

## 高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方

Safety Requirements Expected to the Prototype Fast Breeder Reactor "Monju"

(編) もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会  
(Ed.) Advisory Committee on Monju Safety Requirements

November 2014

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

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

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課  
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2 番地4  
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

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

© Japan Atomic Energy Agency, 2014

## 高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方

日本原子力研究開発機構  
(編) もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会

(2014年7月24日受理)

原子力規制委員会は2011年3月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故(以下「東京電力福島事故」という)を踏まえ、ナトリウム冷却高速炉等の研究開発段階発電用原子炉を対象とした重大事故を考慮した新規規制基準を2013年7月に定めた。

この基準については、パブリックコメント等を踏まえ再度見直しをすることとしているが、日本原子力研究開発機構(以下「JAEA」という)はこれまでの知見を活かし、独自に「高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方」を構築すべく、高速増殖炉の技術及び安全性評価に精通した専門家により「もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会」(以下「委員会」という)を設置し、科学的・技術的知見に基づき、検討することとした。

本報告書は、委員会として高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方について重要な論点事項を整理し、適切に対策を講じなければならない16の要求をまとめたものである。

## **Safety Requirements Expected to the Prototype Fast Breeder Reactor “Monju”**

(Ed.) Advisory Committee on Monju Safety Requirements

Japan Atomic Energy Agency  
Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received July 24, 2014)

In July 2013, Nuclear Regulation Authority (NRA) has enforced new regulatory requirements in consideration of severe accidents for the commercial light water reactors (LWR) and also prototype power generation reactors such as the sodium-cooled fast reactors (SFR) of “Monju” based on TEPCO Fukushima Daiichi nuclear power plant accident (hereinafter referred to as “1F accident”) occurred in March 2011.

Although the regulatory requirements for SFR will be revised by NRA with consideration for public comments, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) set up “Advisory Committee on Monju Safety Requirements” consisting of fast breeder reactor (FBR) and safety assessment experts in order to establish original safety requirements expected to the prototype FBR “Monju” considering severe accidents with knowledge from JAEA as well as scientific and technical insights from the experts.

This report summarizes the safety requirements expected to Monju discussed by the committee.

Keywords: Fast Breeder Reactor, Monju, Safety Requirements, Severe Accident, Accident Management, In Vessel Retention

## 目 次

要旨	1
1 はじめに	4
2 「もんじゅ」の安全確保の考え方に関する検討の視点	5
3 設計基準事故対応策の強化に関する考え方	24
3.1 基本的な考え方	24
3.2 外部ハザード対策	25
3.3 地震	27
3.4 津波	39
3.5 内部火災	44
3.6 内部溢水	50
3.7 静的機器の単一故障	53
3.8 原子炉停止系	55
3.9 崩壊熱除去系	61
3.10 ナトリウム冷却高速炉に特有な事象	65
3.10.1 蒸気発生器の水漏えい	65
3.10.2 2次系のナトリウム漏えい	69
4 重大事故の防止と影響緩和に関する考え方	72
4.1 基本的な考え方	72
4.2 事故シーケンスグループの選定	74
4.2.1 炉心の著しい損傷防止	74
4.2.2 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止	83
4.2.3 運転停止中原子炉内の燃料損傷防止	86
4.2.4 格納機能の確保	88
4.3 炉心等の著しい損傷防止策の考え方	93
4.3.1 炉心の著しい損傷防止	93
4.3.2 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止	99
4.3.3 運転停止中原子炉内の燃料損傷防止	101
4.4 格納機能の確保策の考え方	103
4.4.1 原子炉停止機能喪失事象関係	103
4.4.2 除熱機能喪失事象関係	115
4.5 重大事故等における構造健全性	119
4.6 中央制御室及び緊急時対策所における著しい放射線被ばくの防止	124
4.7 従来の(5)項事象の取り扱いについて	128
5 著しい外部事象に関する対策の考え方	134
5.1 著しい自然現象への対策の考え方（竜巻、森林火災、火山）	134

5.2	想定を超えた自然現象への対策の考え方（地震、津波他） .....	139
5.3	航空機衝突等のテロリズムに関する対策について .....	140
6	東京電力福島事故を踏まえた特別な安全確保対策について .....	142
7	安全確保の考え方 .....	148
謝辞 .....		169
参考文献 .....		170
付録1	委員名簿及び開催実績 .....	173
付録2	研開炉設置許可基準規則に対する海外専門家からのコメント .....	174
付録3	「もんじゅ」における静的機器の単一故障に対する検討の詳細 .....	178
付録4	ナトリウム冷却高速炉に特有な事象に係る評価の詳細 .....	187
付録5	「もんじゅ」における炉心等の著しい損傷防止策の有効性評価の検討例 .....	208
付録6	原子炉停止機能喪失事象に係るCABRI、EAGLE試験による知見 .....	244
付録7	格納機能確保対策としてのメンテナンス冷却系の概要 .....	249
付録8	構造材健全性に係る評価クライテリアの根拠 .....	252
付録9	用語集 .....	253

## Contents

Executive Summary .....	1
1 Introduction .....	4
2 Viewpoint of Discussing the Safety Requirements Expected to Monju .....	5
3 Policy of Design Basis Accident Measures Enhancement .....	24
3.1 Basic Policy .....	24
3.2 External Hazard .....	25
3.3 Earthquake .....	27
3.4 Tsunami .....	39
3.5 Internal Fire .....	44
3.6 Internal Flooding .....	50
3.7 Single Failure on Static Equipment .....	53
3.8 Reactor Shutdown System .....	55
3.9 Decay Heat Removal System .....	61
3.10 Accidents Peculiar to Sodium-cooled Fast Reactor .....	65
3.10.1 Water Leak in Steam Generator .....	65
3.10.2 Sodium Leak in Secondary Cooling System .....	69
4 Policy of Severe Accident Prevention and Mitigation .....	72
4.1 Basic Policy .....	72
4.2 Abstraction of Accident Sequence Groups .....	74
4.2.1 Core Damage Prevention during Operation .....	74
4.2.2 Fuel Damage Prevention in Spent Fuel Storage .....	83
4.2.3 Core Damage Prevention during Shutdown .....	86
4.2.4 Containment Protective Measures .....	88
4.3 Policy of Severe Accident Preventive Measures .....	93
4.3.1 Core Damage Prevention during Operation .....	93
4.3.2 Fuel Damage Prevention in Spent Fuel Storage .....	99
4.3.3 Core Damage Prevention during Shutdown .....	101
4.4 Policy of Containment Protective Measures .....	103
4.4.1 Anticipated Transient without Scram (ATWS) .....	103
4.4.2 Loss of Heat Removal System (LOHRS) .....	115
4.5 Structural Integrity Criteria at Severe Accident .....	119
4.6 Prevention of Severe Radiation Exposure at Main Control Center and Emergency Operation Center .....	124
4.7 Treatment of “Paragraph (5) Events” defined in “Philosophy in Safety Evaluation of Fast Breeder Reactors” by former NSC .....	128

5	Policy of Severe External Hazard Measures .....	134
5.1	Severe Nature Hazard (Tornado, Forest Fire, and Volcano) .....	134
5.2	Unexpected Nature Hazard (Earthquake, Tsunami, etc.) .....	139
5.3	Terrorism by Aircraft Crash .....	140
6	Preventive Measures to be Particularly Emphasized among the Lessons from the TEPCO Fukushima-daiichi NPS Accident .....	142
7	Safety Requirements Expected to Monju .....	148
	Acknowledgement .....	169
	References .....	170
Appendix 1	List of Committee Members and Past Meetings .....	173
Appendix 2	Comments by Foreign Expert for New Regulatory Requirements for SFR .....	174
Appendix 3	Detailed Discussion for Single Failure on Static Equipment in Monju.....	178
Appendix 4	Detailed Assessment for the Accidents Peculiar to Sodium-cooled Fast Reactor .....	187
Appendix 5	Example of Safety Evaluation for the CDA Prevention on the Sodium-cooled Fast Reactor Monju .....	208
Appendix 6	The Results in the CABRI and EAGLE Experiments focused on ATWS .....	244
Appendix 7	Outline of Cooling System for Maintenance as a Containment Protective Measure .....	249
Appendix 8	Foundation of Structural Integrity Criteria .....	252
Appendix 9	Glossary .....	253

## 要旨

原子力規制委員会は2011年3月の東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故（以下「東京電力福島事故」という）を踏まえ、ナトリウム冷却高速炉等の研究開発段階発電用原子炉を対象とした重大事故を考慮した新規基準を2013年7月に定めた。

この基準については、パブリックコメント等を踏まえ再度見直しをすることとしているが、日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という）はこれまでの知見を活かし、独自に「高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方」を構築すべく、高速増殖炉の技術及び安全性評価に精通した専門家により「もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会」（以下「委員会」という）を設置し、科学的・技術的知見に基づき、検討することとした。

本報告書は、委員会として高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方を以下の観点から取りまとめたものである<sup>1</sup>。

- ① 設計基準事故対応策の強化に関する考え方
- ② 重大事故の防止と影響緩和に関する考え方（内部事象及び外部事象起因）

ナトリウム冷却高速炉の冷却材は高沸点（883℃：大気圧）であり発電のために1次系圧力を上げる必要がなく、静的なガードベッセルにより冷却材の確保が可能である。そのため、1次系冷却材の漏えい事故時においても軽水炉のように早期に炉心が露出することはなく、冷却のための減圧及び冷却材注入は不要である。また、液体で利用可能な温度範囲が広く、自然循環冷却が可能である。さらに、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きいことから、事故時における温度の上昇は一般に緩慢であり、炉心の著しい損傷までに時間的な余裕（数時間から数十時間）があることから、運転員の手動操作による複数のアクシデントマネジメント策が可能である。一方、ナトリウム冷却高速炉は、ナトリウムボイド反応度が正となりうること及び燃料集中による臨界性を考慮する必要がある。また、化学的に活性な特性を考慮する必要がある。このようにナトリウム冷却高速炉は軽水炉と異なる特性を有することから、その安全確保に関する要件は軽水炉との特性の相違を十分に考慮する必要がある。

「もんじゅ」では、これまで上記の特性を踏まえて設計がなされ、安全審査において確認されてきた。特に、設計基準を超える事故についてもシビアアクシデントに対する先取的な審査が行われており、炉心特性等を十分に考慮した対策が講じられていることが確認されている。

しかしながら、今般の東京電力福島事故を踏まえれば、その教訓を反映する観点から、更なる安全対策の拡充を図ることが重要である。日本原子力学会の調査では重要設備に地震の揺れによる深刻な損傷はなかったとされているが、津波による浸水が交流、直流を含め全ての電源喪失をもたらし、電源が確保されることを前提としたアクシデントマネジメント策が機能しなかったことを重く受け止めなければならない。このため、地震、津波をはじめとする共通要因

<sup>1</sup> 本報告書は、いわゆる「ピアレビュー」ではなく、本委員会が「安全確保の考え方」を検討した結果を取りまとめたものである。

故障の原因となる外部ハザード全般への対策強化、長期的な事故対応に当たっては代替電源確保とそれらの位置的分散配置、全交流動力電源が喪失した状態における操作・管理・体制面（ソフト）を含めたアクシデントマネジメント策の信頼性向上、格納機能の確保に関する詳細な確認、電源喪失時の通信・計装の強化、等に関し東京電力福島事故の教訓を反映し検討を行うべきである。また、それらの反映にあたっては、事象の選定等において確率論的なリスク情報等を活用し、大規模な格納機能喪失に至るシーケンスは実質上除外されるように対策しなければならない。

本報告書の構成として、第1章は、委員会の目的及び前提となる検討範囲について示すとともに、第2章は、検討の視点として、基礎となるいくつかの安全の基本原則及びリスク情報利用の考え方、さらには、東京電力福島事故の教訓とそれらに対する対策の考え方、参考となる海外専門家の意見等を記載した。また、第3章は、設計基準事故対応策の強化として、重要な設計基準の考え方とそれらの設計基準外事象への拡張の考え方を示した。また、第4章では、高速炉特有の重大事故の防止と影響緩和に関する考え方、第5章では、著しい外部事象として着目すべき自然現象及び航空機衝突対策の考え方を記載するとともに、第6章では、東京電力福島事故の教訓に対する特別な対策を整理した。そして、第7章では第6章までの重要な論点事項を本委員会として整理し、「高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方」として適切に対策を講じなければならない以下の16の要求をまとめた。

1. 原子力事故に対する人と環境の安全を確保する目的のため、深層防護概念に基づく事故の発生防止と影響緩和によって、原子力施設とその運用に起因する放射線から人と環境が受けるリスクを社会から受容される範囲に制限すること。
2. (原子炉停止系)：多重性又は多様性及び独立性を有した原子炉停止系を設けること。ナトリウム冷却高速炉では、制御棒による複数の独立した原子炉停止系を設けること。設計基準事故時において原子炉停止系のうち少なくとも一つは、原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できること。
3. (崩壊熱除去系)：原子炉容器内で発生する崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備を設けること。熱輸送系及び最終ヒートシンクは、その健全性及び機能を失わないようにすること。
4. (共通要因故障の回避)：共通要因故障に至る可能性のある内部火災、内部溢水に対して事象の発生と拡大を防止するため、必要な対応策が講じられていることを確認すること。対応が不十分である場合にはさらなる対応策を講じること。
5. (ナトリウム冷却高速炉に特有な事象)：ナトリウム漏えい、ナトリウム・水反応に関する十分な対応策を講ずること。2次系のナトリウム漏えい及び蒸気発生器の水漏えいに対し、従来の設備対応の妥当性、並びに設計基準を超える重大事故への進展のおそれについて検討し、必要に応じて設備対応等を適切に実施すること。
6. 炉心損傷事故に至る可能性のある原子炉停止失敗に起因する事象と除熱失敗に起因する事象について、安全機能の喪失状態及び事象進展をPRA等も参考にして適切に考慮し、必要な設備対応（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）での対応から成る

適切なアクシデントマネジメント（AM）策を講じること。

7. 原子炉停止機能喪失事象に対し、ナトリウム冷却高速炉の炉心特性から進展速度が一般に極めて速い事象であることを考慮し、設計の安全余裕について最新知見を用いて確認するとともに、設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適切な AM 策を講じること。
8. 「もんじゅ」の安全上の特徴から除熱機能喪失事象についての安全対応策は極めて重要であることから、設備の特徴を踏まえ設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適切な AM 策を構築すること。
9. 格納機能の喪失に至る事象を詳細に評価し、原子炉停止機能喪失事象及び除熱機能喪失事象について熔融燃料による原子炉容器破損の可能性は実質上除外されるように適切な AM 策を講じること。
10. 原子炉施設は、地震、津波、及びそれ以外の自然現象に対して、確率的評価手法等に基づきリスクを評価し、適切な余裕をもって安全が確保されるように設計による対応策を施すこと。設計想定を超える規模の自然現象に対してはその影響や設備の耐性を把握し、ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮した適切な AM 策を整備すること。
11. 故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムに対して、自然循環冷却ループや補助冷却系の配置等の設備上の特徴、並びに AM 策の有効性も考慮し重大事故の発生防止及び影響緩和策を講じること。
12. 設計基準を超える事象に対する合理的な安全対策の整備の観点から水素爆発を防止するため、水素濃度の測定、水素の外部への排出、意図的な小規模な水素燃焼等の適切な AM 策を、既存設備も活用し講じること。
13. 使用済燃料貯蔵槽（炉外燃料貯蔵槽及び燃料池）における燃料破損を防止するため、設備の特徴を踏まえた適切な AM 策を講じること。
14. 重大事故等発生時の中央制御室及び緊急時対策所の居住性を、ナトリウム冷却高速炉における事故の特徴に鑑みた適切なソースタームを想定し、運転員あるいは要員の被ばくの観点から遮蔽、換気等の設備を設計し、確保すること。
15. 重大事故時において必要とする原子炉及びプラントの状態を監視できる措置を講じること。重大事故等が発生した場合に監視するパラメータは、ナトリウム冷却高速炉の特徴及び想定される重要事故シーケンス等の事象進展と環境条件に鑑みて適切に選定すること。また、監視パラメータの重要性によって計測機器を分類し、耐震性を確保すること。
16. 重大事故発生時に的確な AM 対策を実施できるように必要な措置を講じること。重大事故に的確かつ柔軟に対処できるよう、体制、手順、書類、資機材等を整備するとともに、教育、訓練を行なうこと。さらに、訓練等で評価された AM 策の有効性を適切に PRA に反映するとともに、PRA 等の結果を用いて、継続的に AM 策の有効性を向上させること。

## 1 はじめに

2012年9月19日に原子力規制委員会が発足し、新規規制基準の検討が開始された。その後、2013年7月、実用発電用原子炉である軽水炉に対する新規規制基準<sup>1-1)</sup>が施行され、設置変更申請がなされた軽水炉について適合の審査が開始されている。研究開発段階発電用原子炉である高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」という）についても同時に新規規制基準<sup>1-2)</sup>が施行されており、新規規制基準に対する対応が求められているが、「もんじゅ」に対する規制基準は今後原子力規制庁において「改めて検討し基準を見直す」こととなっている<sup>1-3)</sup>。

このような状況を踏まえて、また諸外国でも参考にする十分な検討結果がないため、「もんじゅ」の安全確保に一義的な責任を負う日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という）は、自ら「安全確保の考え方」を取りまとめ、その対策の検討を進めることとした。そのため、高速炉の技術及び安全性評価に精通した専門家による「もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会」を設置（委員会メンバー、開催実績等について付録1に示す）して、高速増殖炉に関する科学的及び技術的知見を踏まえ、「もんじゅ」に関する過酷事故を含む安全確保の考え方の検討を実施することとした。本報告書は、それらの検討結果について委員会として取りまとめたものである<sup>1)</sup>。

ナトリウム冷却高速炉の冷却材は高沸点（883℃：大気圧）であり発電のために1次系圧力を上げる必要がなく、静的なガードベッセルにより冷却材の確保が可能である。また、液体で利用可能な温度範囲が広く、自然循環冷却が可能である。さらに、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きく、炉心の著しい損傷までに時間的な余裕（数時間から数十時間）があることから、運転員の手動操作による複数のアクシデントマネジメント（AM）策が可能である。一方、ナトリウム冷却高速炉は、炉心中心領域でナトリウムボイド反応度が正となりうることを考慮する必要がある。このようにナトリウム冷却高速炉は軽水炉と異なる特性を有することから、その安全確保に関する要件は軽水炉との特性の相違を十分に考慮しなければならない。

一般的に、原子炉の安全確保は、国際原子力機関（以下「IAEA」という）における安全の基本原則である深層防護の考え方<sup>1-4)</sup>に基づき、第1レベルから第5レベルまでの各レベルに対する対策を講じることによって実現することを認識すべきである。本委員会は、特に、第3レベルまでの設計基準に関する考え方と第4レベルの炉心損傷を含む設計基準を超える事故状態を検討の対象とし、第5レベルのサイト外緊急時対応は検討対象としない。

我が国には、「もんじゅ」以外に、同じくナトリウム冷却高速炉の研究用原子炉である「常陽」があるが、本検討は研究開発段階発電用原子炉である「もんじゅ」を主対象としている。

また、本検討は、安全対策を充実するための方針としての「安全確保の考え方」をまとめることに主眼があり、対策の評価は検討対象外としている。ただし、「安全確保の考え方」を検討するための参考情報としての評価例は記載してある。

核物質防護や危機管理等、セキュリティに関連する事項についてはプラント安全に関連する範囲を検討の対象とするが、その具体的な内容は非公開とする。

## 2 「もんじゅ」の安全確保の考え方に関する検討の視点

### (概要)

ナトリウム冷却高速炉の安全上の特徴は、一つは冷却材であるナトリウムにある。ナトリウムは高い熱伝達特性を有し、高沸点（883℃：大気圧）であることから、発電のために1次系圧力を上げる必要がない。このため、軽水炉と異なり1次系配管からの冷却材の漏れがあっても炉心から冷却材がなくなることはなく、冷却材漏えいに対してガードベッセル等の静的機器で液位の確保が可能である。したがって、軽水炉のように早期に炉心が露出することはなく、事故時の炉心冷却のための減圧及び緊急の炉心冷却系（ECCS）は不要である。また、液体で利用可能な温度範囲が広く、ポンプ駆動を必要としない自然循環冷却が可能である。さらに、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きいことから、一般にナトリウム温度の上昇は緩慢であり、炉心の著しい損傷までに時間余裕（数時間から数十時間）があることから、自動的に自然循環除熱への移行に失敗した場合でも、中央制御室あるいは現場における運転員の手動操作により自然循環除熱に移行可能な複数のAM策が可能である。

一方、ナトリウム冷却高速炉は、炉心中心領域でナトリウムボイド反応度が正となりうることから、ナトリウムの沸騰に関する対策が必要である。また、燃料が溶融し形状が変わった状態においても燃料集中による臨界と機械的エネルギー放出を考慮する必要がある。このようにナトリウム冷却高速炉は軽水炉と異なる特性を有することから、その安全確保に関する要件はそれらの相違を十分に考慮しなければならない。

本章では、「もんじゅ」の安全確保の考え方に関する検討の実施にあたって、その視点として検討の基礎となる共通的な情報あるいは原則的な検討方針について記載する。原子力事故に対する人と環境の安全を確保する目的のため、原子力施設とその運用に起因する放射線から人と環境が受けるリスクを社会から受容される範囲に制限しなければならない。そのため、深層防護概念に基づく事故の発生防止と影響緩和の徹底が重要である。具体的には、本章では対策の全体体系を決定する深層防護に基づく安全確保の考え方、特に重要な対策となる深層防護の第1～3レベルと第4レベルの強化の観点、それらに対して考慮すべきナトリウム冷却高速炉の特性、既設炉である「もんじゅ」に対する安全確保対策のあり方、設計基準を超える第4レベルの2段階の対策（著しい炉心損傷の防止と格納機能の確保の考え方）、特に操作・管理・体制面（ソフト）でのAMの強化、対策の選定や有効性評価の観点からのリスク情報の利用の考え方、東京電力福島事故後の「もんじゅ」における安全対策の経緯等について記載することとする。

### (深層防護に基づく安全確保)

東京電力福島事故の大きな教訓として設計基準を超える事故に関する対策の強化の必要性が挙げられる。それまで国内の発電炉は、1992年に原子力安全委員会（当時）が定めた「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」<sup>2-1)</sup>に基づき、設計基準を超える事故に対して自主的なAM策を整備し、教育訓練を日常的に実施して対処することとなっていた。また、このAM策について規制機関である原子力安

全・保安院が評価、監視し原子力安全委員会に報告する義務を負っていた。一方、IAEA による安全基準は、従来より設計基準を超える事故への対策を要求しており、我が国でも、それらの概念の導入による対策の強化が議論されてきた。

設計基準を超える事故への対策の考え方は、「深層防護（Defence in depth）の考え方」の一部として含まれている。深層防護の考え方自体に関する議論は本検討の範囲外であるが、IAEA の国際原子力安全諮問グループ（INSAG: International Nuclear Safety Advisory Group）は、表 2-1 に示すように、深層防護の各レベルとプラント状態の関係を定義づけている<sup>2)</sup>。一般的に深層防護は、レベル 1「異常の発生防止」、レベル 2「異常の制御」、レベル 3「設計基準事故の制御」、レベル 4「重大事故への進展防止と影響緩和」、レベル 5「放射性物質の重大な放出に対する影響緩和」に定義され、レベル 1 からレベル 5 までの各レベルの安全対策の総体として原子力プラントの安全性を確保する考え方である。設計基準を超える事故に関する対策の強化は、深層防護のレベル 4 の対策の強化を意味している。

#### （深層防護の第 1～3 レベルと第 4 レベルの強化）

深層防護の考え方に基づき、第 3 レベルまでの設計基準事故対応策での強化と第 4 レベルとしての設計基準を超える事故状態における重大事故<sup>2)</sup>の発生防止と影響緩和策としての AM 策の強化が重要である。

第 3 レベルまでの設計基準事故対応策での強化は、点検等の保全の遂行による故障の予防が重要であるとともに、従来より設計基準として設定している環境条件（特に地震動を含む自然現象）の見通しとそれらに対する耐性の強化及び共通要因故障を防止する対策が考えられる。東京電力福島事故は著しい自然災害である津波が発端となったことから、強風（竜巻）、火山活動、降雪、降雨等、幅広い自然現象に関する環境条件の見直しが図られねばならない。

また、深層防護は不確かさへの対策であり、第 4 レベルの設計基準を超える事故の対策は、網羅的な確率論的リスク評価（PRA）あるいはそれに代わる分析によって重要な事象を抽出し、不確かさを認識して有効な対策を講じるとともに、設備面（ハード）のみではなく AM 策に関する操作・管理・体制面（ソフト）の整備及び教育、訓練の実施が重要である。その際、設計基準を超えた条件において直ちに重大な炉心損傷等に至る事象が発生しないように第 1 段階の AM 策による著しい炉心損傷防止策を講じた後、さらに頻度は低いながらもそれらの AM 策に失敗して炉心損傷に至るおそれがある場合に、格納機能の確保に関する第 2 段階の AM 策を講じることが国際標準の要件である。

また、頻度の観点からは著しく低いと判断される場合でもその事象が発生した場合の影響が著しく大きいと考えられる事象についても基本的には第 4 レベルの対策が必要であり、ナトリウム冷却高速炉の特性を考慮した対策を講じなければならない。特に、「もんじゅ」は従来の安全審査において、「事故」より更に発生頻度は低いながらも結果が重大であると想定される事象の評価が実施されており、その評価結果を参考にしつつ、検討を十分に深めることとした。

<sup>2)</sup> 従来用いられてきた「シビアアクシデント」と同義であるが、国の方針に従い、この用語を用いる。

(ナトリウム冷却高速炉の特性の考慮)

ナトリウム冷却高速炉は、高速中性子を利用する炉心特性及びナトリウム冷却材を用いた冷却特性等について軽水炉と異なる特性を有することから、それらを考慮した「安全確保の考え方」を構築しなければならない。表 2-2 に軽水炉とナトリウム冷却高速炉の一般的な特性の比較を示す。また、図 2-1 にプラントシステムのナトリウム冷却高速炉と軽水炉 (PWR) の比較を示す。これらの炉心、冷却材、構造材料特性のそれぞれについてナトリウム冷却高速炉として考慮すべき一般的な留意点は以下の通りである。

#### (1) 炉心特性

- ・ ナトリウム冷却高速炉は炉心中心領域でナトリウムボイド反応度が正となりうることから、ナトリウムの沸騰及びカバーガスの巻込みに対する考慮が必要である。
- ・ ナトリウム冷却高速炉は最小臨界量を大幅に上回る燃料を炉心に有していることから、最大反応度がない体系であり、溶融燃料の集積で大きな正の反応度が印加されうることから、再臨界に関する考慮が必要である。

#### (2) 冷却材特性

- ・ ナトリウム冷却高速炉は、熱伝導率が高く、高沸点 (883℃ : 大気圧) の液体金属ナトリウムを冷却材として使用することから、液体で利用可能な温度範囲が広く、自然循環冷却体系を構築し易い。
- ・ システムの圧力は大気圧に近く、冷却材漏えいに対してガードベッセル等の静的機器で液位の確保が可能であり、軽水炉のような事故時の炉心冷却のための減圧及び冷却材緊急注入が不要である。
- ・ ナトリウム冷却材は、化学的活性度が高いため、ナトリウムによる腐食、ナトリウム・水反応、ナトリウム燃焼、ナトリウム・コンクリート反応、カバーガスの不活性化等に関する考慮が必要である。
- ・ ナトリウム冷却材の凍結、不透明性及び放射化等に関する考慮が必要である。
- ・ 基本的には冷却材の漏えいに伴う格納容器の圧力上昇を考慮する必要がない。

#### (3) 構造材料特性

- ・ 冷却系が高温で炉心出入口の温度差が大きく、また、ナトリウムの熱伝達特性が優れているので大きな熱応力が発生しうる。
- ・ 炉心における高速中性子照射量が大きく、クリープ特性を考慮すべきである。
- ・ 配管等の熱膨張を考慮する必要がある。
- ・ 軽水炉とは異なり、燃料被覆管に含まれるジルコニウムと冷却材である水の反応に伴う原子炉容器内での水素生成の考慮は不要である。

これらのナトリウム冷却高速炉の特性と後述する深層防護の各安全対策との関係について、図 2-2 に示す。

(既設炉に対する安全確保対策に関する考慮)

「もんじゅ」は既設の原子炉であり、その安全性を最高水準に高めるためには、ナトリウム冷却高速炉の特性及び設計思想を十分に踏まえた柔軟な対策によりリスクを低減し、合理的に達成可能な最高水準の安全性を目指すべきである。一般的には、英国の安全審査におけるリスク低減策 (R2P2) の考え方<sup>2)3)</sup>が参考になる。リスク低減のポリシーは、”SFAIRP: so far as is reasonably practicable”であり、実行可能な限りの対策を講じる法的な義務を負っている。リスクの達成目標は、耐容可能なリスクの程度 (TOR: tolerability of risk) によって判断されるが、その実施はリスクを実行可能な限り小さくするアプローチ (ALARP: as low as reasonably practicable) をとる。

特に、既設の原子炉に対する安全性向上策は、実機の特性試験データ等に基づき実力による評価を実施し、原型の設計思想に基づく設備を補う形で「付加 (Add-on)」することが適切である。新設炉の設計時に予め考慮される「組込み型 (Built-in)」による安全対策は、既設炉には大規模な改造等を加えることになり、それにより全体的なリスクを高めることがあってはならない。また、AM 策は、実機による訓練データに基づく高い精度の評価が可能である。このリスク低減の考え方は、新規制基準における制度面での安全性向上策の考え方と同様であり、実機データに基づく確率論的なリスク評価等によって、継続的な安全性向上策を検討してプラントへ反映するものである。

(第 4 レベルの 2 段階の対策)

前述のように、深層防護の第 4 レベルの対策は、第 1 段階として、設計基準を超えた条件において直ちに重大な炉心損傷等に至る事象が発生しないように AM 策を講じた後、それらの AM 策に失敗した後、格納機能の確保に関する第 2 段階の AM 策を講じることが一般的である。

設計基準を超えた領域での第 1 段階の炉心損傷防止策について、ナトリウム冷却高速炉は、最終除熱源への静的な冷却パスが確保されていれば、ナトリウム冷却材の除熱能力の高さから、ポンプ電源等が不要な自然循環除熱が形成可能となろう。その際、AM 策による中央制御室からの操作が困難な状況にあっても、例えば、電源が無く、さらに中央制御室での操作に失敗する状況においても、運転員の最終除熱源の現場操作によって崩壊熱除去を行う様な複数の対策が十分に可能であり、それらを活用して柔軟かつ多岐に渡る方策を考えるべきである。

さらに、第 2 段階の格納機能の確保に関する方策は、損傷モードとの関連において選定されるが、プラント特性を考慮して大規模な格納機能喪失に至るシーケンスは実質上除外<sup>※</sup>されるように対策し、大規模な放射性物質の放出リスクを低減しなければならない。

※ 「実質上除外される」シーケンスとは、基本的な設計思想と AM 策によって発現しないと判断される事象であり、IAEA の安全設計要求 (SSR-2/1)<sup>2)4)</sup>は、「実質上除外される」と判断する考え方を以下のように定義している。

ある状態が発現する可能性は、次の場合、「実質上除外される」(Practically eliminated)と考えられる。

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

「もんじゅ」は、全電源喪失時においても補助冷却系による自然循環除熱が可能であり、さらに、なんらかの要因で自然循環冷却が困難な場合にも補助冷却系とは独立した冷却パスを保有することから、可搬型の機器等の利用による AM 策を強化することによって、除熱機能喪失関係の事象を「実質上除外される」(Practically Eliminated) 事象とすることが考えられる。また、従来よりボイド反応度が正である炉心特性を考慮して、万一の炉停止失敗時における即発臨界を避けるための第 1 段階の損傷防止策として後備炉停止系を設けるとともに、さらに、それらに失敗した場合についても、損傷した燃料物質を原子炉容器内に保持して冷却し、事故を終息させることを基本的な安全確保の考え方としてきた。特に原子炉容器は、システム圧力が大気圧近傍であり軽水炉に比べて低いことから冷却材漏えい時にも液位確保が容易であり、その損傷に至らないように除熱機能の AM 策を講じることによって格納機能を確保することが可能である。これらの考え方について検討し、これらの対策をより確かなものとするため、多様で柔軟な AM 策の強化の必要性を検討する。

また、外部事象はプラントの外部の要因によって発生する事象であり、地震・津波等の自然現象による事象と人為的な要因の事象に大別される。自然現象の考慮については、その潜在的な危険性(ハザード)の度合いに対して採るべき対策のレベルを設定する必要があるが、自然現象の不確かさから設計基準として選択するべきハザードの度合いを設定することは必ずしも容易ではない。継続的な安全性の向上を目指して設計ベースでのハザードの明確化を図るとともに、さらなる裕度・頑健性の確保によって炉心損傷の発生を防止し、それらによって引き起こされる事象に対する AM 策を充実させることが基本的な方針となる。人為事象については偶発的な事象とテロ等に代表される意図的な事象が挙げられるが、ここでの最大の論点は、意図的な航空機衝突への対策である。ナトリウム冷却炉においては、原子炉容器から隔離した位置までナトリウム配管を延長することはそのリスクを増大する観点で現実的ではない。それに代わる位置的、方角的分散による冷却パス確保の有効性を評価した上で、それらを利用するための AM 策が一つの方策とも考えられる。

#### (AM の強化に関する考慮)

東京電力福島事故を踏まえれば、設計基準を超える事故の影響緩和のための AM 策を強化しなければならない。IAEA の原子力発電所の運転安全に関する国際標準である SSR-2/2<sup>2-5)</sup>は、従来よりプラントに対して設計基準を超える事故(すなわち、深層防護レベル 4 の状態)の管理のための AM 計画を確立することを求めている。AM 計画は文書化され、定期的に見直され必要に応じて改訂されなければならない。また、前出の IAEA の INSAG-12<sup>2-2)</sup>も同様に、表 2-1 に示すように、レベル 4 の対策として補完的な設備対策と AM 策を求めている。

原子力発電所過酷事故防止検討会<sup>3)</sup>は、具体的提言として重大事故に関連して以下を提言している<sup>2-6)</sup>。

提言 5： 規制機関は、過酷事故の防止・緩和対策の計画及び検査を規制対象とする。その対策の検討に当たっては、あらゆる内部事象（人的過誤等含む）、自然現象、人為事象に起因する過酷事故を対象から排除せず、規制機関は、専門家及び事業者とともに過酷事故の発生防止と影響緩和のために多種多様な設備等の活用を含めた対応の組み合わせを想定し、実効性ある方策（アクシデントマネジメント）を構築する。

提言 7： アクシデントマネジメントの具体策例としては、恒設設備では対応不可能な事態に万が一至ったとしても柔軟な対応が可能なものとする。このため、可搬式設備、移動式設備（車両に据え付けた設備）を備え、接続口は多重性を持たせるなど、いかなる事態に対しても柔軟に対応できるようにする。

提言 8： 事業者は原子力発電所に、原子力発電システムを熟知し、事故時における原子炉の状況を的確に把握又は推測し、適切な判断をし、なすべき作業を指示出来るアクシデントマネジメント専門職を置く。

提言 9： 事業者は、アクシデントマネジメントの手順書を現場で一つひとつ確認して作成し、それに基づき従事者の教育、あらゆる環境下での訓練を徹底する。

提言 10： 規制機関は、上記に関し遺漏なく検査、監視を行う。また、事業者、規制機関は、それぞれ、あるいは協働して、常に、必要な見直しを行い、アクシデントマネジメントの改善に努める。

これらを踏まえれば、ナトリウム冷却高速炉の「もんじゅ」について、設計基準を超えた事故として炉心損傷に至ることも想定して多種多様な設備を利用した実効性のある AM 策を構築し、可搬型機器等の柔軟な対応を可能とするとともに、それらの作業指示が的確にできる体制を確認するとともに、手順書に基づく教育・訓練を徹底し、継続的な改善に努めなければならない。

可搬型機器については、自然循環が可能なナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえるとともに、緊急時の電源確保のための複数の電源車について位置的分散を考慮した接続方法を確立しておくべきである。また、復旧の観点からは、非常用ディーゼル発電機の原子炉補機冷却海水ポンプの代替ポンプの配備等が課題となる。安全確保の観点から、ナトリウム冷却材の凍結の可能性に対する対策を取る必要がある。AM 策の実施のための体制は、予期せぬ自然災害を想定し、がれきの処理要員を常時確保するとともに、その後の AM 作業に関する手順書を確立し、それらに基づく訓練を実施しなければならない。支援体制については、被ばく管理対策を含む資材及び機器に精通したメーカーを含む非常時対応体制等についても準備しておくことが必要である。外部からのアクセスについては、海岸線のアクセス経路が限られることから、船舶等の多

<sup>3)</sup> 東京電力福島事故とそれに伴う原子力災害の実態を科学的・専門的視点から分析・把握し課題を抽出するとともに、根本原因を明らかにして、原子力の安全の継続的な向上を図るよう改善策の提示、提案を行なうことを目的として設置された検討会。

様な経路と輸送手段を準備しておくべきである。また、これらの AM 策は、常に PDCA サイクルによって向上を図ることが重要であり、有効性に関するリスク評価を導入し効果的な対策について継続的な向上を図ることが求められる。それらによって、機器の保全上の重要性を考慮した保全計画及びプラントのその時点での安全評価を定期的に見直すプロセスの確立が可能となる。

（「もんじゅ」の重大事故に対する従来規制について）

軽水炉にはない「もんじゅ」特有の規制要求として、これまで重大事故に関する安全審査がなされていたことを考慮する必要がある。この審査は、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」<sup>2-12)</sup>（以下「評価の考え方」という）に基づいており、その「別紙」Ⅱ章には、軽水炉の安全審査指針には規定されていない以下の事象が定義されていた。(5)項として記載されているために、「(5)項事象」とも通称された（参考 1 を参照のこと）。

『「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象については、LMFBR（液体金属冷却高速増殖炉）の運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。』

これに基づき、評価、審査がなされ、審査結果によれば、設計基準事象の想定範囲を大幅に超える技術的には起こるとは考えられない(5)項事象をあえて仮定したとしても、炉心崩壊に至る可能性は小さいこと、さらに万が一炉心崩壊に至ったとしても、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性は保たれ、放射性物質拡散の抑制機能を保ちうること、及び周辺公衆に対して著しい放射線被ばくリスクをもたらすことはないことが確認されている。

本規制要求は、LMFBR の運転実績が僅少であることから、設計基準事故を少し上回る場所に結果への重大な影響を及ぼす要因が無いこと、すなわち、安全設計に十分な余裕があることを確認するために、実施されてきたものである。重大事故に対する安全性の確認が求められている新しい規制体系の中において、(5)項事象を評価することの意義を技術的に再検討する必要がある。

（リスク情報の利用の考え方について）

基本的な安全原則に立ち返れば、いわゆる「安全神話」としての安全確保に陥らないように、リスク情報を活用した安全確保の考え方を確立しなければならない。東京電力福島事故が発生する前の時点にリスク情報を活用した AM 策の整備は事業者の自主的な取り組みとして実施されていたが、それらは内部事象に起因して重大事故に至る可能性のある事象が中心であり、地震・津波等の外部事象に関する AM 策の準備は不十分であった<sup>2-6)</sup>。

一方、設計基準を超える地震動に対する取り組みとして、2006 年の耐震設計審査指針の改訂において「残余のリスク」の考え方が導入され、基準地震動を超える残余のリスクについても考慮する取り組みが進められてきた。

このような「リスク」の定義について、日本原子力学会の「原子力安全の目的と基本原則」<sup>2-7)</sup>によれば、リスクとは、「事故の確率とその事故の影響の組み合わせ」とされており、その解説が付されている。特に、これまでも達成すべき安全目標の議論の観点から、発生頻度と影響による整理が試みられている。旧原子力安全委員会安全目標専門部会は、「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」を報告している<sup>2-8)</sup>。安全目標の達成のための性能目標は、2006年3月に同専門部会として、炉心損傷の発生頻度（CDF）の低減目標は $10^{-4}$ /年程度であり、格納容器損傷に至る頻度（CFF）は $10^{-5}$ /年程度を指標としているが、これらは検討の基礎とする位置付けの値であり、今後も議論が継続される見通しである<sup>2-9)</sup>。

東京電力福島事故に関する政府の事故調査・検証委員会は、外部事象を含めた重大事故対策について、「総合的リスク評価とシビアアクシデント対策の必要性」を指摘している<sup>2-10)</sup>。そこでは、「施設の置かれた自然環境は様々であり、発生頻度は高くない場合であっても、地震、地震随伴事象以外の溢水・火山・火災等の外部事象及び従前から評価の対象としてきた内部事象をも考慮に入れて、施設の置かれた自然環境特性に応じて総合的なリスク評価を事業者が行い、規制当局等が確認を行うことが必要である。」としている。また、総合的なリスク評価を踏まえた重大事故対策の策定では、「原子力発電施設の安全を今後とも確保していくためには、外部事象をも考慮に入れた総合的安全評価を実施し、様々な種類の内部事象や外部事象の各特性に対する施設の脆弱性を見だし、それらの脆弱性に対し、設計基準事象を大幅に超え、炉心が重大な損傷を受けるような場合を想定して有効な重大事故対策を準備しておく必要がある。また、それらの対策の有効性について、確率論的安全評価（PSA）等の手法により評価する必要がある。」としており、総合的なリスク評価に基づく安全確保の重要性を指摘している。

「もんじゅ」についても、設計基準を超える事故に対するAM策について確率論的なリスク評価手法を参考にし設定するとともに、外部事象に対しても総合的な安全評価において設計基準を超えた条件において直ちに重大な炉心損傷等に至る事象が発生しないように事故シーケンスの分析を実施し、それらに基づき、重大事故等に対するAM策を構築することを基本的な考え方とする。

なお、ナトリウム冷却高速炉の運転経験が世界的に見ても僅少であることや外部ハザードの不確かさは一般に大きいこと等の不確かさ要因には十分注意を払い、不確かさが大きい場合には適切な深層防護策を設定する必要がある。

#### （東京電力福島事故後の「もんじゅ」における安全対策）

これまでJAEAは、東京電力福島事故が著しい自然現象に起因したことに鑑み、事故を踏まえた緊急の安全対策及び想定を超える地震及び津波等に対する耐性の評価を実施してきており、対策の強化と裕度の確認を行ってきている。緊急安全対策として、緊急時の電源確保、使用済燃料貯蔵槽の冷却確保、通信手段の確保、がれき撤去用の重機等の設備面（ハード）の強化とともに、緊急時の対応体制の強化、支援体制の強化、訓練の実施等の操作・管理・体制面（ソフト）の強化を図ってきている。また、安全性の総合評価として、原子炉について、万一電源が喪失してもナトリウム冷却系の自然循環と空気冷却器の自然通風によって燃料の崩壊熱を大気へ放散可能な裕度の評価を実施し、地震については基準地震動  $S_s$  に対して 1.86 倍の裕度

を有することを確認した。また、津波については、設計基準津波高さ 5.2m に対して、原子炉施設設置高さ 21m までの余裕があることを確認している。それらの詳細については、第 2 章（参考 2）に示す。

#### （東京電力福島事故の教訓の分析）

事故からの教訓事項は、政府、国会、学会等で多くの検討が進められており、それらの内容については、「原子力発電所過酷事故防止検討会報告書」<sup>2-6)</sup>に詳述されている。ここでは、発電所における技術的な教訓として、2012 年 3 月に旧原子力安全保安院が取りまとめた「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」<sup>2-11)</sup>（以下「技術的知見」という）からの教訓を踏まえて反映事項を分析する。

「技術的知見」は、事故原因の分析に基づき、5つの目標と 18の要件を整理し、それらから 30項目の技術的対応事項を摘出している。目標として、①地震等による長時間の外部電源喪失の防止、②共通要因による所内電源の機能喪失防止／非常用電源の強化、③冷却注水機能喪失の防止、④格納容器の早期破損／放射性物質の非管理放出の防止、⑤状態把握・プラント管理機能の抜本的強化を掲げている。

①地震等による長時間の外部電源喪失の防止は、交流電源確保の成否により原子力発電所の安全確保の結果に大きな差異が生じたことや発電所によっては外部電源の復旧に数日を要していることから、外部電源の信頼性向上や復旧資材の確保等を対策として取り上げている。②共通要因による所内電源の機能喪失防止／非常用電源の強化は、津波による共通要因によって低層階のほとんどの電気設備が被水等により機能喪失していることや海水ポンプが破損して給水機能を喪失していることから、電気設備の位置的分散、直流電源及び電源車の確保、防潮堤や水密化など浸水対策の強化を対策としている。③冷却注水機能喪失の防止の観点からは、海水ポンプの故障によって最終ヒートシンクが失われたことや電源喪失によって隔離弁や主蒸気逃し安全弁が直ちに動作しなかったことから、冷却系への浸水対策や弁の駆動に関する信頼性の強化、使用済燃料プールを含めて代替的な注水機能の確保等を対策として摘出している。④格納容器の早期破損／放射性物質の非管理放出の防止は、ベント操作による減圧前に格納容器が加温・加圧破損により漏えいしたと考えられる点やベント配管の共有によって別の建屋へ水素が流入した点から、格納容器の除熱機能の強化や低圧注水への確実な移行、ベント機能の強化と独立性の確保、水素爆発防止等を対策としている。さらに、⑤状態把握・プラント管理機能の抜本的強化として、AM 作業全般に影響がある中央制御室との通信機能の強化、計装・モニタリングの強化を対策としている。

これらの教訓事項について、ナトリウム冷却高速炉は、冷却機能に関して電源が不要な自然循環が可能であること、最終ヒートシンクとして海水ポンプに依らない大気放熱が可能であること、減圧・ベント操作等を要しない大気圧近傍のシステムであること、炉内の昇温によって水素が発生しないこと等の軽水炉との特性の相違があることを考慮し、地震・津波をはじめとする共通要因故障の原因となる外部ハザード全般への対策強化、長期的な事故対応に当たっては代替的な電源及び水源確保とそれらの位置的分散、全交流動力電源が喪失した状態での操作・管理・体制面（ソフト）を含めた AM 策の信頼性、格納機能の確保に関する詳細な確認、

電源喪失時の通信・計装の強化による確実な AM 操作等の多くの共通的な教訓事項について反映を行うべきである。

(海外のナトリウム冷却高速炉専門家の意見について)

今般の検討にあたり、参考として、研開炉設置許可基準規則<sup>1)2)</sup>に対して海外専門家より寄せられたコメントを付録 2 に示す。主なコメントは、①現状の新規制基準にはナトリウム冷却高速炉に適用すべきではない要求が含まれていること、②原子炉容器・ガードベッセルを貫通するような状態に対する対処が求められているが、ナトリウム冷却高速炉においてその状態に至るためには非常に低頻度の多重損傷シナリオが要求されること、③一般に、ナトリウム冷却高速炉では、水素の唯一の主たる発生源はナトリウム・コンクリート反応であり、それらの発現を防止可能であること等が指摘されている。

表 2-1 深層防護とプラント状態の関係

戦略	事故の発生防止			事故の影響緩和		
	通常運転	予期される運転時の異常	設計基準と複雑な運転上の事象	設計基準を超えるシビアアクシデント(SA)	SA後の状況	
防護レベル	レベル1	レベル2	レベル3	レベル4	レベル5	
目的	異常運転と故障の防止	異常運転の制御と故障の検出	設計基準の想定レベル以下での事故の制御	過酷プラント状態の制御（事故進展防止を含む） SAの影響緩和（格納機能防護を含む）	放射性物質の重大な放出による放射線影響の緩和	
必須手段	保守的設計と建設・運転における品質	制御、制限値及び防護系その他	工学的安全施設及び事故時手順	補完的手段及びアクシデントマネジメント（格納機能防護を含む）	サイト外緊急時対応	
制御	通常運転活動		設計基準内での事故の制御	アクシデントマネジメント		
手順	通常運転状態		非常用運転手順	非常用運転手順における極限的部分		
対応	通常運転システム		工学的安全設備	特別の設計設備	サイト外緊急時対応	
障壁の条件	燃料設計での許容限界値内で定められる範囲	燃料破損	重大な燃料損傷	燃料溶融	制御できない燃料溶融	格納機能喪失

配色：通常時

想定事故時

緊急時

出典) IAEA INSAG-12, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1,” © IAEA (1999), p.86.

表 2-2 軽水炉とナトリウム冷却高速炉の一般的な特性の比較

	軽水炉	ナトリウム冷却高速炉
炉心特性	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 最大反応度体系</li> <li>• 冷却材喪失及び燃料溶融時に大きな正の反応度挿入なし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 炉心中心領域でナトリウムボイド反応度正</li> <li>• 溶融燃料の集中で大きな正反応度</li> </ul>
冷却材特性	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 水(熱伝導率低)                             <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 低沸点 100°C(大気圧)</li> <li>347°C(16MPa)</li> <li>✓ 化学的活性小</li> <li>✓ 透明</li> <li>✓ 冷却材圧力(7MPa~16MPa)</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 液体金属ナトリウム(熱伝導率高)                             <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 高沸点 883°C(大気圧)</li> <li>→ 自然循環冷却可能</li> <li>✓ 冷却材圧力(大気圧近傍)</li> <li>→ 静的機器での液位確保可能</li> <li>✓ 化学的活性大 (ナトリウム・水反応、ナトリウム火災、ナトリウム・コンクリート反応)</li> <li>✓ 不透明</li> <li>✓ 融点 98°C (大気圧)</li> </ul> </li> </ul>
構造材料特性	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 比較的低温</li> <li>• 熱中性子場</li> <li>• ジルコニウム・水反応</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 高温(300~600°C)</li> <li>→ 熱応力、クリープ特性</li> <li>• 高速中性子場</li> </ul>

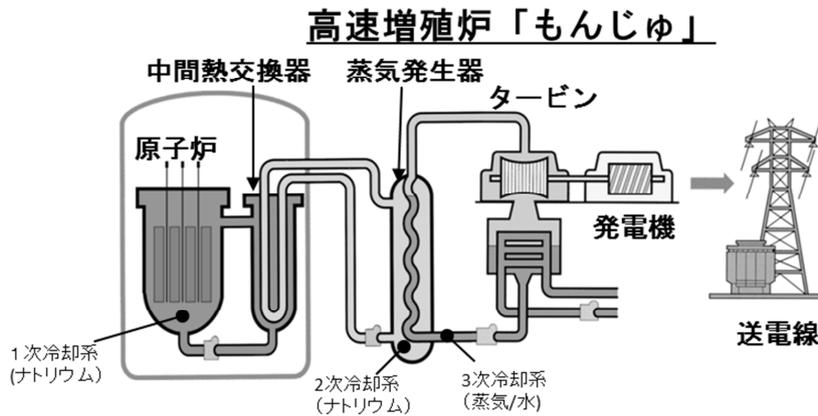
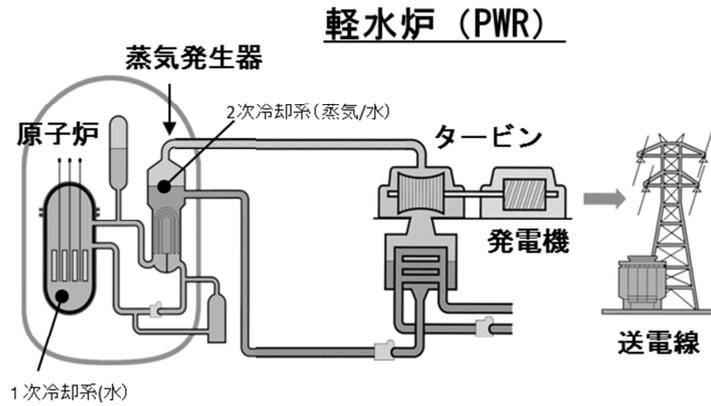


図 2-1 プラントシステム構成の軽水炉とナトリウム冷却高速炉の比較

ナトリウム冷却高速炉の特性	安全確保対策			
<p>&lt;炉心特性&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ボイド反応度正</li> <li>・燃料集中による反応度正</li> </ul>		<p>システム設計 (1次系、2次系、蒸気/水系) 炉停止機能(主炉停止系) 冷却機能 (3系統・強制循環除熱、ガードベッセル) 格納機能(バウンダリ確保) ナトリウム冷却炉特有事象対策 (冷却材カバーガス、1次系窒素雰囲気、2次系ナトリウム火災対策、SG水リーク対策等)</p>		
<p>&lt;冷却材特性&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・沸点 883℃(大気圧) → 自然循環冷却可能</li> <li>・冷却材圧力：大気圧近傍 → 静的機器での液位確保可能</li> <li>・化学的活性大 (ナトリウム・水反応、ナトリウム火災、ナトリウム・コンクリート反応)</li> <li>・不透明</li> <li>・融点 98℃ (大気圧)</li> </ul>			<p>炉停止機能(後備炉停止系) 冷却機能 (3系統・自然循環除熱、液位確保 AM 策)</p>	<p>SA対策 (炉心損傷防止)</p>
<p>&lt;構造材料特性&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>熱応力、クリープ特性</li> <li>高速中性子場</li> </ul>			<p>格納機能(バウンダリ確保) 損傷炉心の原子炉容器内確保 格納機能(機械的エネルギーの格納、放射性物質の大規模放出の防止)</p>	<p>SA対策 (格納機能確保)</p>

図 2-2 ナトリウム冷却高速炉の特性と安全確保対策の関係

(参考1) 「もんじゅ」における従来の過酷事故評価について  
 (「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」と(5)項事象)

1980年11月に当時の原子力安全委員会で決定された高速増殖炉の安全審査のための指針である「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」<sup>2-12)</sup>(以下「評価の考え方」という)の「別紙」II章には、軽水炉の安全審査指針には規定されていない以下の事象が定義されていた。(5)項として記載されているために、「(5)項事象」とも通称された。

『「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象については、LMFBR(液体金属冷却高速増殖炉)の運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。』

(5)項事象はいわゆる設計基準事象である「事故」を超える事象として位置付けられ、発生頻度が「事故」より低いことを前提として、その発生を仮定して評価するものであった。その評価の目的は事故防止対策との関連において放射性物質の周辺環境への放散が適切に抑制されていることを確認するものであった。換言すれば、「事故」を上回るような過酷な事態においても、立地審査指針の目安線量を上回ることはないことを確認することが評価の目的であった。「評価の考え方」において(5)項事象が規定された理由は、以前のナトリウム冷却高速では国際的にも再臨界事故をレベル3の設計基準事故としていたが、「もんじゅ」ではレベル3とせず、それを超える事象として考えることとしたものである。そこで、「もんじゅ」では、運転実績の少ない研究開発段階にある原子炉施設であって、経験や知識が限られていること、及び液体金属冷却高速増殖炉であるという「もんじゅ」の軽水炉にはない特徴を勘案して、「事故」より発生頻度は低い結果が重大になる可能性がある(5)項事象を評価することが合理的と考えられたものである。

(「もんじゅ」の安全審査における(5)項事象)

「もんじゅ」の安全審査においては、炉心損傷に至る可能性のある事象として、以下の3分類5事象を選定し、評価している。いずれの事象もその発生頻度は無視し得るほどきわめて低いと考えられるため、設置許可申請書<sup>2-13)</sup>においては、「技術的には起こるとは考えられない事象」として記載されている。

#### (1) 局所的燃料破損事象 (LF)

##### (1-1) 燃料要素の局所的過熱事象

燃料要素中に予期せぬ高富化度の燃料ペレットが存在して局所的に過熱されることを仮定した事象

##### (1-2) 集合体内流路閉塞事象

予期せぬ異物が存在して局所的に燃料集合体の冷却材流路が閉塞されることを仮定した事象

## (2) 1次主冷却系配管大口径破損事象 (LOPI)

1次主冷却系配管の大口径破損が生じ、1次冷却材が流出することを仮定した事象

## (3) 原子炉停止機能喪失 (ATWS) 事象

## (3-1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

外部電源喪失等により炉心流量が減少し (1次冷却材流量減少時)、安全保護系の動作により原子炉の自動停止が必要とされる時点で、原子炉停止機能喪失が重なることを仮定した事象

## (3-2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

制御棒が連続して引抜かれることにより、炉心に異常な反応度が挿入され (制御棒異常引抜時)、安全保護系の動作により原子炉の自動停止が必要とされる時点で、原子炉停止機能喪失が重なることを仮定した事象

(5)項事象の中でもっとも重大な事象が「原子炉停止機能喪失事象」で、これがいわゆる「炉心崩壊事故」に相当する。さらに、炉心崩壊事故の中で特に機械的エネルギー発生観点で着目されるのはULOF事象である。ULOF事象は、1次冷却材流量減少という異常な過渡が発生した際に、2系統の原子炉停止系が完全に不作動となる (すなわち、原子炉の緊急停止に失敗する) という、きわめて起こる可能性が低い故障を重ね合わせた事象である。

「もんじゅ」の安全審査における(5)項事象の評価

(5)項事象の解析に当たって行う条件設定においては、評価の目的が安全設計の妥当性を保守的な解析条件を置いて評価する「事故」とは異なり、原子炉施設の安全裕度を確保する目的で想定されているものであることから、事象推移の解析に当たっては、本原子炉に講じられている事故防止対策や基本的物理現象を無視するような想定をする必要はなく、また実験データや理論的根拠に基づく物理的なパラメータを用いることが基本とされた。ただし、実際の物理現象の解析においては、解析コードやデータの不確かさが大きい場合、あるいは知見の不十分な現象については物理的に合理的な範囲内で最も保守的な条件設定が行われている。

ここでは、前述のように炉心損傷事故 (CDA) の中でも特に機械的エネルギー発生観点で着目されるULOF事象の評価結果について述べる。ULOF事象の事象推移の概要を図2-3に示す。ULOF事象の事象推移の各段階における時間スケール及び解析の主対象とする過渡現象が異なるため、事象推移全体をいくつかの過程に分けて、各過程の特徴と注目すべき過渡現象に合わせて異なる解析コードを用いた評価が行われた。機械的エネルギー発生の可能性が存在するのは、この図の起因過程及び遷移過程である。起因過程において物理的に合理的な範囲内で最大限に保守的な条件設定のもとで実施した評価結果では約330MJの機械的エネルギーの発生が評価された。この発生エネルギーを十分に包絡する500MJの機械的エネルギー発生を想定して耐衝撃評価を実施し、1次系ナトリウムバウンダリの健全性が確保されること、及び原子炉炉容器カバーガス空間の上部にある遮蔽プラグの隙間から漏えいするナトリウムが格納容器内で燃焼しても、その熱及び圧力によって格納容器が破損することはないことが確認されている。また、参考解析として実施された遷移過程の事象推移解析における機械的エネルギーの

評価値は約 150MJ であり、起因過程における上記の評価値に包絡されることが確認された。

これらの(5)項事象の評価の重要な結論は、設計基準事象の想定範囲を大幅に超える技術的には起こるとは考えられない燃料要素の局所的過熱事象、集合体内流路閉塞事象、及び1次主冷却系配管大口径破損事象をあえて仮定したとしても、炉心崩壊に至る可能性は小さいこと、さらに万一炉心崩壊に至ったとしても、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性は保たれ、放射性物質拡散の抑制機能を保ちうること、及び周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクをもたらすことはないことが確認されたことである。すなわち、設計基準事象の想定範囲を大幅に超える事象に対して「もんじゅ」は十分な安全裕度を有していることが確認されたことになる。

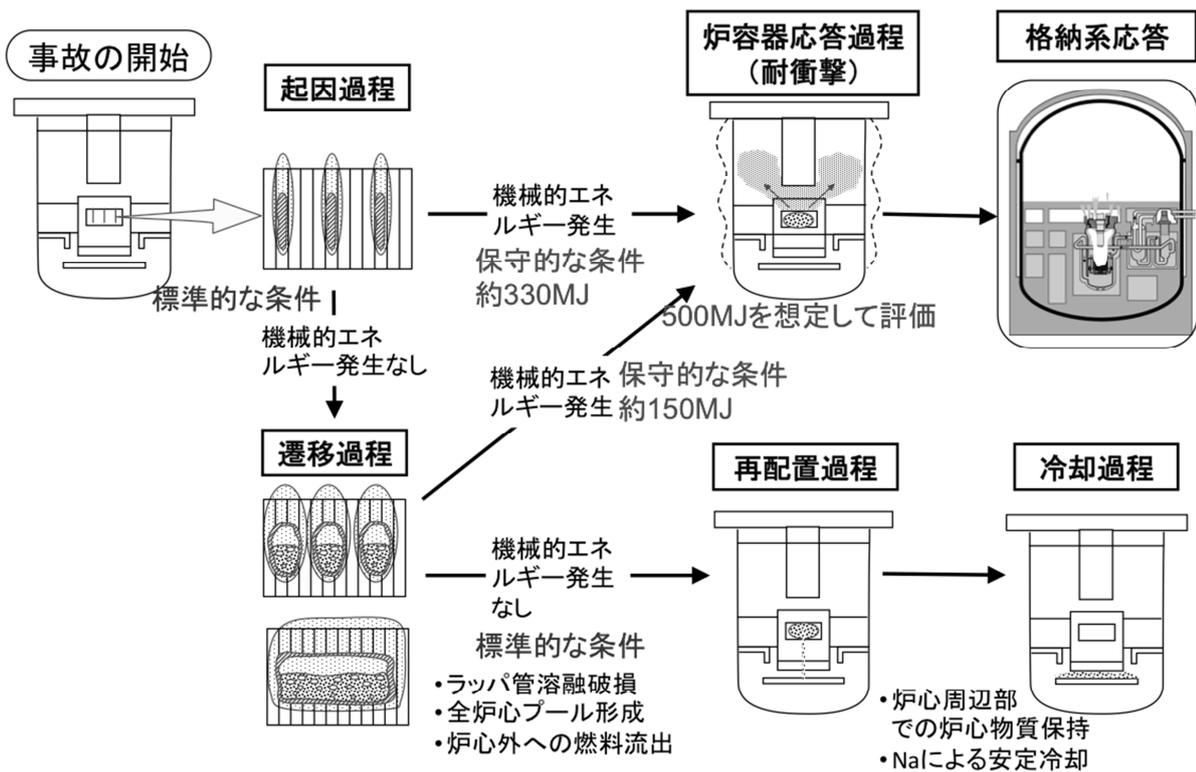


図 2-3 ULOF 事象の事象推移の概要

(参考 2) 東京電力福島事故後の「もんじゅ」における安全対策

2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震の発生に伴い、東京電力福島第一原子力発電所は約15mの津波の来襲を受け、長期にわたる全電源喪失及び最終ヒートシンクの喪失等によって炉心の著しい損傷に至り、水素爆発を起こして環境への放射性物質の放出に至る事態となった。JAEAは、事故直後における経済産業大臣の指示文書等に従い、「もんじゅ」の安全確保のために種々の安全対策を進めて来ている。これまでの経緯として、以下にその概要を示す。

経済産業大臣指示文書「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示）」（2011年3月30日付 平成23・03・28原第7号）<sup>2-14</sup>に基づき、「もんじゅ」では津波により3つの機能（交流電源を供給する全ての設備の機能、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能及び使用済燃料貯蔵槽を冷却する全ての設備の機能）を全て喪失したとしても、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ冷却機能の回復を図るために以下の緊急安全対策が実施された。

- ・ 緊急点検の実施
- ・ 緊急時対応計画の点検及び訓練の実施
- ・ 緊急時の電源確保
- ・ 緊急時の最終的な除熱機能の確保
- ・ 緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保
- ・ 「もんじゅ」における構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施

これら緊急安全対策については、2011年4月20日に「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書」<sup>2-15</sup>において報告されている。

さらに、経済産業大臣指示文書「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）」（2011年6月7日付 平成23・06・07原第2号）<sup>2-16</sup>に基づき、万一重大事故が発生した場合でも迅速に対応するための措置として、次の対策が整備された。

- ・ 中央制御室の作業環境の確保
- ・ 緊急時における発電所構内通信手段の確保
- ・ 高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備
- ・ 水素爆発防止対策
- ・ がれき撤去用の重機の配備

これら重大事故への対応については、2011年6月14日に「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施状況報告書」<sup>2-17</sup>において報告されている。

また、福井県からの平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた事業者への安全対策の

実施要請に対し、操作・管理・体制面（ソフト）を含めた以下に示す安全対策について実行計画を取り纏めており、2011年11月28日に「福島第一原子力発電所事故を踏まえたソフト面等の安全対策実行計画について」<sup>2-18)</sup>として福井県に報告されている。

<操作・管理・体制面（ソフト）の対策>

- ・ 緊急時対応体制の強化
- ・ もんじゅ支援体制の強化
- ・ 通信の強化
- ・ マニュアルの整備
- ・ 運搬手段の多様化
- ・ 被ばく管理の強化

<設備面（ハード）の対策>

- ・ 防潮堤等の具体的な計画の提示
- ・ 発電所の緊急時対策拠点の早期整備
- ・ 外部電源強化工事の早期着手
- ・ その他
  - ✓ 1次2次主冷却系配管の耐震サポートの総点検
  - ✓ 屋外タンク等の基礎ボルトの総点検

その後、2011年12月26日に東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会による中間報告<sup>2-19)</sup>が公表されたことを踏まえ、原子力災害時の初動体制等に係る追加安全対策として以下の項目について、計画を取り纏め、安全対策の一層の充実を図っている。これらについては2012年3月23日に「福島第一原子力発電所事故を踏まえた原子力災害時の初動体制等に係る追加安全対策について」<sup>2-20)</sup>として地元自治体に報告されている。

- ・ 初動人員体制の強化
- ・ 運転員等のシビアアクシデント対応能力の向上
- ・ 途絶しない情報通信網の確立
- ・ 災害対応資機材等の充実

また、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について(指示)」(原子力安全・保安院、2011年7月22日)<sup>2-21)</sup>に基づき「もんじゅ」についての評価が実施された。

評価対象事象は、自然現象としての地震、津波、そして安全機能喪失としての全交流動力電源喪失、最終ヒートシンク喪失であり、これらの事象に対して燃料の重大な損傷に至ることなく耐えられる裕度が確認された。評価の対象施設は、原子炉、炉外燃料貯蔵槽、燃料池である。なお、原子炉及び炉外燃料貯蔵槽では、万一電源が喪失してもナトリウム冷却系の自然循環と

空気冷却器の自然通風によって、燃料の崩壊熱を大気へ放散できるという「もんじゅ」の特徴が考慮されている。

評価結果として、原子炉及び炉外燃料貯蔵槽は、地震について、基準地震動  $S_s$  に対してそれぞれ少なくとも 1.86 倍、2.2 倍の裕度があることが確認された。また、設計津波高さ 5.2m に比べて、21.0m の原子炉施設設置高さレベルまでの津波に耐えられることが確認されている。一方、全交流動力電源喪失の継続や、最終ヒートシンク喪失（空気冷却器用送風機全 3 台の起動失敗等を想定）の場合にも、自然循環と自然通風による冷却に切り替えることによって継続的に冷却が可能であることが確認されている。

燃料池では、地震については 1.85 倍の裕度があり、津波については 21.0m まで耐えられることが確認された。また、全交流動力電源喪失や海水ポンプの故障によって最終ヒートシンクが喪失した（海水への放熱ができない）場合にも、事象発生後消防自動車等で給水することによって少なくとも約 300 日間は冷却が可能であり、外部からの支援を待つ時間的余裕がある。

その他の重大事故マネジメントについては、内部事象について整備された対策を、地震・津波時の環境条件も考慮して再検討がなされた。その結果、操作現場へのアクセスルートの多様化や、蓄電池が万一枯渇した場合に可搬式計器で自然循環除熱状態を監視するなどの改善事項が抽出された。また、冷却材にナトリウムを使用する観点から、全交流動力電源喪失条件でのナトリウム漏えい及び蒸気発生器伝熱管水漏えいの評価に基づいた改善を行うこととされた。これらの結果については、「東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価」<sup>2-22)</sup>に取りまとめられた。

### 3 設計基準事故対応策の強化に関する考え方

#### 3.1 基本的な考え方

東京電力福島事故を踏まえて、設計基準を構成する各要件について、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえつつ事故の教訓を反映すべく全般的な再確認が必要である。設計基準に関しては、その包含する範囲は広いが、ここでは、特に、自然災害による外部ハザードについて考慮すべき事項、範囲及び「止める、冷やす、閉じ込める」に係る機能の充足性に関する考え方を提示する。自然災害については、地震、津波、地すべり、土砂崩れ、竜巻、積雪、台風、多雨（洪水）、雪崩、落雷、森林火災、火山活動、隕石落下等想定される項目は多岐にわたる。これらについて原子炉施設の敷地において想定される最大規模を適切に評価し、原子炉施設の安全性確保策を講じなければならない。

自然災害に代表される外部ハザードによる影響及び共通要因故障に関する考え方については、想定すべき自然現象ごとに、原子炉施設の安全性を確保する観点から考慮すべき点をまとめる。軽水炉の安全審査において論点となっている設計基準事故対応策の強化に関連する事項（地震、津波、内部火災、内部溢水、静的機器の単一故障）については、それらを参考にしつつ、ナトリウム冷却炉に特有な点が関係する場合は、それを考慮に入れてまとめる。

ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮した原子炉施設の安全性確保に関しては、基本的安全機能の信頼性確保の観点から、炉停止機能については原子炉停止系の多重性及び後備炉停止系の有効性に言及し、炉心冷却機能については、崩壊熱除去系の多重性及び自然循環冷却の有効性に言及する。また、2次主冷却系のナトリウム漏えい及び蒸気発生器の伝熱管における水漏えいに関し、原子炉施設の安全性確保上、考慮すべき評価方法、項目等をまとめる。

### 3.2 外部ハザード対策

従来から地震、落雷、積雪などの自然災害に対して、影響評価とその対策は実施してきた。しかし、福島原子力発電所の津波による事故を踏まえて、自然現象による外部ハザードに対して、共通要因による安全機能の一斉喪失防止の対策を強化しなければならない。

崩壊熱除去、原子炉停止の観点から、影響を及ぼすと考えられる外部ハザードとしては、地震・地表面活動、気象事象などの分類に基づいて下記の自然現象が考えられる。

#### [地震・地表面活動]

- ・ 地震
- ・ 津波
- ・ 地すべり、土砂崩れ

#### [気象事象]

- ・ 竜巻（強風）
- ・ 積雪（多雪）
- ・ 夏季高温
- ・ 冬季低温
- ・ 多雨（洪水）、多ひょう
- ・ 雪崩
- ・ 落雷
- ・ 著しい低気圧

#### [その他]

- ・ 森林火災
- ・ 火山
- ・ 生物の大量発生（イナゴ、クラゲなど）
- ・ 隕石落下

「もんじゅ」をはじめとするナトリウム冷却高速炉では、崩壊熱は空気冷却器により建屋から大気に放散されるという特徴を考慮しなければならない。竜巻の発生時には、空気冷却器の出口ダクト部が強風又は飛来物により破損する可能性が考えられる。夏季の異常な高温及び森林火災発生時には、空気冷却器の外気取入口の温度が上昇し、放熱性能が低下しないかどうか、評価する必要がある。また、これとは逆に冬季の異常な低温時には、空気冷却器の伝熱管の温度が低下することでナトリウムが凍結し、除熱できない可能性もある。多雪の場合には低温によるナトリウムの凍結に加え、空気冷却器の出口ダクト部が雪に埋もれて、伝熱部からの空気の流れが阻害されることで、除熱できなくなることも考えられる。多雨においては、空気冷却器の出口ダクト部から大量の雨水が伝熱部内部に侵入することで、ナトリウム凍結や送風機への影響が考えられる。空気冷却器の外気取入口にはフィルタが設置されているが、火山灰の飛来や生物（イナゴ）が大量発生した場合には、その閉塞が懸念される。

空気冷却器以外に外気を取り入れて作動する設備として非常用ディーゼル発電機があるが、

この設備も、火山灰、生物の大量発生、森林火災の影響も含めた異常高温、森林火災のばい煙の影響を受ける可能性がある。津波の来襲や生物（クラゲ）の大量発生は、海水ポンプなど海水を用いる設備へ影響することから、これらの事象についても検討しておく必要がある。

以上の様な外部自然ハザードに対して、最初に評価対象とすべき事象を選定しなければならない。敦賀半島の地域性を考慮し評価する必要のない事象、及び発生確率が十分に低いと考えられる事象を排除して、有意となる外部ハザードを抽出する。次に、敦賀半島の気候や地形あるいは地理的な位置を考慮して、抽出された外部ハザード毎に個別に評価条件を設定して検討・評価に着手する。また、降雨、降雪、高温・低温の様に、観測により予測可能な自然現象や、地震の様に直前の予測は不可能な事象があることから、それらも考慮して検討すべきである。

「もんじゅ」では、崩壊熱は空気冷却器により建屋から大気に放散されるという特徴を踏まえた上で、本報告書では特に重要となる外部ハザードとして、竜巻、森林火災及び火山の対策の考え方について、第 5.1 節に詳細を記載する。

地震時における耐震性については、過去に評価しており、基準地震動における原子炉停止系の制御棒挿入性や、崩壊熱除去を構成する機器、配管、弁などの構造健全性を解析し、安全性が確保されることが確認されている。さらに基準地震動を超えたケースについても評価し、相当程度大きな耐震裕度を有していることも明らかになっている。これらの評価結果については第 3.3 節に詳細を述べるが、一方で、東京電力福島事故を踏まえれば、想定を超える外部自然ハザードについても対応を検討しなければならない。この場合については、確率的なリスク評価手法を用いて検討し、且つ AM 策を取り入れた対応が必要であり、その考え方や今後の取り組みについて第 5.2 節に記載する。

### 3.3 地震

施設の耐震評価では、原子力規制委員会より提示された「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」<sup>3-1)</sup>に従い、耐震安全性が確認されなければならない。一方、「もんじゅ」は、地震時に制御棒が挿入され原子炉が停止すれば、自然循環除熱によって炉心冷却ができる特徴を有したプラントであり、原子炉が停止すれば崩壊熱除去運転に必ずしも動力電源を必要としない。このため、安全確保という観点からは制御棒が挿入され（止める機能）、配管等の健全性は保たれ、冷却材が循環する流路が確保されること（冷やす機能）が重要となる。

ここでは参考までに、これまで実施してきた施設の耐震性評価結果をもとに、「もんじゅ」での止める機能、冷やす機能に係る原子炉施設の耐震裕度について確認し、対策の考え方について記載する。

#### (1) 耐震安全性評価の現状

「もんじゅ」では、原子力安全委員会（当時）による「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂（2006年9月19日）<sup>3-2)</sup>を踏まえて、基準地震動を466ガル（原設計の基準地震動S2）から760ガルに見直し、施設の耐震安全性評価（以下「耐震バックチェック」という）を実施している。本内容は原子力安全委員会（当時）により2010年3月18日に評価結果が妥当と決定されている。

また、旧原子力安全・保安院からの指示文書「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」（2011年7月22日）<sup>2-21)</sup>に基づき、耐震バックチェックの評価結果をベースに施設の耐震裕度が詳細に評価（以下「ストレステスト」という）されている。

#### (2) 耐震バックチェックにおける耐震安全性評価の概要

##### ① 「もんじゅ」の基準地震動

耐震バックチェックにおいて、改訂された耐震設計審査指針に従い、敷地周辺の活断層を調査し、活断層評価結果から「もんじゅ」に影響の大きい地震動を評価し、基準地震動が策定されている。活断層評価結果を表3.3-1に、敷地周辺の活断層分布図を図3.3-1に示す。また、基準地震動 $S_s$ （水平方向）の応答スペクトル図（トリパタイト）を図3.3-2に示す。

##### ② 重要施設の耐震評価結果

策定された基準地震動 $S_s$ に基づき、安全上重要な建物・構築物の耐震性、機器・配管系の耐震性、原子炉建物基礎地盤の安定性、周辺斜面の安定性、屋外重要土木構造物の耐震性が評価され、いずれも安全性が確保される結果となっている。表3.3-2に主要設備の評価結果の例を示す。

#### (3) 建物の耐震裕度評価

ストレステストでは炉心冷却機能確保の観点から地震に対する設備の耐震裕度が評価されて

いる。建物の評価では、策定した基準地震動  $S_s$  を基に<sup>4</sup>、その加速度振幅を係数倍した地震動を建物解析モデルに入力し、その応答解析結果と評価基準値とを比較することによって評価されている。

評価基準値は「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」<sup>3)</sup>により規定されている鉄筋コンクリート造耐震壁の終局強度のせん断ひずみである  $4.0 \times 10^{-3}$  とされている。なお、実際の終局強度はこれを超えたところにあることから、この値では建物が倒壊・崩壊することはない。

基準地震動  $S_s$ 、基準地震動  $S_s$  の 1.5 倍及び 2.0 倍の地震動を入力した地震応答解析結果によるせん断ひずみの増加率と評価基準値とを比較して、原子炉建物・原子炉補助建物の基準地震動  $S_s$  に対する耐震裕度は 2.2 倍と評価されている。この値を超えると、建物のせん断ひずみが評価基準値を超えるため、機器の耐震裕度 2.2 倍は一つの目安値となり、それ以上は計算上得られる値であり、必ずしも実際の裕度倍率とはならない。

#### (4) ナトリウム冷却高速炉用ナトリウム機器の構造設計の特徴

「もんじゅ」は冷却材にナトリウムを使用していることから、高温・低圧の使用条件で設計されている。高温構造設計の観点からは熱荷重を考慮すべきであり、急激な温度変化に対しては薄肉化が優位である。一方、耐震設計の観点からは地震荷重を考慮すべきであり、厚肉化が優位である。このように考慮すべき荷重が異なるため、構造設計では製作性も含めてバランスをとった設計が必要である。例えば、原子炉容器では、上部胴の板厚は、圧力による必要板厚は規格計算では約 17mm となるが、実際は 50mm を採用しており、耐震上の強度余裕も考慮した設計となっている。

#### (5) 原子炉容器の耐震裕度評価

##### ① 原子炉構造概要

原子炉容器は、下部鏡板付の円筒たて型容器であり、上部のフランジにてソールプレートを通じてペDESTAL（台座）にボルトで据え付けられている。

また、原子炉容器下部鏡板には原子炉容器ガードベッセルを介して下部支持構造物と嵌合する下部サポートを設けており、地震による水平方向の揺れを拘束する構造としている。

原子炉容器内には、炉心構成要素及び炉内構造物等が、原子炉容器上部には遮蔽プラグ及び炉心上部機構等が配置されている。

原子炉容器の仕様を表 3.3-3 に、構造概要を図 3.3-3 に示す。

##### ② 原子炉容器の耐震裕度評価

原子炉容器及び炉内構造物は、耐震バックチェックにおいて各部位が評価されており、

<sup>4</sup> 基準地震動  $S_s$  には応答スペクトル法に基づき策定する地震動と、断層モデルにより策定する地震動の 2 種類の基準地震動があるが、ストレステストでは耐震裕度評価では大多数の機器の耐震評価が厳しくなる、応答スペクトル法に基づき策定した基準地震動（図 3.3-2 の折れ線で描かれたスペクトル）を基に評価が実施された。

ストレステストではその中で耐震裕度の低い部位を対象に詳細な評価を実施し、耐震裕度が算定されている。耐震裕度のもっとも小さい下部サポートの詳細評価を示す。

下部サポートは、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005、PVB-3160 極限解析に基づく一次応力評価」<sup>3,4)</sup>に従い、基準地震動  $S_s$  の耐震バックチェック時の評価結果を基に、荷重を漸増させ下部サポート部に許容される限界荷重が求められた。その結果、下部サポートの耐震裕度は約 3 倍という結果が得られている。

## (6) 原子炉停止系の耐震裕度評価

耐震バックチェックの制御棒挿入性の評価においては、地震による制御棒案内管と炉心上部機構下端の制御棒上部案内管との最大相対変位が、許容偏心量以下であることで確認されている。設計で許容される偏心量は  $55\text{mm}$  である。また、偏心量がこの値以下であれば、制御棒の規定挿入時間 1.2 秒（全ストロークの 85% 挿入までの時間）を満足することを、動的スクラム試験にて確認されている。

### ① 基準地震動 $S_s$ に対する原子炉停止系の評価

制御棒案内管と炉心上部機構下端の制御棒上部案内管との最大相対変位は、下記の 2 つの相対変位の絶対値和より算出している。評価方法を図 3.3-4 に示す。

- ・ 炉心上部機構下端と炉内構造物上端との相対変位
- ・ 制御棒案内管と炉心槽との相対変位

評価の結果、最大相対変位は  $36\text{mm}$  であり、設計の許容偏心量を十分満足することが確認されている。

### ② 基準地震動 $S_s$ を超える場合の原子炉停止系の評価

ストレステストでは基準地震動  $S_s$  を超える地震動が入力された場合の原子炉停止系についても評価されている。本評価では、基準地震動を超える地震動として、建物の耐震裕度である基準地震動  $S_s$  の 2.2 倍を用いている。図 3.3-5 に  $2.2S_s$  における原子炉補助建物の最下階の床応答加速度時刻歴波形を示す。このような地震による揺れを想定した場合、地震発生初期段階でトリップ信号が発信され（図 3.3-5 赤丸参照）、揺れが大きくなる前に制御棒は挿入される。

地震発生初期に最大の揺れ（加速度）が発生する地震（図 3.3-5 青丸参照）を想定し、制御棒の挿入性が評価された。 $2.2S_s$  では最大相対変位が  $55\text{mm}$  を超えることから、相対変位の評価ではなく、挿入時間を評価基準としている。

#### 1) 挿入時間の評価基準値

制御棒挿入に要する時間の許容範囲について、燃料健全性確保の観点から検討されている。判断基準は燃料健全性確保の観点から、燃料被覆管肉厚中心温度を  $830^\circ\text{C}$  としている。外部電源喪失時に燃料被覆管肉厚中心温度が  $830^\circ\text{C}$  となるのは、制御棒が約 5.2 秒で挿入（全ストロークの 85%）された時である。このことから制御棒挿入時間の評価

基準値は 5.2 秒と設定されている。

## 2) 2.2Ss での挿入時間の評価

相対変位が 55mm を超えて制御棒の挿入が一旦停止しても、地震力は交番荷重であることから、相対変位が 55mm 以下となると初速ゼロで再挿入されるとして制御棒の挿入時間が評価された。評価イメージを図 3.3-6 に示す。

上記方針で評価した結果、制御棒の挿入時間（全ストロークの 85%）は最長でも 1.5 秒以内であり、評価基準値の 5.2 秒を十分満足することが確認されている。

以上より、地震時の原子炉停止系（制御棒挿入性）について評価した結果、基準地震動 Ss において最大相対変位は許容偏心量以下となり、制御棒が挿入されることが確認された。また、基準地震動 Ss の 2.2 倍の地震動及び地震発生初期に最大加速度の発生を想定した保守的な評価条件においても、燃料の損傷までには至らないうちに制御棒が入ることが確認された。

## (7) 配管の耐震裕度評価

### ① 構造概要

「もんじゅ」は高温・低圧であることから、軽水炉と比較して配管の仕様は薄肉である。材質には延性に富むオーステナイト系ステンレス鋼である SUS304 を使用しており、熱応力低減の観点からエルボを使用した引き回し配管としている。また、耐震性向上の観点からスナバ（配管支持装置）を適切に配置し、地震時の慣性力による急速な変位は拘束し、熱膨張による緩やかな変位は吸収する配管系としている。

### ② 配管の耐震裕度評価

配管においても、耐震バックチェック時に各部位の耐震裕度が評価された。ストレステストでは、その中から耐震裕度の低い箇所を対象に詳細な評価を実施し、耐震裕度の実力が算定された。耐震裕度の小さい 2 次主冷却系配管のエルボ部 (SHTS-A03) とティ部 (SHTS-B03) の詳細評価を記載する。配管評価箇所を図 3.3-7 に示す。

上記部位も、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005、PVB-3160 極限解析に基づく一次応力評価」<sup>3・4)</sup>に従い、基準地震動 Ss の耐震バックチェック時の評価結果を基に、許容される限界荷重が求められた。その結果、耐震裕度はエルボ部 (SHTS-A03) で 2.08 倍、ティ部 (SHTS-B03) で 2.63 倍という結果が得られた。なお、地震のような交番荷重では延性破壊ではなく疲労破壊によることが知られている。このエルボ部においては別途疲労評価を実施し、疲労による破壊限界は極限解析よりも大きな余裕を有することが確認されている。

## (8) 崩壊熱除去系の耐震裕度評価

ストレステストにおいて、炉心冷却機能に必要な機器及びその耐震裕度が評価された。冷却材バウンダリの系統図と耐震裕度を図 3.3-8 に示す。図中の赤線は自然循環及び崩壊熱除去に

必要な冷却材の流路である。この中で最も裕度が小さいのは、空気冷却器出口止め弁の動的機能維持であり、基準地震動  $S_s$  の 1.86 倍であった。この弁の耐震裕度は、時刻歴解析により求めた応答加速度と機能確認済み加速度値とを比較して算出したものである。機能確認済み加速度値とは動的機能維持が試験で確認された上限の加速度値であって、機能喪失となる限界値ではない。

#### (9) 地震に対する安全確保対策の考え方

これまで耐震バックチェック、ストレステストにおいて耐震安全上重要な機器について評価が実施されてきた。ここでは、「もんじゅ」の特有設備である原子炉停止系及び原子炉冷却系を構成する主要な機器についてストレステストの結果を基に耐震裕度を示したが、いずれも相当程度大きな耐震裕度を有していることが確認されている。東京電力福島事故を踏まえて、規制基準の見直しが行われており、「もんじゅ」の耐震安全性についても再評価を行わなければならない。「もんじゅ」の耐震設計は、設備の耐震重要度分類や高温の材料強度基準を適用する点で軽水炉と差異はあるものの、基準地震動の設定や耐震評価方針の考え方は基本的に軽水炉と同じである。このため、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」<sup>3-1)</sup>に示された考え方に基づき基準地震動を策定し、その地震動に基づいて S クラスの設備及び S クラスの設備に影響を及ぼすおそれのある設備について耐震性を再評価する必要がある。再評価の結果、耐震余裕の少なくなった設備については、プラント全体の耐震裕度を俯瞰して、相対的に耐震裕度が低くなっているところの耐震補強を計画的に実施すべきである。耐震補強工事の実施に際しては、ストレステストの結果を参照し、耐震安全性を高める効果のある設備を優先することが望ましい。

また、「もんじゅ」は化学的に活性なナトリウムを冷却材に使うことから、主冷却系につながる補助系設備についても、S クラスと同等の耐震性を有し、地震ではナトリウム漏えいが起こらないことを確認しておかなければならない。さらに、シビアアクシデント対応で用いる設備については、大きな地震が発生した後も機能が維持できるよう S クラスと同程度の耐震性を有していることを確認しておく必要がある。

表 3.3-1 「もんじゅ」敷地周辺の活断層評価結果一覧

断層名	断層長さ	マグニチュードM
和布-千飯崎沖断層	60km <sup>※1</sup>	7.8
甲斐城断層		
柳ヶ瀬断層	31km	7.3
ウツロギ峠北方-池河内断層	23km	7.1
浦底-内池見断層	18km	6.9
白木-丹生断層	15km	6.8(6.9) <sup>※2</sup>
C断層	18km	6.9
野坂断層	49km <sup>※1</sup>	7.7
B断層		
大陸棚外縁断層		
三方断層	27km	7.2
敦賀断層	23km	7.1

※1：同時活動を考慮

※2：長さが断層幅を下回らないように設定した  
16.2km(17.3km)から地震規模Mを評価

表 3.3-2 主要設備の耐震安全性評価例（耐震バックチェック）

主要設備	評価部位	評価内容	発生値	評価基準値	評価法 <sup>*1)</sup>
原子炉格納容器	クレーン荷重発生部	応力(MPa)	288	348	応
	下端部	応力(MPa)	68	232	応
原子炉容器	上部フランジ	応力(MPa)	92	436	ス
	炉内構造取付部	応力(MPa)	136	240	ス
	下部サポート	応力(MPa)	309	361	ス
炉内構造物	支持構造物	応力(MPa)	151	178	ス
1次主冷却系主配管	配管	応力(MPa)	114	245	ス
1次主冷却系 中間熱交換器	2次出口ノズル	応力(MPa)	126	223	応
	伝熱管	応力(MPa)	176	231	応
	基礎ボルト	応力(MPa)	115	361	応
1次主冷却系循環ポンプ	吸込口	応力(MPa)	173	257	応
	オーバフローノズル	応力(MPa)	49	257	応
	基礎ボルト	応力(MPa)	47	341	応
補助冷却設備主配管	配管	応力(MPa)	214	275	ス+シェル
補助冷却設備空気冷却器	ダクト	モーメント (kN・mm)	5.25×10 <sup>5</sup>	7.61×10 <sup>5</sup>	ス
制御棒の挿入性	挿入性	変位(mm)	36	55	時
2次主冷却系主配管	配管	応力(MPa)	213	260	ス+シェル
2次主冷却系循環ポンプ	吸込口	応力(MPa)	164	231	応
	オーバフローノズル	応力(MPa)	57	231	応
	取付ボルト	応力(MPa)	14	341	応
2次主冷却系設備 蒸気発生器(蒸発器)	ナトリウム出口ノズル	応力(MPa)	143	258	ス
	スカート	応力(MPa)	296	388	ス
	基礎ボルト	応力(MPa)	365	408	ス

\*1) 応：応答倍率      ス：スペクトルモーダル解析      時：時刻歴応答解析      シェル：シェルモデル評価

表 3.3-3 原子炉容器仕様

項目	仕様	
	上部プレナム	下部プレナム
最高使用圧力	0.196 MPa (2.0 kg/cm <sup>2</sup> )	0.981 MPa (10.0 kg/cm <sup>2</sup> )
最高使用温度	550°C	420°C
運転温度	約 529°C	約 397°C
主要寸法 胴内径 胴板厚さ 全高	約 7 m 約 50 mm 約 18 m	
主要材料	SUS304	



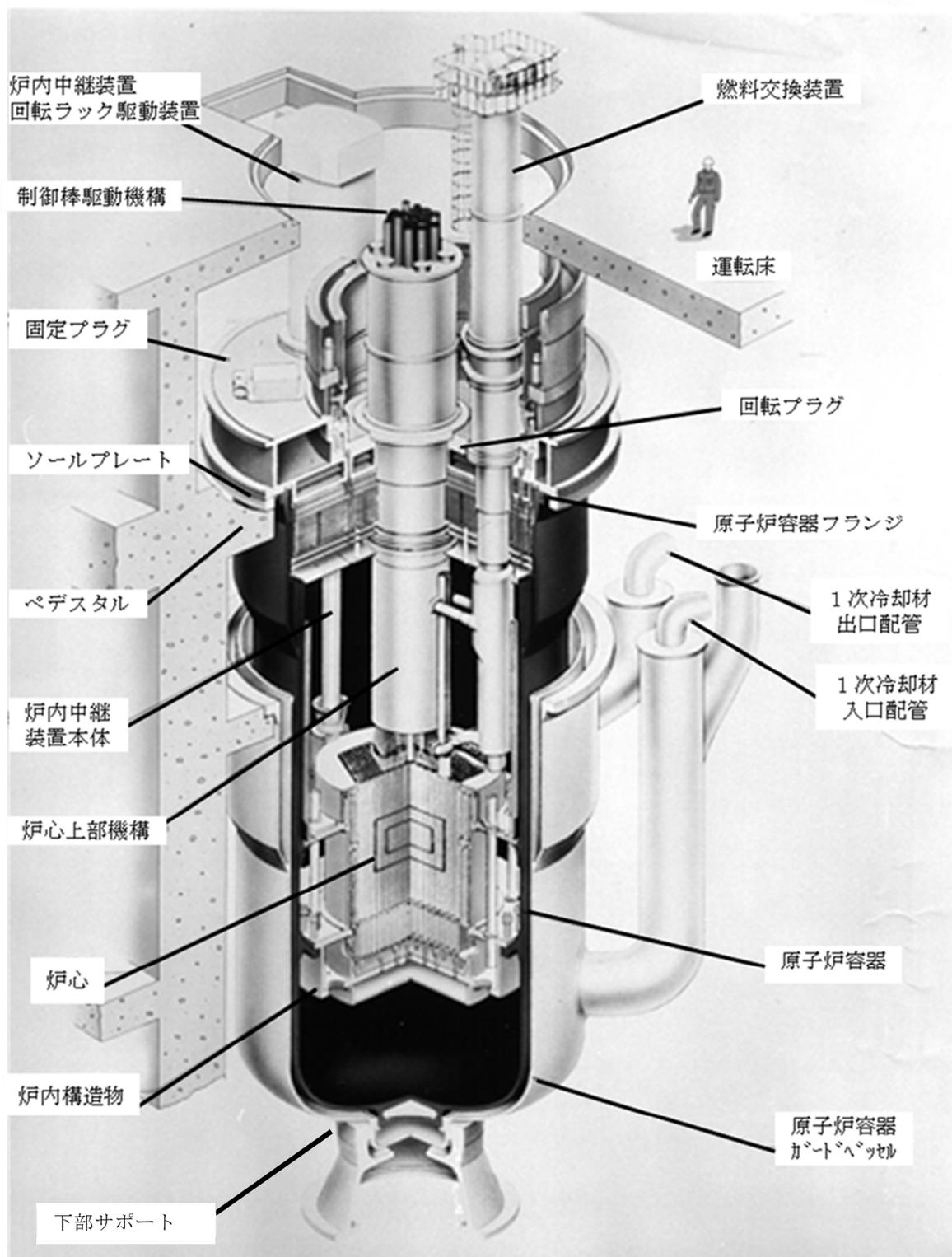


図 3.3-3 原子炉構造概要

### 制御棒挿入性の評価フロー

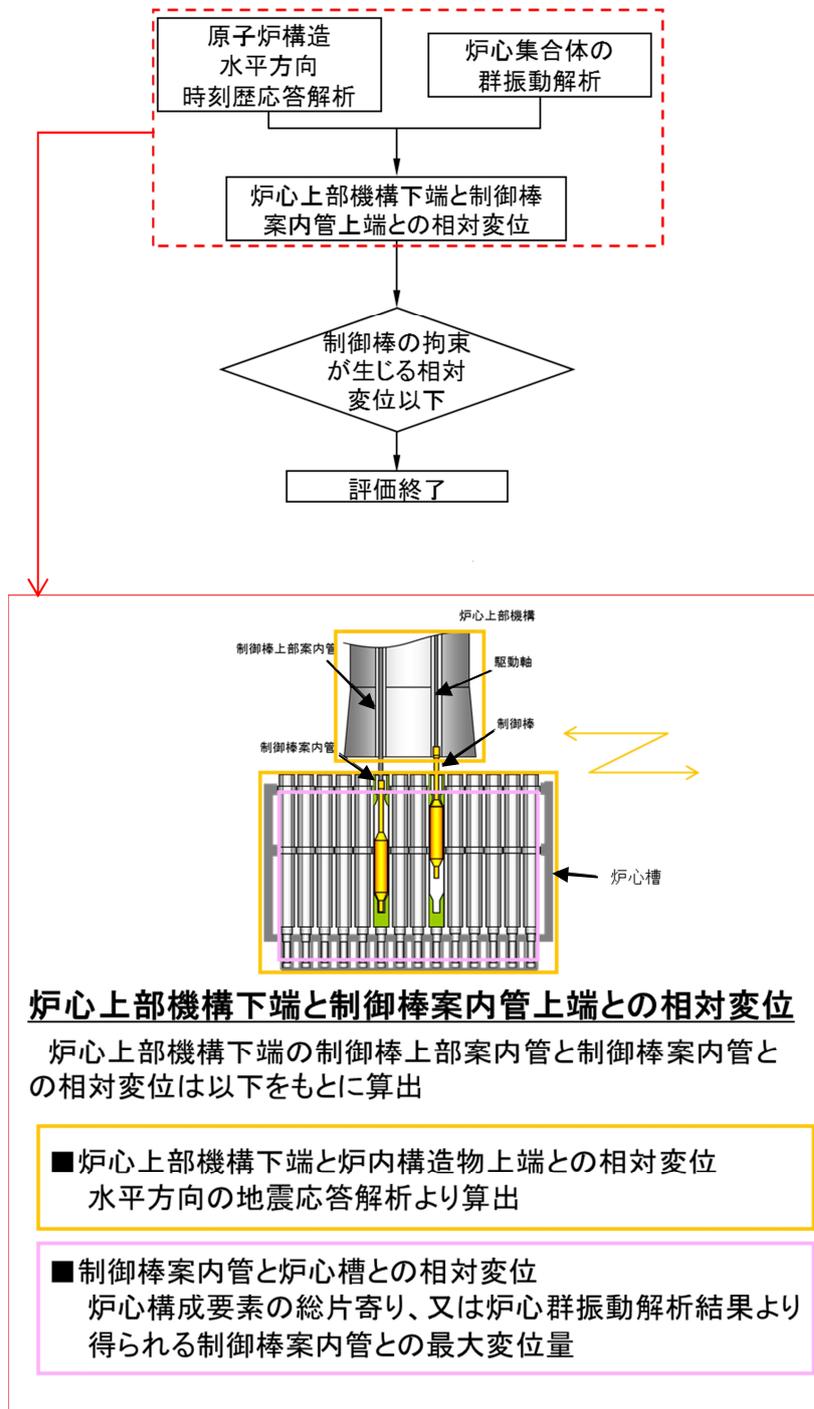


図 3.3-4 制御棒挿入性評価方法

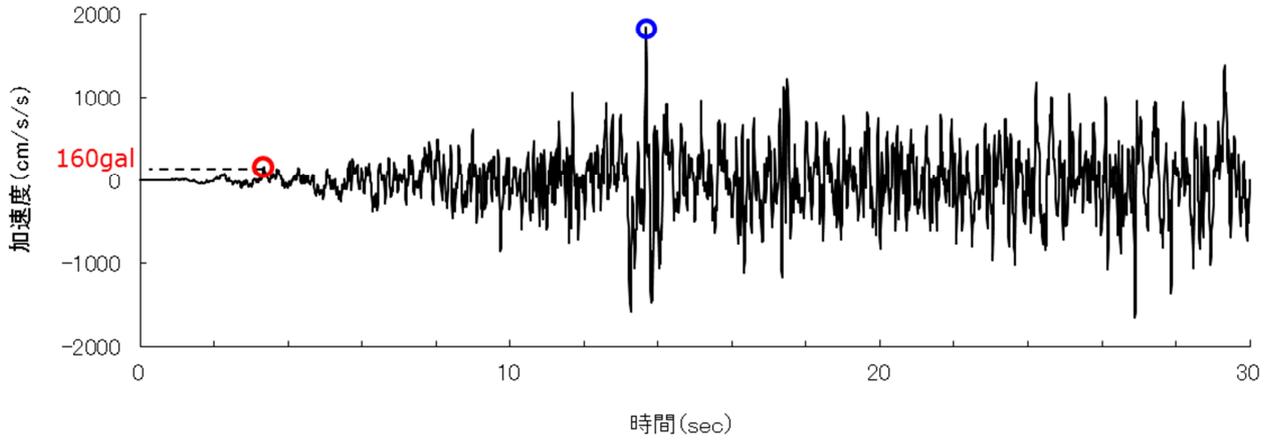


図 3.3-5 2.2Ss における原子炉補助建物最下階の床応答加速度時刻歴波形

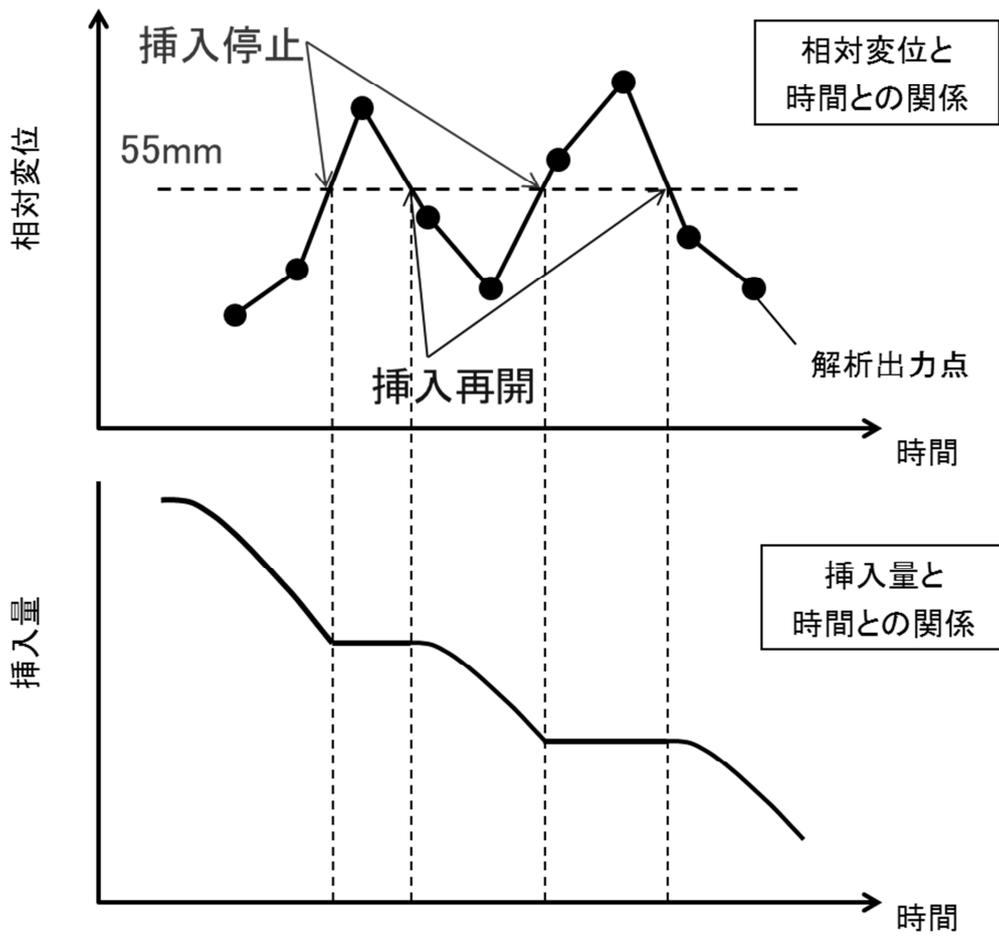


図 3.3-6 挿入時間の評価イメージ

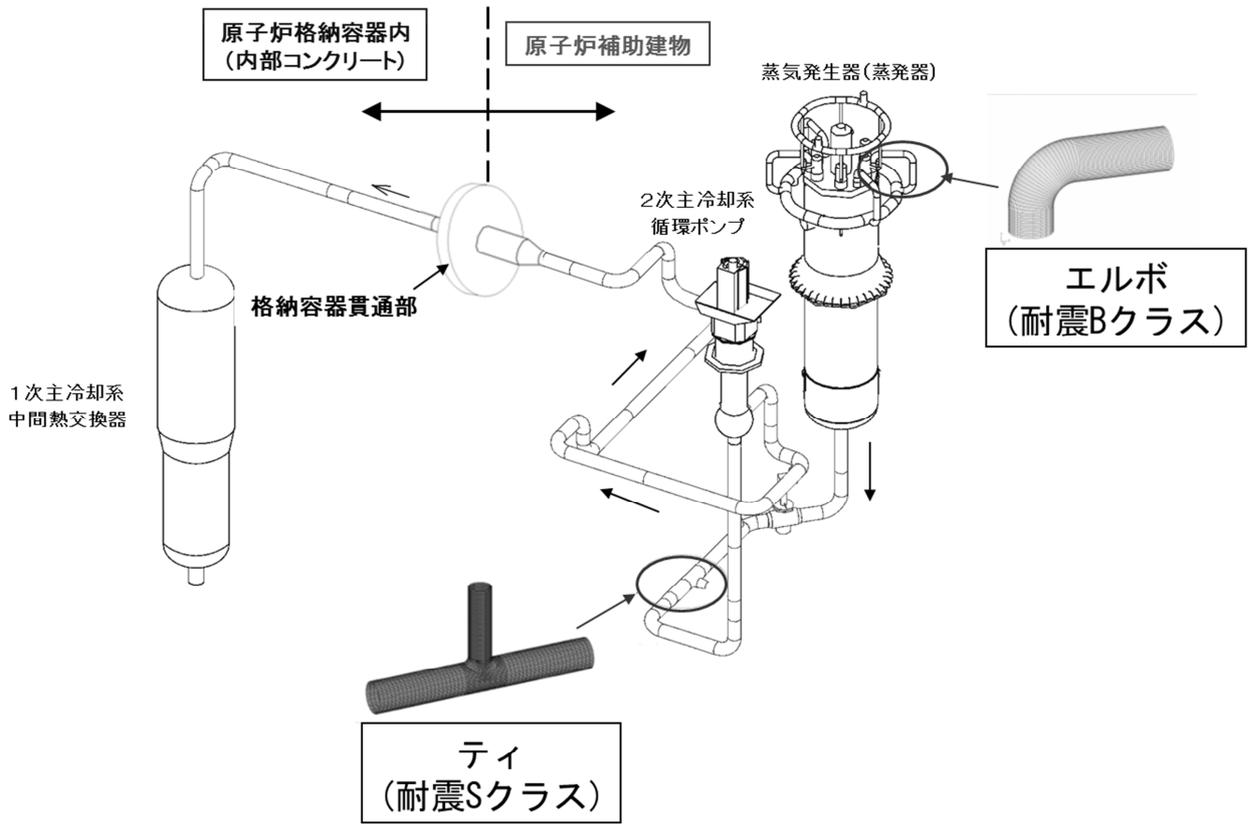


図 3.3-7 配管評価箇所

== は自然循環 (崩壊熱除去) 時のNa流路

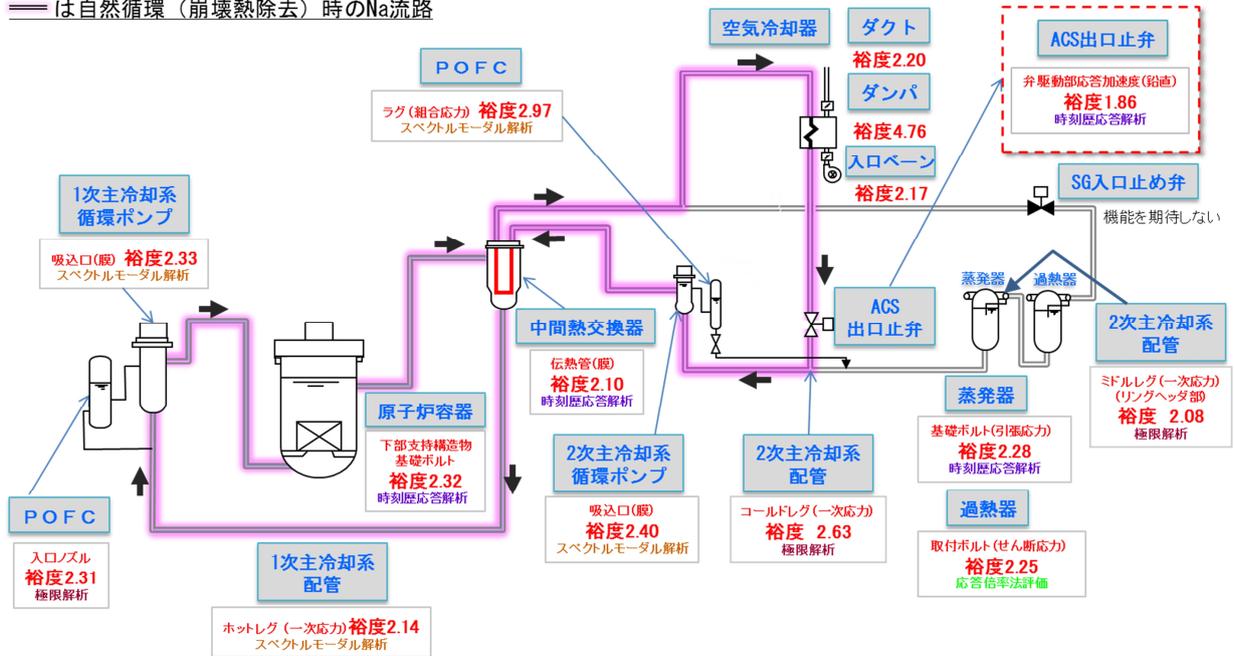


図 3.3-8 冷却材バウンダリの系統図と耐震裕度

### 3.4 津波

「もんじゅ」の建物（原子炉建物、原子炉補助建物、ディーゼル建物、メンテナンス廃棄物処理建物、タービン建物）は海拔+21.0m に建てられており、重要な安全機能を有する設備は後述する原子炉補機冷却系海水ポンプを除き、原子炉建物、原子炉補助建物、ディーゼル建物内に設置されている。外部電源を受電する開閉所も海拔+31.0m に設置されており、「もんじゅ」の施設は基本的に高台設置である。このため、立地面で見れば「もんじゅ」は津波に対する耐性は相対的に高い。「もんじゅ」の敷地レベルを図 3.4-1 に示す。

また、「もんじゅ」の最終ヒートシンクは空気であり、自然循環運転により炉心の崩壊熱除去運転が可能なることから、原子炉補機冷却海水系の重要度は炉心冷却という観点からは相対的に低い。このような、「もんじゅ」の特徴を考えて、津波に対する安全対策の考え方を検討する。

#### (1) 津波評価の現状

「もんじゅ」では原子力安全委員会（当時）による「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂（2006年9月19日）<sup>3-2)</sup>を踏まえて実施した耐震バックチェックの際、地震随伴事象として津波評価が実施されている。また、旧原子力安全・保安院からの指示文書「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」（2011年7月22日）<sup>2-21)</sup>に基づき実施したストレステストの中で、炉心冷却の観点から津波に対する裕度評価が実施されている。その評価概要を示す。

##### ① 耐震バックチェック時の津波評価

耐震バックチェック時に、「原子力発電所の津波評価技術：日本土木学会（2002）」<sup>3-5)</sup>に基づき取水口前面の津波評価が実施された。文献調査及び海域の活断層調査結果に基づき、津波波源となる評価対象断層を選定し、数値シミュレーション解析により津波による水位変動が評価されている。評価対象とした断層は、和布-干飯崎沖断層、大陸棚外縁断層～B断層～野坂断層、FO-A～FO-B断層等である。検討対象断層を図 3.4-2 に、各断層での評価結果を表 3.4-1 に示す。評価の結果、「もんじゅ」港湾内の最大水位は海拔約+5.2m、最低水位は海拔約-5.3m である。断層モデルと初期変位分布、取水口位置における最大水位上昇量及び下降量の分布、水位の時系列変化を図 3.4-3 に示す。なお、日本海東縁部に想定される地震に伴う津波高は上記評価結果を下回ることが確認されている。

「もんじゅ」の取水口エリアは海拔+5.0m にあるが、取水口ポンプ室の周囲を 1.2m の防水壁が囲むことから、取水口ポンプ室へ海水の流入はない<sup>5)</sup>。水位低下の場合、ディーゼル発電機の冷却水を供給する原子炉補機冷却海水ポンプの取水可能水位レベル海拔-2.9m を下回り、一時的に取水不能となる。「もんじゅ」の場合、炉心冷却の最終ヒートシンクは空気でありかつ自然循環により崩壊熱除去運転が可能なるため、原子炉補機冷却海水ポンプが取水不能となっても、原子炉の安全性は問題ない。運用として、取水口の水位が海拔-2.25m

<sup>5)</sup> フェンスは取水口ポンプ室廻りのコンクリート部（海拔+5.2m）に設置されているため、取水口ポンプ室へ流入する津波高さは海拔+6.4m である。

を下まわったら、海水ポンプ保護のため海水ポンプを停止し、水位が回復したら海水ポンプを運転することとされている。

## ② ストレストテストにおける津波評価

ストレストテストにおいて、津波に対する裕度評価が実施された。重要な安全機能を有する設備は、前述の原子炉補機冷却系海水ポンプを除き、原子炉建物、原子炉補助建物、ディーゼル建物内に設置されている。建物内には海拔+14.5mに設置されている原子炉補機冷却類のポンプや冷凍機など重要設備もあるが、海水が地上から建物内に流入しない限り、配管から溢水する海水を想定してもタービン建物内にとどまる、原子炉補機冷却海水配管の送水管路の隙間からの流入を想定しても、ディーゼル建物内配管室にとどまるとの評価である。このため、ストレストテストでは津波に対しては少なくとも海拔+21mまでは余裕があると評価されている。

## (2) 津波に対する安全確保対策の考え方

東京電力福島事故を踏まえて、規制基準が見直されており、「もんじゅ」においても津波に対する安全性を再評価しなければならない。津波評価については、原子力規制委員会が示す「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」<sup>3-6)</sup>に従い津波を評価し、基準津波を設定し、津波に対する安全性評価を実施すべきである。「もんじゅ」の場合、原子炉補機冷却系海水ポンプを除けば、安全機能を有する設備が設置される原子炉建物、原子炉補助建物、ディーゼル建物は海拔+21.0mの高台設置となっていることから、遡上津波がこれら建物まで到達するリスクは小さいと推定される。このリスクについては、確率論的评价により確認しておくことが必要である。取水口に設置されている原子炉補機冷却系海水ポンプ(取水口ポンプ室)については、遡上津波が到達する可能性が大きく、津波防護設備を設置し取水口ポンプ室に海水を浸入させない対策が必要である。また、引き波による水位低下に対しても原子炉補機冷却系海水ポンプが連続して取水機能を保持できる対策が必要である。

前述の通り、「もんじゅ」は最終ヒートシンクが空気であり、また、自然循環運転による崩壊熱除去運転が可能なることから、原子炉補機冷却系海水ポンプの機能喪失が、即、炉心損傷につながることはない。原子炉補機冷却系海水ポンプに期待される役割は非常用電源設備(ディーゼル発電機)等の冷却である。非常用電源設備に関しては、設計基準を超えた事故に対し代替の電源設備の配備が求められる。取水口廻りの津波対策は、空冷電源設備による代替などの他のAM策とのバランスを考えて最適化を図るべきである。

表 3.4-1 数値シミュレーションによる津波評価結果一覧

	断層名	長さ(km)	水位計算結果(m)	
			取水口前最大	取水口前最小
①	和布-干飯崎沖断層	60	3.65	-2.72
②	甲楽城断層			
③	ウツロギ峠北方-池河内断層	23	1.09	-1.45
④	⑤北部～③南部	25	1.62	-0.52
⑤	浦底-内池見断層	18	1.41	-0.32
⑥	白木-丹生断層	15	0.18	-2.16
⑦	C断層	18	0.89	-1.82
⑧	大陸棚外縁断層	49	4.77	-5.21
⑨	B断層			
⑩	野坂断層			
⑪	三方断層	27	0.40	-0.69
⑫	FO-A～FO-B断層	35	3.89	-1.77
⑬	FGA3 東部断層	29	3.41	-1.68

注) 水位の最大、最小は潮位変動 (-0.03～+0.42m) を考慮して評価する。

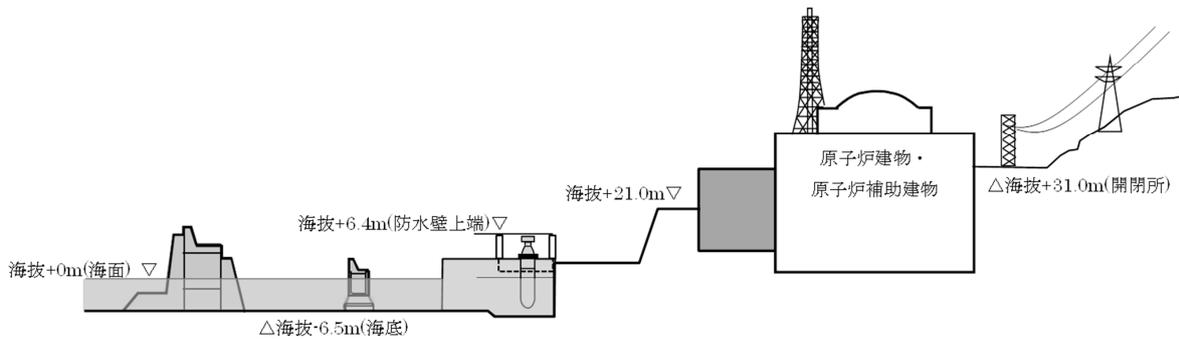


図 3.4-1 「もんじゅ」の敷地レベル

①	和布-干飯崎沖断層	⑧	大陸棚外縁断層
②	甲楽城断層	⑨	B断層
③	ウツロギ峠北方-池河内断層	⑩	野坂断層
④	⑤北部～③南部	⑪	三方断層
⑤	浦底-内池見断層	⑫	FO-A～FO-B断層
⑥	白木-丹生断層	⑬	FGA3 東部断層
⑦	C断層		

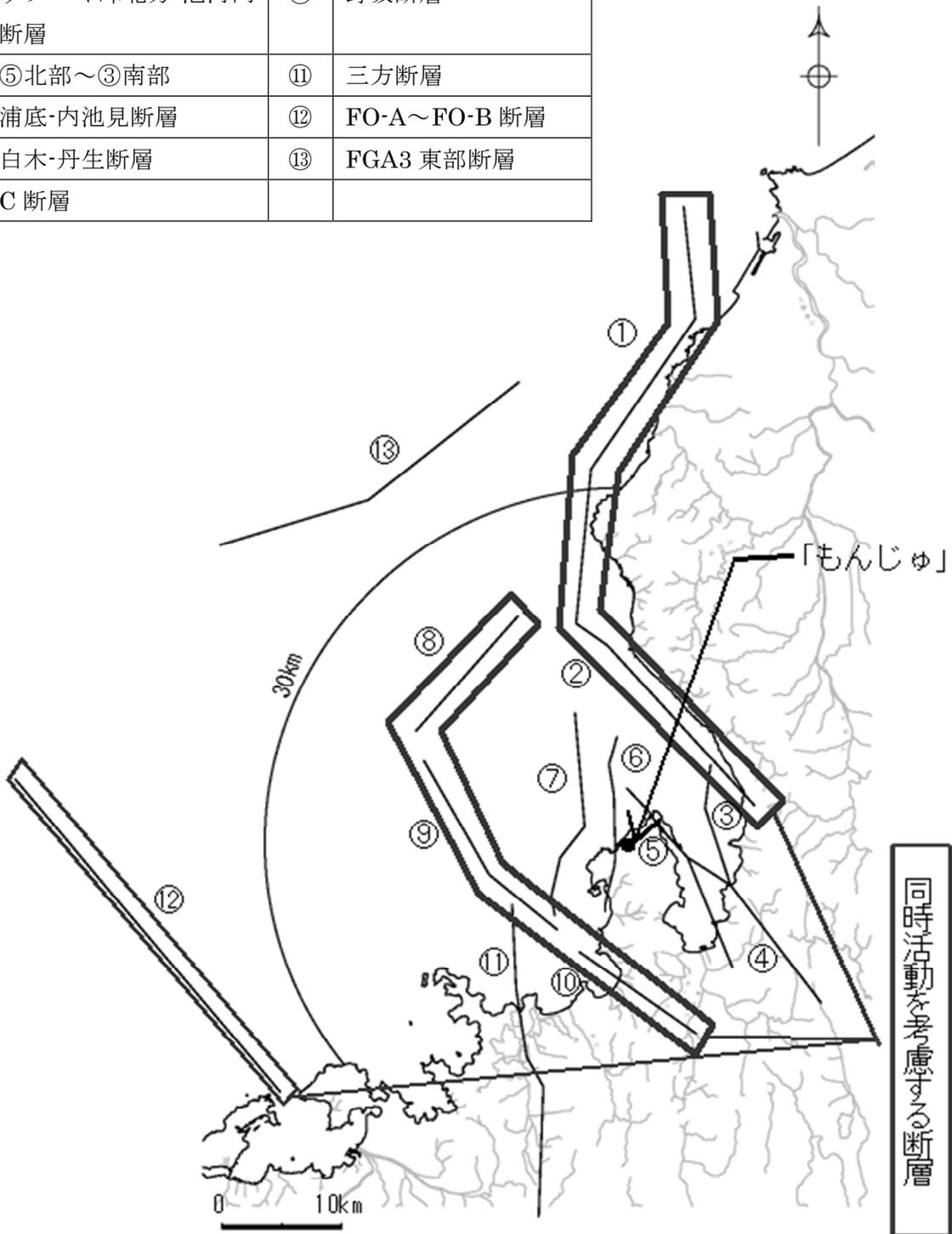


図 3.4-2 検討対象断層位置

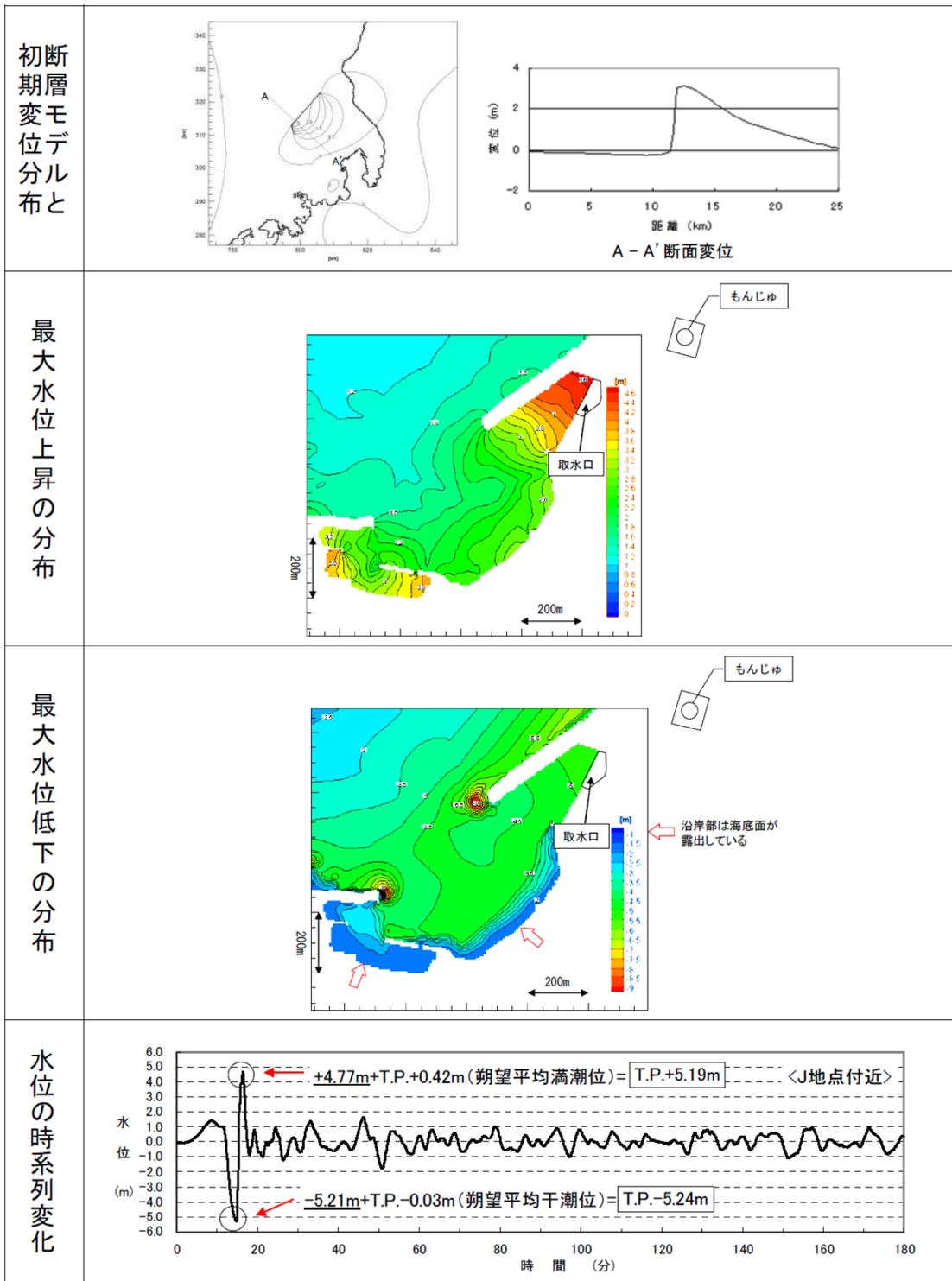


図 3.4-3 海域活断層に想定される地震に伴う津波  
(水位上昇及び低下)

### 3.5 内部火災

原子炉施設内で発生する火災（内部火災）に対しては、従前より、原子炉施設の安全性が損なわれないよう、「火災の発生防止」、「火災感知・消火」、「火災の影響軽減」を適切に組み合わせた火災防護対策が実施されてきている。しかし、東京電力福島事故を踏まえ、内部火災に起因して系統分離の喪失など原子炉施設の安全を脅かす事態に進展しないことを確実にするとともに、火災発生時に自立的にプラントの安全を確保できるようにするため、原子炉施設への火災影響を限定するための火災感知設備・消火設備の強化、安全上重要な設備の系統分離状況の確認・強化を図らねばならない。

ナトリウム冷却高速炉に特有の2次系ナトリウム漏えい燃焼（ナトリウム火災）と一般火災に対する対応を表 3.5-1 に示す。ナトリウム冷却高速炉である「もんじゅ」の内部火災防護に関しては、2次系のナトリウム漏えい燃焼（ナトリウム火災）と一般火災に対する対策の対応の違いを踏まえ、両者は各々個別に対策を行うことを基本としなければならない。

2次系ナトリウム漏えい燃焼に対しては、ナトリウムの緊急ドレン機能を設けるなどのナトリウム漏えい対策を実施し、これに必要な弁、ケーブルがナトリウム漏えい環境下でも機能を喪失することがないように適切に保護することにより、系統分離を確実にする。また一般火災に対しては、「火災の発生防止」、「火災の感知・消火」、「火災の影響軽減」の対策を基本に現状設備の強化を図るべきである。具体的には、火災の発生防止対策を確実にしつつ、設置対象場所の環境条件や追設効果を考慮して異なる種類の感知器を追設することにより、早期検知と早期消火を可能にするとともに、各エリアへのアクセス性を考慮して効果的に消火設備の強化を図ることが重要である。また火災影響軽減の観点からは、原子炉の低温停止の達成に必要な設備に加え、「もんじゅ」に特有の設備も考慮して防護対象設備を選定、火災に対する系統分離状況を確認するとともに、必要箇所には耐火バリアや消火設備を追設して系統分離の強化を図るべきである。さらに、火災影響評価を行い、原子炉施設内で発生する単一火災によって原子炉の低温停止に必要な安全機能が失われないことを確認しなければならない。

以下に必要な具体的な対応を示す。ただし、2次系ナトリウム漏えい対策については、第 3.10.2 項に記載していることから、ここでは一般火災に係る対応について記述する。

#### (1) 一般火災に対する火災防護の基本的考え方

「もんじゅ」における一般火災に対する火災防護は「火災の発生防止」、「火災の感知・消火」、「火災の影響軽減」の各々の目標について、図 3.5-1 の方針で対応すべきである。なお、防護対象設備の選定に際しては、原子炉停止系、崩壊熱除去系及びそのサポート系のほか、炉外燃料貯蔵槽冷却系やメンテナンス冷却系など「もんじゅ」特有の設備を考慮しなければならない。次項以下に、各目標に対する具体的な対応方針を示す。

#### (2) 火災の発生防止

火災の発生と拡大を防止するため、原子炉施設において下記の対策がされていることを確認するとともに、対応が不十分である場合には対策を行わなければならない。

- ① 発火性又は引火性物質の漏えい・拡大防止
- ② 電気系統は保護継電器と遮断器の組合せ等による過熱、焼損の防止
- ③ 変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質の不使用
- ④ 機器、配管等、保温材の主要な構造材に対する不燃性材料の使用
- ⑤ 難燃性ケーブルの使用等

### (3) 火災の感知・消火

火災の早期感知、早期消火を目的として以下に示す火災感知設備、消火設備の強化を行う必要がある。

#### ① 火災感知設備

早期検知のため、環境条件に合わせて、異なる種類の感知器を追設（感知器の多様化）する。具体的には、感知器追加により顕著な効果が期待できる表 3.5-2 に示す場所に設置すべきである。

#### ② 消火設備

アクセスが難しく消火が困難な箇所には、自動消火設備又は、手動固定式消火設備の設置を検討する必要がある。具体的には表 3.5-3 に示す消火設備設置の考え方を基本として、設備対応が不十分な箇所の消火設備を強化すべきである。なお消火設備の検討に際して、ナトリウム内包機器が設置された区域の一般火災に対しては、水を使用しない不活性ガス（炭酸ガス、窒素など）消火設備等から選定することが重要である。

上記の考え方を踏まえ、例えば、原子炉建物内（1次主冷却系循環ポンプモータ室など）に現状設置されているホースリール式の炭酸ガス消火設備は、遠隔操作が可能となるよう改善すべきである。

一方、初期消火要員による消火活動に期待する場合には、体制や機材等を明らかにするとともに、訓練を通じて消火活動の成立性を確認しておくことが重要である。

その他、消火水源の多様化、地盤変位に対する屋外消火配管の健全性確保等を検討し、設備の信頼性向上を図るべきである。（図 3.5-2 参照）

### (4) 火災の影響軽減

安全上重要な設備・機器については、区画化と系統分離を行い、内部火災に起因して原子炉施設の安全性が損なわれないようにしなければならない。また火災影響評価を実施し、原子炉施設において単一火災を想定した場合においても、系統分離が確保され、原子炉の低温停止に影響しないことを火災影響評価により確認しなければならない。

#### ① 区画化

安全上重要な構築物、系統及び機器が設置され、火災の影響を受ける区域には火災区域を

設定して他区域との間を分離し、その隔壁について、3 時間相当の耐火能力を確認する。(図 3.5-3 参照)

② 系統分離

火災防護対象機器・ケーブルについては、系統分離されるべき系列間を火災区域隔壁 (3 時間耐火) により系統分離することを基本とする。但し、配置上、火災区域隔壁による分離が出来ない場合は、新たに耐火壁 (1 時間耐火) と自動消火設備を設置する等の方法により系統分離を確保する。その際、当該消火設備については、系統分離に応じた独立性が確保されるようにする。(図 3.5-4 参照)

表 3.5-1 一般火災と 2 次系ナトリウム漏えい燃焼に対する対応の違い

	一般火災	2 次系ナトリウム漏えい燃焼
発生防止	火災の 3 要素 (可燃物、酸素、加熱源) の除去	漏えいの防止 (ナトリウムバウンダリの健全性確保)
感知・消火	火災感知設備・消火設備の設置	ナトリウム漏えい検出器の設置 ナトリウムドレン
影響軽減	建物壁による区画化 及び 耐火バリア・消火設備による系統分離	建物壁による区画化 及び ライナ・窒素注入等による系統分離

表 3.5-2 火災感知器追設 (多様化) の考え方

追加場所 (環境条件)	追加する感知器の種類 (案)
中央制御室周辺の盤内、 閉鎖型ケーブルダクト	煙感知器又は炎感知器 光ファイバ温度検出器
高天井エリア	炎感知器
屋外機器	熱感知器又は炎感知器

表 3.5-3 消火設備設置の考え方

エリア区分	設置する消火設備			該当エリア例	
	消火器	消火栓	固定式 消火設備		
常駐エリア	○	(○)	—	中央制御室	
アクセス可能エリア	○	○	—	原子炉建物以外で消火活動が可能な 場所	
アクセス困難エリア	○	○	○	以下のエリア (但し、可燃物が少ない 場所、火災のおそれが無い場所を 除く) ・原子炉建物内 ・その他消火活動が困難な場所	
屋外エリ ア	可燃物量 (少)	○	○	—	海水ポンプエリア
	可燃物量 (多)	○	○	○	変圧器、燃料タンクエリア

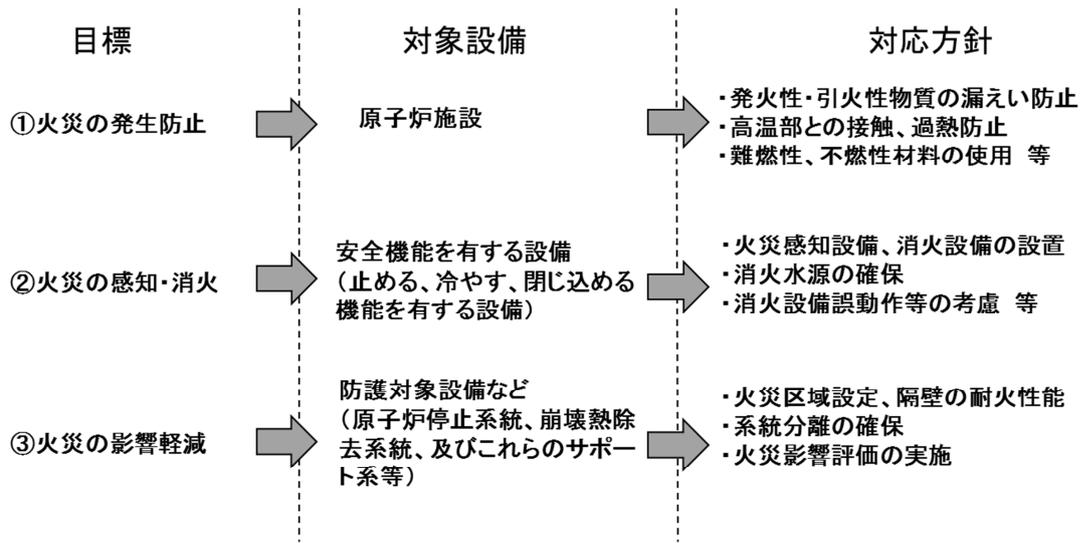


図 3.5-1 火災防護の基本的考え方

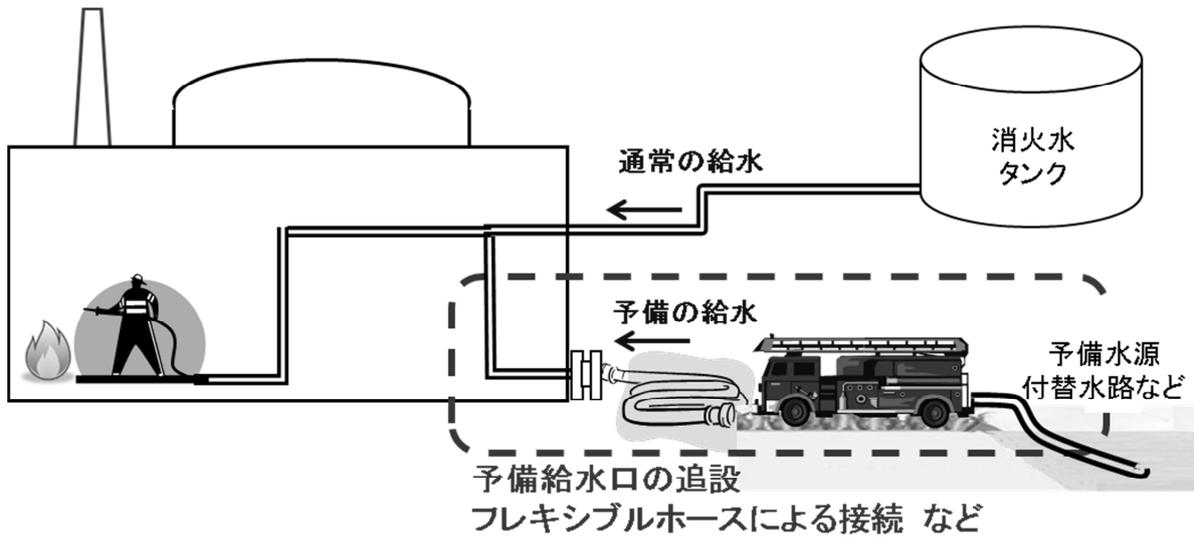


図 3.5-2 消火水源の多様化、地盤変位対策イメージ

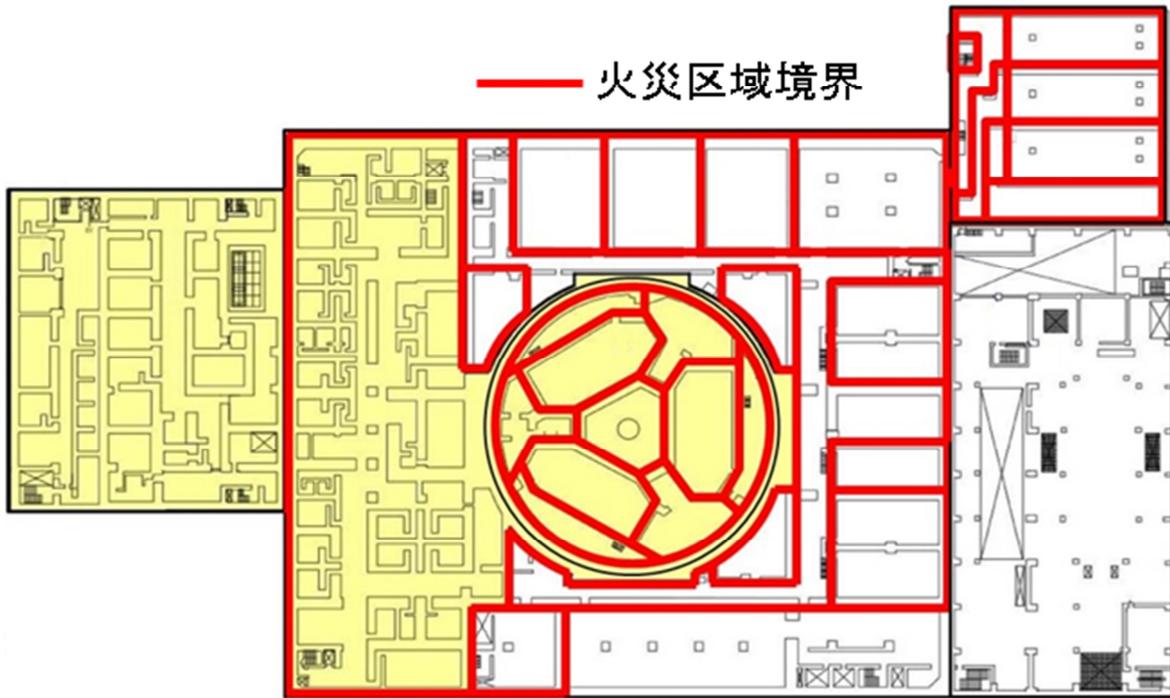


図 3.5-3 区画化の例

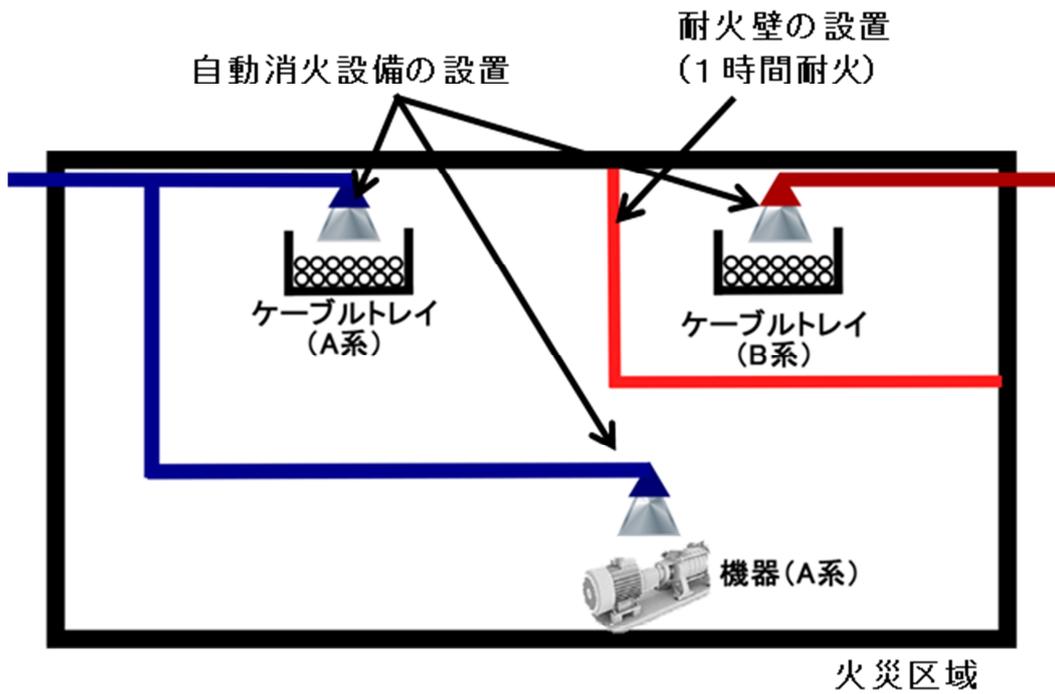


図 3.5-4 系統分離の強化例  
(1時間耐火壁+自動消火の追設による場合)

### 3.6 内部溢水

原子炉施設内で発生する溢水（内部溢水）に対しては、従前より床排水設備を設けるとともに、機器類を床面から高さを有する基礎上に設置する等の対策が行われてきている。しかし、東京電力福島事故を受け、溢水に起因して、系統分離の喪失など原子炉施設の安全を脅かす事態に進展しないことを確実にするため、体系的に溢水影響評価を実施し、原子炉施設内で溢水を想定しても、系統分離が確保され、安全上重要な設備の機能が損なわれないことを確認するとともに、放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいしないことを確実にしなければならない。

溢水影響評価にあたっては、ナトリウム冷却高速炉特有の安全機能を有する設備を考慮しつつ、安全上の重要度を踏まえて防護対象設備を抽出すべきである。また、評価は軽水炉と同様、没水、被水、蒸気の観点から行うが、ナトリウム冷却高速炉に特有のナトリウム内包機器が設置される区域に対しては、区域外からの溢水影響が及ばないことを確認する必要がある。

上記の溢水影響評価の結果、内部溢水に起因して安全上重要な機器の系統分離や、安全機能に影響が及ぶことが明らかになった場合には、溢水の発生防止若しくは溢水からの防護のため、止水措置、被水防護措置等の必要な対策を行わなければならないほか、必要に応じて溢水源機器の耐震補強も行うべきである。

以下に必要となる具体的対応を示す。

#### (1) 溢水源及び溢水量の想定

水・蒸気・海水を内包する機器の中から、表 3.6-1 に該当する溢水源を抽出し、溢水量を評価する。

#### (2) 溢水防護対象設備の抽出

「もんじゅ」における溢水防護対象設備の抽出については、「もんじゅ」特有の安全機能に留意しつつ、以下の設備を抽出する。

- ・ 安全機能の重要度分類のクラス 1 に属する系統
- ・ 安全機能の重要度分類のクラス 2 に属する系統のうち、止める・冷やす・閉じ込める機能に関連する系統、事故時監視機能を有する系統
- ・ 炉外燃料貯蔵槽及び燃料池の冷却<sup>6</sup>に係る系統
- ・ 上記の関連（サポート）系

上記で抽出した溢水防護対象設備のうち、溢水により安全機能に影響しない機器、溢水のおそれのないナトリウム内包機器が設置された区域内に設置されている機器については、溢水影響評価の対象外とする。但し、ナトリウム内包機器が設置される区域については区域境界となる扉等を抽出、区域外から溢水影響が及ばないことを別途確認することが重要である。

<sup>6</sup> ナトリウムや水の補給機能は、防護対象設備から除く（炉外燃料貯蔵槽にはナトリウムの補給機能はなく、燃料池は蒸発に伴う水位低下が緩慢で、必要時には消防ホースによる給水対応も可能であるため）。

### (3) 溢水影響評価

溢水影響評価の対象となる機器について、没水・被水・蒸気の3つの観点から溢水影響評価を行う。各評価項目に対する判定基準を表 3.6-2 に示す。

### (4) 溢水対策の実施

溢水影響評価の結果、必要と判断された箇所については、以下に例示する溢水防護対策の中から適切な対策を選択して実施する。

#### ① 溢水の発生防止

- ・ 溢水源となる機器、配管の耐震補強

#### ② 溢水からの防護

- ・ 溢水伝播防止のための貫通部の止水措置
- ・ 漏えい検知器やインタロックの追加による早期発見・隔離
- ・ 蒸気漏えい量低減のための配管防護カバーの追加
- ・ 被水防止のための被水防護カバーの追加

例えば、原子炉補助建物内において水を内包する耐震 C クラスの配管がある場合は、地震起因破損を想定した溢水影響評価が必要であり、評価の結果、隣接区画に設置された安全機能を有する設備にも影響が及ぶとの結果が得られた場合には、溢水発生防止対策として当該配管の耐震補強（又は耐震の実力評価）を考慮するべきである。

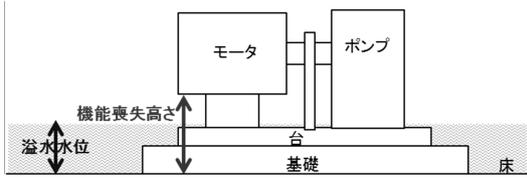
表 3.6-1 想定する溢水源及び溢水量

想定する溢水源		溢水量想定に係る条件
地震起因破損によるもの	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐震 B、C クラスの配管、容器等 (※1) (水・蒸気系、非安全系の空調用冷水設備等)</li> </ul>	以下を踏まえて設定 <ul style="list-style-type: none"> <li>系統の保有水量</li> <li>流量</li> <li>隔離に要する時間</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料池のスロッシング</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料池外への漏えい量</li> </ul>
想定単一破損によるもの	地震起因破損を考慮しない配管 (※2) (原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、安全系の空調用冷水設備等)	以下を踏まえて設定 <ul style="list-style-type: none"> <li>破断形状</li> <li>流量</li> <li>隔離に要する時間</li> </ul>
消火活動に伴う放水によるもの	消火栓からの放水	以下を踏まえて設定 <ul style="list-style-type: none"> <li>3 時間放水</li> <li>消火栓使用数、流量</li> </ul>

※1 耐震性が確保されるものを除く。

※2 詳細評価により、応力的に破損する可能性がないものを除く。

表 3.6-2 溢水影響評価項目と判定基準

評価項目	判定基準
没水	<ul style="list-style-type: none"> <li>「溢水水位」 &lt; 「機能喪失高さ」であること。</li> </ul>  <ul style="list-style-type: none"> <li>管理区域外へ漏えいしないこと (管理区域内で溢水発生の場合)。</li> </ul>
被水	<ul style="list-style-type: none"> <li>被水対策が施されていること。</li> </ul>
蒸気	<ul style="list-style-type: none"> <li>耐環境性を有していること。</li> <li>物理的な影響を受けないこと。</li> </ul>

### 3.7 静的機器の単一故障

#### (1) 背景・検討目的

安全上重要な構築物、系統又は機器の故障想定については、リスク（故障の発生可能性と影響）を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を適切に確保することが設計の基本的な考え方である。東京電力福島事故を踏まえて制定された新規規制基準では、信頼性に関する設計上の考慮が再整理され、多重性又は多様性を要求する安全機能や適用の考え方が詳細化された。軽水炉の安全審査では、特に静的機器の単一故障の考え方が論点となっていることから、本委員会においても、「もんじゅ」における静的機器の単一故障の考え方について、改めて整理した。

実用炉設置許可基準規則の解釈<sup>3-7)</sup>には、「多重性又は多様性を要求する安全機能」が明記されているが、研開炉設置許可基準規則の解釈<sup>3-8)</sup>には、該当する記載が詳細化されていないことから、本検討では、「もんじゅ」にて「多重性又は多様性を要求する安全機能」を詳細化する。また、これらの安全機能に対して、静的機器単一故障に対する考え方を整理するとともに、今後検討を具体化すべき項目を摘出する。

#### (2) 「もんじゅ」における多重性又は多様性を要求する安全機能

「もんじゅ」における多重性又は多様性を要求する安全機能として 26 項目を摘出した。摘出結果を、研開炉設置許可基準規則の解釈の詳細化案として、表 3.7-1 に示す。ここでは、「もんじゅ」特有の安全機能の摘出に抜けがないよう、安全上の機能別重要度分類においてクラス 1 及びクラス 2 の安全機能の全てを対象として整理した。26 項目の安全機能のうち、「もんじゅ」特有のものは以下の 5 項目である。

- ・ 炉心冷却のための原子炉冷却材汲み上げ機能 (MS-1)
- ・ 1 次アルゴンガス系収納施設のバウンダリを構成する配管の隔離機能 (MS-1)
- ・ 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する配管の隔離機能 (PS-2)
- ・ 2 次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能 (MS-2)
- ・ 2 次主冷却系の過圧抑制機能 (MS-2)

#### (3) 「もんじゅ」における静的機器単一故障の考え方

上記の検討において摘出した 26 の安全機能に対し、多重性と使命時間の観点で整理を行い、単一設計で故障想定が必要な安全機能を摘出した。これらの安全機能を担う系統のうち、単一設計となっている静的機器を以下に示す。

- ・ 格納容器内の放射性物質の濃度低減機能 (MS-1)：アニュラス循環排気設備のダクト
- ・ 原子炉制御室非常用換気空調機能 (MS-1)：中央制御室空調装置のダクト及びフィルタ

これらの静的機器については、故障の修復が可能であるか否か、故障の検出方法、補修方法及び補修中の被ばく量等について検討すべきである。

以上により、26 項目の安全機能を、多重性を有する安全機能として 14 項目、使命時間が短期の安全機能として 10 項目、故障の修復が可能な安全機能として 2 項目に整理した。

表 3.7-1 研開炉設置許可基準規則の解釈<sup>3-8)</sup>の詳細化案

<p>「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」は、以下に示す機能を有するものとする。</p>
<p>一 その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉の緊急停止機能</li> <li>・ 未臨界維持機能</li> <li>・ 原子炉停止後の除熱機能</li> <li>・ 炉心冷却のための原子炉冷却材汲み上げ機能</li> <li>・ 格納容器内の放射性物質の濃度低減機能</li> <li>・ 非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</li> <li>・ 非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能</li> <li>・ 非常用の交流電源機能</li> <li>・ 非常用の直流電源機能</li> <li>・ 非常用の計測制御用直流電源機能</li> <li>・ 補機冷却機能</li> <li>・ 冷却用海水供給機能</li> <li>・ 原子炉制御室非常用換気空調機能</li> <li>・ 圧縮空気供給機能</li> </ul>
<p>二 その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の隔離機能</li> <li>・ 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する配管の隔離機能</li> <li>・ 原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能</li> <li>・ 1次アルゴンガス系収納施設のバウンダリを構成する配管の隔離機能</li> <li>・ 原子炉停止系に対する作動信号（常用系として作動させるものを除く）の発生機能</li> <li>・ 工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能</li> <li>・ 事故時の原子炉の停止状態の把握機能</li> <li>・ 事故時の炉心冷却状態の把握機能</li> <li>・ 事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能</li> <li>・ 事故時のプラント操作のための情報の把握機能</li> <li>・ 2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能</li> <li>・ 2次主冷却系の過圧抑制機能</li> </ul>

### 3.8 原子炉停止系

#### (1) 「もんじゅ」の原子炉停止系の要求事項

原子炉停止系は、緊急時に異常を検知し、制御棒を切り離して炉心に挿入することで核分裂反応を停止させ、未臨界に維持する重要な役目を果たさなければならないことから、高い信頼性が要求される。

このために、多重性、多様性、独立性及びフェイルセーフ機能を有しており、また制御棒スクラム実証試験（炉外試験）及びそれに基づいたフォルトツリー解析により高い信頼性を有するシステムであることが評価されている。さらに「もんじゅ」の原子炉停止系は、主炉停止系と後備炉停止系の2つの系統から構成されている。異常な過渡変化及び設計基準事故に対しては主炉停止系が余裕を持って原子炉を停止することができ、万一、主炉停止系による緊急停止ができなかった場合には、重大事故等対処設備として主炉停止系とは独立に装備されている後備炉停止系が、原子炉を確実に停止させることが可能である。以上のことから、原子炉停止系は十分な信頼性を有したシステムであると言える。

#### (2) 「もんじゅ」の原子炉停止系の仕組みと構成

##### ① 各炉停止系の構成と役割

原子炉停止系は、主炉停止系と後備炉停止系とから構成され、主炉停止系は微調整棒及び粗調整棒から成る。緊急停止時には、主炉停止系若しくは後備炉停止系のどちらか一方のみの動作で、高温全出力状態から低温の状態まで炉停止可能である。

各炉停止系とも、制御棒駆動機構内でマグネットを励磁することで制御棒を保持する仕組みとなっている。軽水炉と異なり、ナトリウム冷却高速炉では原子炉容器内は低圧系であるため、炉内圧力による制御棒の飛び出しの可能性はなく、マグネットの消磁によって保持力を消失すれば、制御棒の自重及び加速機構によって制御棒が炉心に挿入される仕組みである。

##### ② 原子炉停止系の信頼性

前述した炉停止系の駆動機構の構造及び特徴を表 3.8-1 と図 3.8-1 に示す。スクラム時の加速方式（主炉停止系：ガス加速、後備炉停止系：スプリング加速）、落下方式（主炉停止系：駆動軸と一体落下、後備炉停止系：制御棒のみ落下）などについて多様化を図り、共通要因による緊急停止失敗に対する挿入信頼性を確保している。

加えて、図 3.8-2 及び図 3.8-3 に示すようにトリップ回路及び信号についても多様化、多重化、独立性をもたせるよう配慮されると同時に、駆動電源の喪失、系の遮断などに対して原子炉保護動作をとる方向に作動するフェイルセーフの設計とされている。

運転時の異常な過渡変化などにより原子炉を緊急停止する必要が生じたときには、3チャンネルの独立な検出器を通じてトリップ信号が発せられる。それぞれが双安定回路を通じて2重ロジックトレインを形成し、主として「2 out of 3」により遮断器を動作させる仕組みである。原子炉トリップ遮断器は、主炉停止系及び後備炉停止系それぞれに対して直列に2台設け、これらを介して2組の電源を各炉停止系の制御棒保持用マグネットに接続している。各炉停止系の2台のトリップ遮断器は、2重ロジックトレインの各々により、それぞれ独立

に操作されるとともに、「2 out of 3」あるいは「1 out of 2」ロジック出力以降、主炉停止系及び後備炉停止系それぞれに物理的独立性を持たせている。これらの合計 4 台中 1 台の原子炉トリップ遮断器を開けば制御棒が解放される。

各トリップ遮断器の不足電圧コイルは、検出器信号などから自動トリップ信号が発せられ所要の双安定回路が無励磁になると、直流電源が喪失し遮断器が開く。また、後備炉停止系では、自動トリップ信号によってシャントトリップコイルが励磁され、遮断器を開く仕組みも有しており、電源の遮断方式にも多様性を持たせるとともにフェイルセーフとなるようにしている。また、主炉停止系及び後備炉停止系原子炉トリップ遮断器は、必要な場合には、現場手動遮断が可能である。

トリップ信号のトリガーとなる検出器の信号についても多様化が図られており、同一の事象に対して複数の検出器で検知する設計としている（図 3.8-3）。種々の事象に対して発せられるトリップ信号の例を表 3.8-2 に示す。

この様に、「もんじゅ」では異常な過渡変化及び設計基準事故においては主炉停止系が十分な信頼性を以って原子炉を緊急停止させる機能を有している。主炉停止系の緊急停止失敗時には、主炉停止系とは独立かつ多様性を有する後備炉停止系によって、原子炉を確実に停止させることができる。このため、後備炉停止系は重大事故に対し要求される安全確保方策として有効な手段となっていると考えられる。

表 3.8-1 主炉停止系及び後備炉停止系の比較

比較項目	主炉停止系		後備炉停止系
	微調整棒 FCR	粗調整棒 CCR	後備炉停止棒 BCR
基数	3	10	6
	C/R駆動機構はC/R1本に対し1基設置(→独立性)		
加速方式	ガス加速 (下部ガス加圧室)	ガス加速 (上部ガス加圧室)	スプリング加速
落下方式	(制御棒+駆動軸)の一体落下型 →落下重量が大きく摺動抵抗に強い	同左	○制御棒と駆動軸の分離型落下(制御棒のみ落下) ○制御棒とその連結軸が曲り構造 →落下体(制御棒のみ)が短く、連結軸との関節構造により地震時の横揺れに強い。
スクラム前の位置	部分的に炉心に挿入 →スクラム時のストロークが短く、直ちに負の反応度効果が現れる。	同左	全引き抜き状態 →B10濃度が高く、スクラム時に大きな反応度が挿入される。
炉停止に必要なC/R本数	(13本中) 10本		(6本中) 2本
	2系統(主、後備)の制御棒のうち、どちらか1系統が作動すれば、原子炉が停止。		

表 3.8-2 原子炉トリップ検出器信号の多様性

事象	原子炉トリップ信号		
	第1信号	第2信号	第3信号
原子炉出力上昇 (制御棒誤引抜)	出力領域中性子束 「高」	広域中性子束 「高」	1次系ポンプ 回転数 「低」 <small>(中性子束に対するポンプ 回転数の比の低下)</small>
1次冷却材流量減少 (1次ポンプトリップ)	1次ポンプ回転数 「低」	1次冷却材流量 「高」	R/V出口 ナトリウム温度 「高」
2次冷却材流量減少 (2次ポンプトリップ)	2次ポンプ回転数 「低」	2次冷却材流量 「高」	IHX1次出口 ナトリウム温度 「高」
水・蒸気系冷却能力喪失 (蒸発器入口ドレン弁誤開)	蒸発器出口 ナトリウム温度 「高」	IHX1次出口 ナトリウム温度 「高」	R/V出口 ナトリウム温度 「高」
常用電源喪失	常用母線電圧 「低」	1次ポンプ回転数 「低」	1次ナトリウム流量 「低」

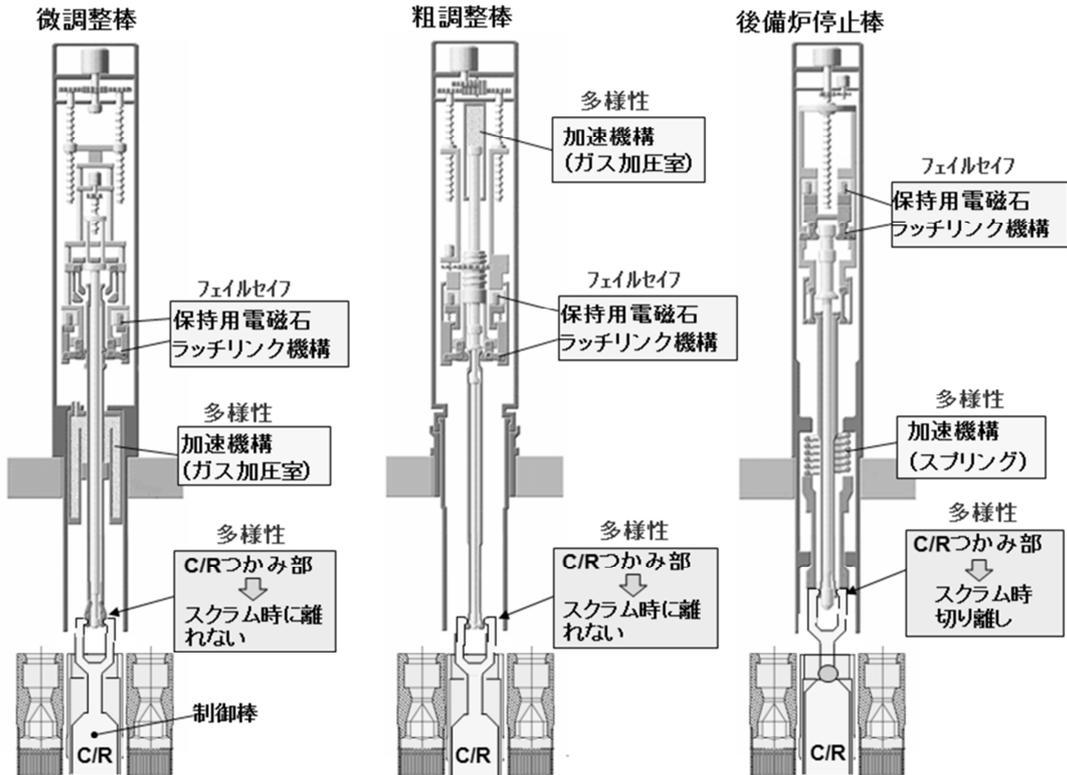


図 3.8-1 制御棒駆動機構構造図

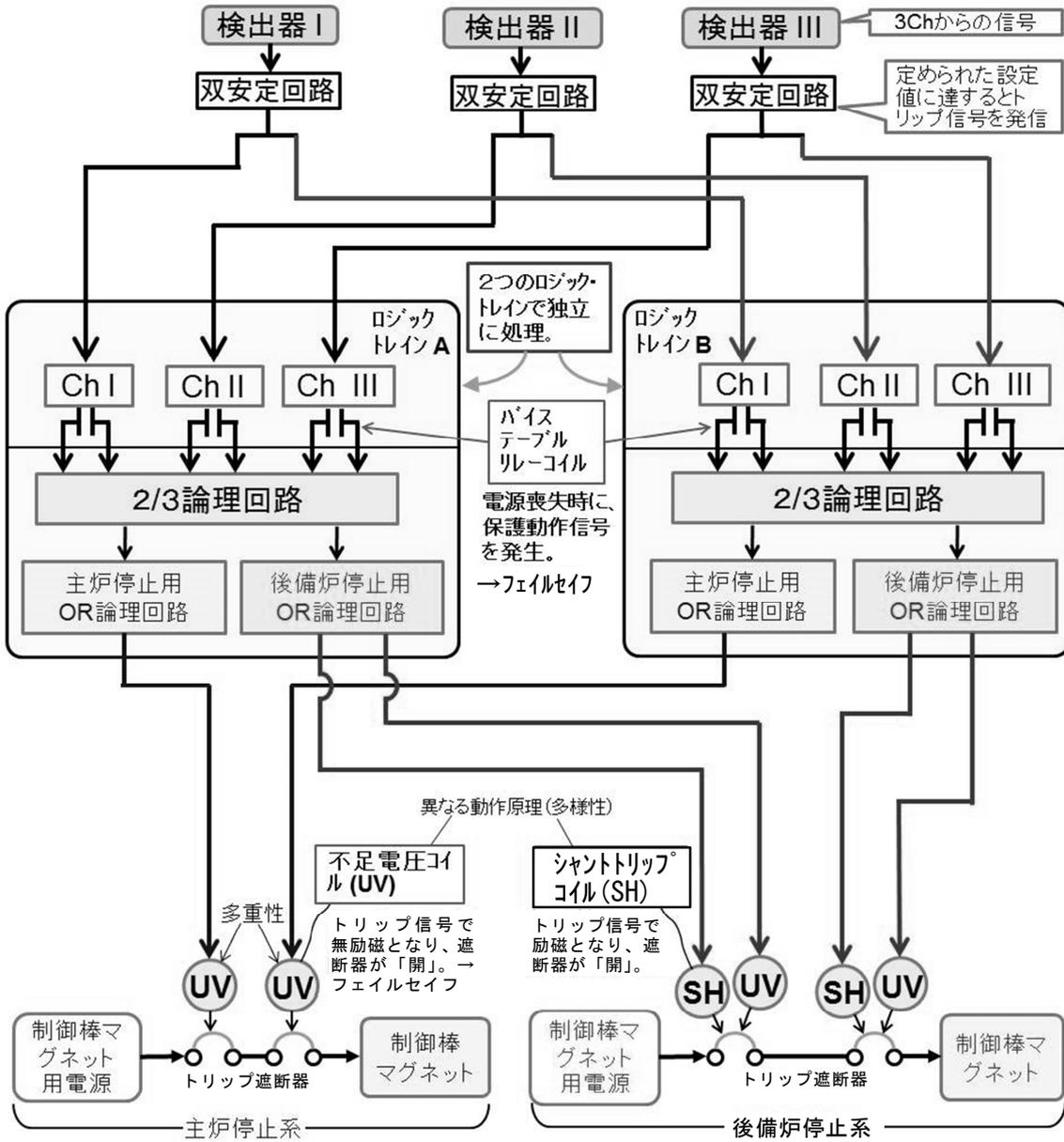


図 3.8-2 原子炉トリップ信号回路概要

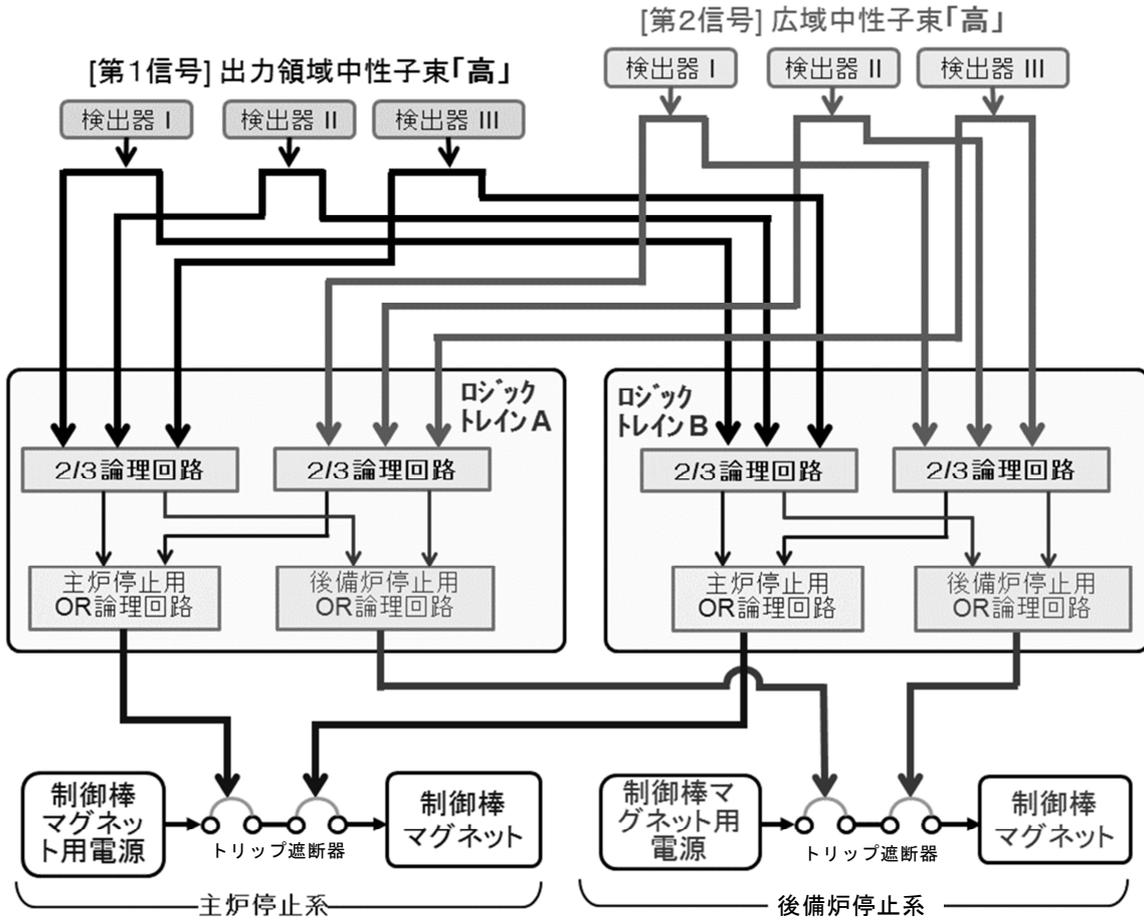


図 3.8-3 原子炉トリップ信号の信頼性確保

### 3.9 崩壊熱除去系

#### (1) 「もんじゅ」の崩壊熱除去系の要求事項

崩壊熱除去系は、原子炉トリップに至るようなプラント異常状態や緊急状態において、除熱を行う重要な役目を果たす。また、燃料交換時等の長期にわたる原子炉停止時の炉心崩壊熱の除去も行う機能を有する。プラント異常によるトリップ直後の崩壊熱除去を行うことから、高い信頼性が必要であり、このため系統の多重性、多様性及び独立性が要求されるシステムである。

「もんじゅ」では「補助冷却系」と「メンテナンス冷却系」の2種類の崩壊熱除去システムが設置されている。「補助冷却系」は3ループの1次、2次ナトリウム主冷却系を利用して、それぞれに独立して設置された冷却システムであり、「メンテナンス冷却系」は「補助冷却系」とは別に構成される1次・2次ナトリウム系から構成される1ループの熱輸送冷却系である。

これらの崩壊熱除去システムは、異常な過渡変化及び設計基準事故の対策設備として補助冷却系による強制循環運転が行われ、強制循環ができなかった場合には、重大事故対策として補助冷却系での自然循環での除熱機能がある。さらに、3ループ全ての補助冷却系での自然循環に失敗した場合においても、メンテナンス冷却系を用いた崩壊熱の除熱機能が期待できる。

#### (2) 「もんじゅ」の崩壊熱除去系の仕組みと構成

##### ① 補助冷却系

補助冷却系の構成の概要を図 3.9-1 に示す。補助冷却系では、崩壊熱は炉心→1次系ナトリウム主循環系→2次系ナトリウム主循環系→空気冷却器の経路で大気に放散される。最終ヒートシンクである空気冷却器は同図に示されるように、2次ナトリウム系主配管より分岐し、蒸気発生器と並列に設置されている。出力運転時には2次ナトリウムは蒸気発生器側に流れるが、崩壊熱除去時には、蒸気発生器出口止め弁「閉」、及び空気冷却器出口止め弁「開」により空気冷却器にナトリウム流路を切り替える。空気冷却器は2次ナトリウム/空気の熱交換器であり約 15MWt/基（送風機駆動時）の熱交換性能を有する。空気冷却器への風量はベーン、ダンパの開度調整、及び電動機の回転数調整により制御される。なお、ベーン、ダンパについては無停電電源でも駆動可能である。

主冷却系のループ系統構成を図 3.9-2 に示す。「もんじゅ」の冷却系ループ構成の特徴は、A～C ループそれぞれに、1系統ずつの空気冷却器を含む補助冷却系が設置され、独立の構成となっている。通常の電源がなくなった場合でも、3ループの補助冷却系は、それぞれ別トレンの非常用ディーゼル発電機により、電力が供給され崩壊熱除去運転が可能である。さらに、「もんじゅ」では図 3.9-3 に示すように自然循環による崩壊熱除去が期待できる。これは、高沸点であるナトリウムを冷却材として採用したことにより、高温・低圧のシステムが可能となり、利用可能な温度範囲が広く、熱伝達率も高いことから、単相の自然循環冷却が可能となったものである。このため、空気冷却器を高所に配置し、熱交換器に高低差を付けることにより、自然循環力を確保することができる。自然循環による崩壊熱除去では、動的機器が少ないので信頼性が高い。「もんじゅ」では、1次ナトリウム・2次ナトリウム主循環系を含めた補助冷却系1ループの自然循環にて、原子炉トリップ直後の崩壊熱除去が可能

となっている。

## ② メンテナンス冷却系

「もんじゅ」では、補助冷却系の3ループ全てにおいて崩壊熱除去ができない場合、メンテナンス冷却系のみでも崩壊熱除去が可能である。

メンテナンス冷却系の概要を図3.9-4に示す。メンテナンス冷却系は、主冷却系の補助冷却系とは別に構成される1次ナトリウム系及び2次ナトリウム系からなる1ループの熱輸送系である。中間熱交換器、弁、循環ポンプ（電磁ポンプ（EMP））、空気冷却器等から構成され、崩壊熱は大気に放散される。メンテナンス冷却系は、それらによる強制循環系のシステムであるが、電源系は、非常用電源に接続し多重化が図られ（EMP、弁）、信頼性を高めている。

## ③ 設計基準事故及び重大事故対策における崩壊熱除去系の機能

補助冷却系及びメンテナンス冷却系の特徴を踏まえ、想定すべき事故シーケンスのうち、崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）に対して「もんじゅ」では、設計基準事故対策及び重大事故対策として、多層の崩壊熱除去方策を有している。設計基準事故の対策としては補助冷却系による強制循環除熱、設計基準を超える重大事故対策として補助冷却系による自然循環除熱がある。さらにこの自然循環による除熱に失敗した場合でも、メンテナンス冷却系による除熱が可能であり、3層の冷却方策を有している。このような多層の除熱システムを有していることから、「もんじゅ」では重大事故に対し要求される安全確保方策として、炉心損傷防止と格納対策に利用可能と考えられる。

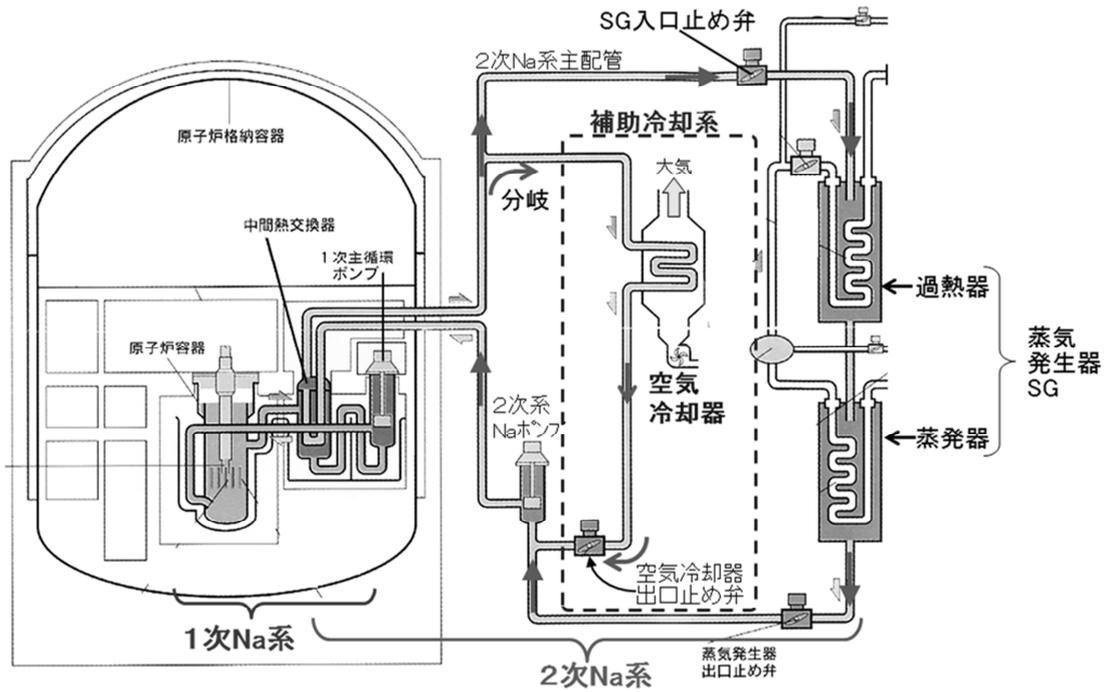


図 3.9-1 補助冷却系の概要

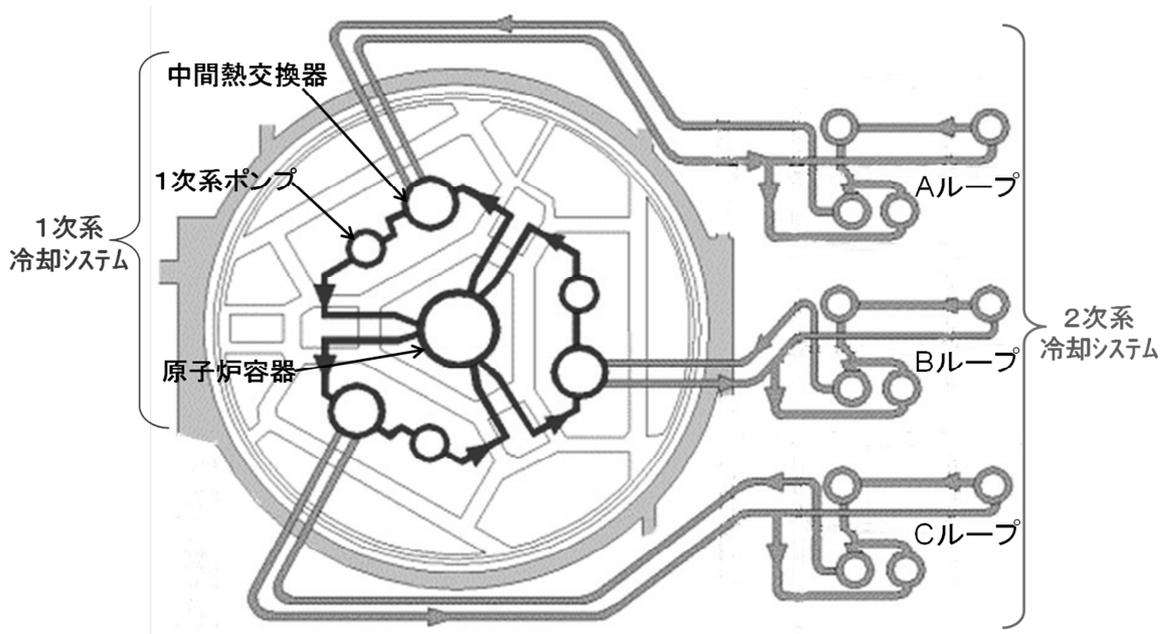


図 3.9-2 冷却系ループ構成 (上面図)

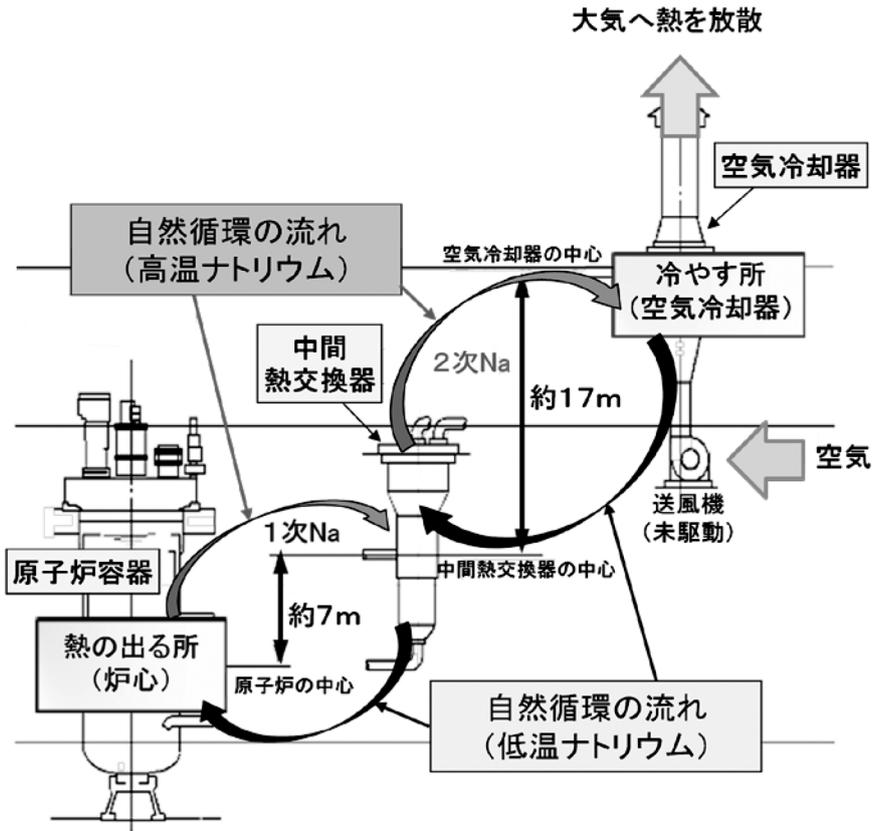


図 3.9-3 自然循環による崩壊熱除去

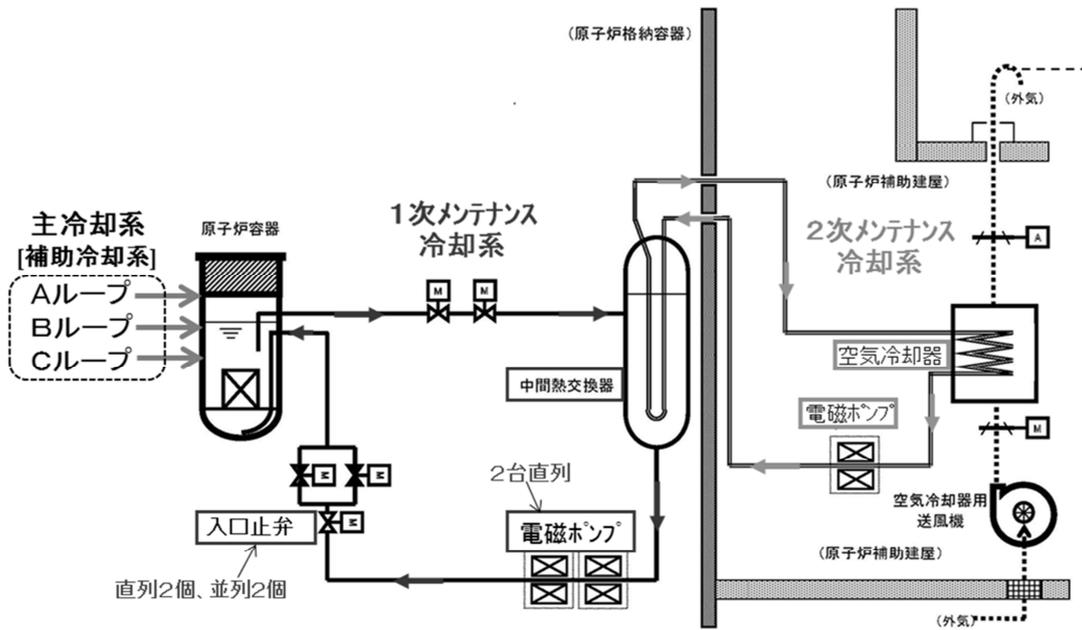


図 3.9-4 メンテナンス冷却系の概要

### 3.10 ナトリウム冷却高速炉に特有な事象

化学的に活性なナトリウム冷却材は、空気中で燃焼するとともに、水と激しく反応することから、ナトリウムに対する設計上の考慮が重要である。そのため、ナトリウム冷却材に対する対策を講じていることを確認しなければならない。

特にナトリウムの化学反応が顕在化する事象として考えられる「蒸気発生器の水漏えい」と「2次系のナトリウム漏えい」を対象に、安全対策の妥当性、並びに、重大事故への進展の評価を確認しなければならない。各々について以下に記載する。

#### 3.10.1 蒸気発生器の水漏えい

##### (1) 検討の着眼点

設計基準事故に対する安全については既に実施された安全審査<sup>2-13)</sup>において確認されている。そこでは伝熱管壁の損耗（ウェステージ）による隣接する伝熱管の連鎖的な破損（破損伝播）を考慮して、伝熱管 1+3 本両端完全破断相当の水漏えいを想定しているが、破損規模の妥当性及び2次主冷却系に発生する圧力によるバウンダリの健全性が評価の基準とされた。それに対して、設計基準事故を超える事象では、過大な伝熱管破損伝播（多数本破断）を想定しても、重大事故へ進展しないことを確認しておくべきである。

##### (2) 蒸気発生器の概要

図 3.10.1-1 に示すように、「もんじゅ」の主冷却系は1次主冷却系、2次主冷却系、水・蒸気系で構成され、2次主冷却系は、蒸気発生器の伝熱管破損等の影響が直接炉心に及ばないように、また放射性物質を保有する1次系ナトリウムが伝熱管破損等により大気中に放出されないようにするため設置されている。各冷却系はA、B、Cの3ループ構成で系統分離されており、水漏えいの影響が直接他の系統の重要な安全機能に影響が及ばないように考慮されている。また図 3.10.1-2 に示すように、蒸気発生器はヘリカルコイル伝熱管を採用した蒸発器と過熱器の分離型で、各々の設計主要目は表に示す通りとされる。

##### (3) ナトリウム・水反応に対する安全確保の考え方

図 3.10.1-3 で示すように、一般的に伝熱管破損に伴うナトリウム・水反応が蒸気発生器に及ぼす影響は水漏えい率によって異なり、0.1～10g/s 程度の小漏えいではウェステージ現象、10g/s～2kg/s 程度の中漏えいでは伝熱管を過熱して破裂させる現象（高温ラブチャ）、およそ2kg/s を超える大漏えいでは多量の水素ガス発生により系内の圧力上昇を生じる熱流動現象が顕著とされる<sup>3-10)</sup>。そのため、伝熱管に小～中漏えいが発生すると、ウェステージあるいは高温ラブチャにより隣接する伝熱管に破損伝播が生じ、最終的には水漏えい規模が拡大して大漏えいに至り系内の圧力上昇が生じる可能性がある。

ナトリウム・水反応事象に対する安全確保の考え方<sup>2-13)</sup>としては、図 3.10.1-4 で示すように、水漏えい検出設備を設置すること、水漏えいを検知した際には安全保護系動作により原子炉を停止し崩壊熱除去運転に移ること、並行して保有水・蒸気の隔離・ブロー等により水漏えいを停止すること、圧力開放板やナトリウム・水反応生成物収納設備の動作により圧力上昇を抑制

すること、水素ガスは大気放出・燃焼処理することであり、蒸気発生器、2次主冷却系配管、中間熱交換器等の機器・配管は圧力上昇に対しては構造強度上十分な余裕を持つようにすべきである。

設計基準事故に対しては、上記の安全対策及び海外炉蒸気発生器での事故事例も踏まえた安全対策の強化を施すことによって「もんじゅ」条件で高温ラプチャが発生する可能性は十分に小さいこと及びウェステージによる伝熱管破損伝播で1+3本両端完全破断相当の最大水漏えい率を想定すれば十分保守的であることが確認され、その条件で2次主冷却系に発生する圧力上昇に対してバウンダリは健全性を確保できることが確認されている（付録 4.1(1)～(3)参照）。

#### (4) 設計基準事故を超える事象

ナトリウム・水反応では、伝熱管破損伝播に伴う最大水漏えい率が安全評価上重要なパラメータとなる。過去の大漏えい実験による知見では、大漏えいではナトリウム・水反応界面が定在化しないことで伝熱管に更なる破損伝播が生じないとされるが、設計基準事故を超える事象の評価においては、最大水漏えい率が設計基準より大きくなった場合の結果の知見を得るために、あえて過大な伝熱管破損伝播を仮定して、重大事故へ進展しないことを確認しておくべきである。その際、東京電力福島事故を踏まえて、頻度的には極めて小さいが、全交流動力電源喪失時のプラント状態も考慮するべきである。

破損伝播として伝熱管 1+10 本両端完全破断/秒を想定した結果、最大水漏えい率は数秒後に最大値を示すが、その水漏えい率を入力値とした大漏えい解析から得られる発生圧力のピーク値に対して機器・配管等のバウンダリは健全性を確保できるとされる（付録 4.1(4)参照）。

すなわち、水漏えいによる炉心への直接的な影響や2次系ナトリウム漏えいは発生せず、重要な安全機能に影響を及ぼさない（炉心冷却機能が確保される）ことから、水漏えいが原因で重大事故に進展する可能性は十分小さいとされる。なお、発生圧力は保守側評価となっていること、圧力開放系の配管の閉塞や水素ガスが爆発的な燃焼を起こす可能性は十分に低いこと、及び長期的な影響として腐食性反応生成物によるバウンダリ破損がないことについても検討されている（付録 4.1(5)～(8)参照）。

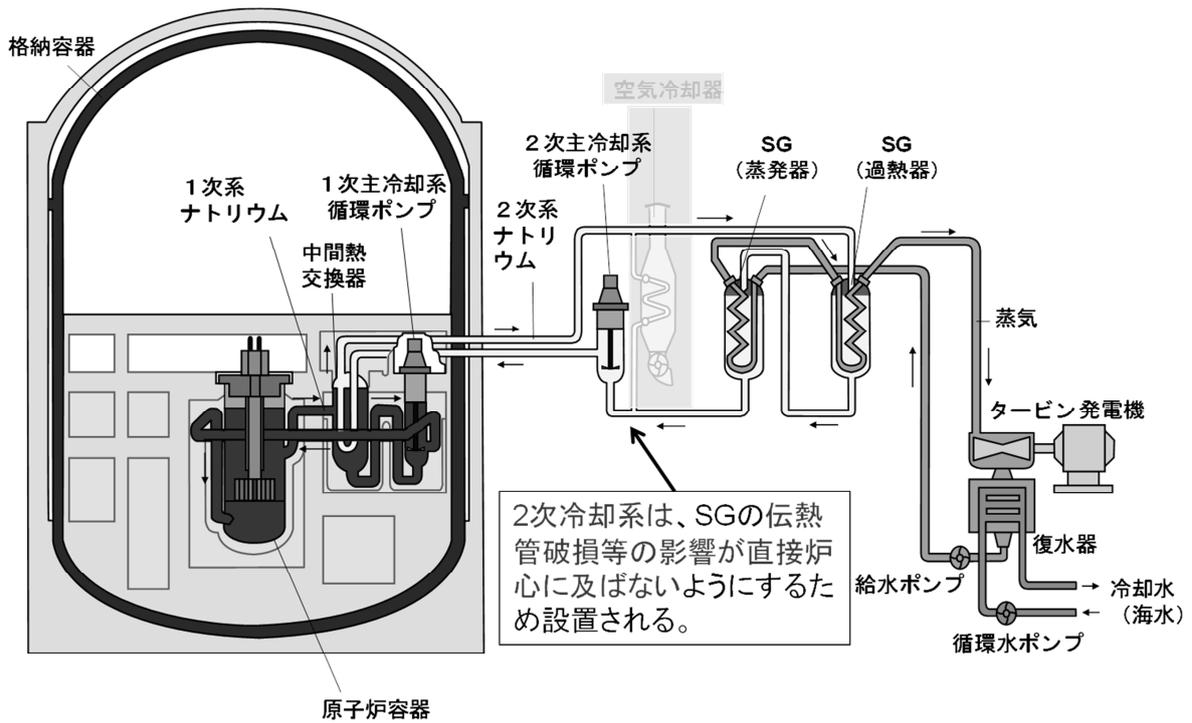


図 3.10.1-1 「もんじゅ」の冷却系構成

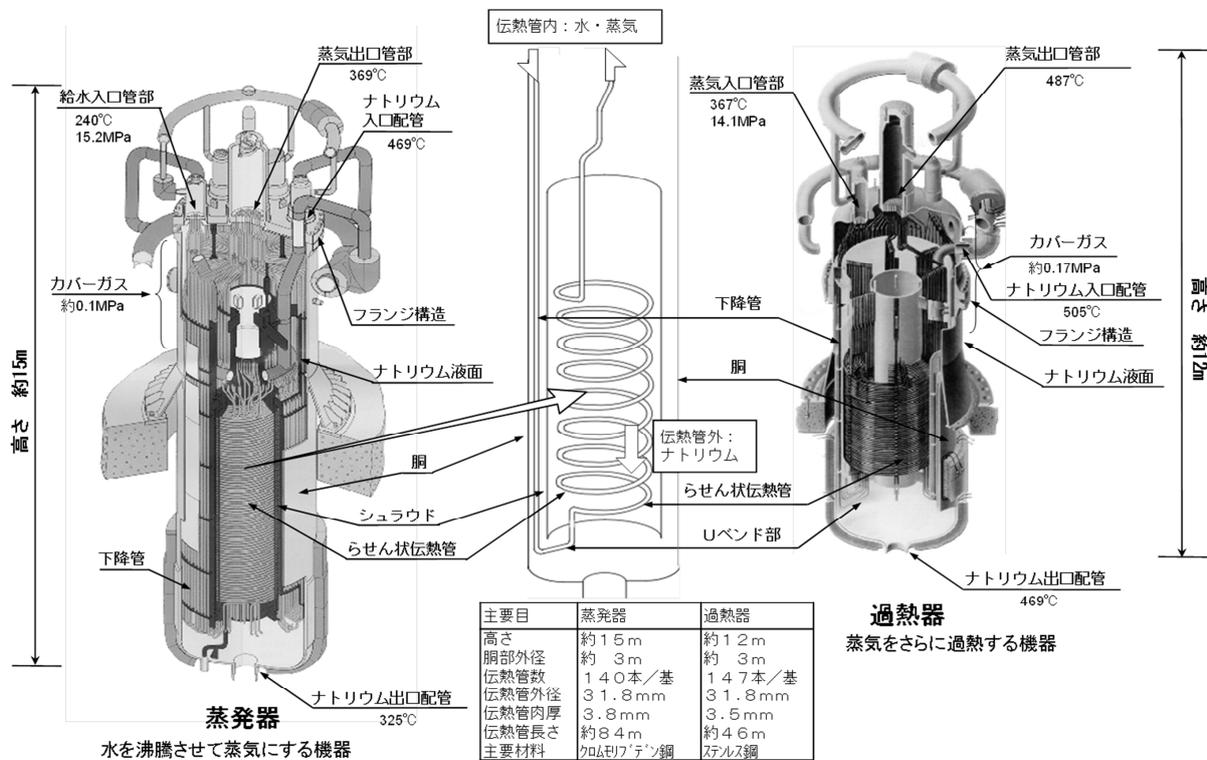


図 3.10.1-2 蒸気発生器 (蒸発器、過熱器) の構成

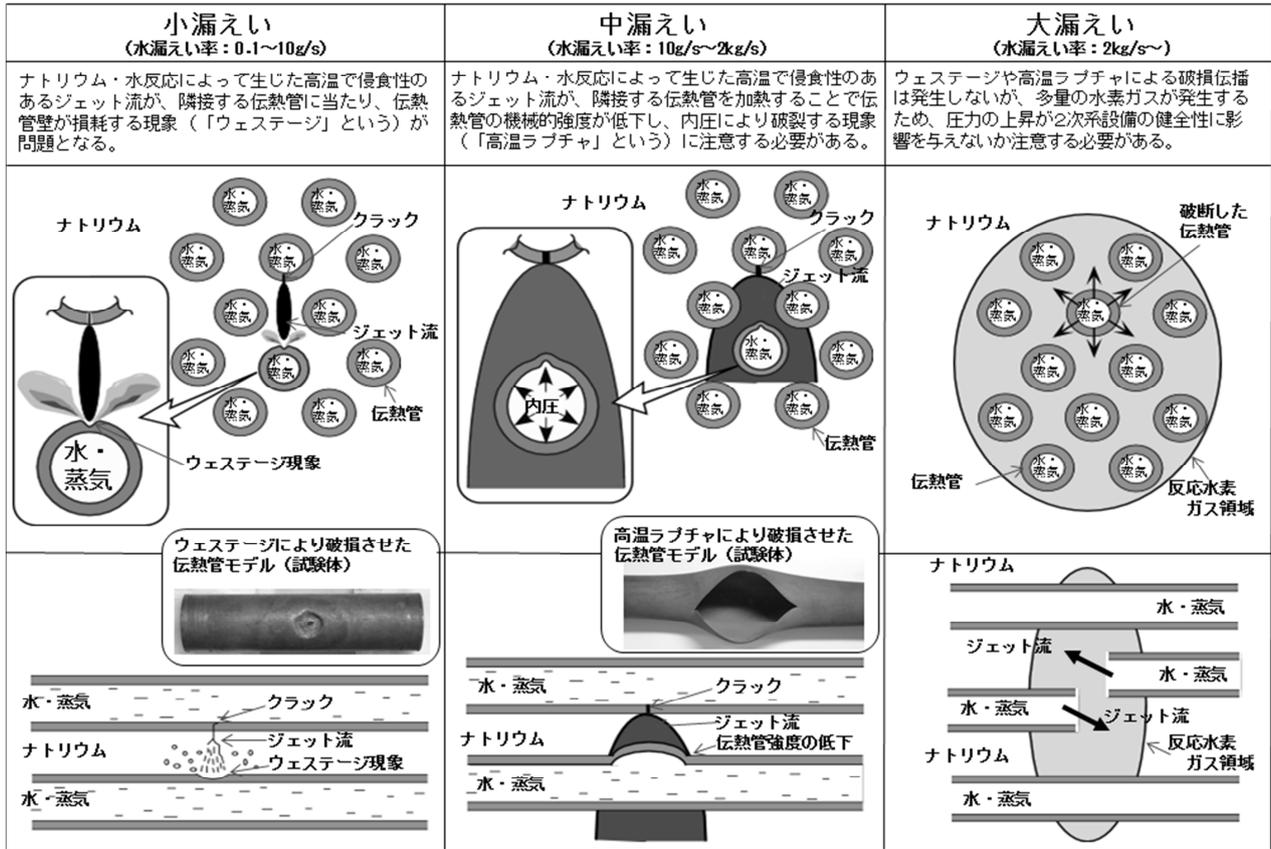


図 3.10.1-3 水漏えい規模とその影響（ウェステージ、高温ラプチャ）

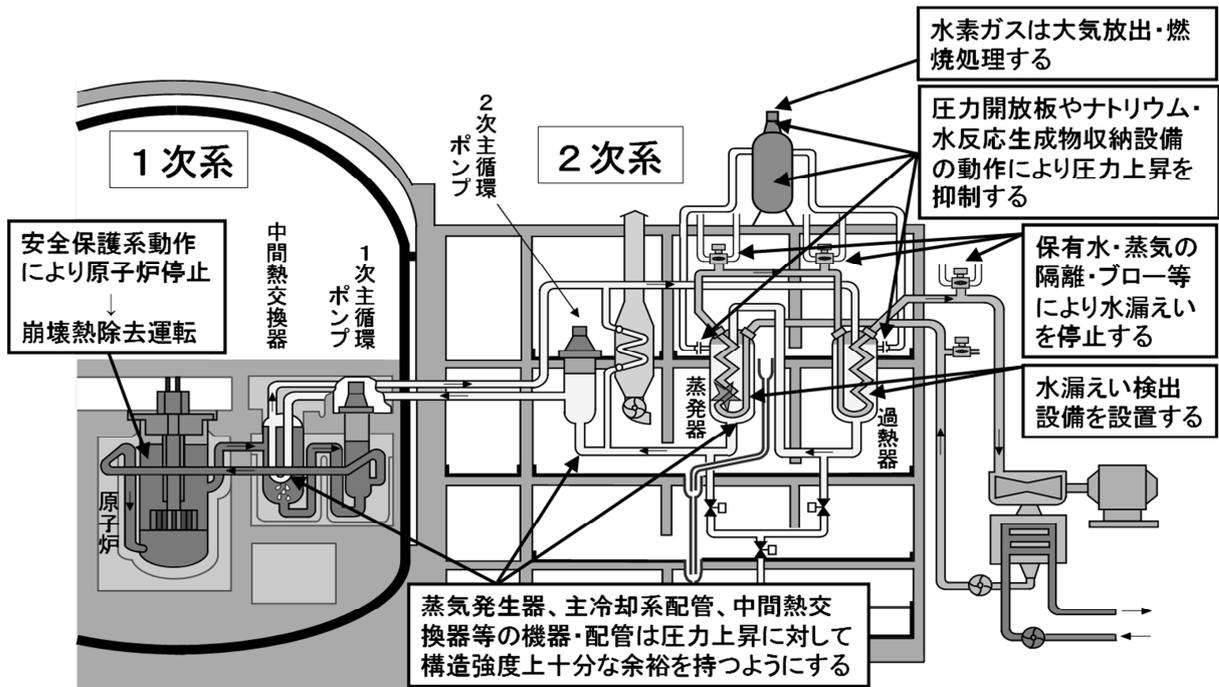


図 3.10.1-4 ナトリウム・水反応に対する安全の考え方

### 3.10.2 2次系のナトリウム漏えい

#### (1) 検討の着眼点

設計基準事故に対する安全確保については既に実施された安全審査<sup>2-13)</sup>において確認されている。そこでは、ナトリウム系配管の破損によるナトリウム漏えいを対象とし、配管の破損規模として設計基準を遥かに上回る十分保守的な  $Dt/4$  ( $D$ : 直径、 $t$ : 肉厚) と、系統内のナトリウムをダンプタンク等へ緊急ドレン (排出) することを考慮した漏えい継続時間を想定しているが、ナトリウム燃焼に伴う原子炉建屋内の圧力・温度上昇及び床ライナ減肉量は基準値を下回ると評価されている。

設計基準事故を超える事象としては、保守的な破損規模及び設計基準事故より長い漏えい継続時間となる全交流動力電源喪失 (SBO) 状態を想定する必要がある、それでも重大事故へ進展しないことを示す必要がある。

#### (2) ナトリウム漏えいに対する安全確保の考え方

ナトリウム漏えいに対する安全の考え方<sup>2-13)</sup>を図 3.10.2-1 に示す。1次主冷却系については床、側壁及び天井に鋼製ライナを、2次主冷却系については床に鋼製ライナ (床ライナ) を設置してナトリウムとコンクリートの接触を防止すること、及び、1次主冷却系については周囲の雰囲気を窒素ガスとしてナトリウムの燃焼を抑制することとされている。2次主冷却系は空気雰囲気であり、漏えいしたナトリウムは燃焼して図 3.10.2-2 に示すような影響を及ぼすため、床ライナに加えて、大漏えいにおいては漏えいしたナトリウムをダンプタンク室底部の貯留室に導いてナトリウムの燃焼を抑制することとし、2次主冷却系でのナトリウム漏えいの影響が1次主冷却系に及ぶことが無いようにされている。さらに、各冷却系は A、B、C の 3 ループ構成で系統分離され、漏えいループの影響が他の健全なループに及ばない、すなわち重要な安全機能に影響が及ばないようにされている。

設計基準事故に対しては、上記の安全対策によってナトリウム漏えいの検出及び確認後、直ちにナトリウムを緊急ドレンすることで、十分保守的な  $Dt/4$  の破損規模を想定しても、原子炉建屋内の圧力・温度上昇は耐圧・耐熱温度を下回ること及び床ライナ減肉量は基準値を下回ることが確認されている (付録 4.2(1)~(3)参照)。

#### (3) 設計基準事故を超える事象

ナトリウム漏えい事象では、破損規模と漏えい継続時間が安全評価上の重要なパラメータとなる。このうち、設計基準事故で想定した破損規模  $Dt/4$  は、設計を遥かに超える厳しい条件を与えて十分保守側に導出されていることから、設計基準事故を超える事象での破損規模も  $Dt/4$  に収まるとされる。ここでは漏えい継続時間が長くなる条件として、東京電力福島事故を踏まえ、頻度的には極めて小さいが SBO 状態でナトリウム漏えいが発生した場合を敢えて想定して評価している。

設計基準事故より 1 時間 40 分程度漏えい継続時間を長くした解析の結果、建屋内圧とコンクリート温度は、建屋耐圧・耐熱温度を下回り、現実的な腐食速度 (NaFe 複合酸化型腐食) の上限値を使用した床ライナの減肉量も、床ライナの板厚である 6mm を十分な余裕で下回る

とされる（付録 4.2(4)参照）。

すなわち、ナトリウム漏えいによる 2 次系の系統分離は損なわれず、重要な安全機能に影響を及ぼさない（炉心冷却機能が確保される）ことから、2 次系のナトリウム漏えいが原因で重大事故に進展する可能性は十分小さいとされる。

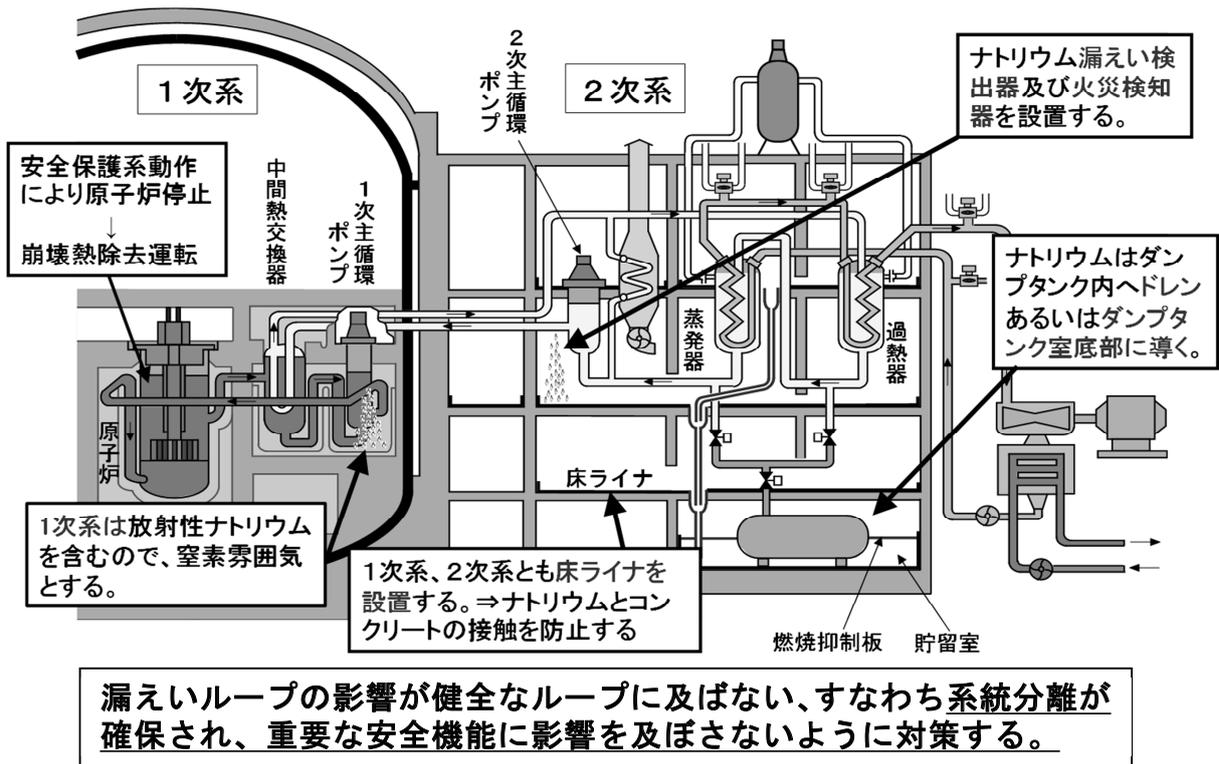


図 3.10.2-1 「もんじゅ」の冷却系構成とナトリウム漏えい対策

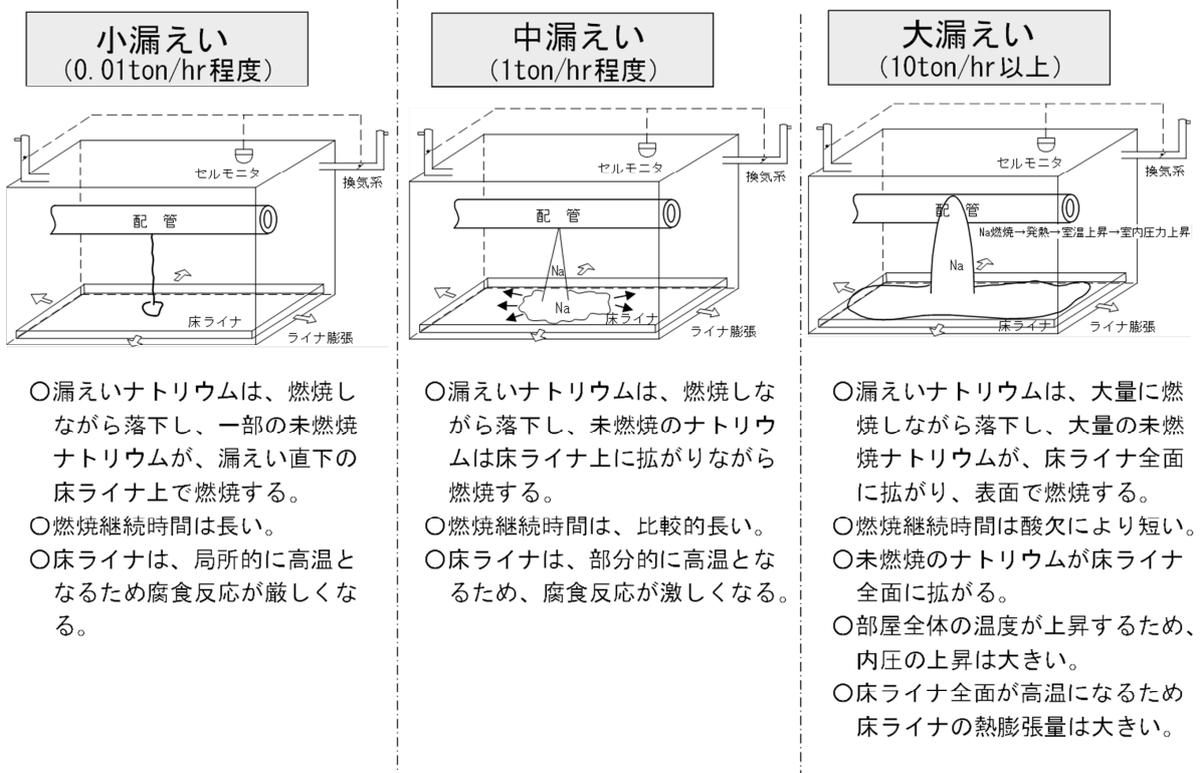


図 3.10.2-2 漏えい規模と漏えいナトリウム燃焼の影響

## 4 重大事故の防止と影響緩和に関する考え方

### 4.1 基本的な考え方

深層防護の第4レベルである設計基準を超えた事故の対策は、第1段階として、設計基準の事故の条件を超えた場合に直ちに重大な炉心損傷に至らないように損傷防止対策が講じられなければならない。第2段階として、それらの炉心損傷防止対策が失敗した場合を想定し、その場合でも格納機能を確保し、放射性物質の敷地外への放散を適切に抑制する対策が講じられなければならない。なお、その際には、ナトリウム冷却高速炉の特性を考慮したリスク評価の結果等に基づいて設備面（ハード）の対策のみならず、操作・管理・体制面（ソフト）を含むAM対策が講じられるべきである。

軽水炉と比較して、ナトリウム冷却高速炉の運転実績が僅少であることから、故障率や人的過誤の発生頻度についての不確かさが大きいと考えられる。このため、深層防護の第4レベルである設計基準を超えた事故状態の安全対策の検討の際に、事故の進展シナリオとともに事故シーケンスの頻度の不確かさが大きくなり得る点を踏まえておくべきである。

「もんじゅ」は既設炉であり、その設置許可において深層防護の第4レベルに相当する事故（(5)項事象）を想定した審査が行われている（第2章を参照のこと）。(5)項事象の一つである原子炉停止機能喪失（ATWS）事象に対して、「もんじゅ」では、炉心損傷の防止対策と、炉心損傷の防止に失敗した場合にも原子炉容器破損防止と放射性物質の格納対策を備えることによって、深層防護の第4レベルにおける事故影響を拡大しない方針で設計がなされている。炉心損傷の防止対策としては、原子炉停止機能喪失事象において事故の開始から炉心損傷に至るまでの時間が短い（数十秒から数分）ことから運転員による事故の認知及び対応操作の時間が間に合わないと見なし、設計基準事故の対策（特に事故影響の緩和策、ここでは主炉停止系による緊急炉停止）に失敗した場合に炉心損傷を防止するための対策として、短時間で機能する追加的な炉停止系である後備炉停止系が備えられている。炉心損傷の防止に失敗した場合の放射性物質の格納対策としては、炉心上部方向には原子炉停止機能喪失による炉心損傷発生に伴う圧力を格納可能な遮蔽プラグとプラグボルトで、また遮蔽プラグ間隙からナトリウムが噴出した場合でもその燃焼による加温・加圧に耐える格納容器が備えられている。また損傷炉心の炉心下部方向への落下に対しては、低圧プレナム底板を厚肉構造とすることで原子炉容器内終息（IVR）を可能にするとともに、デブリを安定に冷却する冷却系が備えられている。

他方、除熱機能喪失（LOHRS）事象に対しては、事故の開始から炉心損傷に至るまでの時間が長い（数時間から数十時間）ため、運転員による炉心損傷防止対策が期待される。加えて「もんじゅ」には、1) 3ループある補助冷却系は単独で崩壊熱を除去する能力がある、2) 補助冷却系とは独立しているメンテナンス冷却系も単独で崩壊熱を除去する能力がある、3) 非常時には水-蒸気系による冷却（蒸気発生器への蒸気供給による冷却）が可能である等多重又は多様な炉心冷却対策が備えられている。「もんじゅ」では、除熱機能喪失事象に対しては、炉心損傷防止のためのこれらの多重又は多様な炉心冷却対策により炉心損傷を防止する方針で設計がなされている。

このような、「もんじゅ」の設計方針に則した特徴的な対策について、設備面（ハード）に加

えて操作・管理・体制面（ソフト）の対応の充足性をも十分に評価することが肝要である。これらの対策は、確率論的なリスク情報等を参照して、格納機能喪失に至るシーケンスが実質上除外されるように講じられるべきである。これにより大規模な放射性物質の放出リスクを低減しなければならない。

ナトリウム冷却高速炉における深層防護の第4レベルである設計基準を超えた事故状態の想定と評価に関しては、

- ① 確率論的リスク評価（PRA）の知見を踏まえた事故シーケンスグループの選定
- ② 各事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンスの選定
- ③ 選定された重要事故シーケンスに対する損傷防止策の抽出
- ④ 重要事故シーケンスに対する損傷防止策の有効性評価

の手順で進めることが妥当であるとする。評価の対象となる事故シーケンスグループの選定は、プラントの内部事象及び外部事象（特に地震及び津波）を検討対象として、PRAあるいはそれに代わる手法による評価結果に基づいて行うべきである。

格納機能確保の対策の有効性評価の事故シーケンスグループは、炉心損傷防止対策の有効性評価のための事故シーケンスグループと同じであるが、炉心の著しい損傷の防止対策に失敗して初めて格納機能の脅威となるため、選定した事故シーケンスグループに属するもののうち、炉心損傷防止対策の失敗を重ね合わせた事故シーケンスを、格納機能確保の対策の有効性評価の事故シーケンスとして選定することが妥当である。

さらには、中央制御室及び緊急時対策所に関しては、その目的を考慮した上で、運転員、事故支援者の著しい放射線被ばくの防止策を示すべきである。

## 4.2 事故シーケンスグループの選定

### 4.2.1 炉心の著しい損傷防止

プラントの内部事象、外部事象から事故シーケンスグループを選定するとともに、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえて論点となり得る事象についても検討しなければならない。選定にあたっては次のような基本的な考え方が重要である。

- (1) プラントの内部事象については、網羅的な PRA を実施し、その結果に基づいて事故シーケンスグループを選定する。
- (2) プラントの外部事象については、東京電力福島事故を踏まえて基準地震動を超える地震と津波来襲を対象に炉心損傷に至るイベントツリー分析を実施し、その結果に基づいて事故シーケンスグループを選定する。
- (3) ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえて論点となり得る事象については、事故シーケンスグループとして選定する必要性について検討する。

以下にそれぞれの内容について示す。

#### (1) プラントの内部事象から選定される事故シーケンスグループ

内部事象に起因する事故に対して、安全評価において考慮された設計基準対策（以下「DBA 緩和策」という）のみを考慮に入れた条件で PRA（これを「DBA 緩和策のみの PRA」と称する）を実施し<sup>4)1)</sup>、その結果に基づいて事故シーケンスグループを選定する。「もんじゅ」の一例を図 4.2.1-1 に示す。

なお、通常のレベル 1PRA では、図 4.2.1-2 に示す通り事故の起因に対して、DBA 緩和策のみならず、DBA 緩和策に失敗した場合に適用可能な対策（以下「SA 対策」という）も含めた全ての対策を考慮した上で炉心損傷に至るか否かを判断し、炉心損傷頻度（CDF）が評価される（以下、このレベル 1PRA を「全ての対策を考慮した PRA」という）。このため、「全ての対策を考慮した PRA」にて評価された CDF の内訳を分析して得られる事故シーケンスは SA 対策に失敗したもののみとなる。一方、SA 対策の有効性を決定論的に評価するために想定する事故シーケンスは、SA 対策が成功するものと失敗するもの両方を含む母集団から選定される必要がある。このために、事故の起因に対して DBA 緩和策のみを考慮した条件での PRA、すなわち「DBA 緩和策のみの PRA」を実施した。

内部事象レベル 1PRA の結果に基づくと、ナトリウム冷却高速炉において炉心損傷に至る事象は、安全機能に着目すると以下の 3 つの事故シーケンスグループに分類できる。

#### ① 原子炉停止機能喪失

設計基準事故が発生した際、一般に原子炉停止用の制御棒の挿入を必要とするが（「もんじゅ」の場合は主炉停止系制御棒）、この挿入に失敗した事故シーケンスが想定される。この場合、バックアップの原子炉停止装置の作動が要求され（「もんじゅ」の場合は後備炉停止系制御棒の挿入）、それにより原子炉は停止し、炉心は損傷に至らずに安定に冷却される。原子炉停止機能喪失事象は、起因事象発生後、炉心損傷に至るまでの事故の進展の違いに着目すると、以下の 3 つのグループに分類できる。表 4.2.1-1 に各グループの代表シナリオを

簡単に示す。

- ✓ 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失： 外部電源喪失等の起因事象によって原子炉トリップ信号が発信し1次主冷却系循環ポンプが全数（3台）トリップされ、主炉停止系トリップ遮断器「開」に成功するが、何らかの原因によって主炉停止系制御棒が挿入されず原子炉停止に失敗する。この場合、数十秒のオーダーで事象進展する。
- ✓ 過出力時原子炉停止機能喪失： 制御棒の連続的な誤引抜等の過出力をもたらす起因事象発生時に、主炉停止系トリップ遮断器「開」失敗により主炉停止系制御棒が挿入されず原子炉停止に失敗する。この場合、数十秒のオーダーで事象進展する。
- ✓ 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失： 給水流量喪失時に主炉停止系トリップ遮断器「開」失敗により主炉停止系の制御棒が挿入されず原子炉停止に失敗する。この場合、分オーダーで事象進展する。

これらの事故シーケンスにおいて、炉心損傷防止に必要な設備容量（原子炉停止に必要な後備炉停止系制御棒の負の反応度の大きさ）に相互の差異はない。一方、炉心損傷防止の実施に対する余裕時間が最も短い点で、炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失が結果として最も厳しくなる。

## ② 原子炉容器液位確保機能喪失

設計基準事故の1次冷却材漏えいに起因する原子炉トリップ後の崩壊熱除去中に、原子炉容器液位が低下（ここでは原子炉容器近傍又は1次主冷却系システムレベル（SsL）より低所での漏えいを仮定）すると、図4.2.1-3に示すように原子炉容器液位確保機能喪失（原子炉容器液位が主冷却系による炉心冷却に必要な液位（EsL）未満）に至る事故シーケンスが想定される。この場合、図4.2.1-4に示すように、運転員によるサイフォンブレイク操作等が行われれば、液位は確保され、その後炉心が安定に冷却される。

## ③ 崩壊熱除去機能喪失

設計基準事故が発生した場合、原子炉を停止しても、その後の崩壊熱を除去する必要がある。「もんじゅ」の場合、何らかの過渡事象に起因する原子炉トリップ後の崩壊熱除去中に、補助冷却系3ループ全てにおいて2次主冷却系循環ポンプポニーモータ等の動的機器の故障が重なると補助冷却系による強制循環除熱ができない事故シーケンスが想定される。この場合、図4.2.1-5に示すように補助冷却系による自然循環除熱が期待され、それにより炉心冷却機能を確保し、その後炉心が安定に冷却される。

## (2) 地震・津波来襲から選定される事故シーケンスグループ

地震と津波来襲に起因する事故に対して、DBA緩和策を含む全ての対策を考慮した条件で炉心損傷に至るイベントツリー分析を実施し、その結果に基づいて事故シーケンスグループを選定する。

地震を起因として炉心損傷に至るイベントツリーのうち、耐震裕度の最も低いヘディングを含むものを図 4.2.1-6 に示す。基準地震動（以下「Ss」という）を超える地震動の範囲では送電網の健全性に期待できないことから外部電源が喪失すると見なされ、外部電源喪失の条件下での影響緩和策の成功/失敗が評価された。同図から、1.25Ss（機能維持が確認されている地震動）を超過する地震が発生すると非常用ディーゼル発電機（D/G）の機能を保証できない。全交流動力電源が喪失すると、強制循環除熱に失敗し、DBA 緩和策のみを考慮した場合、自然循環除熱には期待できない（存在しないと見なされる）。この結果、炉心損傷に至る。一般に、地震動が小さい地震ほど地震の発生頻度は高く、地震動が大きい地震ほど発生頻度は低い。また、機能を期待できる耐震裕度に着目し、地震動が耐震裕度に達すると機能を失うと仮定すれば、機器の地震による機能喪失頻度は耐震裕度を上回る地震の発生頻度で表される。このような仮定に基づけば、最も低い耐震裕度を有する機器の地震による機能喪失頻度が他の機器より高くなる。D/G の機能喪失は図 4.2.1-6 に示すイベントツリーの中で耐震裕度が最も低いので、D/G の機能喪失が地震に起因する炉心損傷の中で最も起こりやすい。このような仮定を基にすると、全交流動力電源喪失が事故シーケンスグループとして選定される。

なお、ここに示した動的機器である D/G の耐震裕度の評価値は、その設置位置における応答加速度（水平・鉛直）と機能確認済み加速度（水平・鉛直）との比較により得たものであるから、実際に機能喪失する加速度ではなく、実際の耐震裕度の評価値は本評価値より大きくなる。イベントツリーあるいは PRA に基づいて事故事象を分析・選定する場合には、実際に機能喪失する加速度に基づくことが望ましい。また、上記のイベントツリー分析では、頻度の観点で最も起こりやすい領域、すなわち Ss に近い領域に焦点を当てて事象選定を行っている。より大きい地震動を想定すれば、より広い事故シーケンスが選定されるが、Ss を大幅に超える地震動については、頻度が低く不確実さの大きい領域となる。この領域については、Ss に近い領域も含めて、PRA などを参考に検討することが適切であり、第 5.2 節で述べる考え方に基いて AM 策等を整備し、継続的に安全性向上を図るべきである。

津波来襲を起因として炉心損傷に至るイベントツリーのうち、耐津波裕度の最も低いヘディングを含むものを図 4.2.1-7 に示す。地震の場合と同様に、津波高さ 6.4m（原子炉補機冷却海水ポンプ防水壁の海面からの高さ）を超えた時点で、D/G の冷却水を供給する補機冷却海水ポンプの電動機が海水に浸かる。これによって補機冷却海水ポンプが運転不能になるとして、D/G が機能を喪失し、全交流動力電源が喪失する。このため、地震の場合と同様に、全交流動力電源喪失が事故シーケンスグループとして選定される。

### (3) ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえて論点となり得る事象についての検討

ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえて論点となり得る事象として、以下の事象について検討を行ったが、結果として事故シーケンスグループとして選定する必要はないものと判断される。

#### ① 燃料集合体の瞬時完全閉塞

燃料集合体の瞬時完全閉塞は、燃料集合体冷却材入口部において瞬時に流路を完全に閉塞

すると仮定した事象である。これは、設計基準事故の冷却材流路閉塞（燃料集合体内の1サブチャンネル閉塞）、(5)項事象の局所的燃料破損事象（集合体内(2/3)流路閉塞事象）をも上回る閉塞規模を仮定したものであるが、起回事象の発生頻度が極めて低いと想定される。また、「もんじゅ」では、海外での過去の評価事例等を踏まえ、エントランスノズル部の多孔化等の防止対策により、燃料集合体は瞬時に完全閉塞しない構造である。

## ② 大気泡炉心通過

大きな気泡の通過は、炉心部が気泡に覆われて、これに伴う反応度投入により著しい炉心損傷に至ると仮定したものである。これは、設計基準事故の気泡通過事故を上回る起回事象であるが、そもそも気泡通過事故はナトリウム冷却高速炉の炉心特性上の特徴を踏まえて、反応度がパルス状に投入された場合の安全性を確認するために仮想的に設定されたものである。「もんじゅ」では気泡に対する対策として、液面揺動を抑制するためのディッププレートが原子炉容器液面近傍に設けられ、また炉心支持板にはガス抜き穴が設けられており、大気泡炉心通過による反応度挿入事象の発生は生じないと判断される。

これらより、炉心損傷防止対策の有効性評価のための事故シーケンスグループとして、以下の4つが選定される。

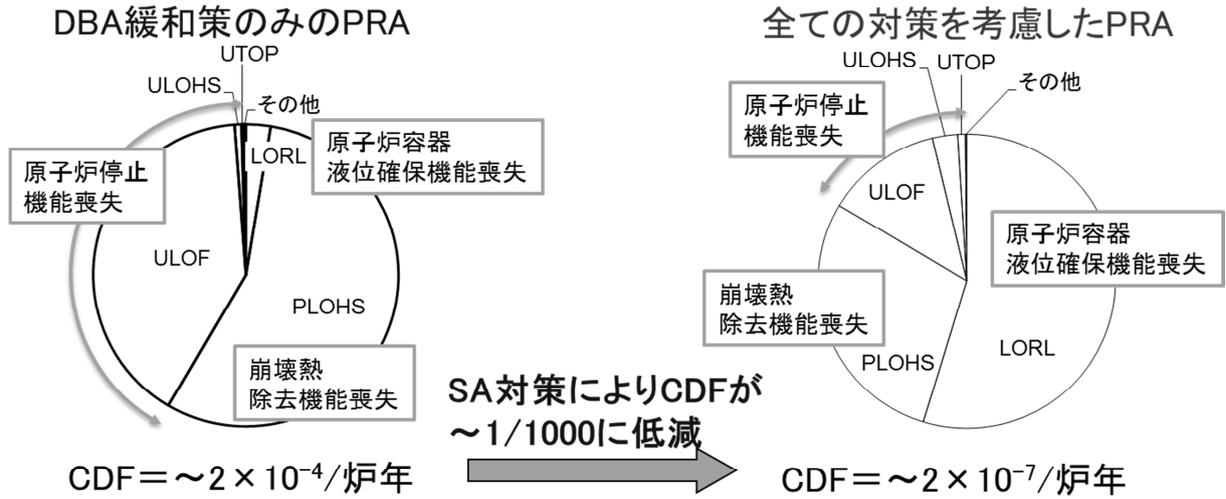
- ✓ 原子炉停止機能喪失
- ✓ 原子炉容器液位確保機能喪失
- ✓ 崩壊熱除去機能喪失
- ✓ 全交流動力電源喪失

表 4.2.1-1 原子炉停止機能喪失事象の代表シナリオ

<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失</p>	<p>○代表シナリオ：                  ・ 外部電源喪失等により原子炉トリップ信号が発信し、1次主冷却系のポンプがトリップするものの、制御棒（<u>主炉停止系</u>）が挿入されない。                  ○事象推移：                  &lt;DBA緩和策&gt;                  ・ 出力・流量のミスマッチ（定格出力+流量喪失）→制御棒挿入（<u>後備炉停止系</u>）→炉心損傷に至らずに安定に冷却される。                  &lt;SA対策&gt;</p>
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">過出力時 原子炉停止機能喪失</p>	<p>○代表シナリオ：                  ・ 制御棒の連続的な誤引抜時に原子炉トリップ信号が発信するものの、トリップしゃ断器開失敗により制御棒（<u>主炉停止系</u>）が挿入されない。                  ○事象推移：                  ・ 出力・流量のミスマッチ（定格流量+ランプ状出力上昇）→制御棒挿入（<u>後備炉停止系</u>）→炉心損傷に至らずに安定に冷却される。</p>
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失</p>	<p>○代表シナリオ：                  ・ 給水流量喪失時に原子炉トリップ信号が発信するものの、トリップしゃ断器開失敗により制御棒（<u>主炉停止系</u>）が挿入されない。水-蒸気系の給水流量は喪失するが、1次系・2次系のポンプは全数定格で運転継続。                  ○事象推移：                  ・ 除熱源喪失（定格出力+1次系循環継続+2次系循環継続+水-蒸気系喪失）→制御棒挿入（<u>後備炉停止系</u>）→炉心損傷に至らずに安定に冷却される。</p>

※ 原子炉停止機能喪失の重要事故シーケンスを付録 5.1 図-10 に示す。DBA 緩和策により原子炉停止する場合は「常用母線電圧低」トリップ信号により約 0.9 秒後に主炉停止系遮断器「開」完了となり主炉停止系制御棒挿入となる。一方、SA 対策により原子炉停止する場合（B-DBA）は「常用母線電圧低」信号発信に失敗し、第 2 原子炉トリップ信号(1次主冷却系循環ポンプ回転数低)により約 1.9 秒後(DBA ベース解析結果例)に後備炉停止系トリップ遮断器「開」により後備炉停止系制御棒が挿入される。制御棒の全ストロークの 85%に達する時間は、主炉停止系も後備炉停止系も 1.2 秒(DBA ベース)と同じである。

※ B-DBA については複数の事故シーケンスを包絡するものが選定される方針とし、複数箇所での不具合の発生、すなわち「第 1 原子炉トリップ信号発信失敗」、「主炉停止系トリップ遮断器開失敗」及び「主炉停止系制御棒挿入失敗」の重量が炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失事象の事故シーケンスとして選定された。



内部事象PRAの結果から、以下の事故シーケンスグループが抽出された：

- 原子炉停止機能喪失
- 原子炉容器液位確保機能喪失
- 崩壊熱除去機能喪失

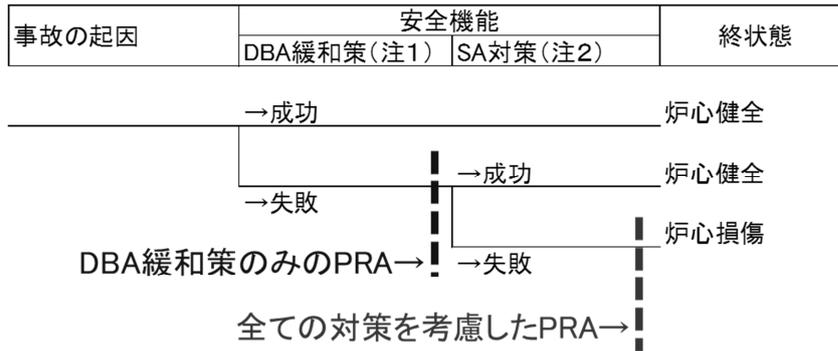
高速炉の炉心損傷に至る代表的な事象の分類と事故シーケンスグループ(網掛部)

分類1(※1)	分類2(※2)
原子炉停止機能喪失 ATWS: Anticipated Transient without Scram	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 ULOF: Unprotected Loss of Flow
	過出力時原子炉停止機能喪失 UTOP: Unprotected Transient Over Power
	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink
除熱機能喪失 LOHRS: Loss of Heat Removal System	原子炉容器液位確保機能喪失(※3) LORL: Loss of Reactor Level
	崩壊熱除去機能喪失(※4) PLOHS: Protected Loss of Heat Sink(※5)

- ※1 分類1は原子炉の基本的安全機能に着目した分類。
- ※2 分類2は、起因事象発生後、炉心損傷に至るまでの事故の進展の違いに着目した分類。  
除熱機能喪失の分類2は、炉心損傷の防止に必須な安全機能に着目した分類でもある。  
もんじゅにおいて炉心損傷の防止に必須な安全機能は以下。これらのうちどれか一つでも機能喪失すると炉心損傷に至る。  
1)原子炉停止機能、2)原子炉容器液位確保機能、3)崩壊熱除去機能
- ※3 原子炉容器液位確保機能喪失による除熱機能喪失
- ※4 原子炉容器液位が確保された状態での除熱機能喪失
- ※5 Protected Loss of Heat Sinkは直訳すると「スクラム成功時の除熱源喪失」だが、機構では2008年AM整備時以降、「原子炉容器液位が確保された状態での除熱機能喪失」を意図して「崩壊熱除去機能喪失」と呼んできた。

図 4.2.1-1 内部事象から選定される事故シーケンスグループ(レベル 1PRA の結果)

- 通常レベル1PRAでは、「全ての対策」(設計基準の対策も、AM策も)を考慮した上で、炉心損傷頻度( Core Damage Frequency、CDF)を評価。
- そのCDFの内訳を分析しても、「炉心損傷の防止に失敗した」シーケンスしか出てこない。
- 「炉心損傷防止の対策の有効性を評価」するための事故シーケンスは、DBA緩和策に失敗したシーケンスを分析して選定すべき。  
→DBA緩和策のみを考慮したCDFを評価



(注1)安全評価において考慮された設計基準対策  
(注2)シビアアクシデント対策

図 4.2.1-2 事象選定の考え方

1次冷却材漏えい(注1)	原子炉容器液位確保					原子炉容器液位
	①1次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ	②原子炉カバーガス隔離	③1次ナトリウムオーバーフロー系汲み上げ	④ガードベッセル健全性(注2)	⑤1次主冷却系又は原子炉容器のSsLより低所での漏えい防止	
成功 →	成功 →	成功 →	成功 →	成功 →	成功 →	EsL以上
			失敗 →	失敗 →	⑤起因事象とは別の1次主冷却系又は原子炉容器のSsLより低所での漏えい	EsL未満
					④ガードベッセル健全性確保失敗	EsL未満
		失敗 →			③1次ナトリウムオーバーフロー系汲み上げ失敗	EsL未満
	失敗 →				②原子炉カバーガス隔離失敗	EsL未満
失敗 →					①1次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ失敗	EsL未満

(注1)1次主冷却系、原子炉容器又は1次メンテナンス冷却系SsLより高所からの漏えい  
(注2)起因事象がSsLより低所の場合のみ必要  
SsL: システム・レベル  
EsL: エマージェンシ・レベル

図 4.2.1-3 原子炉容器液位確保のイベントツリー

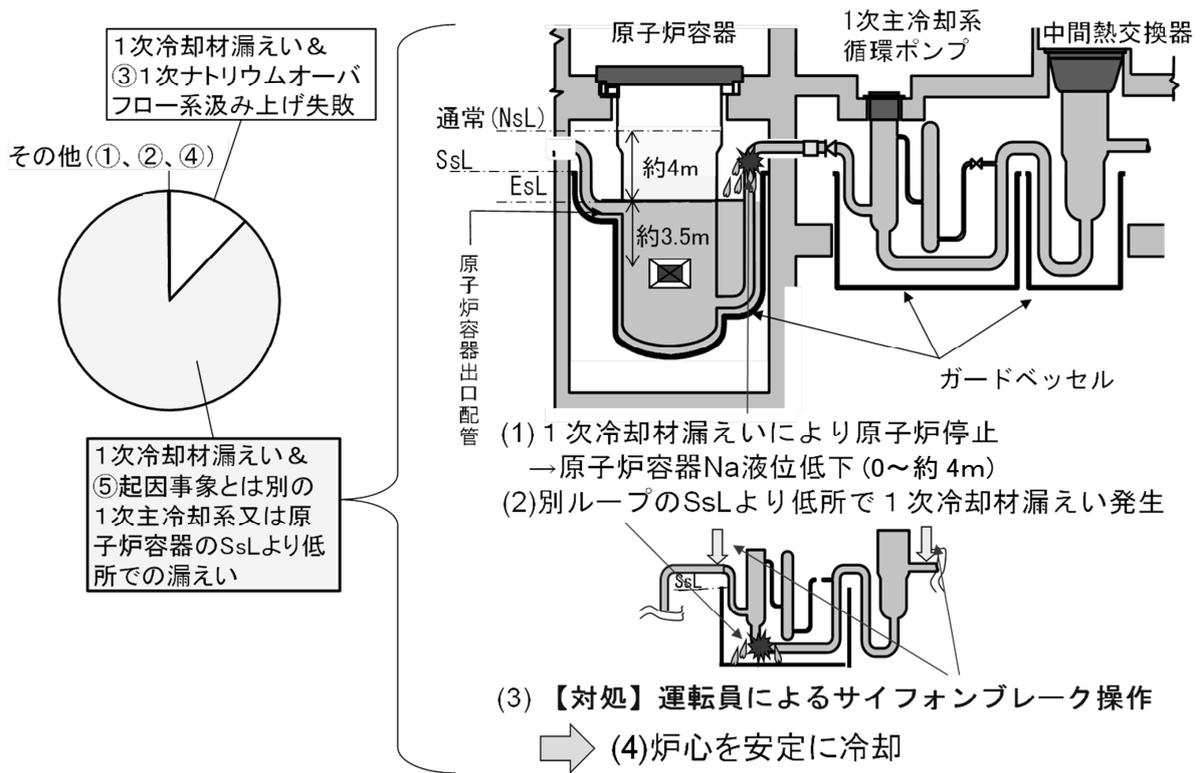


図 4.2.1-4 原子炉容器液位確保機能喪失の事故シーケンス抽出  
(図中①~⑤は図 4.2.1-3 に対応)

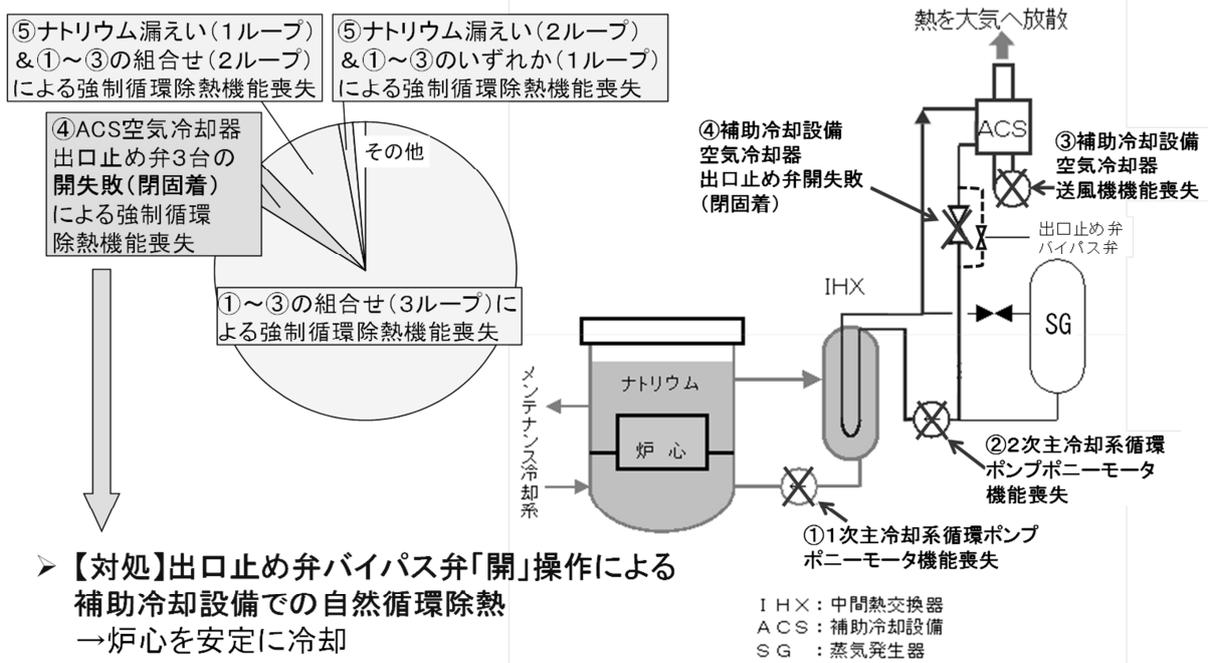


図 4.2.1-5 崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンス抽出

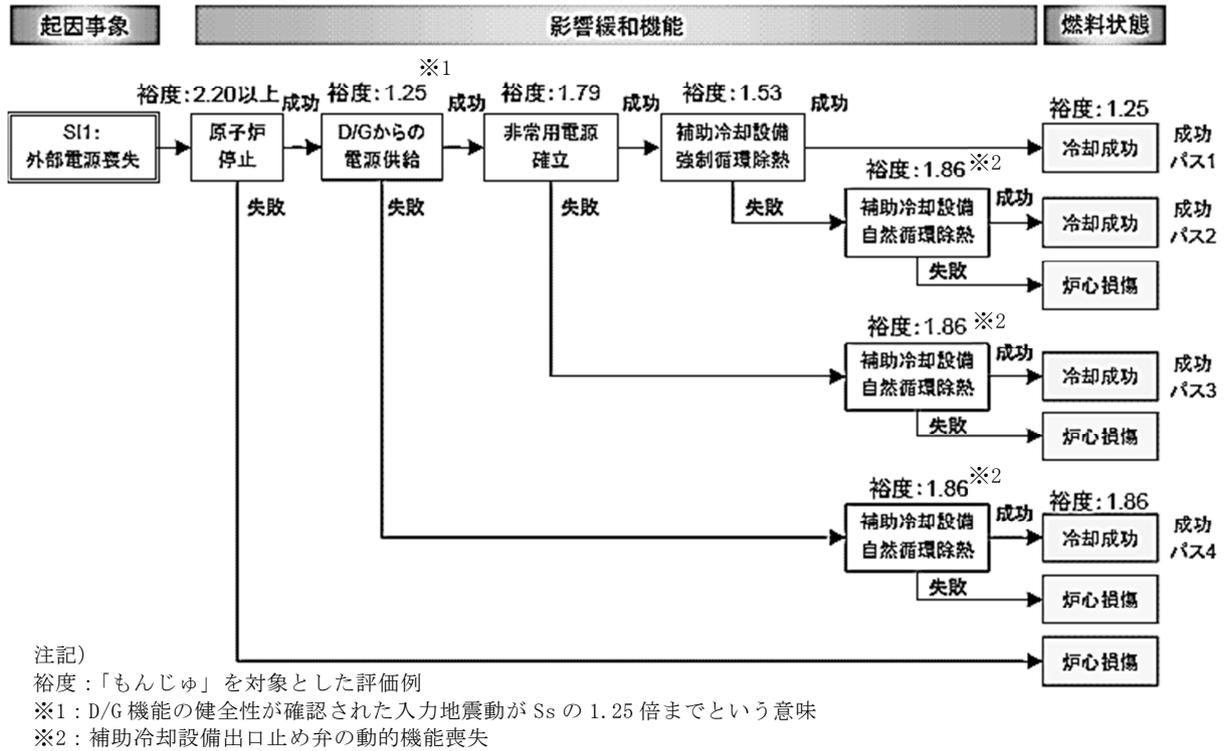


図 4.2.1-6 耐震裕度に対するイベントツリー

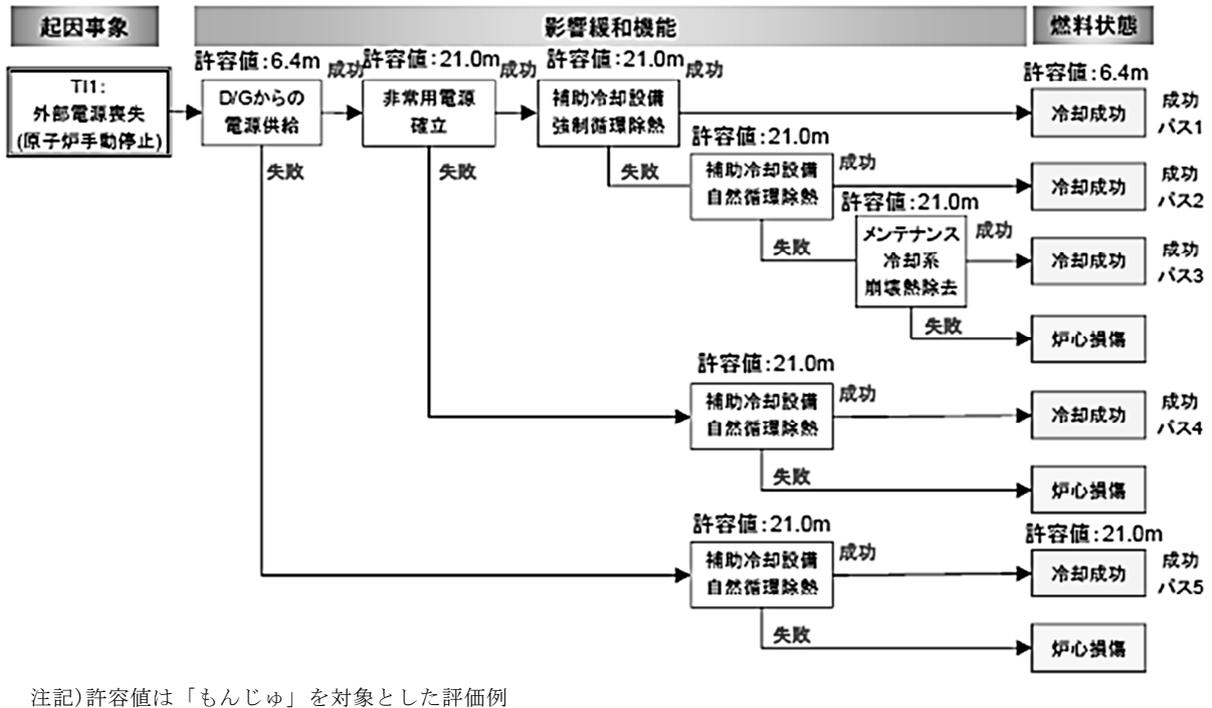


図 4.2.1-7 津波高さに対するイベントツリー

#### 4.2.2 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止

「もんじゅ」の使用済燃料は、原子炉から取り出した後崩壊熱が十分に減衰するまで炉外燃料貯蔵槽のナトリウム中に貯蔵し、崩壊熱減衰後、燃料池の水中にて貯蔵・冷却する。炉外燃料貯蔵槽、燃料池は、ともに未臨界性を確保できるよう設備設計されている。

想定される事故シーケンスグループを以下に示す。

##### (1) 炉外燃料貯蔵槽

炉外燃料貯蔵槽内燃料の崩壊熱は、図 4.2.2-1 に示すように、燃料貯蔵容器内ナトリウムと独立した 3 系統の冷却系ナトリウムの強制循環により空気冷却器へ輸送され、大気へ放散される設計となっている。冷却系は、強制循環に失敗した場合でも自然循環が可能な設備設計となっている。燃料貯蔵容器には、燃料貯蔵容器内ナトリウムが外へ漏えいしても使用済燃料の冷却に必要な液位を確保できるよう外容器が設置されている。

以上の特徴を踏まえると、事故シーケンスグループは冷却機能の喪失により「ナトリウム温度が上昇する事故」、及び燃料貯蔵容器の配管貫通部での小規模なナトリウム漏えいによる貯蔵槽内の「ナトリウム液位が低下する事故」が想定される。

- ① ナトリウム温度が上昇する事故では、炉外燃料貯蔵槽冷却系全ループのポンプ(3 台)が機能喪失し強制循環による崩壊熱除去機能を喪失するが、この場合でも、自然循環除熱に移行することにより崩壊熱除去できる。
- ② ナトリウム液位が低下する事故では、図 4.2.2-2 に示すように、炉外燃料貯蔵槽内の配管貫通部において燃料貯蔵容器内ナトリウムの漏えいが生じるが、この場合でも、使用済燃料の冷却に必要な液位が確保できる。

##### (2) 燃料池

燃料池内の使用済燃料の崩壊熱は、図 4.2.2-3 に示すように、燃料池水を燃料池水冷却浄化装置にて強制循環させることにより、海水に放散される設計となっている。燃料池における水の出入口は、使用済燃料の放射線遮蔽と冷却に必要な水位を確保するよう、出口側の吸出しは使用済燃料頂部より高く位置し、入口側の吹き出しは使用済燃料の低部に位置するが、入口配管には逆止弁が設置されている。

事故シーケンスグループは冷却系の機能喪失による「水温が上昇する事故」及び冷却材の漏えいによる「水位が低下する事故」が想定される。

- ① 水温が上昇する事故は、燃料池水冷却系及び補給水系の機能を喪失することが想定されるが、崩壊熱が小さいことから水温上昇（蒸発）による制限水位低下までに約 70 日間の猶予期間があり、代替注水（自衛消防隊の給水）により必要な冷却水位を保持できる。
- ② 水位が低下する事故は、図 4.2.2-4 に示すように、燃料池水冷却浄化装置の低部における配管破損が発生し、加えて逆止弁「開」固着により燃料池水が流出し水位低下することが想定されるが、入口配管サイフォンブレイクにより冷却材の流出を停止させ必要な冷却水位を保持できる。

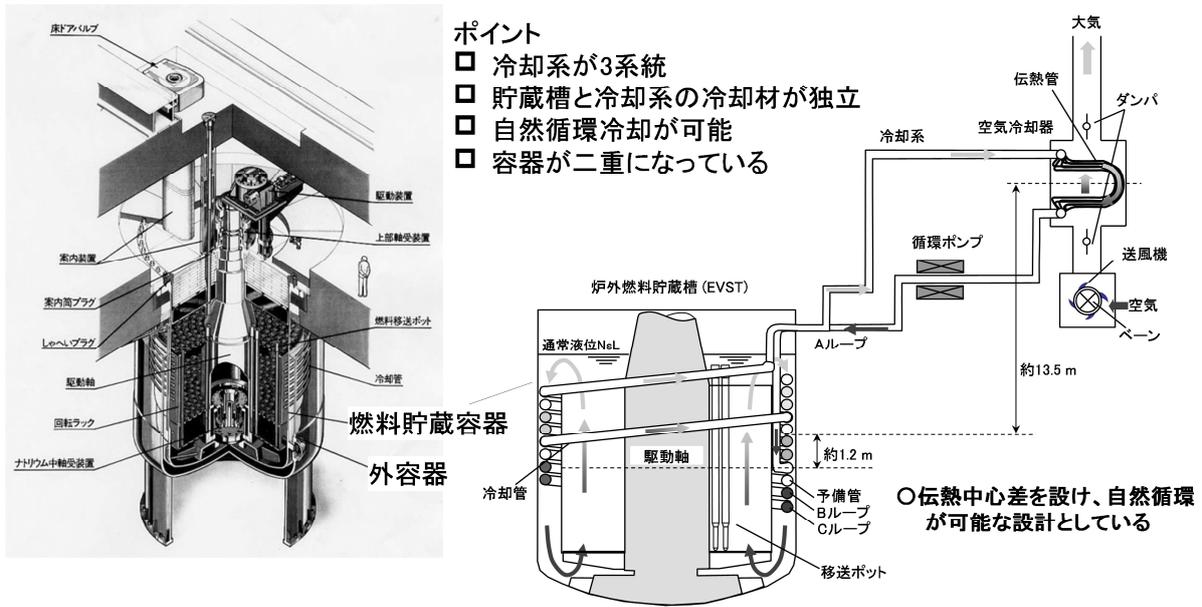
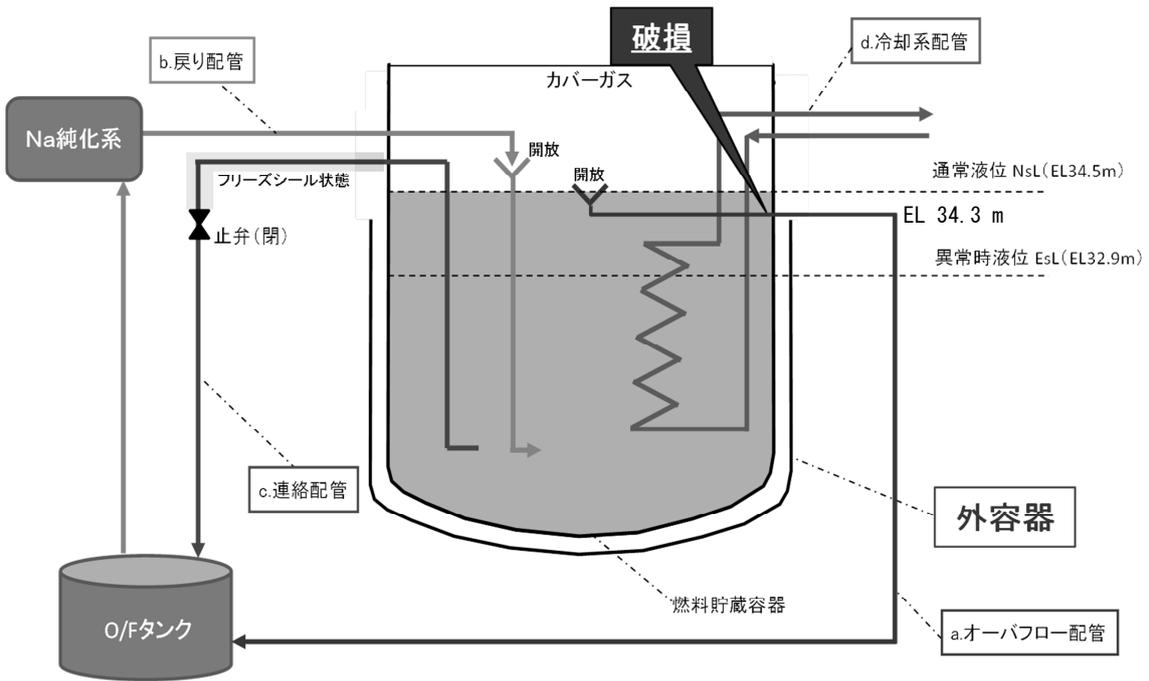


図 4.2.2-1 炉外燃料貯蔵槽 (EVST) の概要



a.オーバフロー配管: NsLより約20cm下方の高さで容器を貫通するため、貫通部が破損した場合、槽内ナトリウムは汲み出される。  
 b.戻り配管: 液面近傍において配管の一部がカバーガス中に開放されており、配管が破損しても槽内ナトリウムが汲み出されない構造。  
 c.連絡配管: 止め弁より容器側はフリーズシール状態。止め弁は常時「閉」状態(運転操作等で「開」することはない)。  
 d.冷却系配管: 冷却系は槽内ナトリウムとは独立。NsLよりも高所引き回し。

図 4.2.2-2 燃料貯蔵容器の貫通配管とナトリウム液位

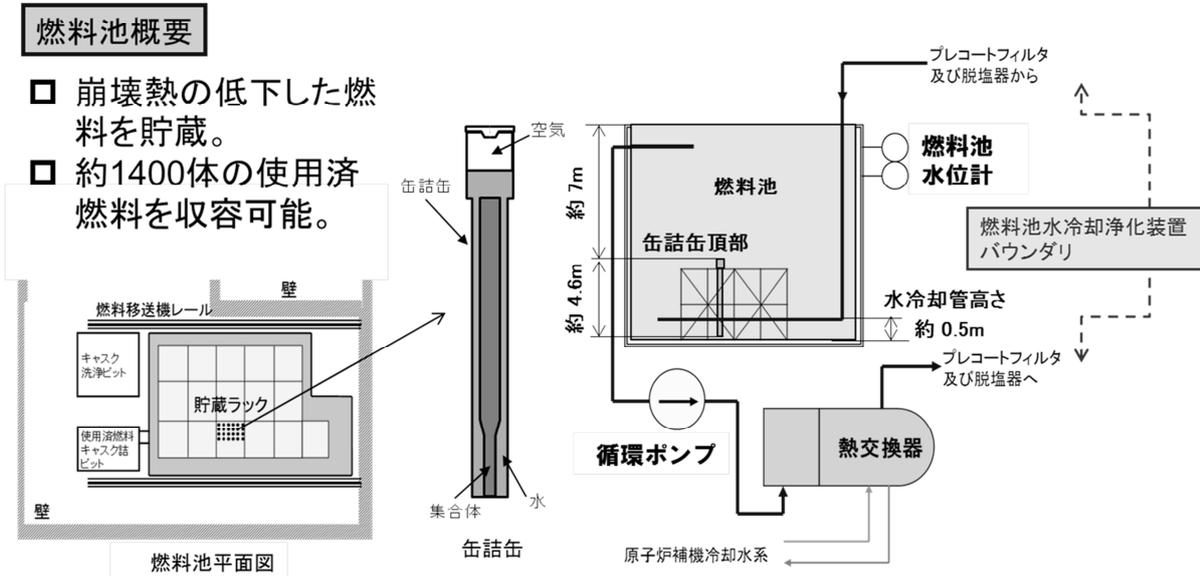


図 4.2.2-3 燃料池の概要

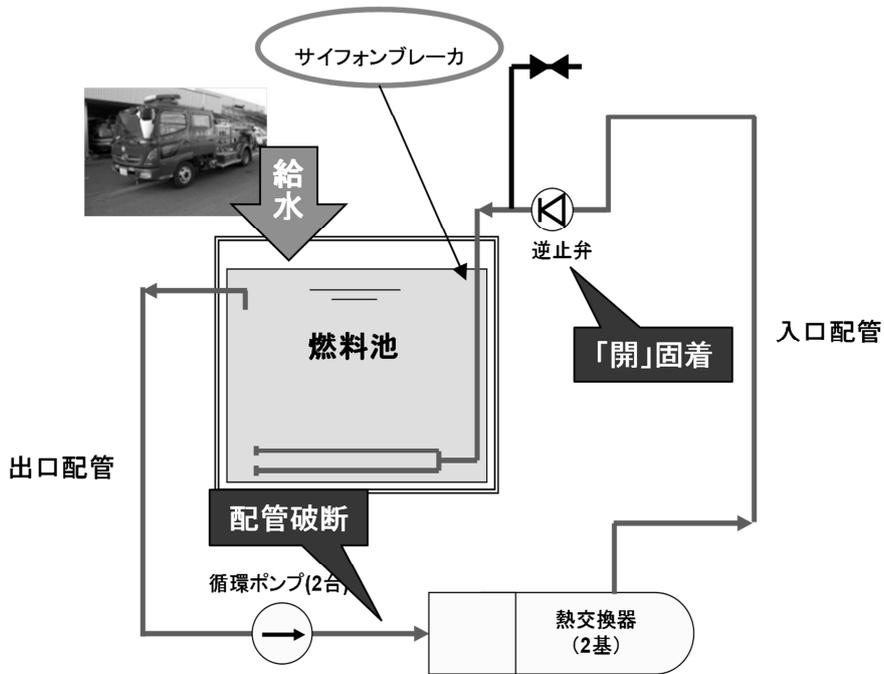


図 4.2.2-4 燃料池「水位が低下する事故」の故障想定

#### 4.2.3 運転停止中原子炉内の燃料損傷防止

運転停止中の原子炉の特徴は、系統温度及び崩壊熱レベルが低いことから、燃料損傷までの猶予時間は出力運転時よりも更に長い。一方、メンテナンス時には冷却系の運転ループ数が減ること（主冷却系統から冷却材が抜き取られた状態など）及び図 4.2.3-1 に示すように原子炉容器液位が出力運転時よりも低い場合がある。

事故シーケンスグループを想定するにあたっては、運転停止中原子炉における燃料損傷に至る起因事象とその事象推移は、出力運転時のそれと基本的に同じである点を考慮した上で、出力運転時の PRA の結果を参考とするのが妥当である。

想定される事故シーケンスグループを以下に示す。

##### (1) 反応度の誤投入

出力運転時の原子炉停止機能喪失に該当する。原子炉の反応度制御は、制御棒のみによって行われ、運転停止中は炉心に全ての制御棒が全挿入されている。図 4.2.3-2 に示すように、制御棒の誤引抜き防止の設計及び運用を踏まえて制御棒 2 体の誤引抜きを想定するが、運転停止中は 17 体の制御棒が全挿入状態であり未臨界が維持される。

##### (2) 原子炉冷却材の流出

出力運転時の原子炉容器液位確保機能喪失に該当する。メンテナンス中、原子炉容器液位が出力運転時よりも低い状態において、主冷却系ナトリウム漏えいにより原子炉容器液位が更に低下した場合でも、メンテナンス冷却系による崩壊熱除去により燃料損傷は防止される。

##### (3) 崩壊熱除去機能喪失

出力運転時の崩壊熱除去機能喪失と事象推移（強制循環除熱失敗から自然循環除熱）は基本的には同じである。メンテナンス中、崩壊熱除去に利用可能なループ数が最も少ない状態（A 及び C ループメンテナンス中）を想定し、この際に B ループでの強制循環除熱機能喪失を想定しても、出力運転時と同様に自然循環除熱に移行し燃料損傷は防止される。

##### (4) 全交流動力電源喪失

出力運転時と同様に外部事象から選定される。事象推移は基本的には崩壊熱除去機能喪失と同じである。メンテナンス中、外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機の機能喪失の重畳が生じると全交流動力電源喪失に至り強制循環除熱に失敗するが、この場合でも自然循環除熱に移行し燃料損傷は防止される。

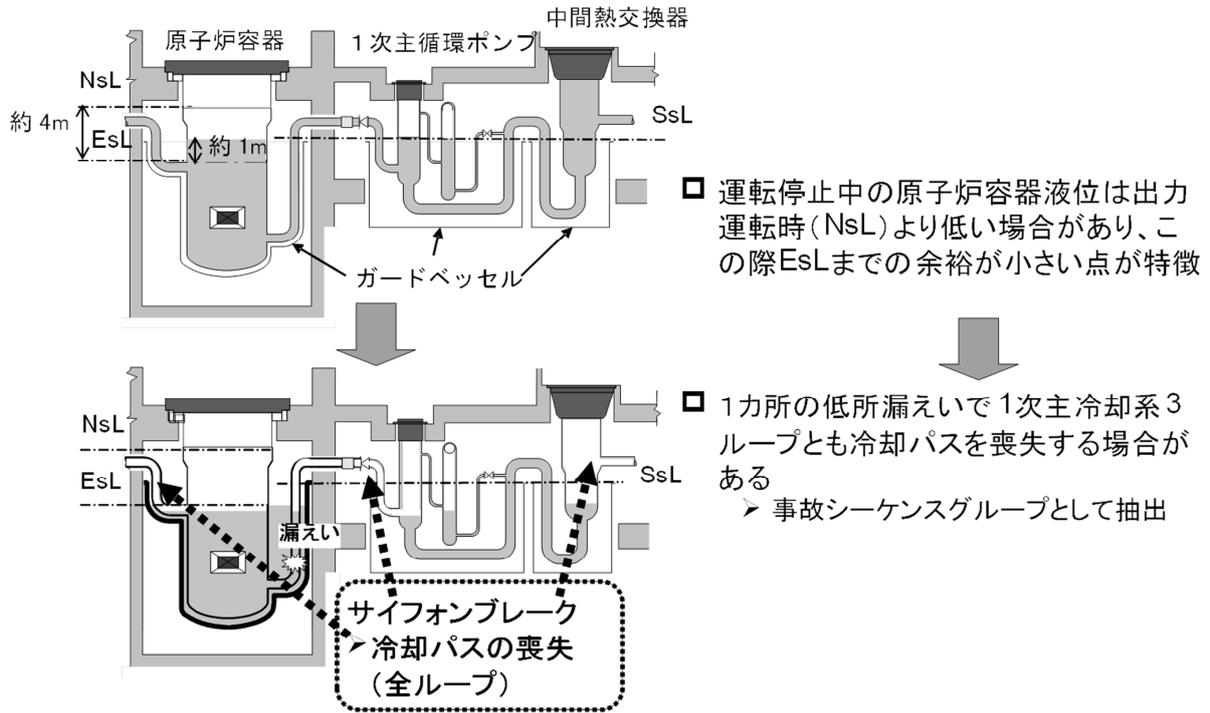


図 4.2.3-1 運転停止中（メンテナンス中）の原子炉容器ナトリウム液位

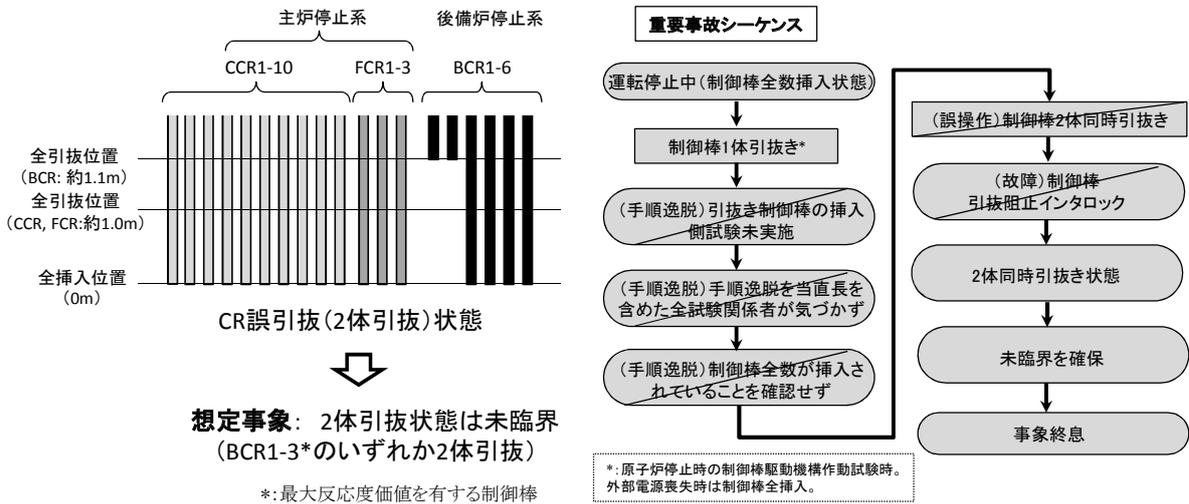


図 4.2.3-2 運転停止中の制御棒挿入状態

#### 4.2.4 格納機能の確保

##### (1) 事故シーケンスグループの選定

ナトリウム冷却高速炉では、格納機能確保の対策の有効性評価の事故シーケンスグループは、第 4.2.1 項で選定された炉心損傷防止対策の有効性評価のための事故シーケンスグループと同じである。炉心の著しい損傷の防止対策に失敗して初めて格納機能の脅威となるため、第 4.2.1 項で選定された事故シーケンスに対して、炉心損傷防止対策の失敗を重ね合わせた事故シーケンスが、格納機能確保の対策の有効性評価の事故シーケンスとして選定されるべきである。事故シーケンスグループは以下の通りである。

- ① 原子炉停止機能喪失 (ATWS)
- ② 原子炉容器液位確保機能喪失 (LORL)
- ③ 崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

第 4.2.1 項で選定された炉心損傷防止対策の有効性評価のための事故シーケンスグループには、上記①～③に加えて全交流動力電源喪失が含まれるが、原子炉におけるその事象推移は崩壊熱除去機能喪失と同じであるため、上記①～③が評価対象とすべき事故シーケンスグループとなる。上記事故シーケンスグループを構成する事故シーケンスは、基本的に PRA の結果に基づいて選定されなければならない。

##### (2) 重要事故シーケンスの選定

###### ① 原子炉停止機能喪失

当該事故シーケンスグループは、起因事象の発生から炉心損傷に至るまでの事故の進展の違いに着目すると、炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)、過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP) 及び除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS) の 3 つのサブグループに分類できる。ULOF、UTOP 及び ULOHS に含まれる事故シーケンスの内訳と選定された重要事故シーケンスを図 4.2.4-1 に示す。

ULOF については、事故の起因 (過渡事象) は様々だが、事故シーケンスは (A)原子炉トリップ遮断器開失敗による制御棒保持電源遮断失敗と、(B)原子炉トリップ遮断器開成功時の制御棒挿入失敗、の 2 つに大別できる。いずれの場合も、主炉停止系及び後備炉停止系による原子炉停止に失敗し、かつ事象推移も同じ (流量減少履歴が同じ) であることから、影響の度合いという観点では同じである。よって CDF に対する寄与率の大きい(B)の原子炉トリップ遮断器開成功時の制御棒挿入失敗が評価対象の重要事故シーケンスとして選定される。

UTOP については、定格出力運転時の制御棒の誤引抜が半分強を占め、次いで部分負荷運転時の制御棒の誤引抜が 3 割程度を占める。事故シーケンスの選定に当たっては、UTOP の事象推移評価を実施した上で、いずれか厳しい条件を選定すべきである。

ULOHS については、PRA の結果に基づいて事故の推移を類型化すると、表 4.2.4-1 に示すように 1 ループ LOHS、3 ループ LOHS 及び 1 ループ LOF の 3 つの事故シーケンスに類

型化できる。事故シーケンスの選定に当たっては、ULOHS の事象推移評価を実施した上で、いずれか厳しい条件を選定すべきである。なお、ULOHS については、レベル 1PRA の結果の分析により、これまで運転員操作に頼っていた ULOHS の防止の AM 策（ULOHS の発生の検知と運転員による制御棒の手動挿入）を自動化することにより、ULOHS の発生頻度を有意に低減でき、このための設備対応、すなわち ULOHS 防止のインタロック（ULOHS の発生を検知し、後備炉停止系制御棒を自動挿入する新たな回路）の追加が効果的である。ULOHS の格納機能の確保のための有効性評価では、同インタロックを格納機能の確保対策として、その作動に期待した評価が実施されるべきである。

なお、「もんじゅ」の原子炉トリップ遮断器の制御回路の特徴により、原子炉トリップ遮断器の作動状態とその後の事象進展には密接な関係がある。制御棒挿入失敗の要因が原子炉トリップ遮断器の開失敗でなく、別の何らかの要因（物理的に引っかかる等）である場合（すなわち原子炉トリップ遮断器開に成功する場合）、原子炉トリップ信号の発信により 1 次主冷却系ポンプなどの機器が自動的にトリップするものの制御棒が挿入されないという状況になる。この場合、1 次系のポンプトリップと制御棒の挿入失敗が同時に生じるため、その後の事象進展は ULOF に分類される。他方、制御棒挿入失敗の要因が原子炉トリップ遮断器の開失敗である場合には、制御棒の保持電源が遮断されないために制御棒が挿入されないだけでなく、主冷却系のポンプを含む全ての機器がトリップせず定格運転状態を継続する。この際、事故の起因が制御棒の誤引き抜きの際の事象進展は UTOP に分類され、1 次主冷却系からの除熱不足をもたらす故障に起因するものは ULOHS に分類される。このように、原子炉トリップ遮断器の制御回路の特徴により、遮断器開成功時に制御棒挿入失敗する場合には ULOF になり、遮断器開失敗時には事故の起因に依存して UTOP あるいは ULOHS になる。またこの特徴により、ULOF は事故の起因が限定されない、すなわち原子炉トリップ信号が発信される全ての事象が事故の起因となり得るのに対して、UTOP 及び ULOHS は事故の起因が限定されるという特徴がある。

## ② 原子炉容器液位確保機能喪失及び崩壊熱除去機能喪失

これら除熱機能喪失事象では、事故の起因から炉心損傷に至るまでの時間が相対的に長い（数時間から数十時間）ことから、運転員による炉心損傷防止対策を実施する時間が十分であると判断され、可能な限り独立した複数の炉心損傷防止対策を講じることにより、格納機能の確保が高められる。すなわち、第 1 段目の炉心損傷防止対策に失敗した場合でも、その後数～数十時間内に有効に作動する第 2 段目の炉心損傷防止対策を講じて、炉心の損傷を防止することによって、格納機能を確保すべきである。このためこれらの事故シーケンスの選定は、炉心損傷を判断する以前の母集団、すなわち DBA 緩和策のみの PRA から得られる炉心損傷頻度に対する寄与率に基づいて行うべきであり、これには炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンス選定のロジックがそのまま適用できる。このため、原子炉容器液位確保機能喪失及び崩壊熱除去機能喪失の重要事故シーケンスは、炉心損傷防止対策の有効性評価の際に選定した事故シーケンスに対して、第 1 段目の炉心損傷防止対策に失敗した事故シーケンスとなる（図 4.2.1-4 及び 4.2.1-5 参照）。

以上、原子炉停止機能喪失、原子炉容器液位確保機能喪失、及び崩壊熱除去機能喪失についての、格納機能確保の有効性評価の重要事故シーケンスをまとめると表 4.2.4-2 の通りとなる。

表 4.2.4-1 ULOHS の事故シーケンスの類型化

類型化された事故シーケンス	事象の説明	事故シーケンス
1 ループLOHS	起回事象と同時に2次系1ループが(蒸気発生器伝熱管破損の場合にはインタロックにより)ポンプトリップするが、原子炉トリップしゃ断器開失敗により1次系3ループと残りの2次系2ループはポンプ運転を継続する。事象が進展する過程で残りの2次系2ループのポンプがインタロックによってトリップする。これにより1次系は断熱状態になり、1次系3ループでポンプが定格運転を継続するなか原子炉入口温度が徐々に上昇する。	2次主冷却系流量減少(1ループ) +原子炉トリップ遮断器開失敗
		蒸気発生器伝熱管破損 +原子炉トリップ遮断器開失敗
3 ループLOHS	起回事象と同時に2次系3ループがインタロックによりポンプトリップするが、原子炉トリップしゃ断器開失敗により1次系は3ループともポンプ運転を継続する。これにより1次系は断熱状態になり、1次系3ループでポンプが定格運転を継続するなか原子炉入口温度が徐々に上昇する。	給水流量喪失 +原子炉トリップ遮断器開失敗
		タービントリップ +原子炉トリップ遮断器開失敗
1 ループLOF	起回事象と同時に1次系1ループがポンプトリップし逆止弁が全閉するが、原子炉トリップしゃ断器開失敗により残りの1次系2ループおよび2次系3ループはポンプ運転を継続する。事象が進展する過程で1次系が健全な2ループの2次系ポンプがインタロックによってトリップする。これにより1次系は断熱状態になり、1次系2ループでポンプが定格運転を継続するなか原子炉入口温度が徐々に上昇する。 事故起因は炉心流量減少(LOF)型の事象であるが、その後の事象進展は原子炉入口温度上昇(LOHS)型の事象となるため、ULOHSに分類される。	1次主冷却系流量減少(1ループ) +原子炉トリップ遮断器開失敗

表 4.2.4-2 原子炉停止機能喪失、原子炉容器液位確保機能喪失及び崩壊熱除去機能喪失についての格納機能確保の有効性評価の重要事故シーケンス

事故シーケンスGr	サブGr	重要事故シーケンス
原子炉停止機能喪失	ULOF	過渡事象 +制御棒挿入失敗
	UTOP	次のいずれか 定格出力運転時の制御棒1本の誤引抜 +原子炉トリップしゃ断器開失敗 部分負荷運転時の制御棒1本の誤引抜 +原子炉トリップしゃ断器開失敗
	ULOHS	次のいずれか 1ループLOHS、3ループLOHS、1ループLOF
原子炉容器液位確保機能喪失		1次冷却材漏えい +崩壊熱除去中の1次主冷却系SsLより低所での漏えい +サイフォンブレイク操作失敗
崩壊熱除去機能喪失		過渡事象 +ACS空気冷却器出口止め弁3台の開失敗(閉固着) による強制循環除熱失敗 +出口止め弁バイパス弁「開」失敗による自然循環除熱失敗

サブGr	重要事故シーケンス
ULOF	過渡事象+制御棒挿入失敗(B)
UTOP	次のいずれか 定格出力運転時の制御棒1本の誤引抜+原子炉トリップ遮断機開失敗(A) 部分負荷運転時の制御棒1本の誤引抜+原子炉トリップ遮断機開失敗(A)
ULOHS	次のいずれか 1ループLOHS(A)、3ループLOHS(A)、1ループLOF(A)

(A): 原子炉トリップ遮断器開失敗による制御棒保持電源遮断失敗

(B): 原子炉トリップ遮断器開成功時の制御棒挿入失敗※

※: 原子炉トリップ遮断器開に成功すると原子炉トリップ信号が発信され、1次主冷却系ポンプなどの機器が自動的にトリップする。このため、原子炉トリップ遮断器開成功時に制御棒の挿入に失敗（物理的に引っかかる等）すると、ULOFの事象推移をたどる。

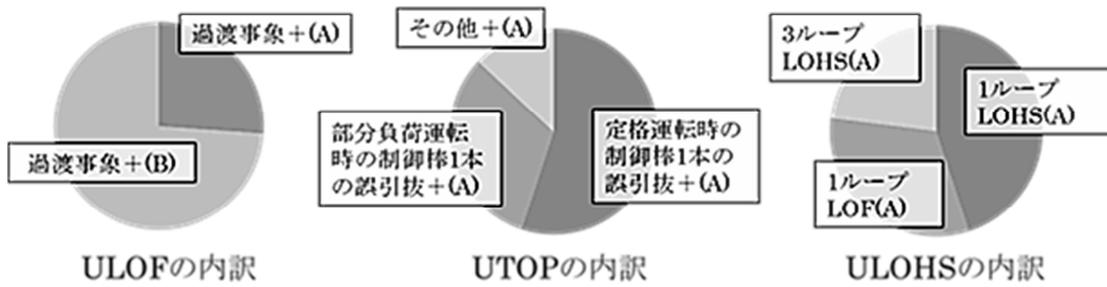


図 4.2.4-1 原子炉停止機能喪失の事故シーケンスの内訳と選定された重要事故シーケンス

### 4.3 炉心等の著しい損傷防止策の考え方

#### 4.3.1 炉心の著しい損傷防止

事故シーケンスグループ、判断基準、重要事故シーケンス、炉心損傷防止策を整理して表 4.3.1-1 に示す。

炉心損傷防止策の考え方を以下に示す。

- ✓ ナトリウム冷却高速炉の炉心損傷防止策は、軽水炉の対策とは基本的に異なって、強制循環除熱に失敗した場合でも、冷却材の循環流路が確保されている限りナトリウムの物性を生かした自然循環除熱に期待できる。冷却材ナトリウムが漏えいした場合でも、系統の圧力が低い場合漏えい量が限定され、系統内から原子炉容器へナトリウムを補給することにより冷却材の循環運転に必要な液位を確保することが可能である。事故シーケンスグループ毎の炉心損傷防止策の要件及び具体策案の例を以下に示す。

  - 原子炉停止機能喪失は事象進展が速いことから、炉心損傷防止のためには、運転員の操作に期待しない自動による炉心損傷防止策が必要であり、「もんじゅ」の場合、これには後備炉停止系による原子炉自動停止が有効である。
  - 原子炉容器液位確保機能喪失については、1次冷却材漏えいに伴う原子炉停止時にこれとは別の主冷却系配管の SsL より低所での破損による 1次冷却材漏えいが重畳することが重要事故シーケンスとして選定される。この場合、漏えいナトリウムの検知によって運転員による高所配管のサイフォンブレイク操作によりサイフォン効果による原子炉容器からのナトリウムの汲出しを阻止するとともに高所配管内のナトリウムを原子炉容器内に自然流入させ冷却材の循環運転に必要な原子炉容器液位を確保することができる。なお、高所配管のサイフォンブレイク操作は、1次ナトリウム充填系内の冷却材ナトリウムの凝固箇所を溶解（以下「フリーズメルト」という）し、高所配管にアルゴンガスを流入させる。フリーズメルトによるサイフォンブレイクを確実にできるようなし、原子炉容器液位を確保することが重要である。
  - 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失については、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きいことから、これが生じたとしても炉心及び原子炉冷却材バウンダリのナトリウム温度の上昇は緩慢であり、炉心の著しい損傷までに時間余裕がある。自然循環除熱による炉心損傷防止策の要件は、以下のように整理される。

    - ◇ 自然循環除熱により炉心の著しい損傷を防止できることが必要である。「もんじゅ」においては、3ループのうち最低でも 1ループの自然循環除熱に成功することで、炉心の著しい損傷を防止できることが必要である。
    - ◇ 確実に自然循環除熱に移行できるよう対策しておくことが重要であり、このためには、蓄電池（直流電源）により自動移行できるようにする。仮に自動移行に失敗した場合でも、中央制御室における運転員の手動操作や現場において手

動操作が行えるよう手順を準備しておくことが重要である。現場操作する場合は、ナトリウムを保有する区域であり、最短の進入扉が開かない場合でも別の扉からのアクセスルートを確認し、かつ短時間で弁操作できるように弁保温材のパッケージ化の対策を講じておくことが重要である。

- ◇ 冷却材ナトリウムは約 100°Cで凝固する物性を踏まえて、自然循環除熱時の空気冷却器における過冷却、プラント低温停止後のナトリウム凍結による流路閉塞を排除する対策を講じておかねばならない。具体的には、手動で空気冷却器を起動する場合は、ナトリウムの流路を確認し、ナトリウム温度が過度に低下しないよう確認しながらベーン及びダンパを開ける手順の整備、訓練による操作の習熟を図っておくこと。代替電源の確保に時間を要した場合でも、空気冷却器のベーン及びダンパを全閉することにより、ナトリウムの降温を遅らせることが可能であり、手順を整備しておくことが必要である。
- ◇ 自然循環除熱が確実に実行していることを継続的に計測・監視することが必要である。仮に代替電源の接続失敗や燃料切れとなった場合、蓄電池枯渇後は中央制御室における計測・監視ができなくなる。この場合でも可搬型計器にて現場においてナトリウム温度を計測することが可能であり、この手順を整備し訓練により習熟を図っておくことが必要である。
- ◇ 「もんじゅ」における全電源喪失時の主な安全対策を表 4.3.1-2 に示す。また、運転員による自然循環移行操作、非常用電源復旧のための移動式電源車及び代替海水ポンプの設置、「もんじゅ」へのアクセスルート等の主な安全対策について委員による実地調査をした。その結果を表 4.3.1-3 に示す。建屋外に配備する移動式電源車及び代替海水ポンプにおいては、塩害、湿り雪、雪崩、竜巻、等の日本海側の自然災害を想定しておく必要がある。
- ✓ ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮して選定した重要事故シーケンスを想定し、損傷防止策が機能する条件で事象推移を解析し、その結果をナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮して設定した炉心損傷防止の判断基準と比較することで損傷防止策の有効性を評価するという方法は、実用炉有効性評価の審査ガイド<sup>4-2)</sup>に記された考え方と同等である。換言すれば、上述のように重要事故シーケンスの選定、炉心損傷防止策の抽出、炉心損傷防止の判断基準の設定にあたってナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮すべきであり、これら以外の有効性評価の考え方については、実用炉有効性評価の審査ガイドを準用できる。但し、判断基準は冷却材、燃料被覆管及び冷却材バウンダリの構造及び材料の違いから「もんじゅ」用に別途定める必要がある。

表 4.3.1-1 炉心の著しい損傷防止策

事故シーケンスグループ (説明)	炉心損傷防止の 判断基準	重要事故 シーケンス	炉心損傷防止策
①原子炉停止機能喪失 原子炉トリップを必要とする異常時に主炉停止系トリップ遮断器開に失敗する、又は同遮断器開に成功するが主炉停止系制御棒の必要本数の挿入に失敗する。	(ア) 冷却材最高温度が沸点以下であること。且つ燃料被覆管が破損しないこと。 (イ) 冷却材バウンダリの機能を維持すること。 (ウ) 崩壊熱除去に必要な原子炉容器液位が確保されること(ただし、燃料の健全性に影響を与えない一時的な液位低下は除く)。	炉心流量喪失＋主炉停止系制御棒挿入失敗	後備炉停止機能による原子炉停止
②原子炉容器液位確保機能喪失 1次主冷却系2箇所以上での漏えい等によって原子炉容器液位が低下し、EsL未満になる。		1次冷却材漏えい＋SsLより低所での主冷却系配管の破損による1次冷却材漏えい	高所配管サイフォンブレイク操作による原子炉容器からの冷却材汲み出し停止
③崩壊熱除去機能喪失 補助冷却設備空気冷却器の送風機、弁、ベーン及びダンパ、1次又は2次主冷却系循環ポンプモーターなどが3グループとも機能喪失し、強制循環による崩壊熱除去機能が喪失する。		補助冷却設備空気冷却器出口止め弁「開」の機能喪失	補助冷却設備空気冷却器出口止め弁「開」操作による補助冷却設備での自然循環除熱
④全交流動力電源喪失 全交流動力電源喪失に起因して崩壊熱除去機能が喪失する。		外部電源喪失＋非常用所内電源喪失	全交流動力電源喪失信号による補助冷却設備での自然循環除熱

表 4.3.1-2 「もんじゅ」全電源喪失時の主な安全対策

	項目	主な対策内容
(1) 電源の確保	電源車及び電源ケーブルの配置	・ 300kVA 電源車 2 台を津波の影響を受けない場所に配置
	電源接続盤の設置	・ 関西電力美浜発電所、日本原子力発電敦賀発電所にて同様に配備している電源車が「もんじゅ」でも接続できるようコネクタを配備 ・ がれき等の状況を踏まえ 3 ヶ所から接続場所を選択
	非常用ディーゼル発電機代替空冷電源設備の設置	・ 電源車(300kVA×2 台)の電源容量に加え、非常用ディーゼル発電機 1 台の代替に相当する空冷電源設備の設置(4000 k VA 運用準備中)
	原子炉補機冷却海水ポンプ代替ポンプの配備	・ 津波により原子炉補機冷却海水ポンプが起動できない場合の代替ポンプ(2 台)及び電源設備(1 台)
	原子炉補機冷却海水ポンプ予備電動機の配備	・ 津波により原子炉補機冷却海水ポンプ電動機が起動できない場合の交換用予備電動機(1 台)
	防水壁の補強	・ 津波による原子炉補機冷却海水ポンプの水没を防止(想定津波高さ約 5.2m に対して防水壁高さは海面から 6.4m)
	ホイールローダの配備	・ がれき等の処理(1 台)
(2) 冷却機能の確保	ナトリウム弁保温材パッケージ化	・ 自然循環除熱に移行(制御)するためにナトリウム弁の手動開閉操作性を向上(保温材取外しを含む開閉時間約 15 分/1 弁)
	アクセスルート整備	・ 最短経路で進入する扉が開かない場合でも別の扉から進入し空気冷却器ベーン及びダンバ操作が行えるよう空気冷却器室内に上下階に通じる非常用梯子を設置 (2 アクセスルート確保)
	現場計測	・ 可搬型計器により系統内ナトリウム温度を把握し、自然循環で炉心冷却できていることを確認
(3) 緊急時対応体制の強化	対応体制の強化	・ 電源車接続、代替海水ポンプ設置、ホイールローダの対応要員を終日常駐
	通信の強化	・ 衛星電話の屋外アンテナ電源確保(非常用電源) ・ モニタリングポストデータ伝送の二重化
	手順書及び訓練	・ 全交流動力電源喪失及び冷却機能の確保等の各手順書を整備 ・ 夜間、荒天時等を含む訓練による習熟

表 4.3.1-3 もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会 「もんじゅ」実地調査結果(1/2)

	主な実地調査項目	実地調査結果
中央制御室における全交流動力電源喪失時の運転員の対応(シミュレータ訓練から)	緊急時プラント状態の把握	<ul style="list-style-type: none"> <li>・津波来襲時の潮位の状態、原子炉冷却系の自然循環冷却状態(空気冷却器の弁及びベーン、ダンパの開閉状態、冷却材ナトリウムの温度及び流量)等、適時に必要なプラント状態及び外部状況の確認が行える。</li> <li>・電源車からの給電が行えず、蓄電池が枯渇した場合でも、テスターによりプロセス計装を直接計測する手順書を整備し、炉外燃料貯蔵槽冷却系流量の現場計測を除き、中央制御室及び燃料取扱操作室内の制御盤にて計測し自然循環状態を把握できる。</li> </ul>
	事象進展の予測と対策の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・当直長は事象進展を予測し運転員に事前の対応準備を促し、(ブラインド条件で)運転員は自然循環起動できない冷却ループが発生した場合について、円滑な自然循環起動(手動)操作を行った。</li> </ul>
	自然循環起動操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室から手動で自然循環起動する場合のスイッチ操作は簡易である。</li> </ul>
	緊急時の運転員相互の連携(コミュニケーション)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設備の略語を用いる場合があるため発音が早い、コミュニケーションは問題無く図られた。</li> </ul>
	対応マニュアルの準備状況及び運転員の育成	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失の異常時運転手順書に引続いて、全交流動力電源喪失の異常時運転手順書Ⅱが準備されている。</li> <li>・運転員は、様々な異常時のシミュレータ訓練、机上におけるFBRの特徴を踏まえた異常事象進展と対応について習得を行い、知識レベルの維持と向上を図っていると説明を受けた。</li> </ul>
現場における補助冷却設備空気冷却器の弁及びベーン、ダンパ開操作	中央制御室から補助冷却設備室(Na漏えい時窒素注入区域)へのアクセスルート	<ul style="list-style-type: none"> <li>・補助冷却設備室へのアクセスルートは2ヶ所確保されている。場合によっては建屋外(タービン建屋屋上)からのアクセスも可能。</li> <li>・補助冷却設備室への進入は、施錠されている扉の鍵を開ける必要があるが、鍵は当直長により窒素注入区画の鍵として一括管理されており(窒素封入に関する)間違いは生じにくい。</li> </ul>
	ナトリウム弁の手動開閉操作(保温材取外し操作含む)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保温材取外し操作は、パッケージのため簡易である。ハンドルによる手動開操作を含めた時間は、余裕をみても実際は約10分と見積もられる。ナトリウム漏えいしたループは自然循環冷却に期待しないため、基本シナリオでは窒素封入入室しない方針であるが、複合事象のシナリオも順次検討すべき。</li> </ul>
	空気冷却器ダンパ手動開閉操作	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ダンパの操作ハンドルは、運転員の肩の高さにあり、操作に苦慮しない。</li> </ul>
	空気冷却器出口ダクト上部(大気放熱部)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・自然循環状態を把握する補助的な手立てとして出口ダクト上部で放熱の大気温度から確認できる。</li> <li>・ドレン孔はあるが周囲に凝縮水が貯まる構造であり、材料健全性の観点において問題ないか確認すべき。</li> </ul>

表 4.3.1-3 もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会 「もんじゅ」実地調査結果(2/2)

	主な実地調査項目	実地調査結果
電源車及び電源接続盤	電源車の配備状況及び電源接続盤の設置状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・電源車は 300kVA×2 台と 4000kVA×1 台を津波の影響を受けない位置に配備しているが竜巻あるいは湿り雪の雪崩についても検討が必要。長期保管の観点で塩害、腐食等の問題は生じないか。</li> <li>・300kVA 電源車は、夜間・休日を含め「もんじゅ」構内に常駐する対応要員にて接続及び給電作業に対応。</li> <li>・300kVA 電源車の接続端子盤は、状況に応じて選択できるよう 3ヶ所有り。</li> <li>・主たる接続端子盤は、関西電力美浜原子力発電所、日本原子力発電の敦賀発電所と共通にしており、電源車を融通することが可能。</li> <li>・4000kVA 電源車は運用準備中、電源ケーブルは埋設するため接続作業は無し。</li> <li>・地滑り対策進行中。類似の豪雪+地震複合事象時（敷地から見えない高い部分を含めて）の雪崩の可能性を検討すべき。</li> </ul>
津波来襲後の非常用ディーゼル発電機 1 台復旧のための代替海水ポンプ	代替海水ポンプの配備状況及び設置場所の状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・代替海水ポンプ関係設備は津波の影響を受けない位置に配備（保管）。長期保管の観点で塩害、腐食等の問題は生じないか。竜巻あるいは湿り雪の雪崩についても検討が必要。</li> <li>・夜間・休日を含め「もんじゅ」構内に常駐する対応要員にて設置可能。</li> <li>・地下配管取り替え部への海水侵入防止策については、海水で満たされた場合を想定して汲み上げポンプを準備していることを確認。</li> </ul>
原子炉補機冷却海水ポンプ廻りの防水壁	防水壁の設置状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・高さ 1.2m の防水壁の設置を確認。</li> <li>・防水壁のかさ上げ、引波対策についても検討中であることを確認。</li> </ul>
ホイールローダ	ホイールローダの配備状況	<ul style="list-style-type: none"> <li>・がれき等処理のためのホイールローダ 1 台が津波の影響を受けない位置に配備。長期保管の観点で塩害、腐食等の問題は生じないか。竜巻あるいは湿り雪の雪崩についても検討が必要。</li> <li>・ホイールローダ運転員は、夜間、休日を含めて、「もんじゅ」構内に常駐。</li> </ul>
「もんじゅ」へのアクセスルート	「もんじゅ」へ通じるトンネルが不通になった場合のアクセス	<ul style="list-style-type: none"> <li>・海岸及び山側のルートがあることを確認。ルートについては目的に応じた整備が必要。</li> </ul>
その他		<ul style="list-style-type: none"> <li>・福島第二原子力発電所の事故対応を踏まえると、機械或いは電気等、各分野の設置段階からの情報を把握している専門家を要して事故対応にあたることが重要であり、「もんじゅ」のような長期プロジェクトは世代交代を円滑に図っていくことが必要。</li> <li>・白木・丹生断層に近い（緊急時対応要員がいる）もんじゅ寮の耐震性と内部の家具の固定について確認が必要。</li> </ul>

#### 4.3.2 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止

事故シーケンスグループ、判断基準、重要事故シーケンス、燃料損傷防止策を整理して表 4.3.2-1 に示す。

使用済燃料の損傷防止策の考え方を以下に示す。

- ✓ ナトリウム冷却高速炉の使用済燃料は、原子炉から取り出した後、崩壊熱が十分に減衰するまで炉外燃料貯蔵槽のナトリウム中に貯蔵し、その後燃料池の水中にて貯蔵・冷却する。炉外燃料貯蔵槽と燃料池における使用済燃料の損傷防止策を以下に示す。
  - 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム温度が上昇する事故は、崩壊熱除去機能喪失が生じたとしても冷却材ナトリウムによる自然循環除熱に期待できる。自然循環除熱の要件は、基本的には原子炉の自然循環除熱と同様である。
  - 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム液位が低下する事故は、燃料貯蔵容器に配管貫通孔を設ける場合は、冷却に必要な液位の高さを十分に上回る位置に設け、貫通部配管の破損によるナトリウムの小規模な漏えいを仮定したとしても、冷却に必要な液位が十分に確保されるようにすべきである。
  - 燃料池は、その設備構成から重要事故シーケンス、及び燃料損傷対策が軽水炉の使用済燃料貯蔵槽と同様であり、軽水炉の有効性評価の考え方が適用可能である。
- ✓ 使用済燃料貯蔵槽内燃料の著しい損傷防止策の有効性評価の方法についても原子炉と同様に実用炉有効性評価の審査ガイド<sup>4-3)</sup>を準用できる。但し、炉外燃料貯蔵槽の判断基準は冷却材の違いを考慮して「もんじゅ」用に別途定める必要がある。

表 4.3.2-1 使用済燃料貯蔵槽内燃料の著しい損傷防止策

事故シーケンスグループ (説明)		燃料損傷防止の 判断基準	重要事故 シーケンス	燃料損傷防止策
① 炉外燃料貯蔵槽	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ナトリウム温度が上昇する事故</li> </ul> 炉外燃料貯蔵槽の冷却機能が喪失することにより、燃料貯蔵容器内のナトリウム温度が上昇する事象	(ア)冷却材バウンダリの機能が維持されること (イ)貯蔵容器内液位が冷却に必要な液位(EL.32.9m)を下回らないこと	炉外燃料貯蔵槽冷却系循環ポンプ全数の機能喪失による強制循環除熱失敗	炉外燃料貯蔵槽冷却系による自然循環除熱
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ナトリウム液位が低下する事故</li> </ul> 燃料貯蔵容器の配管貫通部でナトリウムの小規模な漏えいが発生し、燃料貯蔵容器内のナトリウム液位が低下する事象		(炉外燃料貯蔵槽内のナトリウムレベルは、冷却に必要な液位(EL32.9m)以上で自然に静定するため、さらなる対策は設けない。)	
② 使用済燃料池	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水温が上昇する事故</li> </ul> 燃料池の冷却機能、又は注水機能が喪失することにより、燃料池の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事象	(ア)燃料有効長頂部が冠水していること (イ)放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること (ウ)未臨界が維持されていること	燃料池水冷却浄化ポンプ全数の機能喪失+補給水系機能喪失による除熱失敗	代替注水(自衛消防隊の給水)による冷却水位保持
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水位が低下する事故</li> </ul> サイフォン現象等により燃料池の水の小規模な喪失が発生し、燃料池の水位が低下する事象		燃料池水冷却浄化装置低部配管破損+逆止弁開固着	配管サイフォンブリークによる冷却材流出停止

#### 4.3.3 運転停止中原子炉内の燃料損傷防止

事故シーケンスグループ、判断基準、重要事故シーケンス、燃料損傷防止策を整理して表 4.3.3-1 に示す。

運転停止中原子炉内燃料の損傷防止策の考え方を以下に示す。

- ✓ 運転停止中は系統温度及び崩壊熱レベルが低い、一方メンテナンス中は原子炉容器ナトリウム液位が定格運転時液位（以下「NsL」という）から低下し、かつ冷却ループ数が制限される。以上を踏まえて運転停止中原子炉内燃料の損傷防止策を以下に示す。
  - 反応度誤投入については、制御棒誤引抜に対する設計及び運用により未臨界を確保することができることから、更なる燃料損傷防止策は設ける必要はない。
  - 原子炉冷却材の流出については、原子炉容器液位が主冷却系による炉心冷却に必要な液位（EsL）より低下したとしても、メンテナンス冷却系による炉心冷却に必要な液位が確保されることから、メンテナンス冷却系による崩壊熱除去が燃料損傷防止策に有効である。
  - 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失に対しては、補助冷却系による自然循環除熱が有効であり、その有効性評価の考え方は出力運転中と同じである。
- ✓ 運転停止中原子炉内の燃料損傷防止の有効性評価の方法についても、実用炉有効性評価の審査ガイド<sup>44)</sup>を準用できる。但し、判断基準は冷却材、燃料被覆管及び冷却材バウンダリの構造及び材料の違いから「もんじゅ」用に別途定める必要がある。

表 4.3.3-1 運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷防止策

事故シーケンスグループ (説明)	燃料損傷防止の 判断基準	重要事故 シーケンス	燃料損傷防止策
①反応度の誤投入 運転停止中原子炉の制御棒の誤引抜きにより反応度が投入される。		制御棒 2 体の誤引抜き	(17体の制御棒が挿入状態であり未臨界が確保されることから、さらなる対策は設けない。)
②原子炉冷却材の流出 A 及び C ループのメンテナンス中に B ループ配管の破損が生じ、原子炉容器液位が低下する。	(ア)未臨界を確保すること (ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く)	A 及び C ループのメンテナンス中に B ループの SsL より低い場所での漏えい	メンテナンス冷却系運転による崩壊熱除去
③崩壊熱除去機能喪失 補助冷却設備の空気冷却器送風機、1 次又は 2 次主循環ポンプポニーモータなどが 3 ループとも機能喪失し、強制循環による崩壊熱除去機能が喪失するものであり、出力運転時と事象推移は同じ。	(イ)崩壊熱除去に必要な原子炉容器液位が確保されること (ただし、燃料の健全性に影響を与えない一時的な液位低下は除く) (ウ)冷却材バウンダリの機能を維持すること	A 及び C ループのメンテナンス中に B ループでの強制循環除熱失敗	B ループ補助冷却設備での自然循環除熱
④全交流動力電源喪失 全交流動力電源喪失に起因して崩壊熱除去機能が喪失するものであり、崩壊熱除去機能喪失と事象推移は同じ。		全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + 非常用所内電源喪失) による強制循環除熱失敗	B ループ補助冷却設備での自然循環除熱

#### 4.4 格納機能の確保策の考え方

##### 4.4.1 原子炉停止機能喪失事象関係

###### (1) 基本的な考え方

原子炉停止機能喪失（ATWS）事象では、即発臨界により燃料は損傷し、それに伴う機械的エネルギーによっても原子炉冷却材バウンダリのナトリウム保持機能は維持されなければならないが、「もんじゅ」の場合、設置許可審査において、同機能は維持されることが確認されている。一方、機械的エネルギー発生によってもたらされる可能性があるナトリウム噴出燃焼が考えられ、この事象に関する的確な評価が求められる。さらに、損傷した燃料等が原子炉容器内に保持されない場合には、格納容器に新たな負荷をもたらすことになる。また、次節に述べる除熱機能喪失事象に起因する炉心損傷は、その対策によっては防止し得る可能性がある。そこで、ATWSについて、損傷炉心の原子炉容器内保持について評価し、格納容器への負荷の有無を明らかにしておくことが重要であり、ここで評価を試みる。評価の際は、実際の現象の不確かさを考慮し、現実的な事象想定に基づくが不確かな現象に対してはモデルの感度を考慮した保守的な手法を組み合わせる等の方法によって評価を実施すべきである。

炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）事象について現在の最新知見に基づいた最も確からしい事象進展は、次のようになる見通しである。すなわち、外部電源喪失時に原子炉トリップに失敗し、原子炉停止系が作動しない状態でULOF事象が始まる。事象開始後、即発臨界に至ることなく、機械的エネルギーの放出を伴わないままに、起因過程、遷移過程、再配置過程を経て冷却過程に至る。ナトリウム冷却高速炉では、1次系バウンダリが確保されていれば沸点よりも大幅に温度が低い冷却材が大量に存在するために、冷却過程では、炉心槽内に分散した熔融炉心物質の崩壊熱をナトリウムにより除去し、熱輸送系により原子炉施設外に放熱できる。したがって、1次系冷却材バウンダリは損傷せず、熔融炉心物質を原子炉容器内に保持したまま本事象は終息する。

本評価では、事象の進展に影響を与える因子のもつ不確かさの幅を、物理的に合理的な範囲で考慮し、機械的エネルギー放出の有無及び原子炉容器内での安定冷却の保持に与える影響も併せて評価された。これら全ての過程の全体の概要を示した図として図4.4.1-1が提示された。

###### (2) 最も確からしい事象進展

###### ① 起因過程

起因過程の解析には最新の手法であるSAS4Aが用いられた。本コードは図4.4.1-2に示した概要の通り、出力や冷却材流量が近い炉心集合体をグループ化し、各グループを単一ピン体系で代表し、単一ピン体系での冷却材沸騰、燃料ピンの変形挙動、破損、破損後移動の解析を全てのグループについて行うことにより、全炉心の炉心損傷事象の初期挙動、すなわち燃料集合体ラップ管が破損するまでの解析を行う計算コードである。

解析条件の妥当性に関しては、以下に述べる手法によって確認されている。フランスのCABRI炉を用いて、実際に燃料ピンを破損させ、燃料ピンの損傷挙動の試験データが多数取得された。この試験解析研究を通じて、現象を定量的に把握することが可能となり、起因過程の解析条件選定において考慮すべき不確かさの幅（すなわち、物理的に合理的な解析条

件の範囲)が縮小できるようになった(付録6参照)。本解析は、このCABRI試験データに基づき設定の妥当性を確認した合理的な解析条件に基づいて行い、これを最も確からしい評価とされた。

SAS4Aコードによる起因過程解析にあたっては、炉心の各燃料集合体等が複数の「チャンネル」によって代表される。即ち、炉心燃料集合体等を「出力」、「冷却材流量」、「燃料燃焼度」に着目して特性の類似したものをそれぞれひとまとめのチャンネルとし、いくつかのチャンネルで代表する。本解析においては、炉心各部の燃料集合体特性を詳細に反映できるように33のチャンネルを採用することとされた。具体的には図4.4.1-3に示すように「もんじゅ」における198体の炉心燃料集合体を「出力」、「冷却材流量」、「燃料燃焼度」に着目して32のチャンネルに割り当てるとともに、径方向ブランケットを1つのチャンネルで代表することとされた。なお、「もんじゅ」の炉心燃料は120°回転対称となるように配置されることから、各燃料集合体の特性は基本的に1/3炉心で代表できる。

CABRI試験の知見に基づいて変更を行った解析条件が表4.4.1-1に示された。起因過程では冷却材未沸騰領域での燃料ピン被覆管破損の軸方向位置が即発臨界超過による急速な出力上昇の可能性に大きな影響を与える。CABRI試験結果に基づく最新知見を反映させて「もんじゅ」燃料では、被覆管温度が高く、その強度が低下している炉心高さより上側の位置で破損し、その後の燃料移動反応度は負となる効果を評価に反映した。

SAS4Aコードによる起因過程の反応度と出力の過渡挙動が図4.4.1-4として示された。ナトリウムの沸騰によるボイド反応度の増加、被覆管の溶融移動に伴う反応度の増加により反応度は事象開始後約25秒で最大値となるが、1\$を超えることはなく、出力の最大値も定格出力の約15倍以下となり、機械的エネルギーが発生することのない緩慢な事象推移となる。

溶融した燃料の分散によって反応度が低下し、反応度と出力の変動が静定した事象開始後約27秒で、SAS4Aコード解析による炉心状態が後続の遷移過程解析に接続された。

## ② 遷移過程

遷移過程の解析には最新の3次元遷移過程解析コードであるSIMMER-IVが用いられた。本コードの概念図を図4.4.1-5に示す。本コードは損傷炉心における多相・多成分・多速度場の熱流動計算を行う流体力学部を中核とし、物質配位とエネルギー状態に依存した空間依存の核計算部、構造材の溶融破損解析を行う構造材部を有機的に結合した核熱流動の3次元解析コードであり、我が国においては欧州研究機関との協力の下に系統的な検証研究が行われている。3次元体系による解析が可能となったことで、従来の2次元円筒座標系におけるSIMMER-IIIの解析では不可能であった空間的な非同時性を扱うことにより、溶融炉心物質の挙動を実際に即した評価とすることができる。すなわち、3次元体系による解析により、2次元体系では不可避な中心軸へ向かう燃料集中を現実的に評価できることとなり、また遷移過程における負の反応度低下の要因として重要な制御棒案内管(CRGT)の破損に伴う燃料流出挙動についても考慮が可能となった。

また、本解析評価においては溶融炉心物質から周囲のCRGT等の構造材の壁面への熱流動、CRGTが周囲の溶融炉心物質からの熱的負荷によって破損する際のCRGT内部のナト

リウムと溶融炉心物質の相互作用（FCI）による圧力発生挙動など、遷移過程の事象推移に影響を与える重要な現象に関して、カザフスタンの国立原子力センター（NNC）で実施された EAGLE 試験において得られた試験的知見を反映した解析条件（付録 6 参照）が採用された。

SIMMER-IV による遷移過程解析結果を図 4.4.1-6 に示す。遷移過程の初期では、起因過程で炉心上部に分散していた燃料の落下により、反応度と炉出力の上昇が見られるものの、反応度は 1\$ 以下で推移し、炉出力の最大値も定格出力の約 20 倍以下である。これらの出力過渡と並行して遷移過程の開始後約 2.5 秒で CRGT が破損して CRGT を通した溶融燃料の流出が始まる。これらの炉心からの溶融燃料の流出により反応度は約 30\$ 以下の深い未臨界状態となって機械的エネルギーが発生することなく事象は終息する。

### ③ 再配置・事故後冷却過程

上述のように起因過程及び遷移過程における最も確からしい評価結果では、事象開始後、即発臨界に至ることなく、機械的エネルギーの放出を伴わないままに、炉心で形成された溶融炉心物質が CRGT を通して低圧プレナムへ移行する。最も確からしい事象進展は、CRGT から低圧プレナムに流入した溶融炉心物質は、低圧プレナムの容積が限定されているため、クエンチ・微粒化されるものは流入初期に限定され、その後は微粒化されずに低圧プレナム内のナトリウムがドライアウトし、溶融炉心物質が蓄積した状態となると評価される。

前節②の解析結果では、低圧プレナムに移行する溶融炉心燃料の量は約 20% となる。今後この条件で再配置・事故後冷却過程を評価することとなるが、当該評価に先行して実施した本過程における不確かさ評価の結果（後述）は、この溶融炉心燃料の量が 50% であっても低圧プレナムで溶融炉心物質が安定に冷却保持され、炉心損傷事故影響の原子炉容器内での格納が達成できるということを示している。すなわち、ここまで述べてきた最も確からしい評価の場合は低圧プレナムに移行する溶融燃料の量は 20% であり、本過程の不確かさ評価で用いた 50% の 1/2 以下である。したがって、低圧プレナムへの熱負荷も 1/2 以下となり、本過程の不確かさ評価の結論を変えることはない。よって、最も確からしい事象進展において、低圧プレナムで溶融炉心物質が安定に冷却保持され、炉心損傷事故影響の原子炉容器内での格納が達成できると考えられる。

## (3) 最も確からしい事象進展に重要な因子の不確かさが与える影響の評価

### ① 起因過程

#### 1) 核的パラメータに関する不確かさ

出力の大きさに大きな影響を与える核特性である冷却材ボイド反応度とドップラ反応度に関して評価された。これらの核特性を最新の知見を用いて不確かさの評価を行うと、ボイド反応度については 20%、ドップラ反応度については 14% とすることにより、 $2\sigma$  の不確かさを包絡できるとの結論が得られている。そこで、最も確からしい評価の核的パラメータに関してボイド反応度の正值部分を 1.2 倍、負値部分を 0.8 倍、負のドップラ反応度については 0.86 倍とされた。その結果、最大反応度は約 0.95 \$、燃料の炉心平均

温度の最高値は約 2700K となり、機械的エネルギーは発生しないとされた。

## 2) 物質移動に関する不確かさ

物質移動に関する不確かさの影響を評価するために、既存の多様な燃料破損条件における CABRI 試験の燃料分散挙動データを用いて検証された SAS4A コードの燃料移動モデルにおいて、(i)負の反応度を与える燃料ピン破損後の熔融燃料の駆動力を減ずる目的で破損時燃料内 FP ガス量を 50%に減じる条件、(ii)未沸騰領域での燃料破損が増加することによるボイド反応度の急速な上昇を与える目的で被覆管強度を 50%に減じる条件、そして(iii)大きな正の反応度の投入となる燃料スタブの落下を想定した条件について評価された。

この内、(iii)の燃料スタブの落下とは、起因過程の出力過渡中に燃料崩壊部分の上部に残る未熔融の燃料（以下「燃料スタブ」という）領域で被覆管温度が上昇して燃料ペレットの被覆管による拘束が失われ、プレナムガス圧に駆動された燃料スタブが落下するという現象である。CABRI 炉内試験で燃料スタブの落下が観測されている試験は、冷却材が未沸騰あるいは部分的に沸騰した状態で炉心中心部の燃料が熔融する条件のみである。「もんじゅ」の炉心の大部分を占めている沸騰が先行して燃料破損前に被覆管強度が失われる条件の試験では観測されていない。したがって、本評価で述べている不確かさにはあたらないが、大きな正の反応度が入ることとなるため、念のために仮想的な条件として検討された。

評価の結果、(i)、(ii)、(iii)それぞれ最大反応度は約 0.85 \$、約 0.85 \$、約 1.0 \$、燃料の炉心平均温度の最高値はそれぞれ約 2500 K、約 2400 K、約 2900 K となり、機械的エネルギーは発生しないとされた。

## ② 遷移過程

遷移過程における機械的エネルギーは炉心領域の熔融燃料の集中により発生する。そこで、この不確かさを最大に見積もるために、炉心領域からの燃料流出を人為的に抑制して機械的エネルギー発生に寄与する熔融燃料量を最大とし、さらに CRGT 破損時のナトリウム混入量を最も確からしい条件の 0.5g に対して不確かさの影響を確認するための保守側の評価結果である 20 g として、炉心領域での熔融燃料の揺動による熔融燃料集中挙動を促進した解析が実施された。この解析の反応度と出力の時間変化を図 4.4.1-7 に示す。本解析では、CRGT破損が生じる約 2.5 秒の時点でナトリウム蒸気圧に駆動された燃料の移動により反応度が 1\$を超過し、炉出力も定格の約 100 倍を超える結果となる。この結果、熔融燃料の大気圧までの等エントロピー膨張を仮定して求めた仕事ポテンシャルとして約 35MJ の機械的エネルギーが発生する。

## ③ 原子炉容器応答過程

前節に示した遷移過程における不確かさを重畳させた解析における再臨界の結果、炉心物質の温度と圧力が上昇し、原子炉容器の上部プレナム内のナトリウム（以下「ナトリウムス

ラグ」という)を上方に加速する。加速されたナトリウムスラグは原子炉容器の遮蔽プラグ下端及び原子炉容器に衝突して機械的な負荷を1次系バウンダリに与える可能性がある。この一連の炉心膨張挙動の解析がSIMMER-IIIコードを用いて実施された。図4.4.1-8に原子炉容器構造の断面図と解析体系の概念図を示す。炉心のエネルギー状態としては、SIMMER-IIIによる遷移過程解析における保守側評価の結果である大気圧までの等エントロピー膨張ポテンシャル<sup>7</sup>で150MJとした。ナトリウムスラグの加速は、炉心下端及び径方向端を剛境界として炉心物質の膨張は上方向のみに生じるようにし、さらに炉心上部に存在するピン束は炉心圧力によって変形してラップ管に押し当てられ集合体中心に大きな流路が形成されるとの想定が用いられた。これは、損傷炉心の形状に不確かさが大きいため、ナトリウムスラグを最大に加速できる体系をあえて仮定したものである。解析結果として図4.4.1-9と図4.4.1-10が示された。カバーガス体積は炉心膨張開始後約0.5秒の時点で最小値約30m<sup>3</sup>となり、ナトリウムスラグの衝突は生じないことが明らかとなった。炉心から放出された高温の熔融炉心物質と上部プレナム内のナトリウムが接触することによるナトリウム蒸気の発生によってナトリウムスラグの上方への加速は数回発生するが、いずれもナトリウムスラグの遮蔽プラグへの衝突にいたることなく、約2秒後に熔融炉心物質はナトリウムによって冷却される。カバーガス圧力は計3回のピーク値を持つが最大でも約6気圧以下であり、原子炉容器の変形は弾性変形の範囲内となる。炉心燃料の初期インベントリの約80%が上部プレナムに放出され、これらの燃料は上部プレナム底部にデブリ状となって堆積する。上部プレナム底部の面積は低圧プレナムに対して数倍の広さがあり、堆積した炉心燃料は安定冷却されると考えられる。

なお、本解析評価における炉心膨張挙動評価で想定した等エントロピー膨張ポテンシャル約150MJに対して、遷移過程の保守側ケースで評価されたエネルギーは等エントロピー膨張ポテンシャルで約35MJであり、1次系冷却材バウンダリへの機械的影響はより小さくなり、その健全性はより大きな裕度を以て保たれるとされている。今後ULOFによる過出力時原子炉停止機能喪失事象(UTOP)の包絡性を確認するために、UTOPの事象推移評価を行う必要がある。

#### ④ 再配置・事故後冷却過程

本過程の不確かさを評価するために、低圧プレナムに移行する熔融炉心燃料の量を50%と想定して評価が行われた。この時、ACSは正常起動し、ポニーモータも起動するものとして、Super-COPDコードによって求められた流量を境界条件として低圧プレナムに堆積した熔融炉心物質周囲の流速の評価が行われた。評価は熱流動解析コードであるFLUENTコードを使用し、図4.4.1-11に示す解析体系を用いた解析を行った。FLUENTコードの解析により、熔融炉心物質の上面のナトリウム流速は約18cm/s、受け皿下面の流速は約0.4cm/sとの評価結果が得られた。

この低圧プレナム周囲のナトリウム流速を境界条件として熔融炉心物質からの熱収支の

<sup>7</sup> 燃料が大気圧まで等エントロピー膨張すると仮定して算出した機械的エネルギーの熱力学における理論的  
最大値

評価が図 4.4.1-12 の 1 次元モデルを用いて実施された。熔融炉心物質は厚み方向に 10 分割して燃料とスチールの密度分離を考慮し、熔融炉心物質が接する低压プレナム底板上面の境界温度が構造材の融点を超えると熔融した構造材は熔融炉心物質側に取り込まれるとされた。熔融炉心物質上面及び受け皿下面は上述のナトリウムによる層流境界層の Nusselt 数評価式を適用して除熱量が評価された。冷却保持の判断は熔融炉心物質が接する低压プレナム底板内の温度分布を考慮した自重及び融体重みによるクリープ変形の評価をクリープ損傷和を用いて行い、クリープたわみが約 100mm を超えた時（このたわみに相当する「もんじゅ」低压プレナムの底板の損傷和は約 0.02 である）に破断と判定された。なお、クリープ損傷和の評価にあたっては 950°C を超える領域では機械的強度は喪失するとの条件を用いている。評価結果として図 4.4.1-13 が示された。ポニーモータによる強制循環条件において、低压プレナム内で熔融炉心物質が安定冷却保持される。これらの評価結果から、低压プレナムで熔融炉心物質が安定に冷却保持され、炉心損傷事故影響の原子炉容器内での格納が達成できるものと考えられる。また、今後は炉心に残留する燃料の冷却性を確認しておくことが必要と考えられる。

(4) まとめ

以上より、ナトリウム冷却型高速炉の ATWS 事象の重要事故シーケンスである ULOF において、炉心損傷の発生を前提として損傷後の事象推移の定量的な評価を実施した結果、炉心損傷が発生した場合でも 1 次系ナトリウムバウンダリの健全性が保たれ、ナトリウム漏えいが生じないこと、及び損傷した炉心が原子炉容器内で安定に冷却保持されることを確認し、格納機能が確保されることが示された。本評価においては、最も確からしい事象推移に対して、事象推移を支配するボイド反応度等の物理パラメータ、FCI 等の物理現象の不確かさの影響を考慮しても、IVR が達成されることが示された。また本評価において、損傷した炉心物質を冷却保持する構造が破損するまでには数時間の時間的余裕のあることが示されている。この時間的余裕を活用したポニーモータ手動起動に係る操作手順などの AM 策を整備することで、炉心損傷事故影響の原子炉容器内での格納をより確実なものにすることが可能である。

表 4.4.1-1 CABRI 試験等の知見に基づく評価条件の設定

項目	従来の設置許可申請及び参考解析	今回の評価
冷却材未沸騰領域での燃料破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料断面熔融割合 50%</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>被覆管強度と燃料キャビティ圧力に応じた破損判定と燃料放出を評価。</li> </ul>
破損後の燃料分散反応度	<ul style="list-style-type: none"> <li>破損後燃料移動反応度を無視するとともに軸方向への急速な破損孔拡大を模擬するモデル</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料移動による負の反応度を考慮。</li> </ul>

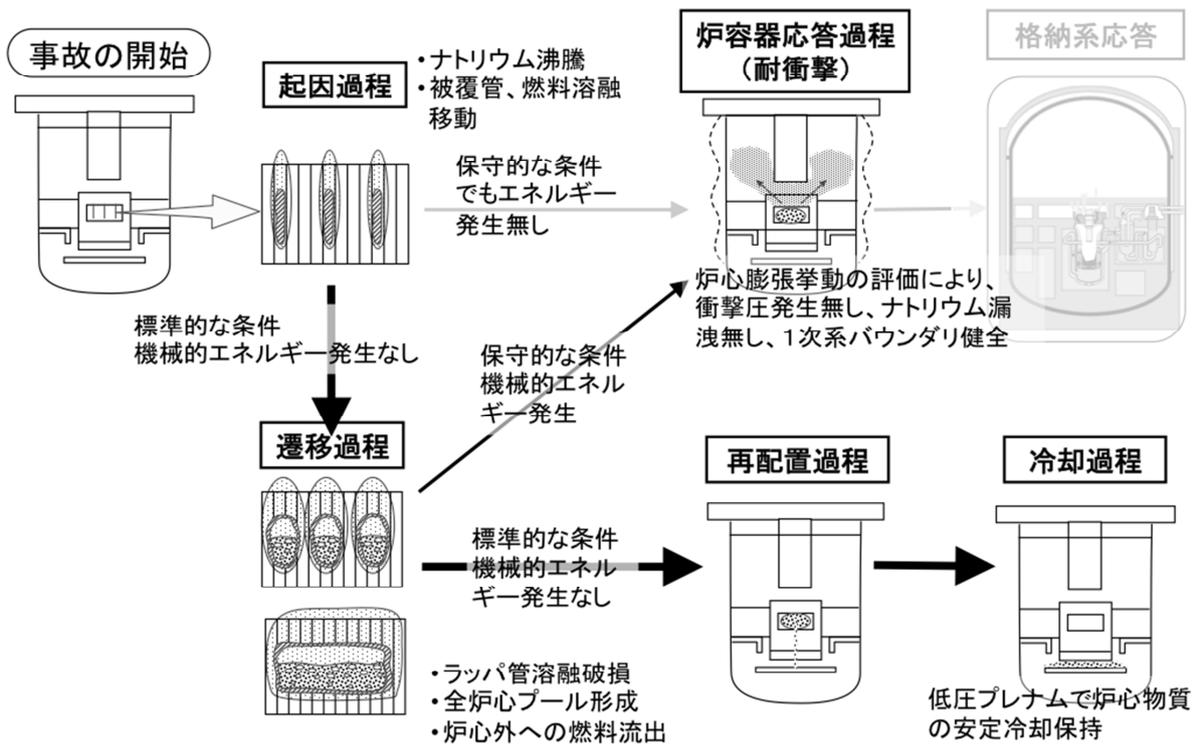


図 4.4.1-1 ULOF の事象進展

出力や冷却材流量に近い炉心集合体をグループ化し、各グループを単一ピン体系で代表する。単一ピン体系の解析を全てのグループについて行うことにより、全炉心の炉心損傷事象の初期挙動解析を行う計算コードである。

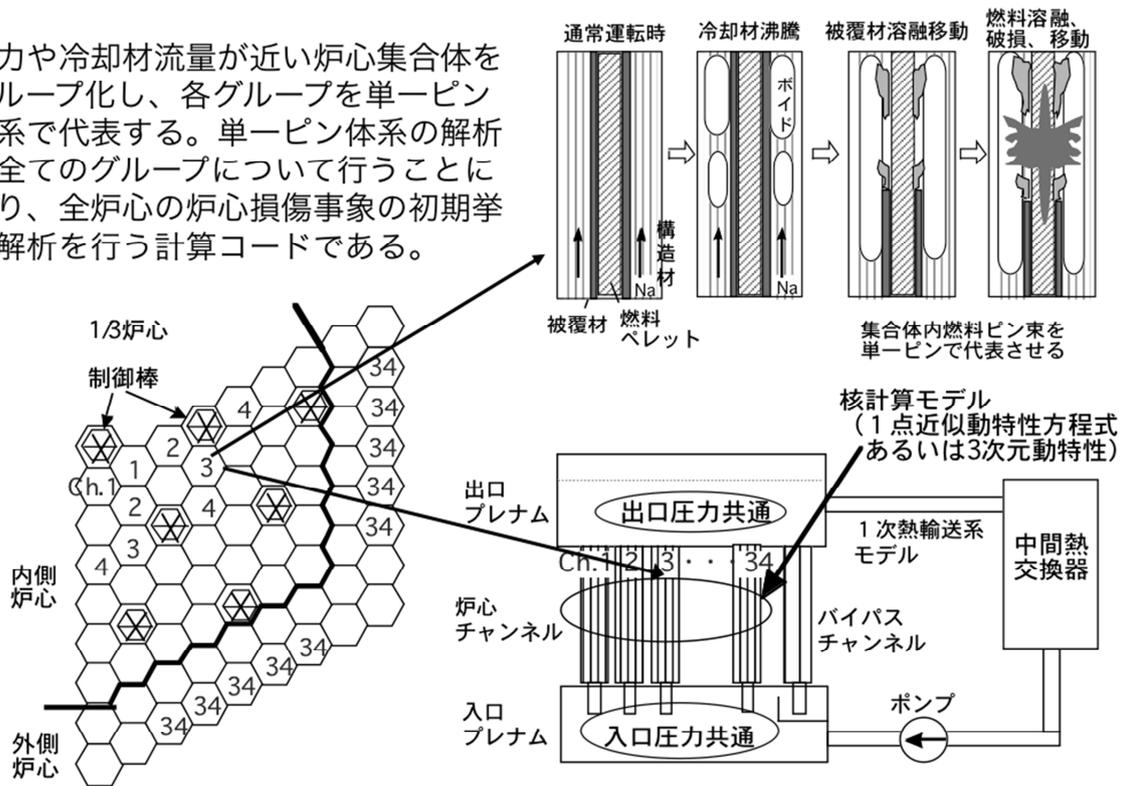


図 4.4.1-2 SAS4A コードの概要

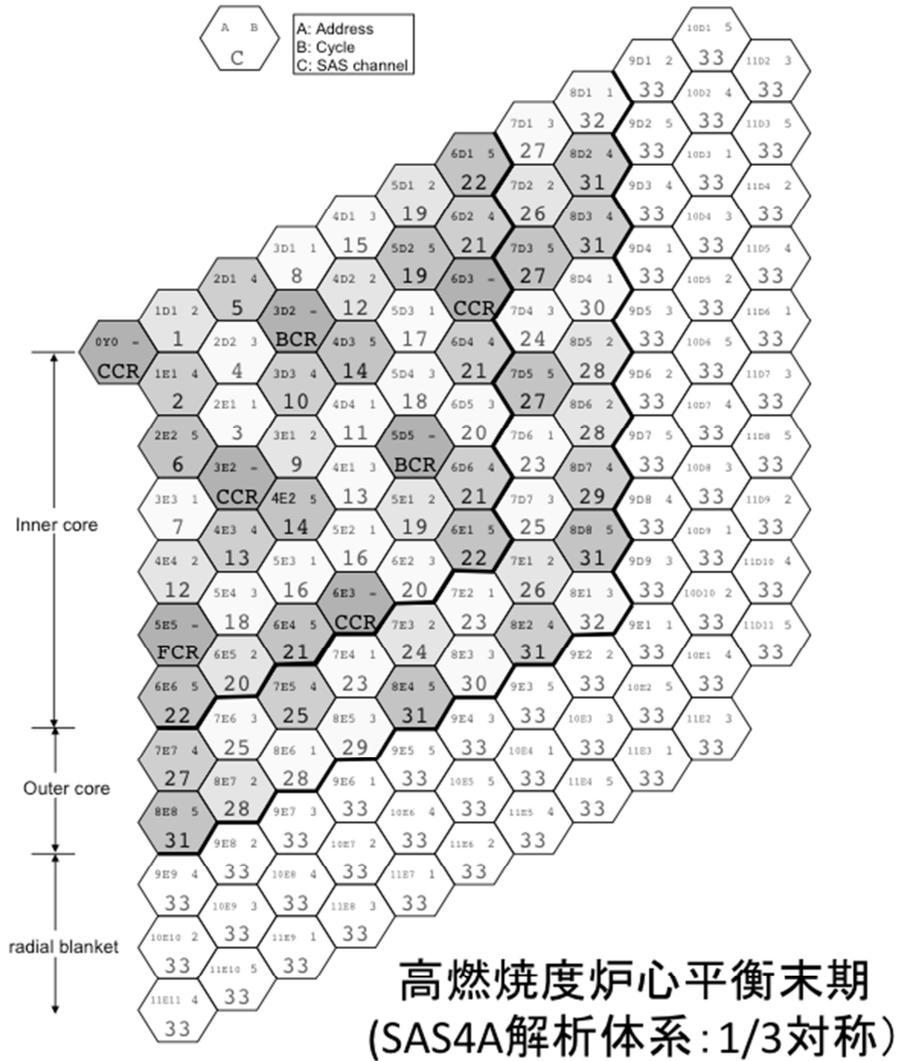


図 4.4.1-3 「もんじゅ」起因過程解析のチャンネル割り当て

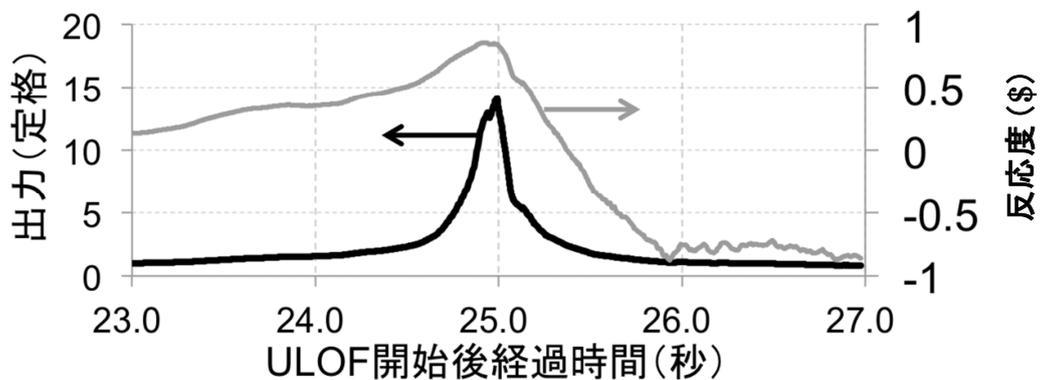


図 4.4.1-4 「もんじゅ」起因過程最確ケースにおける出力と反応度の過渡挙動

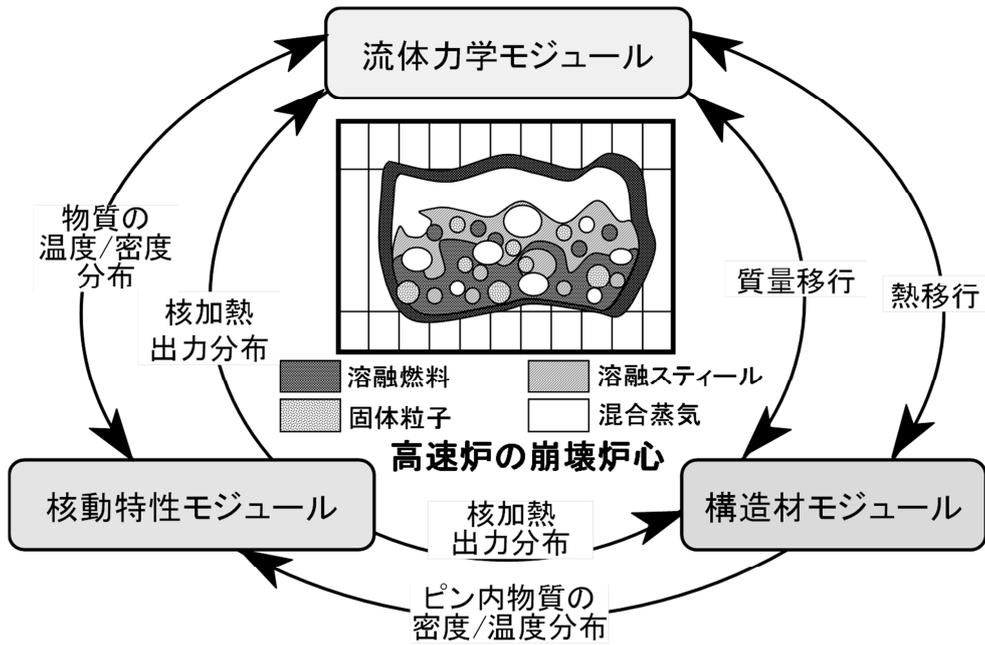


図 4.4.1-5 遷移過程解析コード SIMMER-III 及び SIMMER-IV の構造

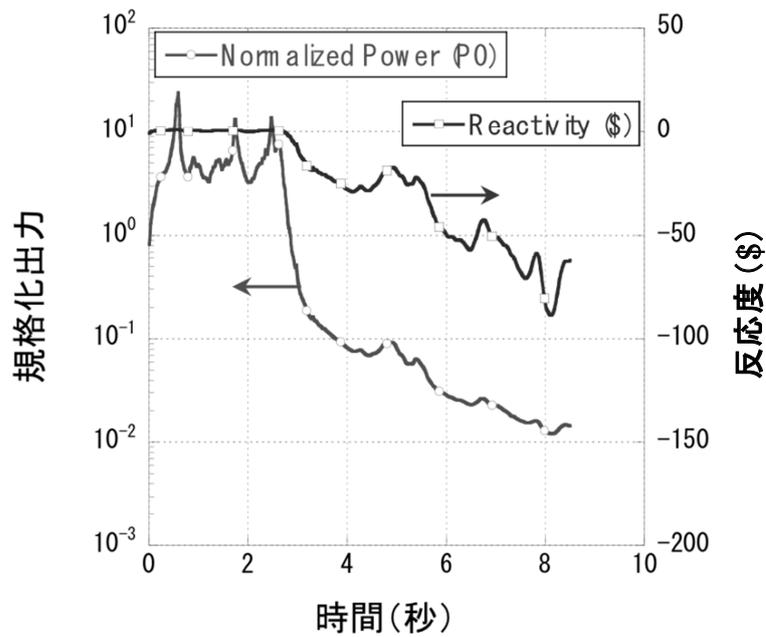


図 4.4.1-6 「もんじゅ」遷移過程解析における反応度と出力の時間履歴

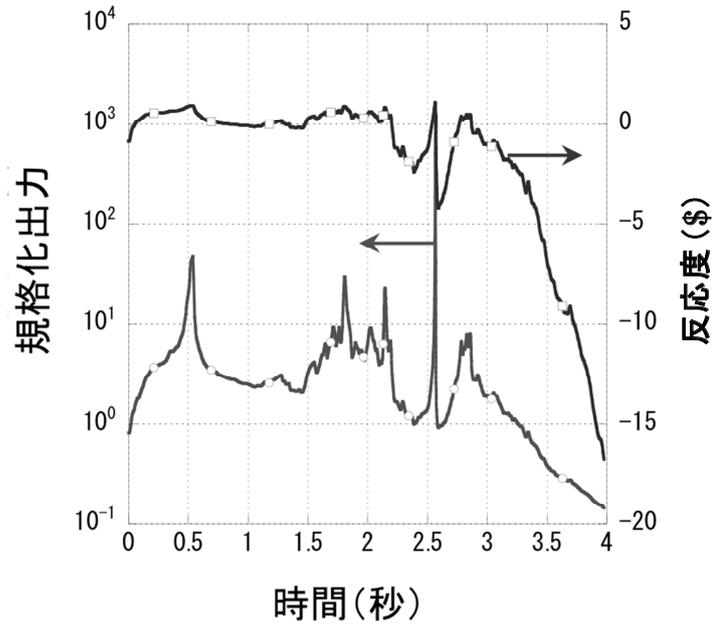


図 4.4.1-7 「もんじゅ」遷移過程解析保守側ケースにおける反応度と出力の時間履歴

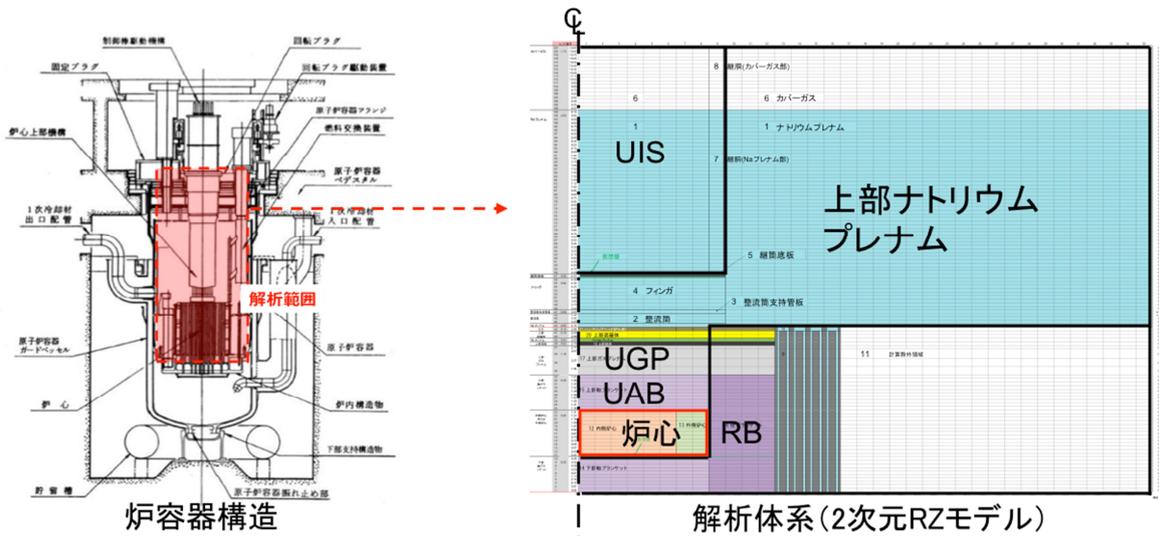


図 4.4.1-8 「もんじゅ」原子炉容器応答過程における炉心膨張挙動解析体系

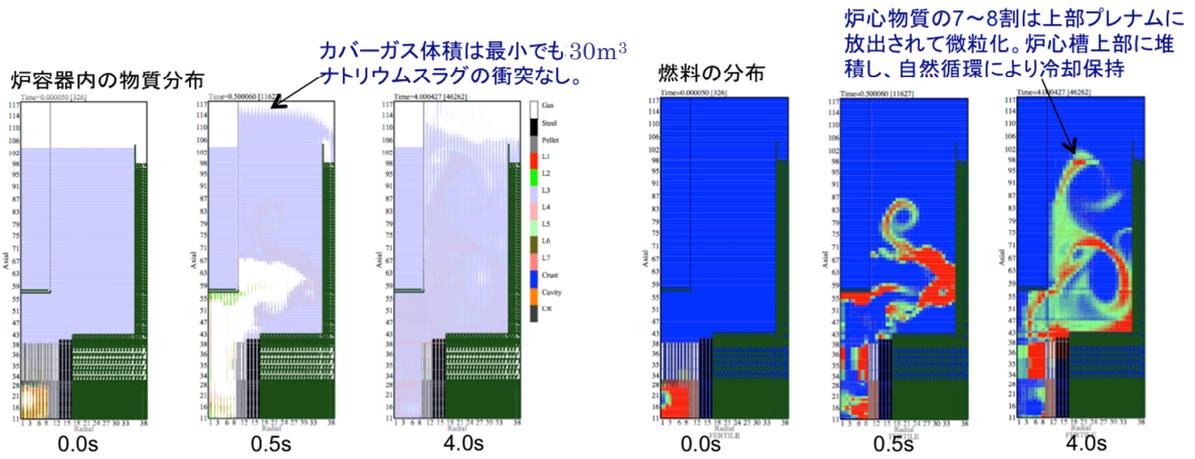


図 4.4.1-9 「もんじゅ」炉心膨張挙動における上部プレナム内の物質分布

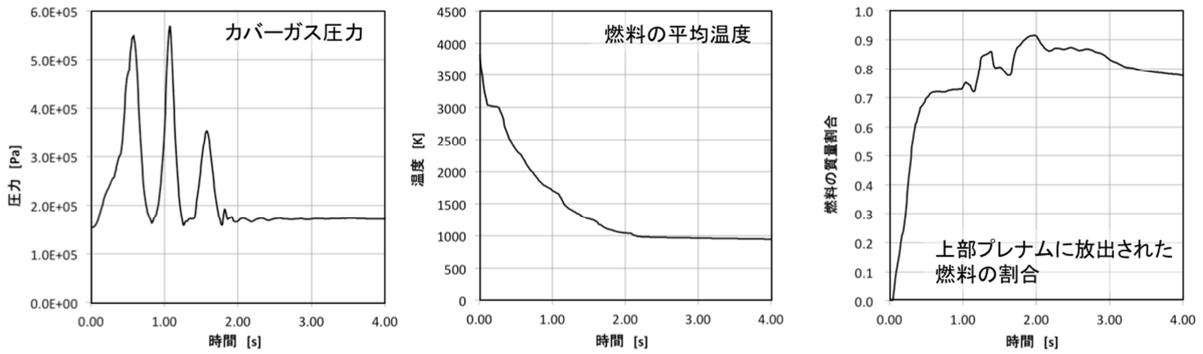


図 4.4.1-10 「もんじゅ」炉心膨張挙動の解析結果

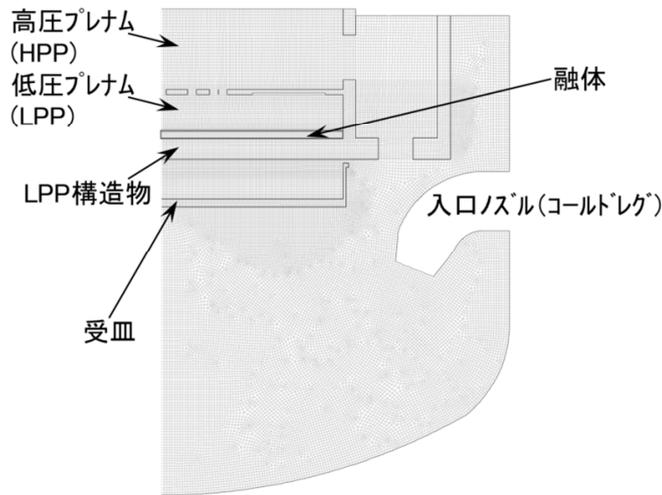


図 4.4.1-11 FLUENT コードによる「もんじゅ」下部プレナム流動状況解析体系

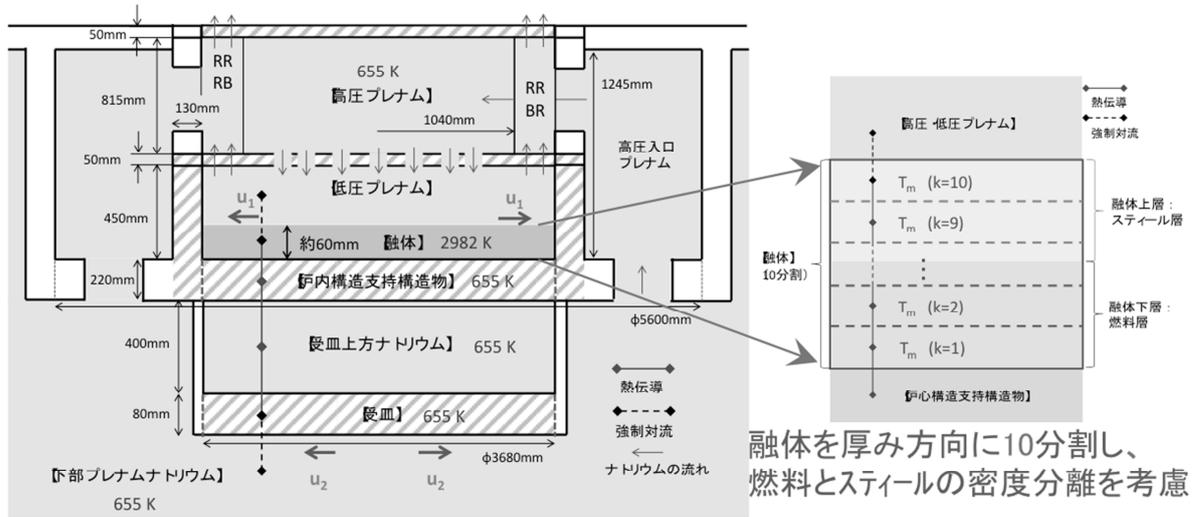


図 4.4.1-12 低圧プレナムにおける炉心物質冷却保持挙動評価体系

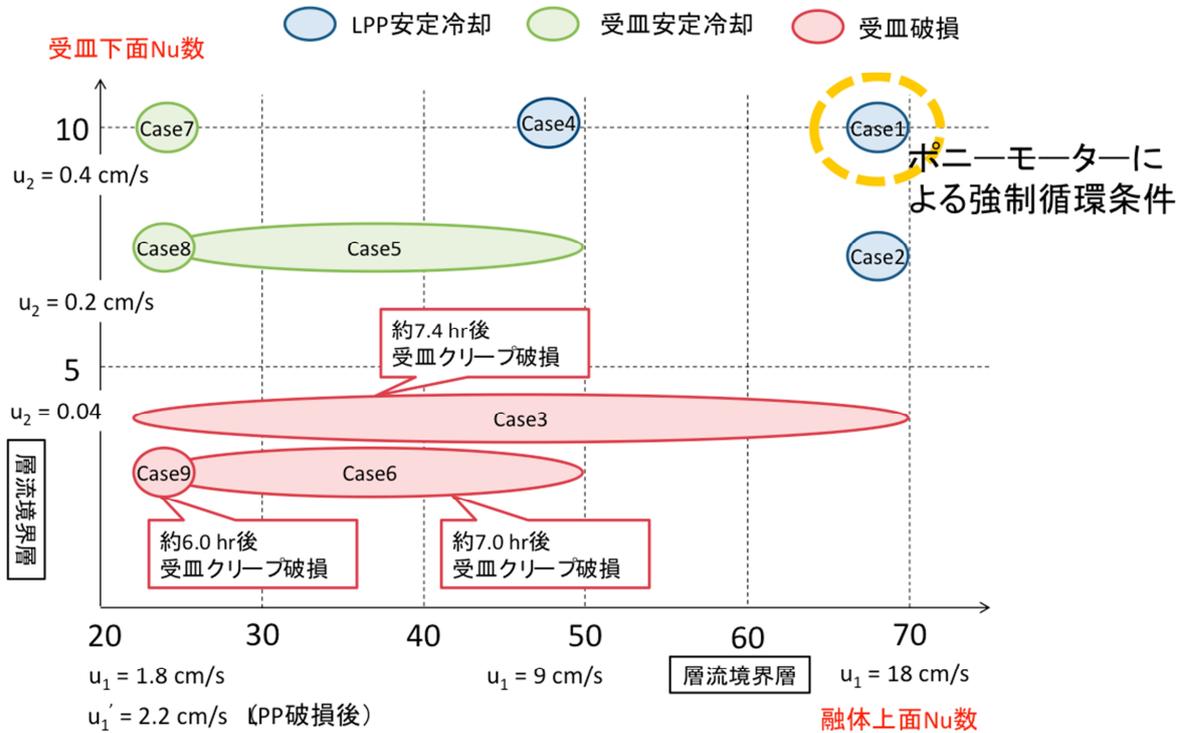


図 4.4.1-13 低圧プレナムにおける炉心物質冷却保持挙動評価結果

#### 4.4.2 除熱機能喪失事象関係

##### (1) 基本的な考え方

除熱機能喪失（LOHRS）事象における格納機能確保対策は、炉心損傷防止対策が失敗した場合を仮に想定しても、代替設備により崩壊熱を除去して炉心損傷を防止し、原子炉容器の健全性を維持することで格納機能を確保することを目的とする。ここで想定するプラント状態は、必ずしも炉心損傷を前提としたものではなく、炉心損傷防止対策が失敗した状態とする。そのため、格納機能確保対策は、前段の DBA 緩和策及び炉心損傷防止対策に失敗した場合でも機能し得るよう、これらと可能な限り独立かつ多様なものであることが必要である。

多重の SA 対策を備えることで、LOHRS 系事象による大規模な放射性物質の放出を防ぐように安全性を強化することが重要であり、これにより炉心損傷及び原子炉容器破損を回避することで、格納機能を確保することが、ナトリウム冷却高速炉の安全確保の考え方として妥当である。

##### (2) 事故シーケンス

前述の通り、LOHRS 系事象における格納機能確保の対策の事故シーケンスは、以下に代表される。

- ・ 原子炉容器液位確保機能喪失＋炉心損傷防止対策の失敗（液位確保策の失敗）
- ・ 崩壊熱除去機能喪失＋炉心損傷防止対策の失敗（自然循環除熱の失敗等）

原子炉容器液位確保機能喪失の事象進展を図 4.4.2-1 に示す。1 次冷却材漏えいに対しては、DBA 緩和策として、配管の高所引廻し及びガードベッセルの容積制限により、炉心冷却に必要な液位を確保する設計としている。ここで、従来の想定を超えて漏えいループとは別ループでの 1 次冷却材漏えいを重ね合せた場合、炉心損傷防止対策として、中央制御室での運転員操作により高所配管のサイフォンブレイクを行う。これにより、破損箇所を原子炉容器から隔離して、原子炉容器液位を炉心冷却に必要な液位（EsL）以上に保つことができ、健全ループによる崩壊熱除去が可能となる。仮に、炉心損傷防止対策の失敗を想定した場合、破損箇所の組合せによっては原子炉容器液位が EsL を下回り、1 次主冷却系の全ループがサイフォンブレイクする可能性がある。しかし、この状態でも、メンテナンス冷却系の循環パスは維持されるため、格納機能確保対策として、中央制御室での運転員操作によりメンテナンス冷却系を緊急起動し、炉心損傷を防止することで原子炉容器の健全性は維持され、格納機能を確保することができる。

崩壊熱除去機能喪失の事象進展を図 4.4.2-2 に示す。崩壊熱除去機能に関しては、補助冷却系による強制循環除熱が DBA 緩和策である。これに失敗した場合、炉心損傷防止対策として、補助冷却系の自然循環に必要な流路の確保等により、自然循環による崩壊熱除去が可能である。仮に補助冷却系 3 ループでの自然循環冷却に失敗した場合、格納機能確保対策として、中央制御室での運転員操作によりメンテナンス冷却系を緊急起動し、炉心損傷を防止することで原子炉容器の健全性は維持され、格納機能を確保することができる。

以上のように多重の SA 対策を備えることで、炉心損傷及び原子炉容器破損を回避できる。

### (3) 格納機能確保の考え方の整理

以上の検討を踏まえ、ナトリウム冷却高速炉における格納機能確保の考え方を、研開炉設置許可基準規則<sup>1)2)</sup>の条項と対応させて、以下に整理する。

- ・ ナトリウム冷却高速炉は、冷却材を液体で利用可能な温度範囲が広いこと、崩壊熱除去に失敗した場合でも系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きく、炉心損傷までの時間的余裕が大きい。そのため、複数の炉心損傷防止対策の実施が十分に可能であり、炉心の損傷は高い信頼性で防止できる。したがって、ナトリウム冷却高速炉の格納機能確保対策は、必ずしも熔融燃料による原子炉容器破損の発生を前提とする必要はなく、前段の炉心損傷防止対策に失敗したプラント状態を前提とする。ナトリウム冷却高速炉において格納機能確保するためには、原子炉容器内で炉心を冷却材から露出させることなく保持・冷却する対策を講じることが有効である。(研開炉設置許可基準規則対応条項：第 49 条)
- ・ 高圧システムの軽水炉では、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損事故等において、原子炉格納容器が圧力障壁の役割を果たし、炉心冷却に必要な設備として位置付けられる。一方、低圧システムのナトリウム冷却高速炉では、冷却材漏えいに対して、開放型のガードベッセル等で炉心冷却に必要な液位の確保が可能である。つまり、ナトリウム冷却高速炉における格納機能確保対策は、軽水炉と異なり、原子炉容器内での事象終息のための設備として格納容器を必要としない。そのため、軽水炉に設置されているような格納容器圧力逃がし装置や再循環ユニットは不要である。(研開炉設置許可基準規則対応条項：第 50 条)
- ・ 仮に炉心が損傷したとしても原子炉容器内で炉心を冷却材から露出させることなく保持・冷却することで原子炉容器内終息 (IVR) を成立させ、熔融炉心の落下が実質上除外される対策を講じることが有効である。(研開炉設置許可基準規則対応条項：第 51 条)
- ・ 軽水炉では、熔融燃料による原子炉容器破損が未だ生じていない炉心損傷の初期の段階で、燃料被覆管に含まれるジルコニウムと水の反応による水素発生を防止することはできない。一方、ナトリウム冷却高速炉では、炉心においてそのような反応はなく、IVR が成立すれば原子炉容器破損が回避できるため大量の水素の発生はない。すなわち、原子炉容器内で炉心を冷却材から露出させることなく保持・冷却することで IVR を成立させ、大規模な水素発生が実質上除外される対策を講じることが有効である。(研開炉設置許可基準規則対応条項：第 52、53 条)

### (4) 重大事故時における計装の考え方

格納機能喪失に至るおそれのある事象が生じた場合において、SA 対策により IVR が達成されていること (原子炉容器破損が生じていないこと) に対する状態監視・判断に使用するパラメータについては、想定される重要事故シーケンス等の事象進展及び環境条件に鑑みて適切に選択する必要がある、シーケンスごとに監視・判断のためのパラメータを整備していく必要が

ある。仮に崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）事象を想定した場合、原子炉容器破損の判断には保持されていたガードベッセル内の液位が低下することからガードベッセル内漏えいナトリウム液面計などが判断に利用できると考えられる。

なお、炉心燃料の損傷の有無は原子炉格納容器内の放射線検出器、遅発中性子束検出器などで判断でき、燃料損傷時の IVR 達成の確認には、原子炉容器内のナトリウム温度計、中性子束検出器、ガードベッセル内漏えいナトリウム液面計などの多様なパラメータの指示値及びトレンドを確認することで推定できる。また、原子炉容器破損の判断材料となりうる検出器としては、ガードベッセル内漏えいナトリウム液面計、原子炉容器内のナトリウム液面計・温度計、原子炉格納容器床下雰囲気温度計、接触型ナトリウム漏えい検出器、サンプリング型ナトリウム漏えい検出器などがあり、状況に応じて活用できるものを駆使して判断することになる。

#### (5) 今後の課題

- ・ 多重化された SA 対策により炉心損傷を防止する安全確保の考え方について、PRA や対策の有効性評価などで定量的な検討を行い、深層防護の充足性の根拠を整理していく。
- ・ PRA 等によって多重の SA 対策を備えるべき事故シーケンスを細分化し、必要に応じて、炉心損傷防止をより確実にするための追加対策を検討する。その際には、従来の想定を超えた設備運用を行う可能性があることから、既設設備への影響や総合的なリスクも考慮して検討する必要がある。

#### (6) まとめ

ナトリウム冷却高速炉における除熱機能喪失事象については、炉心損傷までの時間的余裕を活用し、原子炉容器内で炉心をナトリウムから露出させることなく保持・冷却することが、ナトリウム冷却高速炉の安全性を考慮した格納機能確保対策として有効である。

多重の SA 対策を備えることで、LOHRS 系事象による炉心損傷により大規模な放射性物質の放出を防ぐように安全性を強化することが重要であり、これにより、原子炉容器破損を回避し原子炉容器の健全性を維持することで、格納機能を確保することが、ナトリウム冷却高速炉の安全確保の考え方として妥当である。

また、これらの SA 対策については、緊急時に的確かつ柔軟に対処できるよう、監視を行うための措置を講じておくと共に、手順書及び体制の整備と訓練を実施すべきである。

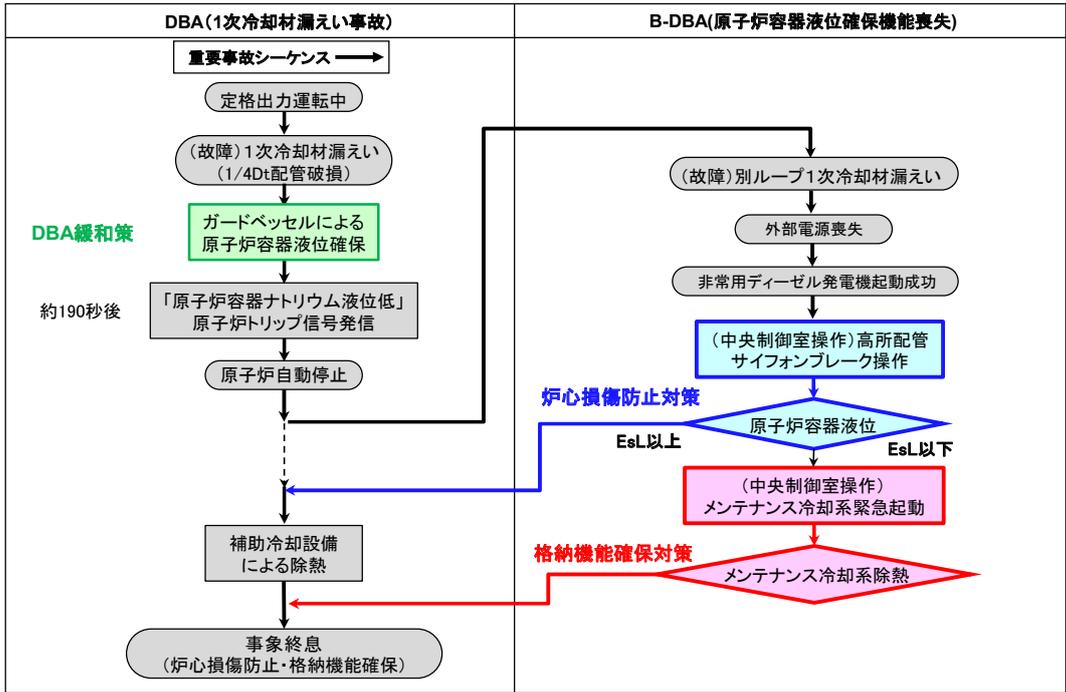


図 4.4.2-1 原子炉容器液位確保機能喪失の事象進展

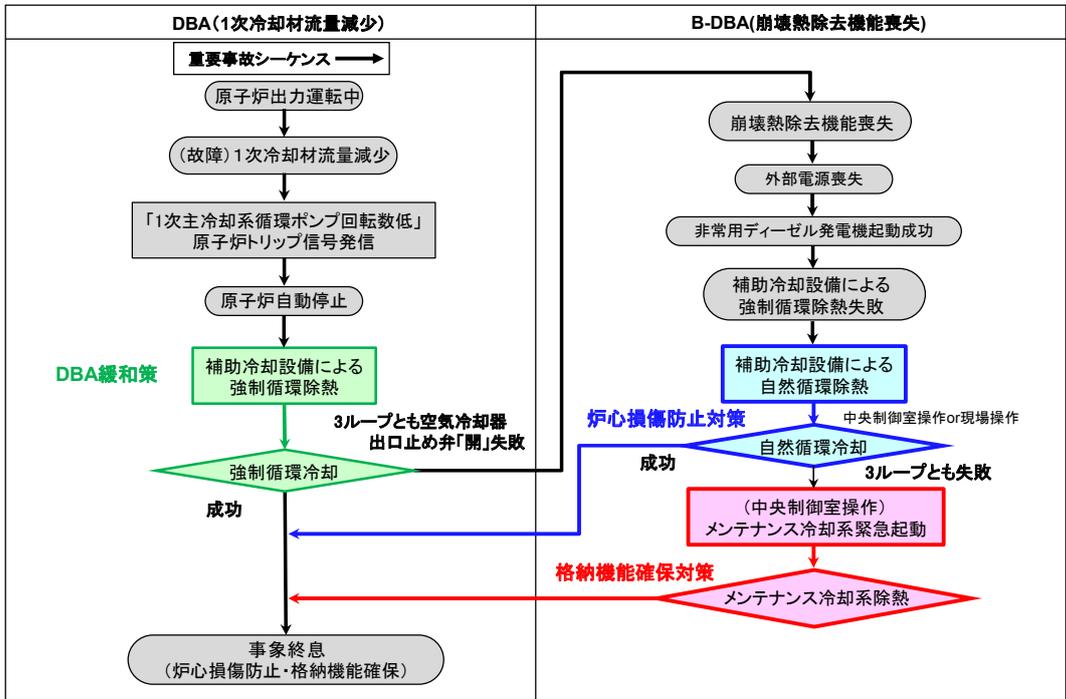


図 4.4.2-2 崩壊熱除去機能喪失の事象進展

## 4.5 重大事故等における構造健全性

### (1) 重大事故等における構造健全性についての基本的考え方

事故シーケンスの検討において、シナリオ成立の対象となる機器がその機能を維持できているかが問題となる。「重大事故等における構造健全性」については、重大事故等におけるシナリオ成立に関わる機器等の機能が維持されている必要がある。炉心損傷防止及びその後の影響緩和という観点からは、重大事故等において放射性物質を内包する機器がそのバウンダリを維持できなければならない。さらに、炉外燃料貯蔵槽（EVST）における燃料溶融防止のための冷却材バウンダリ機能維持、原子炉容器内終息（IVR）達成のための炉内構造物支持機能の維持なども必要である。

このような評価を行うためには、成否判断に必要となる限界荷重を具体的に求めなければならない。重大事故等の際に機器に加わる荷重としては、「圧力」、「温度」さらに高温領域では「継続時間」<sup>8</sup>が想定される。したがって、対象となる機器について、それらの「限界圧力」、「限界温度」あるいはその組合せ、また、必要に応じて「限界継続時間」を用意しなければならない。なお、「限界荷重」は判断の指標であり、機器の実際の破損限界荷重よりも低いレベルで定めればよい。

表 4.5-1 に重大事故等における構造健全性評価に関し、目的に対応して健全性判断、要求事項、対象構造、温度範囲、評価クライテリア等を示す。

### (2) 重大事故等における構造健全性評価の新規制基準における位置付け

重大事故等における構造健全性評価の対象となる主要機器としては、原子炉冷却材バウンダリを構成する機器、原子炉格納容器バウンダリを構成する機器が挙げられる。これらについて、「限界圧力」、「限界温度」あるいは「限界継続時間」を用意することになる。

原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」<sup>1-1)</sup>の第3章が重大事故等対処施設で(重大事故等の拡大の防止等)があり、解釈<sup>3-7)</sup>の方で第37条について、(炉心の著しい損傷の防止)と(原子炉格納容器の破損の防止)の記載があり、これらの「評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。」との記載がある。これに対応して、「限界圧力」、「限界温度」、さらに「もんじゅ」の1次冷却材を内包する機器が高温で使用されることを考慮して「限界継続時間」を定めることとした。なお、研開炉設置許可基準規則<sup>1-2)</sup>の第37条は同等規定だが解釈には詳細記載はない。

### (3) 重大事故等におけるバウンダリ健全性確保の考え方

原子炉冷却材バウンダリと原子炉格納容器バウンダリについて、それらの特徴を考慮して機能確保の指標を定める必要がある。

原子炉冷却材バウンダリについては、温度上昇による材料の強度低下に対して、クリープが

<sup>8</sup> 「もんじゅ」の1次系は、軽水炉に比べて低圧であり、内部流体のエネルギーは小さいが高温であるために、バウンダリを形成する構造物について時間依存のクリープの影響を考慮する必要がある。

時間依存現象であることを考慮する。すなわち、温度上昇とともにその寄与が有意となる内圧等の1次荷重に対して確実にクリープ破損が防止できることを前提とする。事故シナリオから提示される冷却材温度は650°Cにはとどまらない<sup>9)</sup>ので、これを超える温度領域での評価が必要となる。クリープ強度に着目して、上限温度と継続時間を考慮して定めることとした。なお、同様の考えは、「平成15年度 高速増殖原型炉レベル1PSA 成功基準解析(2004年9月、(独)原子力安全基盤機構)」<sup>4)5)</sup>にある。

原子炉格納容器バウンダリについては、設計上の最高使用圧力、最高使用温度を超えても、格納容器健全性を維持できることを考慮して「限界圧力」、「限界温度」を定める。原子炉格納容器の「限界圧力」、「限界温度」については、バウンダリを構成する機器、部位に応じて合理的に評価し、それらを総合して決めることになる。

#### ① 炉心損傷防止（炉心の著しい損傷の防止）段階

評価クライテリアとして、オーステナイト系ステンレス鋼に対しては、700°Cで1,000時間、750°Cで100時間まで健全性は維持できるとする<sup>4)5)</sup>。ただし、上記の温度及びこれを超える温度に対してより厳密に限界強度を見極める場合には、詳細な評価手法によって、その健全性（破損限界）を示すことも可とする。

上記クライテリアの根拠を付録8に示す。上記評価クライテリアを満足しない場合、あるいは上記評価クライテリアを満足しても顕著な弾性追従や座屈が懸念される場合は構造評価を行い、要求事項が満たされることを確認する。

#### ② 影響緩和（原子炉格納容器の破損の防止）段階

原子炉格納容器バウンダリの機能確保については、格納容器本体が健全であっても、その貫通部が破損すればバウンダリは破れることになるので、貫通部を含むバウンダリ構成機器、部位全ての評価が必要となる。貫通部については、多岐多様にわたり、その数も多いため、類型化を図り、厳しい部位を代表にして評価するなどの手法を整備することになる。

図4.5-1は、「もんじゅ」格納容器バウンダリを構成する評価対象部位を概念的に示している。対象機器、部位は次の通りである。

シール部、貫通部ベローズ、本体殻構造部、機器搬入口ハッチ、計装等貫通部など  
想定される荷重は、圧力と温度である（雰囲気温度は高温域には到達しないので、クリープは考慮しない）。

バウンダリ機能維持のための判断の指標は以下の通りである。

- ✓ 温度がシール部材の耐熱限界を超えないこと
- ✓ 圧力が各部位の限界圧力（耐圧強度）を下回ること
- ✓ 格納容器の熱膨張変位により、計装等貫通部において外部構造との干渉を生じ、破損しないこと

<sup>9)</sup> 「もんじゅ」の設置許可申請書<sup>2)13)</sup>においては、「事故」時の冷却材バウンダリ健全性に関する判断基準は「原子炉冷却材バウンダリの温度は650°Cあるいは最高使用温度(°C)の1.6倍のいずれも超えないこと」として、温度を650°Cで制限している。

表 4.5-2 は、具体的な機器・部位について、着目する破損モード、その評価法、クライテリアを示している。最終的な限界温度、限界圧力はすべての評価値の最小値となる。

③ 炉外燃料貯蔵槽 (EVST) における燃料溶融の防止

冷却材温度が 650°C を超えない場合は、最高使用温度の 1.6 倍を超えないことを課する<sup>9</sup>。これを超える場合は詳細評価によって判定する。また、冷却材温度が 650°C を超える場合は、1 次冷却材バウンダリ評価クライテリアを準用する。

(4) 原子炉容器内終息 (IVR) の評価

IVR の評価に際しては、原子炉容器のバウンダリ機能維持と炉内構造支持構造物の機能維持を判定する。前者については、1 次冷却材バウンダリ評価を準用する。後者については、溶融燃料の原子炉容器下部への落下防止のため、支持構造に過大なたわみが生じないことを評価する。

表 4.5-1 重大事故等における構造健全性評価

目的	炉心損傷防止	影響緩和	燃料溶融防止	原子炉容器内終息 (IVR)
健全性判断	1 次冷却材バウンダリ機能維持 (炉心冷却確保)	CV バウンダリ機能維持 (CV 外への放射性物質拡散防止)	冷却材バウンダリ機能維持 (燃料冷却確保)	RV バウンダリ維持、炉内構造支持構造物機能維持 (溶融燃料落下防止)
要求事項	①バウンダリ破損を生じないこと。 ②冷却材流路確保	①バウンダリ破損を生じないこと。	①バウンダリ破損を生じないこと。 ②冷却材流路確保	①バウンダリ破損を生じないこと。 (RV) ②過大なたわみが生じないこと(炉内構造支持構造物)
対象構造	1 次冷却材バウンダリを構成する機器・構造 (容器、管)	CV バウンダリを構成する機器・構造	EVST (管)	RV, 炉内構造支持構造物
温度範囲	650～900℃	～200℃	～650℃	800℃～
評価クライテリア	700℃ - 1000hr, 750℃ - 100hr * 上記温度を超える場合は、詳細な評価手法による。	限界温度 限界圧力 (詳細構造解析等により、総合的に評価し、最小値を求める。)	① 650℃を超えないこと。*2 ② 最高使用温度の1.6 倍を超えないこと。*2 * 650℃を超える場合には、1 次冷却材バウンダリ評価クライテリアを準用	構造・材料の限界強度/温度等シナリオに従った評価 (詳細構造解析等により、評価する。)
構造評価	上記評価クライテリアを満足しない場合、あるいは上記評価クライテリアを満足しても大きな弾性追従、座屈が想定される場合には、構造の評価により要求事項が満たされることを確認すること。*1		上記評価クライテリアを満足しない場合、あるいは上記評価クライテリアを満足しても大きな弾性追従、座屈が想定される場合には、構造の評価により要求事項が満たされることを確認すること。*1	

※1： 構造評価の方法としては、①設計基準に準拠(但し、評価結果については、要求事項に照らし判断)、②簡易評価法、③詳細解析による評価などが考えられる。

※2：「もんじゅ」の設置許可申請における「事故」時温度制限の範囲までを想定し、その基準を適用する。

表 4.5-2 貫通部を含む格納容器の評価

対象機器・部位	指標	評価法	評価クライテリア	備考
機器搬入口シール部	材料劣化	シール材耐熱性	温度(200℃)	下回る予想
機器搬入口フランジ／ハッチ	接合面の相対変位	FEM による詳細解析	シール部の開口時の温度、圧力	
2次主配管貫通部ベローズ	延性破壊／構造不安定	FEM による詳細解析	限界ひずみ(応力)／座屈時の温度、圧力	
本体殻構造部	延性破壊／構造不安定	FEM による詳細解析	限界ひずみ(応力)／座屈時の温度、圧力	
機器搬入口ハッチ、エアロック	延性破壊／構造不安定	FEM による詳細解析	限界ひずみ(応力)／座屈時の温度、圧力	
計装等貫通部	熱変位によるせん断破壊	簡易解析	限界応力到達時の温度	200℃に対して成立見通し。
			上記の最小の温度、圧力を限界値とする。	限界温度を200℃に暫定。限界圧力を評価。

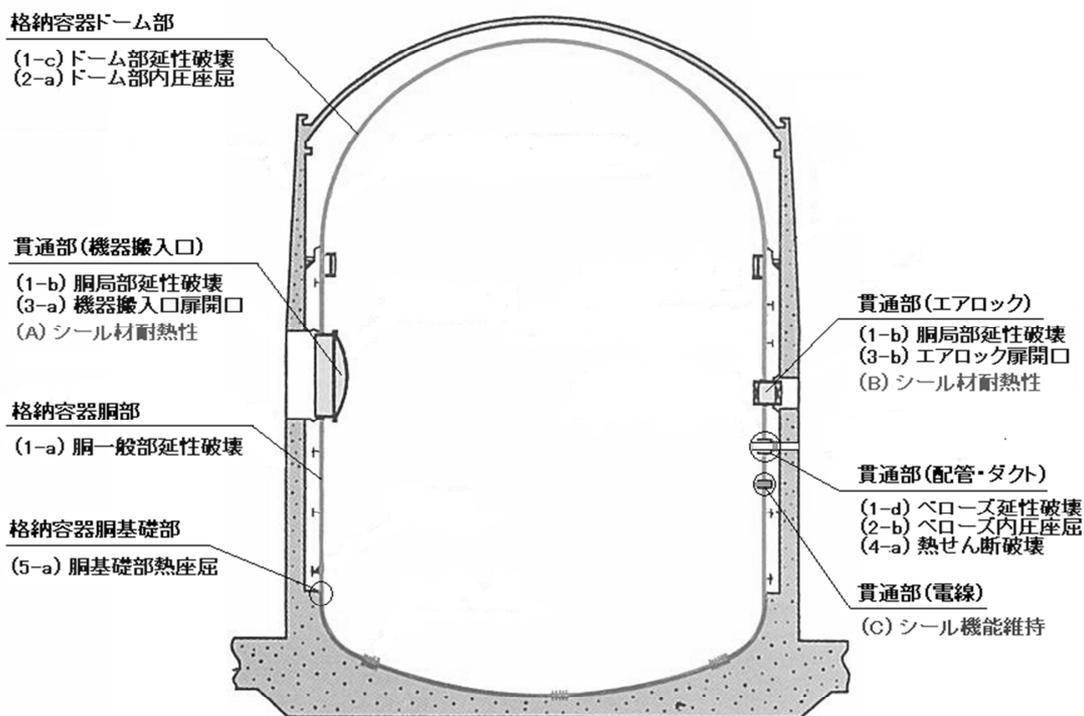


図 4.5-1 「もんじゅ」格納容器バウンダリを構成する評価対象部位

#### 4.6 中央制御室及び緊急時対策所における著しい放射線被ばくの防止

##### (1) 中央制御室及び緊急時対策所に求められる機能

中央制御室及び緊急時対策所に求められる機能は次のとおりであり、運転員あるいは要員の被ばくの観点から遮蔽、換気等を設計し、居住性を評価しなければならない。

###### ① 中央制御室

中央制御室には、設計基準事故等あるいは重大事故が発生した場合においても運転員がとどまり、必要な操作を行うことができること。

###### ② 緊急時対策所

緊急時対策所には、東京電力福島事故を踏まえ、重大事故等が発生し放射性物質の異常な放出に至った場合においても、各種要員がとどまることができること。

##### (2) 従来の安全評価における「もんじゅ」のソースターム評価

従来の「もんじゅ」の安全評価（設置許可申請書 添付書類十）<sup>2-13)</sup>では、「仮想事故」として、旧規制下の「原子炉立地審査指針」<sup>4-6)</sup>、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」<sup>2-12)</sup>に従い、技術的に起こるとは考えられない事象（以下「(5)項事象」という）及び旧規制下における重大事故（以下「旧重大事故」という）としてとりあげた事象等を踏まえて、より多くの放射性物質の放出量を仮想して評価されている。

「仮想事故」における格納容器内への放射性物質の放出量は、希ガス、よう素については旧重大事故の「1次冷却材漏えい事故」を、プルトニウムについては後述の(5)項事象として選定されている炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）を踏まえ、これらを十分に包絡するような想定とされている。表 4.6-1 に概略をまとめる。

また、放射性物質の大気放出過程には、ナトリウム冷却材によるよう素の保持効果や、漏えいナトリウムの燃焼に伴う雰囲気中への移行、エアロゾル状放射性物質の原子炉建物内の壁、床等への付着・沈着（プレートアウト等）といった、冷却材にナトリウムを使用していることに起因する放射性物質の挙動が考慮されている。表 4.6-2 に概略をまとめる。

以上の様に、従来の安全評価ではナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、十分に吟味された過大かつ仮想的なソースタームを想定した評価がされており、このことは新規規制下の重大事故評価においても同様に行われるべきものである。

##### (3) 中央制御室及び緊急時対策所の居住性評価

###### ① 中央制御室

設計基準対象施設としての中央制御室の居住性は、従来の安全評価で選定された事象が評価対象になると考えられる。また、施設の重要性に鑑みると、運転員の被ばく評価のためのソースタームには十分保守的なものを適用すべきと考えられることから、従来の「仮想事故」等を参考にして評価されることが適切である。

一方、重大事故等対処施設としての中央制御室の居住性については、重大事故が発生した場合に運転員が行う必要な操作とは炉心損傷防止又は格納機能を確保するための操作となることから、格納機能を確保するための対策に成功し事故が終息する範囲で運転員の被ばく

を評価することが考えられる。

事象選定の考え方は図 4.6-1 のように整理できる。「もんじゅ」の重要事故シーケンスは、「原子炉停止機能喪失事象」、「除熱機能喪失事象」の 2 事象に大別される。ソースタームの評価にあたっては、PRA によって包括的に事故シーケンスを検討する必要がある。このとき、包絡性を確認した上で従来の「仮想事故」に相当する事象を評価に充てることは一案である。

また、東京電力福島事故を踏まえた現実的な評価として、従来の安全評価で想定している希ガス、よう素以外に Cs 類、Te 類等の FP 核種や放射化 Na、Pu といったナトリウム冷却高速炉特有の核種が大気中へ放出され、運転員の被ばくに寄与することを考慮しなければならない。

## ② 緊急時対策所

重大事故等が発生し放射性物質の異常な放出を伴う事象としては格納容器の機能が低下したとされる軽水炉の東京電力福島事故が挙げられる。しかし、ナトリウム冷却高速炉は軽水炉と異なり、炉心損傷発生から格納機能低下に至る過程にナトリウム燃焼が伴い、格納容器内における放射性物質の挙動はナトリウム及びナトリウムエアロゾルの影響を受ける。例として表 4.6-3 に従来の「仮想事故」評価における格納容器内放出割合をナトリウム冷却高速炉と軽水炉とで比較して示すように、よう素の放出はナトリウムによる保持効果等によって、軽水炉では 50%であるところ、ナトリウム冷却高速炉では 10%と大きく変わってくる。また、除熱機能喪失事象の場合、その進展は比較的緩慢であり、格納機能確保のための時間的余裕が十分に期待できる。これらを考慮すると、ナトリウム冷却高速炉では東京電力福島事故のような事象は発生し難く、仮に発生したとしても放射性物質の放出量等は東京電力福島事故と同等にはならない。従って、ナトリウム冷却高速炉における事故の特徴を踏まえた評価対象事象を適切に想定し、要員の被ばくの観点から緊急時対策所の遮蔽、換気等を設計すべきである。

評価対象事象の想定にあたっては、上述したナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえ、緊急時対策所の目的、機能要求を十分に検討し、事象の想定範囲を決めなければならない。想定範囲の一例としては、格納機能を確保するための対策を講じたにも関わらず、放射性物質の異常な放出を伴う事象が発生する場合等が考えられる（図 4.6-1 参照）。また、評価が非現実的なものとならないよう PRA に基づき事象の発生頻度と影響度を考慮して事故シーケンスを抽出すべきである。

居住性に係る設備の設計あるいは要員の被ばく評価に充てるソースタームは、抽出された評価対象事象の事故シーケンスに基づく事象進展解析の結果を基に、放射性物質の放出割合や放出継続時間等を保守的に設定すべきである。また、上述の重大事故等対処施設としての中央制御室の居住性評価と同様、現実的な評価として希ガス、よう素以外の核種の大気放出を考慮しなければならない。

表 4.6-1 「もんじゅ」における従来のソースターム評価時の格納容器内放出量の設定

	評価事象	評価のための設定
(5)項 事象	1次主冷却系配管大口徑 破損事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>事故による燃料被覆管の損傷を想定</li> <li>希ガスについては全燃料要素ギャップ中内蔵量の10%と漏えいNa中の全量、よう素については全燃料要素ギャップ中内蔵量の10%と漏えいNa中の全量合計のNa燃焼割合分が1次主冷却系室に放出</li> </ul>
	炉心流量喪失時原子炉停 止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷による冷却材の噴出に伴い、炉内存在量に対し、希ガス：1%、よう素：1%、Pu：0.1%が格納容器床土へ放出</li> </ul>
旧立地 評価	1次冷却材漏えい事故 (旧重大事故)	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材バウンダリの破損に伴い、炉内存在量に対し、希ガス：10%、よう素：1%の割合で格納容器床土へ移行するものとして評価</li> </ul>
	1次アルゴンガス漏えい 事故 (旧重大事故)	<ul style="list-style-type: none"> <li>事故の1次アルゴンガス漏えい事故を踏まえ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定</li> </ul>
	旧仮想事故	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材漏えい事故 (旧重大事故)、(5)項事象を包絡するよう、より多くの放出量を仮想して評価</li> <li>炉内存在量に対し、希ガス：100%、よう素：10%、Pu：1%の割合で格納容器床土へ移行するものとして評価</li> </ul>

表 4.6-2 「もんじゅ」における従来のソースターム評価時の大気放出過程の設定

ナトリウムからカバー ガスへの移行	<ul style="list-style-type: none"> <li>よう素のナトリウムからカバーガスへの移行に対しては、ナトリウムによる保持効果を考慮</li> </ul>
漏えいナトリウムから 格納容器雰囲気への移 行	<ul style="list-style-type: none"> <li>よう素については、ナトリウムによる保持効果を考慮し、燃焼ナトリウム中の全量が雰囲気中へ移行</li> </ul>
格納容器雰囲気中での 挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>よう素に対しては、エアロゾル状、非エアロゾル状の形態割合を設定</li> <li>プルトニウムに対しては、全てエアロゾル状を設定</li> <li>エアロゾル状FPに対しては、格納容器内の壁、床、天井への付着、沈着（プレートアウト等）を考慮</li> </ul>
格納容器から大気中へ の放出	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉格納容器の漏えい率は、漏えいナトリウムの熱的影響を考慮した原子炉格納容器圧力に対応した漏えい率を下回らないように設定</li> <li>アニユラスフィルタによるガス状よう素、エアロゾル状よう素・プルトニウムの捕獲を考慮</li> </ul>

表 4.6-3 ナトリウム冷却高速炉と軽水炉の旧仮想事故における格納容器内線源の比較

格納容器内線源の比較 (旧仮想事故)	
FBR	PWR
希ガス：100% よう素：10% プルトニウム：1%	希ガス：100% よう素：50%

高速炉の安全設計方策に関する基本構造案

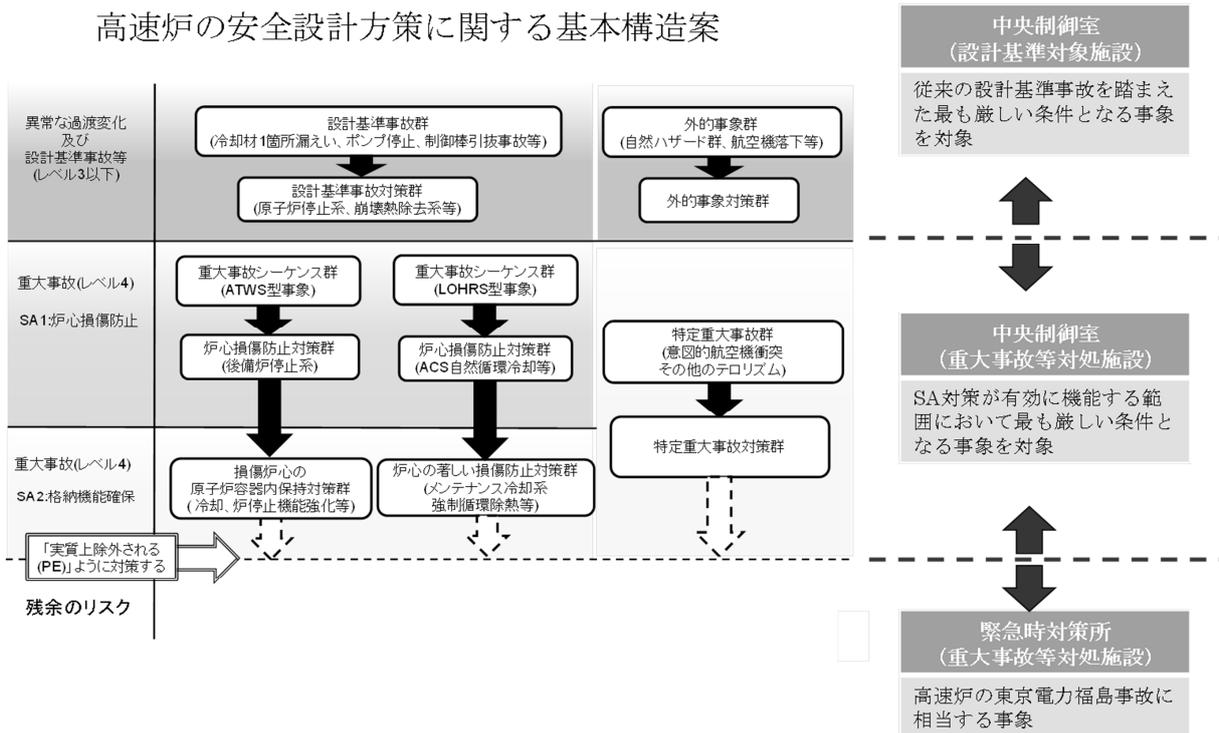


図 4.6-1 「もんじゅ」の居住性評価における事象選定の考え方

#### 4.7 従来の(5)項事象の取り扱いについて

「もんじゅ」における当初の安全審査においては、高速増殖炉の運転実績が僅少であることに鑑み、炉心損傷に至る可能性のある事象として(5)項事象を選定して評価を行い、これらの設計基準事故を超える事象に対して「もんじゅ」が十分な安全裕度を有することを確認した（「第2章、参考1」参照）。ここでは(5)項事象について、その事象選定の背景を踏まえた上で、研開発炉設置許可基準規則<sup>1-2)</sup>における第37条の評価対象事象<sup>10</sup>との対比を通じて分析し、今後の取り扱いについて検討した。

##### ((5)項事象を安全審査の中で評価することとなった背景)

ナトリウム冷却高速炉では、設計に依存して、炉心特性としてボイド反応度が正である点、炉心幾何形状の変化によって即発臨界を超過し機械的エネルギーが発生するおそれがある点が、その開発の初期から特に注目されていた。海外でも、これらの炉心特性を考慮した事故事象について確認がなされるべきと考えられ、米国では炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)及び過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)、ドイツではULOFについて、安全審査の中で、その評価と結果の確認がなされていた。「もんじゅ」の安全審査の際には、このような背景の下で、海外の評価事例を参考にして、設計基準を超える事象の評価、すなわち(5)項事象の評価を、安全審査の中で確認することとされた。他方、国内の軽水炉安全審査では、設計基準を超える事象については特に安全審査の対象とはされていなかった。このため、軽水炉安全審査との整合性の観点から、ナトリウム冷却高速炉についてのみ設計基準を超える事象の評価を安全審査の中で確認することの理由として、ナトリウム冷却高速炉の運転実績が僅少という点が着目されたものと考えられる。

##### ((5)項事象の選定の背景)

表4.7-1には、(5)項事象の選定の背景、事故の起因の想定、その発生頻度及び主な確認項目を示す。(5)項事象では、炉心が大きな損傷に至るおそれのある事象として、除熱不足及び過出力事象を想定し、それぞれについて全炉心規模で生じるものと集合体規模で生じるものとが想定された。この想定により選定されたものが表4.7-1に示す2分類4事象、ULOF、UTOP、及び局所的燃料破損事象(LF)である。これらに1次主冷却系配管大口徑破損事象(LOPI)が加えられ、3分類5事象となった。

LOPIでは、1次主冷却系入口配管の両端完全破断が想定されているが、この破損想定は、軽水炉の設計基準事故における炉心冷却性の評価(原子炉冷却材喪失事故)が、両端破断の想定のもとで求められていたことに由来している。「もんじゅ」では、設計基準事故として評価されている1次冷却材漏えい事故の破損口について、高温・低圧系における亀裂進展の評価結果から最大でも $Dt/4$ ( $D$ =配管直径、 $t$ =肉厚)であると想定されているが、軽水炉における両端

<sup>10</sup> 研開発炉設置許可基準規則は現在策定中のものであり、評価対象事象及びその選定の考え方についての具体的記載が無い<sup>3-8)</sup>。このため、ここでは、実用炉設置許可基準規則における評価対象事象の選定の考え方<sup>3-7)</sup>に基づいてもんじゅを対象として選定された評価対象事象(事故シーケンスグループ、第4.2.1項及び第4.2.4項に記載)を想定し、それとの対比を通じて分析を行っている。

破断の想定に由来して、(5)項事象の一つとしてその評価を実施することになった背景がある。

(事故の起因と発生頻度、評価の確認項目)

ULOF、UTOP 及び LOPI は事故の起因として安全上重要な機器の故障を想定している（表 4.7-1 参照）。このうち ULOF 及び UTOP は起因となる故障と原子炉停止機能喪失の重畳であり、多重の故障又は機能喪失として表される重畳事象の発生頻度は PRA によって評価可能である。一方、LOPI では起因となる故障の頻度が LOPI の発生頻度となり、統計的に頻度を評価することになるが、頻度評価に利用できる統計データがない（高温・低圧のナトリウム配管のギロチン破断の実例がない）ため、その発生頻度が評価できない。また、LF では事故の起因を仮想しているために、その発生頻度が評価できない。このように、ULOF 及び UTOP では発生頻度が評価可能であるのに対して LOPI 及び LF では発生頻度が評価できない点が異なる。

また ULOF 及び UTOP では、炉心損傷を想定し、炉心が損傷しても放射能が適切に格納可能であることを確認項目としているが、残りの 3 事象では放射能の格納性確認に加えてその前段階として、仮想した事故の起因から炉心の大規模な損傷（放射能の格納性を確認すべき事象）への拡大性を、異常の検知と原子炉停止機能との関係を考慮した上での確認項目としている。

(第 37 条の事象との比較)

表 4.7-2 は評価の目的、事象の選定及び解析条件（事故の起因の想定）について、研開炉設置許可基準規則の第 37 条の評価対象事象<sup>10</sup>と(5)項事象とで比較したものである。

第 37 条の評価対象事象では、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至るおそれのある事象について、その防止対策の有効性を評価することを目的としている。一方(5)項事象では、設計基準事故の想定範囲外の事象を想定して評価を実施することにより、設計基準事故の想定 of 適切性を確認すること、すなわち、設計基準事故の想定の外側にある程度の安全余裕があり、プラントの安全性に対する脅威は設計基準事故の想定から十分離れたところにあることを確認することを評価の目的としていた。このように、(5)項事象の評価の元来の目的は、第 37 条の評価対象事象のそれとは異なっている。

また、事象の選定について、第 37 条では、PRA 等の結果に基づいて有意な頻度又は影響をもたらす事象を選定するとしているが、(5)項事象では、発生頻度が無視し得る程極めて低い炉心が大きな損傷に至るおそれのある事象を選定することとしており、両者の間では事象選定における頻度の重要性が異なる。

事故の起因の想定については、第 37 条の評価対象事象では機器の故障等を想定しているところ、(5)項事象のうち ULOF、UTOP 及び LOPI については結果として機器の故障が事故の起因として想定されており、その想定は第 37 条のそれと共通と言える。他方、LF の事故の起因は仮想されたものであり、この想定は第 37 条の評価対象事象とは明確に異なる。

((5)項事象の選定の背景及び分析結果を踏まえた検討)

シビアアクシデントの対策は設計基準を超えた第 4 レベルにおいて、深層防護の思想を徹底

することと考える。その際、事故シナリオを分析して想定通りとならないことを含めて次の段階の対応を考えるのが、深層防護の思想と考える。この具体的な方策は、第3の防護階層の失敗、すなわち設計基準の対策の失敗を起因として、それに続いて生じるおそれのある炉心の著しい損傷を防止すること、及び炉心の著しい損傷の防止に失敗したとしてもその影響を緩和し、放射性物質の放出を適切に抑制することである。このような、炉心損傷防止及び格納機能の確保の対策の有効性を確認するに当たっては、第3の防護階層の失敗を起因とした事故事象を網羅的に分析してその中から適切なものを抽出する必要がある。このような事象の抽出には PRA あるいはそれに代わる手法によるのが最も有効である。

(5)項事象については、「もんじゅ」の当初の安全審査当時、PRA の技術が確立されていなかったこともあり、炉心損傷に至ると想定される事象について過出力事象と除熱不足事象の検討がなされ、2 分類 4 事象 (ULOF、UTOP 及び LF2 事象) が選定され、これに加えて軽水炉との横並びの観点から 1 次主冷却系配管大口徑破損事象 (LOPI) が選定された。当初の安全審査の時点と比較して現時点では PRA の技術が進展している点を踏まえると、深層防護の第 4 レベルの評価対象事象は基本的に PRA 等の結果に基づいて、頻度及び事故影響の観点から選定されるべきである。この観点では ULOF 及び UTOP はその発生頻度が評価可能であり、かつ発生した場合には炉心損傷に至る事象であることから、頻度及び事故影響の観点で重要な事象と言える。他方、LOPI 及び LF は発生頻度が評価できない事故想定がなされている事象であり、また発生した場合でも炉心の大規模な損傷には至らないと見込まれる事象である。これら事象は PRA 等の結果に基づいて選定される事象とは質的に異なる。加えて、ナトリウム冷却高速炉が低圧系であるが故に配管の内圧破裂のおそれが極めて少なく、また基準地震動の約 7 倍レベルでの加振まで配管破断が生じないという耐震試験結果<sup>4)7)</sup>も確認されている現状を踏まえて総合的に考えると、軽水炉との横並びで想定した両端破断の事象推移評価を、第 4 レベルの対策の有効性評価としてアプライオリに実施する必要はない。

(5)項事象は海外の評価事例を参考にして「もんじゅ」の安全審査における評価の対象となったが、その目的は、ナトリウム冷却高速炉の設計基準事故の想定 of 適切性を確認することだった。この評価の目的は第 37 条の評価の目的とは異なるものの、LF 及び LOPI では炉心の大規模な損傷に至らないことの確認が指向され、ULOF 及び UTOP では炉心損傷が生じたとしても放射性物質の環境への放散が適切に抑制されることの確認が指向されており、結果として、「もんじゅ」では軽水炉に先行する形で深層防護の考え方に基づいたシビアアクシデントの評価を実施していたと言える。

当初の安全審査では、ナトリウム冷却高速炉の運転実績が僅少という点に着目がなされ、軽水炉との差別化が図られたが、新規基準において軽水炉でもシビアアクシデントの評価を実施することとなった現状を踏まえると、ナトリウム冷却高速炉の運転実績が僅少であるという理由から、ナトリウム冷却高速炉に限って何か特別な事象を想定したり、あるいはシビアアクシデントよりもさらに過酷な事象を想定したりする必要はない。ナトリウム冷却高速炉はナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえて、深層防護の徹底により評価対象事象を選定し、対策の妥当性を確認すべきである。

(まとめ：従来の(5)項事象の今後の取り扱い)

従来の(5)項事象のうち ULOF 及び UTOP は、その発生頻度が評価可能であり、かつ発生した場合には炉心損傷に至る事象であることから、頻度及び事故影響の観点で「重要な事故シーケンス」として選定されるべきである。これら事象に対しては、深層防護の第 4 レベルの中で、炉心損傷の防止及び格納機能の確保の対策が講じられるべきであり、その対策の妥当性が安全審査の中で評価されるべきであることから、審査対象事象とすべきである。

LF 及び LOPI は、その想定に鑑みて発生頻度が評価できない事象であり、かつ発生した場合でも炉心の著しい損傷には至らないと見込まれる事故シーケンスである。これら事象は、PRA 等の結果に基づいて選定される事象とは質的に異なるため、審査対象事象とは明確に区別すべきである。ただし、安全審査の継続性や、既に整備されている安全対策を活用することの合理性等の観点からは、「もんじゅ」については、これら事象の評価を継続的に実施し、安全余裕等を確認することが妥当である。

表 4.7-1 (5)項事象の選定の背景、事故の起因の想定及び主な確認項目

選定された事象		事象の説明	選定の背景	事故の起因の想定	発生頻度	主な確認項目
局所的燃料破損事象	燃料要素の局所的過熱事象	燃料要素中に予期せぬ高富化度の燃料ペレットが存在して局所的に過熱される。	過出力 (集合体規模)	仮想 (200%出力のペレット10個の誤装荷)	評価できず	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の格納性</li> <li>・仮想した事故の起因からの炉心の大規模な損傷への拡大性</li> </ul>
	集合体内流路閉塞事象	燃料要素中に予期せぬ異物が存在して局所的に燃料集合体中の冷却材流路が閉塞される。	除熱不足 (集合体規模)	仮想 (集合体内の2/3の流路閉塞)	評価できず	
1次主冷却系配管大口径破損事象		原子炉出力運転中に1次主冷却系配管の大口径破損が生じ、1次冷却材が流出する。	軽水炉を参照	故障 (配管破損：ギロチン破断)	評価できず	
原子炉停止機能喪失事象	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失	原子炉出力運転中に、(a)外部電源喪失により炉心流量が減少し、若しくは(b)制御棒が連続して引き抜かれることにより、炉心に異常な反応度が挿入され、安全保護系の動作により原子炉の自動停止が必要とされる時点で、原子炉停止機能喪失が重なる。	除熱不足 (全炉心規模)	故障 (原子炉トリップ遮断器又は制御棒)	評価可能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質の格納性</li> </ul>
	過出力時原子炉停止機能喪失		過出力 (全炉心規模)	故障 (原子炉トリップ遮断器又は制御棒)	評価可能	

表 4.7-2 第 37 条の評価対象事象と(5)項事象との比較

	第 37 条の評価対象事象	(5)項事象
評価の目的	炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至るおそれのある事象について、その防止対策の有効性を評価する <sup>3-7)</sup> 。	設計基準事故の想定範囲外の事象を想定して評価を実施することにより、設計基準事故の想定 of 適切性を確認する。
事象の選定	PRA 等の結果に基づいて、有意な頻度又は影響をもたらす事象を選定 <sup>3-7)</sup> 。	発生頻度が無視し得る程極めて低い が炉心が大きな損傷に至るおそれのある事象を選定。
解析条件	<ol style="list-style-type: none"> <li>1) 炉心の出力等は設計値等に基づく現実的な値を用いる。</li> <li>2) 故障を想定した設備を除き、その機能を期待できる。</li> <li>3) 故障を想定した設備の復旧には期待しない<sup>4-2)</sup>。</li> </ol>	<ol style="list-style-type: none"> <li>1) 実験データや論理的根拠に基づく物理現象の解析を行う。</li> <li>2) 作動が期待されることに十分な根拠のある設備については、当該設備の作動を考慮。</li> </ol>

## 5 著しい外部事象に関する対策の考え方

### 5.1 著しい自然現象への対策の考え方（竜巻、森林火災、火山）

評価対象とすべき自然現象の選定及び評価条件の考え方については、第 3.2 節で述べた。この節では、「もんじゅ」では、崩壊熱は最終的には空気冷却器を介して建屋から大気中へ放散することを踏まえて、建屋に対して外側から影響を及ぼす、竜巻、森林火災及び火山の 3 つの自然現象について、評価の考え方や手順を述べる。

自然現象は外部からの事象であるため、建屋内に内包されている安全上重要な機器・設備は、建屋外壁で保護することが求められ、外壁の健全性を確保しなければならない。また、建屋外部に連通している、あるいは建屋外部に設置されている安全上重要な設備・機器については、それぞれに対する自然現象の影響を評価しなければならない。

自然現象の影響を評価するためには、最初にその規模を設定する。例えば竜巻のように、その発生が大気の挙動など偶然性に依存し、またメカニズムの詳細までは解明されていない自然現象は、竜巻の規模（最大風速）を設定することは困難である。しかし、このような場合でも、過去に発生した自然現象のデータベースを利用して、その規模を推測することは可能である。一方、森林火災の様に、地域条件や火災の進展モデルに基づいて、火災の強度を解析で設定可能なケースもある。以上の様に、それぞれの自然現象に関する知見の深さや過去のデータ蓄積量に応じて、適切な評価手法を用いて自然現象の規模を設定しなければならない。

なお、竜巻や火山に対しては、近年の観測技術などの進歩に伴い、発生の事前予測もある程度可能となってきており、ここから得られる情報も活用した対応も検討すべきである。

自然現象の規模を設定した後は、各自然現象の特徴を踏まえて、建屋や機器・設備への影響を評価し、必要な対策を講じていかなければならない。

#### (1) 評価対象となる建屋・設備の選定

竜巻、森林火災、火山の影響を受けると考えられる建屋・設備の選定の考え方を図 5.1-1 に示す。これらの自然ハザードは外部事象であるため、最初のステップとして安全重要度の高い設備・機器が、建屋内に包絡されているかどうか確認する。建屋に内包されている設備・機器であれば、これらの外部自然ハザードに対する建屋の健全性を評価し、必要であれば建屋の健全性が確保されるような対策を講じなければならない。但し、建屋内に設置されていても、例えば崩壊熱除去系の空気冷却器の様に、屋外に開口している場合や、設備の一部が屋外に出ている場合については、影響を受ける設備として評価対象となる。安全上重要な設備・機器が建屋の外に設置されていれば、外部自然ハザードの影響を直接的に受ける可能性があることから、評価対象設備となる。

安全重要度の低い設備・機器についても、その損傷・破損によって、安全重要度の高い設備に影響を与えると考えられる場合には、自然ハザードからの影響を評価しなければならない。

## (2) 各論（竜巻、森林火災、火山）

竜巻、森林火災及び火山それぞれに対して、以下に示す評価の考え方・着眼点及び評価手順に基づいて検討を行うべきである。

### ① 竜巻

竜巻の影響評価の考え方と手順を図 5.1-2 に示す。最初に、竜巻の最大風速と発生頻度の関係を示すハザード曲線などに基づいて、「基準竜巻」の最大風速を設定する。次に、「もんじゅ」近傍の地形を考慮して、「基準竜巻」の最大風速を割り増しする必要があるかどうか判断し、必要であれば風速を増加させて、これを「設計竜巻」の最大風速として決定する。「設計竜巻」が決定すれば、竜巻の特性値である移動速度、最大気圧低下率及び竜巻の直径などを定めることができる。図 5.1-1 に基づいて選定した竜巻の影響を受ける建屋・設備を対象として、この「設計竜巻」による風圧力や気圧差による荷重を求める。さらに、竜巻が生じた場合、鉄鋼材やコンクリート板などが飛来物となる可能性があることから、これらが実際に飛来するかどうか判断し、さらに飛来物が建屋などに衝突した場合の衝撃の大きさや貫通の有無を評価する。この様にして建屋・設備の構造健全性への影響を評価するとともに、気象予報の効果的な活用方法等を検討することにより、必要な対策を講じなければならない。

### ② 森林火災

森林火災については、火災の熱的な影響、及びばい煙や一酸化炭素などの有毒ガスの影響について評価・検討を行わなければならない。熱的な影響としては、森林火災の輻射熱による建屋、設備への影響や延焼が考えられ、この評価手順を図 5.1-3 に示す。火災による熱的な影響を定量的に評価するには、最初に森林火災の規模を具体化する必要がある。このために、森林火災解析コード等を用い、敦賀半島地区の気象、地形、植生等の条件を入力データとして、発火点を想定し解析する。解析結果から火線強度、輻射強度、及び発火点から「もんじゅ」敷地近傍に到達するまでの時間が明らかとなる。火線強度と輻射強度に基づいて、輻射の影響緩和や延焼防止のための隔離距離や防火帯幅を確保し、必要であれば施設/設備を補強しなければならない。また、予測された火災の到達時間に基づいた自衛消防隊の対応手順の検討や、安全上重要な設備・機器へのばい煙侵入の有無の確認も実施しなければならない。居住空間である中央制御室への有毒ガス（一酸化炭素）やばい煙の侵入防止が可能かどうかも検討しなければならない。さらに、自衛消防隊による対応等については、日常より訓練を行っておくべきである。

### ③ 火山

火山については、原子力発電所が設計対応不可能な火山事象の影響を受けないことを確認する「立地評価」と、設計対応可能な火山事象による影響を評価し必要な対策を講じる「影響評価」を実施しなければならない。「立地評価」については、火砕流、新火口の開口、及び地殻変動の3つの火山事象の影響を考慮して評価しなければならない。これらの火山事象による影響の有無を確認することになる。「もんじゅ」から、160km 圏内に存在する第四紀火

山（約 260 万年前以降に噴火実績のある火山）を図 5.1-4 に示すが、これら全ての火山に対して個別に将来の噴火の可能性を調べ、検討対象となる火山を選定して、火砕流、新火口の開口、及び地殻変動の 3 つを評価すべきである。

「影響評価」については、設計対応が可能な火山事象として、降下火砕物（火山灰）、火山性土石流、火山泥流、火山ガス、火山性地震などが評価対象となり、これらの影響を調べて必要な対策を行わなければならない。これらのうち、最も考慮すべき火山事象は降下火砕物（火山灰）であり、火山灰が大気の流れによって「もんじゅ」に到達した場合、崩壊熱除去系の空気冷却器の外気取入口のフィルタの目詰まりや、出口ダクト天板への火山灰堆積による損傷などが考えられることから、これらの影響を軽減するための AM 策の整備が重要である。

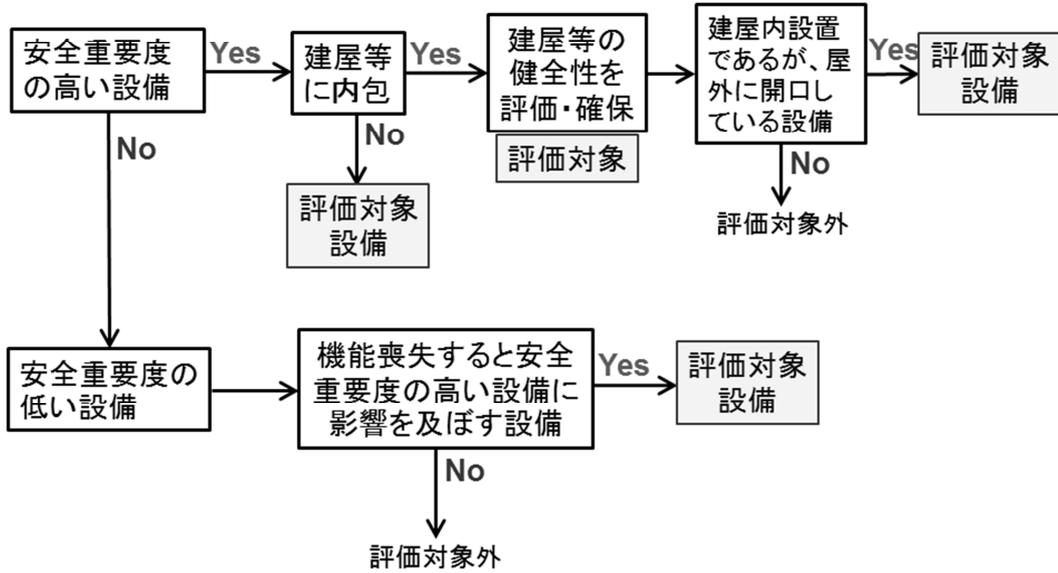


図 5.1-1 評価対象となる建屋・設備の選定

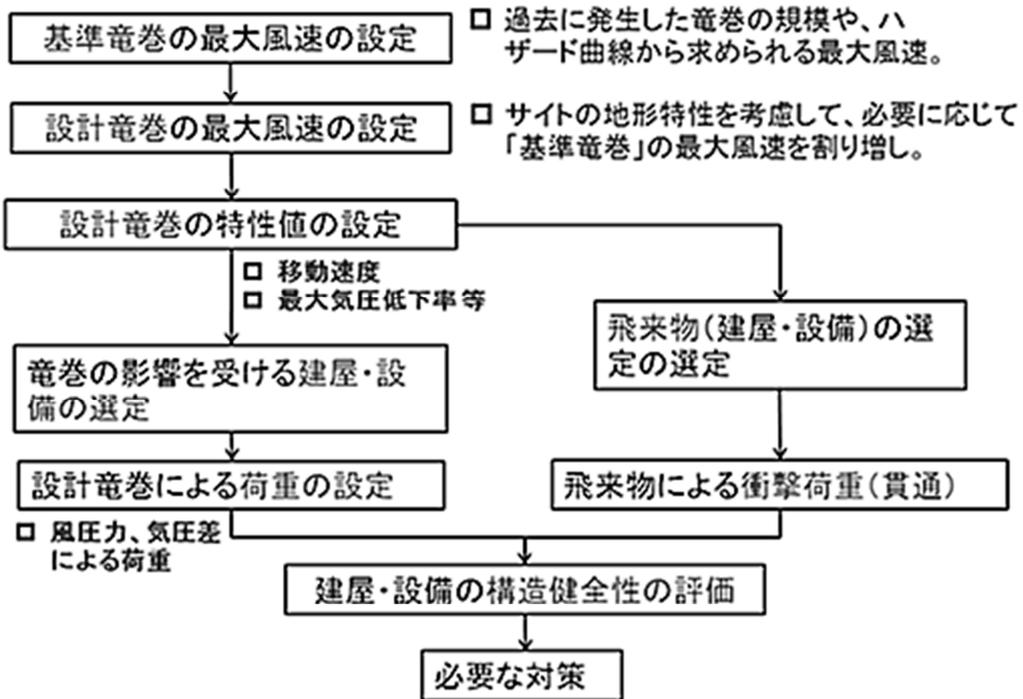


図 5.1-2 竜巻の評価の考え方と手順

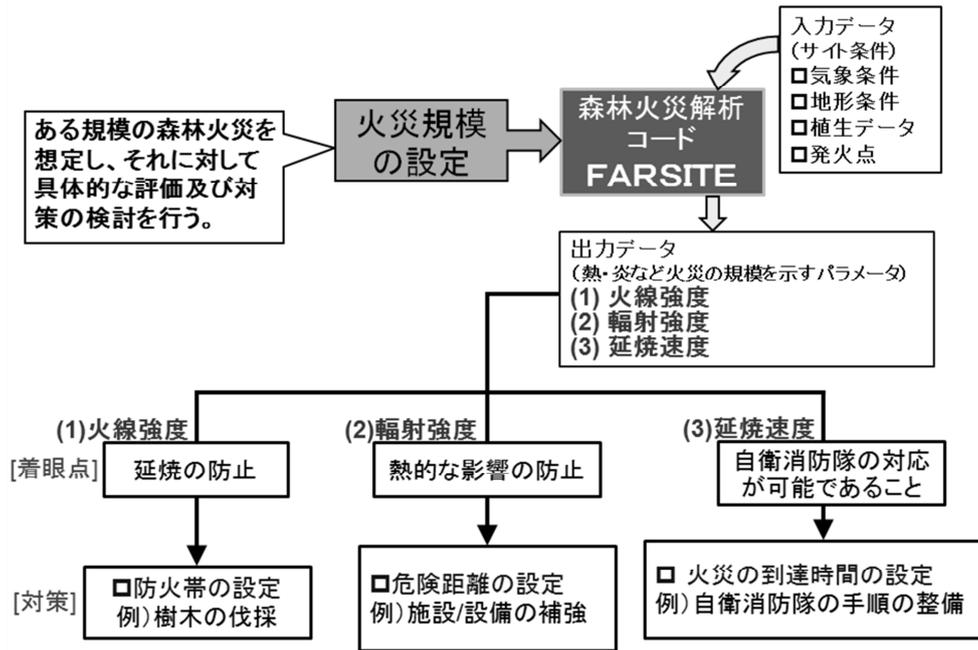


図 5.1-3 森林火災の影響評価手順

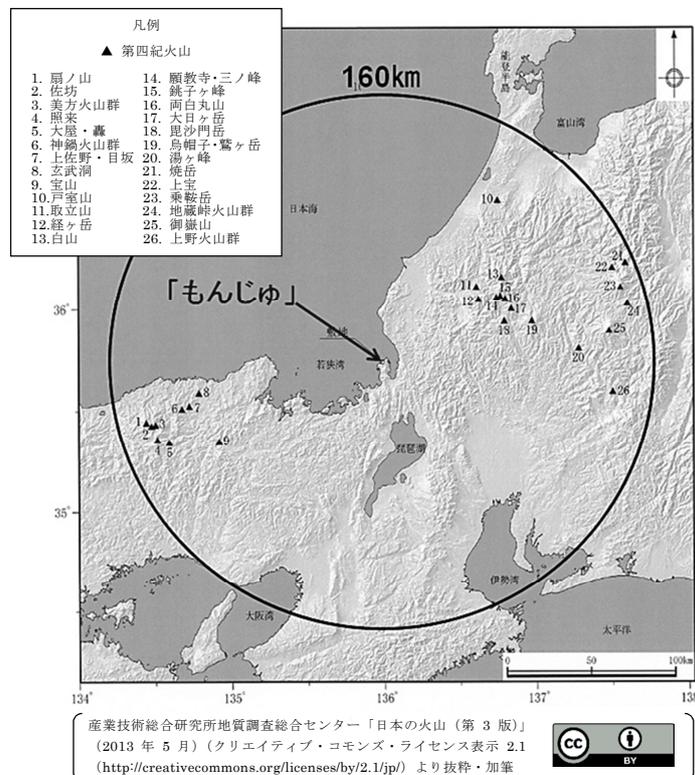


図 5.1-4 「もんじゅ」160km 圏内の第四紀火山

## 5.2 想定を超えた自然現象への対策の考え方（地震、津波他）

東京電力福島事故が従来の想定を超える津波の発生に起因したことを踏まえれば、想定を超える自然現象の可能性に対して対応を考えておかねばならない。その際、確率論的リスク評価（PRA）の手法等を活用し、AM 策を整備することにより合理的に達成可能な最高水準の安全を確保すべきである。さらに地震 PRA 等から、今後、事故シーケンス発生頻度やその支配因子等に関する定量的な結果を得るよう努め、合理的に実行可能な対策の検討に活かしていくべきである。

第3章で示したストレステストの結果は、地震に対する深層防護の第3レベルの安全余裕を保守的に評価したものである。その結果は、空気冷却器出口止め弁の安全裕度をもっとも小さいことを示しているが、この裕度は、試験で弁の動的機能維持が確認された加速度から求めた値であり、これを上回る加速度に対しても冷却材保持機能は維持可能と考えられる。一般に、3章で示した機器の地震動に対する構造評価上の限界は、保守的に定めた規格・基準に準拠して求めたものであり、実際の機器はストレステストで得られた値より大きな耐性を有する。一方、動的機器の耐震性の向上は困難な場合がある。よって、想定を超える地震に対する安全対策は、耐震性の高い設備を活用し、損傷した機器の機能を補うために高い信頼性を有する複数のAM 策を整備することで強化できる。この際、合理的に達成可能な最高水準の安全を追求するため、効果的なAM 策を可能とする既存設備の改造を考えるべきである。

この耐震安全に対する考え方は、地震以外の著しい自然現象の対応にも当てはまる。自然現象に対する確率的なリスク評価の手法は十分に整備されていない場合もあるが、想定を超える自然現象に対しては、発生頻度等を参考に合理的に実行可能な対策を全体的に検討するとともに、クリフエッジの存在、すなわち、深層防護における弱点を把握し、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえた対応策の検討を行い、弱点を改善するためその事象に対する耐性の高い設備を活用したAM 策を講じるとともに、合わせて、そのAM 策を実行するために必要となる設備改善に継続的に取り組んで行かねばならない。また、整備が進んでいない自然現象に対する確率的なリスク評価手法については、継続的な安全性向上策として、段階的に整備して行くべきである。

### 5.3 航空機衝突等のテロリズムに関する対策について

外部事象のうち、人為事象である意図的な航空機衝突等のテロリズムに対して、第2章の安全確保の基本的考え方を踏まえ、その結果として生じ得る重大事故等を防止するために必要な安全機能が損なわれないものとしなければならない。

#### (1) 対策について

人為事象である意図的な航空機衝突等のテロリズムに対して設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から対応しなければならない。「もんじゅ」の内的事象による重大事故を防止し、あるいは影響を緩和するシーケンスを考慮しつつ、航空機衝突等の対応を考えれば図5.3-1に示す検討を行うことが重要である。このようなテロリズムに対して炉心損傷のおそれがある場合又は損傷した場合において、放射性物質の異常な水準の放出に至らないように影響緩和しなければならないが、燃料物質を原子炉容器内に保持して冷却し、事故を終息させるように対策することが基本的な安全確保の考えである。

ここで、テロリズムに対しては事業者が一義的に対応すべきであるが、国の支援も考慮すべきである。まずは、国家及び米国等の共助関係にある国家による外交的、国防的対策、監視・警告に期待する。さらに、事業者以外の未然防止活動も考慮されるべきであり、旅客機等は航空事業者による占拠防止にも期待する。その上で、万が一の意図的な航空機衝突について、対策を強化しなければならない。ナトリウム冷却高速炉は、軽水炉のような冷却材喪失は想定し難いが、放水等による冷却が困難であることから、冷却系統の位置的分散や耐性の強化によって冷却経路と実際の冷却を確保すべきである。そのための多様なAM策を準備することが重要である。

#### (2) 意図的な航空機衝突に対する具体策の検討

航空機衝突に対して、冷却機能及び格納機能の喪失の有無の両面からの検討と対応策が必要である。まず、冷却機能については、冷却パスの位置的分散及び現場の状況を十分踏まえたAM策の実行性等に関する検討を行うべきである。さらに、格納容器が破損した場合であっても炉停止及び冷却機能の確保に関する影響評価を行うべきである。

航空機衝突による冷却機能喪失を想定した場合、対策の検討にあたっては、立地条件等を考慮し、現実性のある評価を行うべきである。また、可搬型も含めたAM策を整備する必要がある。なお、自然循環冷却が可能な3ループの補助冷却系等が分散配置されている場合には、設備上の特徴及びそれらの有効性を適切に評価すべきである。

#### (3) 課題の整理

航空機衝突等のテロリズムに関するナトリウム冷却高速炉特有の対処方法において、考慮すべき課題を以下に整理する。

- ✓ 意図的な航空機衝突等のテロリズムに対して、炉心損傷のおそれがある場合又は損傷した場合において、放射性物質の異常な水準の放出に至らないように影響緩和しな

ればならず、燃料物質を原子炉容器内に保持して冷却し、事故を終息させるように対策することが基本的な安全確保の考えである。

- ✓ 航空機衝突による冷却機能喪失を想定した場合、対策の検討にあたっては、立地条件等を考慮し、現実性のある評価を行うべきである。また、可搬型も含めた AM 策を整備する必要がある。

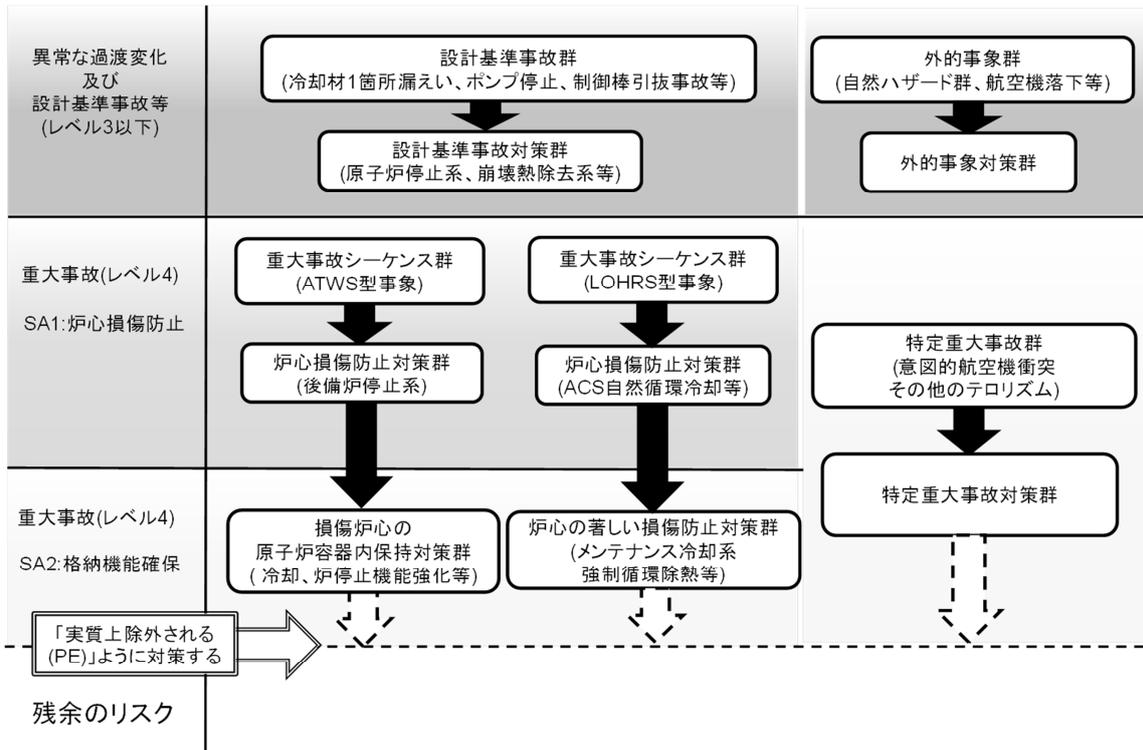


図 5.3-1 「もんじゅ」の安全設計方策に関する基本構造案

## 6 東京電力福島事故を踏まえた特別な安全確保対策について

### (1) 概要

本章では、「もんじゅ」に対して、東京電力福島事故を踏まえた特別な安全確保対策の観点から取りまとめる。

まず、東京電力福島事故は、地震による外部電源喪失と想定を超える津波による共通要因故障が発端となって安全機能が喪失したことから、地震・津波等の自然現象への対策の考え方を示す。同様に、共通要因故障の防止の観点から抽出される重要な事象として、プラント内部で発生する火災及び内部溢水による機能喪失の可能性が挙げられる。詳細は第3章に記載するが、ここではその考え方を要約して示す。また、東京電力福島事故は、それら共通要因故障により長時間にわたる全電源喪失が発生し炉心損傷に至ったことから、「もんじゅ」における全電源喪失時の対応を示す。さらに、炉心損傷に付随して発生した水素爆発が建屋の大きな損傷を招いて被害を拡大したことから、「もんじゅ」における水素爆発対策を記載する。事故後の長期間にわたる AM 策の実施における操作・管理・体制面（ソフト）での対策、並びに、運転操作のための中央制御室及び事故対策支援のための緊急時対策所は、施設の目的を考慮した居住性確保が必須であり、ここではその評価の考え方を示す。

### (2) 地震・津波等の自然現象への対策

地震及び津波、及びそれ以外の想定される自然現象に対して、安全機能を損なわないものでなければならない。地震については、現行の基準地震動に対し、止める機能、冷やす機能に係る設備は一定の耐震裕度を有していることが確認されている。また、津波については、現行の設計津波高さ 5.2m に対し、原子炉施設設置高さ 21.0m まで裕度のあることが確認されている。今後の新規制基準に基づく基準地震動、基準津波の設定に対してプラント全体としての耐性を再評価し、安全性を確保できるよう必要な対応策を講じなければならない。その際、確率的評価手法等に基づきリスクを評価し、その評価結果を参考にして、適切な裕度を確保すべきである。

想定を超える自然現象に対しては、発生頻度等を参考に合理的に実行可能な対策を全体的に検討するとともに、クリフエッジの存在、すなわち、深層防護における弱点を把握し、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえた対応策の検討を行い、弱点を改善するためその事象に対する耐性の高い設備を活用した AM 策を講じるとともに、合わせて、その AM 策を実行するために必要となる設備改善に継続的に取り組んで行かねばならない。また、整備が進んでいない自然現象に対する確率的なリスク評価手法については、継続的な安全性向上策として、段階的に整備して行くべきである。

### (3) 共通要因故障に至るおそれのある内部火災及び内部溢水対策の考え方

東京電力福島事故の共通要因故障による安全機能の喪失を防止する観点から、プラント内部で発生する火災及び内部溢水に対する安全対策の強化が図られねばならない。内部火災については、「もんじゅ」に特有のナトリウム漏えいに伴う火災に対しては、ナトリウムの緊急ドレン

機能を設けるなどナトリウム漏えい対策を実施し、建物コンクリート壁による系統分離を確実にしなければならない。その際、ナトリウムの緊急ドレンに必要な弁、ケーブルは、漏えい環境下でも機能を喪失することがないように適切に保護しなければならない。

また、一般火災に対する対策は軽水炉とほぼ同様であり、ナトリウム冷却高速炉として重要な安全機能について、系統分離による安全機能の独立性、多重性の確保を確実にするため、火災の発生防止、感知・消火、火災の影響軽減の対策を講じなければならない。なお、消火設備の検討に際して、ナトリウム内包機器が設置された区域の一般火災に対しては、水を使用しない不活性ガス（炭酸ガス、窒素など）消火設備等から適切なものを選定することが重要である。

内部溢水については、ナトリウム冷却高速炉特有の安全機能を有する設備を考慮し、安全上の重要度を踏まえて防護対象設備を抽出して溢水影響評価を実施する必要がある。評価は、軽水炉と同様、没水、被水、蒸気の観点から行うが、ナトリウム冷却高速炉に特有のナトリウム内包機器が設置された区域に対しては、当該区域外からの溢水影響が及ばないことを確認すべきである。

#### (4) 全電源喪失時の対応の考え方

共通要因故障による安全機能の喪失事象として、全電源喪失が考えられる。「もんじゅ」は、高沸点であるナトリウムを冷却材として採用していることにより、高温・低圧のシステムが可能となり、利用可能な温度範囲が広く、熱伝達率も高いことから、循環ポンプに拠らない自然循環冷却による崩壊熱除熱が期待できる。また、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きく、ナトリウム温度の上昇（変化）は緩慢であり、炉心の著しい損傷までに時間余裕がある。これらの特徴を考慮して、全電源喪失時において自然循環除熱に確実に移行できるよう対策が講じられるべきである。

「もんじゅ」においては、全交流動力電源喪失時においても蓄電池（直流電源）により自然循環除熱へ自動移行する。これに失敗した場合でも、中央制御室における運転員の手動操作により自然循環除熱に移行できる。さらに直流電源が喪失した場合でも現場における手動操作による手順が準備されている（付録 5.1 図-14 参照）。また、独立した 3 ループのうち 1 ループの自然循環に成功すれば除熱が可能である。現場操作する場合は、ナトリウムを保有する区域であり、最短の進入扉が開かない場合でも別の扉から進入するアクセスルートを確認し、かつ短時間で弁操作できるように弁保温材のパッケージ化の対策を講じておく。冷却材ナトリウムは約 100℃で凝固する物性を踏まえて、自然循環除熱時の空気冷却器における過冷却、プラント低温停止後の長期に渡って予熱電源を確保できない場合においてはナトリウム凍結による流路閉塞を排除する対策を講じておく必要がある。これにあたっては移動式電源車等の可搬型代替電源、津波により海水ポンプが停止した場合には代替海水ポンプ設置による冷却海水の供給により非常用ディーゼル発電機を再起動し非常用電源を確保することが求められる。また仮に蓄電池が枯渇し代替電源を確保できない場合は、現場においてナトリウム温度を可搬型計器により計測し自然循環による炉心冷却の状態を監視できるよう手順の整備と訓練による習熟を図っておくべきである。

また、補助冷却系の空気冷却器による強制循環除熱及び自然循環除熱並びにメンテナンス冷

却系による除熱機能が喪失した場合に、通常系である蒸気発生器予熱ラインを使って補助蒸気を蒸気発生器に供給することにより崩壊熱の除去を行う方策など、多様な AM 策を準備することが重要である。

#### (5) 水素爆発に関する対策の考え方

ナトリウム冷却高速炉では、軽水炉のような燃料被覆管に含まれるジルコニウムと水との反応による原子炉内の大量の水素発生の懸念はない。しかし、ナトリウム・コンクリート反応及びナトリウム・水反応によって水素が発生することから、それらの対策を講じなければならない。基本となる考え方として、1 次系に対しては、設計基準対策としての確実な水素発生防止を図るべきである。

「もんじゅ」のナトリウム漏えい対策としては、1 次系についてはガードベッセル内に漏えいナトリウムを保持するとともに、鋼製ライナで床、側面、天井を覆い、ナトリウムとコンクリートとの接触を防止する。同時に、1 次系の雰囲気の不活性化することによって、漏えいナトリウムの燃焼を防止している。また、2 次系についても床ライナによりナトリウムとコンクリートとの接触を防止するとともに、漏えいしたナトリウムは連通管を通してダンプタンク室の燃焼抑制槽に導かれる構造としている。なお、2 次系は空気雰囲気であり漏えいナトリウムの燃焼が懸念されるが、漏えいの早期検出と 2 次系内ナトリウムの早期ドレンにより床ライナの健全性を確保している。また、蒸気発生器伝熱管の水漏えい時には、ナトリウム・水反応により発生する水素は、系内から屋上に設置されたナトリウム・水反応生成物収納容器に導かれ、その上部配管から大気放出・燃焼処理される。

今後さらに、東京電力福島事故後の安全対策強化として、これら水素発生防止対策に関する十分な裕度の確認と、万一の設計基準を超える 2 次系建屋での水素の発生に対して、排出対策や低酸素濃度化による燃焼抑制の検討を行うべきであり、それらの効果を有効とするための検出方法（水素濃度計測等）及び設計基準を超える可能性に対する AM 策（水素排出操作）の強化検討を水素発生の可能性のある箇所に対して行う必要がある。

#### (6) AM 策に対する考え方

重大事故等を想定して多種多様な設備を利用した実効性のある AM 策を構築し、恒設設備に加えて可搬型機器等の柔軟な対応を可能とするとともに、それらの作業指示を的確にできる体制を確認するとともに、手順書に基づく教育・訓練を徹底し、継続的な改善に努めなければならない。AM を実施する上で、プラントの状態監視・判断に必要なパラメータを想定される重要事故シーケンス等の事象進展及び環境条件に鑑みて適切に選定し、その監視・判断のためのパラメータが把握できるようにしなければならない。また、予期せぬ自然災害を想定し、がれき処理に関する手順整備と訓練、サイトへの多様なアクセス経路と輸送手段の確保などを準備しておくべきである。

#### (7) 中央制御室及び緊急時対策所の居住性評価の考え方

重大事故等発生時の多様な対策の一環として、運転操作のための中央制御室及び事故対策支

援のための緊急時対策所は、施設の目的を考慮した居住性確保が必須である。

#### ① 中央制御室

中央制御室には、設計基準事故等あるいは重大事故が発生した場合においても運転員がとどまり、必要な操作を行うことができなければならない。

設計基準対象施設としての中央制御室の居住性は、従来の安全評価で選定された事象が評価対象になると考えられる。また、施設の重要性に鑑み、旧規制下の安全評価において最も保守的な放射性物質の放出を想定した「仮想事故」等を参考にして評価されることが適切である。

重大事故等対処施設としての中央制御室の居住性評価においては、格納機能を確保するための対策に成功し事故が終息する場合について、PRA によって包括的に事故シーケンスを検討して、運転員の被ばくを評価することが必要である。また、ソースタームは、従来の安全評価と同様、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえて設定しなければならない。この場合、包絡性を確認した上で従来の「仮想事故」に相当する事象を評価に充てることは一案である。

#### ② 緊急時対策所

緊急時対策所には、東京電力福島事故を踏まえ、重大事故等が発生し放射性物質の異常な放出に至った場合においても、各種要員がとどまることができなければならない。

ナトリウム冷却高速炉の事故の進展は、炉心損傷から格納機能低下に至る過程、格納容器内における放射性物質の挙動、事象によっては進展に時間的余裕があること等、軽水炉とは異なる。そのため、「もんじゅ」における事故の特徴を踏まえた評価対象事象を適切に想定し、要員の被ばくの観点から遮蔽、換気等を設計しなければならない。事象の想定にあたっては、「もんじゅ」における緊急時対策所の目的及び機能要求を十分に検討し、事象の想定範囲を決める必要がある。例えば、格納機能を確保するための対策を講じたにも関わらず、放射性物質の異常な放出を伴う事象が発生する場合等が考えられる。また、評価が非現実的なものとならないよう PRA に基づき、発生頻度と影響度を考慮して事故シーケンスを抽出することが重要である。遮蔽、換気等の設計あるいは要員の被ばく評価に充てるソースタームは、事象進展解析の結果等に基づき保守的に設定すべきである。

中央制御室の居住性評価との共通事項として、東京電力福島事故を踏まえ、従来の安全評価で想定している希ガス、よう素以外に Cs 類、Te 類等の FP 核種や放射化 Na、Pu といった高速炉特有の核種が大気中へ放出され、要員の被ばくに寄与することを考慮しなければならない。

#### (8) まとめ

本章では、「もんじゅ」に対する東京電力福島事故を踏まえた特別な安全確保対策の観点から取りまとめた。その考え方を表 6-1 にまとめて示す。これらの対策は、特に重要な安全強化策として取り組むとともに、その AM 策に関する継続的な向上を図ることが重要である。

表 6-1 東京電力福島事故を踏まえた特別な対策の考え方 (1/2)

	基本的な要件	ナトリウム冷却高速炉の特徴の考慮	備考
(1) 地震・津波等の自然現象への対策	原子炉施設は、地震、津波、及びそれ以外の想定される自然現象に対して、安全機能を損なわないものでなければならない。	想定を超える自然現象に対しては、発生頻度等を参考に合理的に実行可能な対策を全体的に検討するとともに、クリフエッジの存在、すなわち、深層防護における弱点を把握し、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえた対応策の検討を行い、弱点を改善するためその事象に対する耐性の高い設備を活用した AM 策を講じるとともに、合わせて、その AM 策を実行するために必要となる設備改善に継続的に取り組んで行くことが重要。	幅広い外部事象に対するハザードの設定と確率的なリスク評価が必要。
(2) 共通要因故障に至るおそれのある内部火災及び内部溢水等の対策の考え方	内部火災：系統分離による安全機能の独立性、多重性の確保、並びに火災の発生防止、感知・消火及び、影響軽減に必要な対策を講じること。	ナトリウム火災に対するナトリウム漏えい対策とあわせて、一般火災に対しても、ナトリウム冷却高速炉の重要な安全機能について系統分離による安全機能の独立性、多重性の確保を確実にするとともに、火災の発生防止、感知・消火、影響軽減に必要な対策を講じる。 なお消火設備の検討に際して、ナトリウム内包機器が設置された区域の一般火災に対しては、水を使用しない不活性ガス（炭酸ガス、窒素など）消火設備等から適切なものを選定する。	対策必要箇所の絞り込みが今後必要。
	内部溢水：系統分離による安全機能の独立性、多重性の確保、並びに、溢水による没水、被水等に対する影響評価実施。	ナトリウム冷却高速炉特有の安全機能を有する設備を考慮し、安全上の重要度を踏まえて防護対象設備を抽出して溢水影響評価を実施する。 評価に際しては、ナトリウム内包機器が設置された区域に対して、当該区域外からの溢水影響がないことを確認する。	
(3) 全交流動力電源喪失時の対応の考え方	共通要因故障による安全機能の喪失としての全交流動力電源喪失時においても、重大事故等に対処できるように必要な機能を確保するとともに、AM 策を確立すること。	全交流動力電源喪失時において自然循環冷却による崩壊熱除熱が可能であることから、炉心の著しい損傷に至るまでの時間余裕を利用して、自然循環除熱に確実に移行できるように AM 策を確立する。	

表 6-1 東京電力福島事故を踏まえた特別な対策の考え方 (2/2)

	基本的な要件	ナトリウム冷却高速炉の特徴の考慮	備考
(4) 水素爆発に関する対策の考え方	設計基準対策による水素発生防止と設計基準を超える事象における水素発生の防止と影響緩和策を講じること。	ナトリウム冷却高速炉において水素発生要因となるのは、ナトリウム漏えい燃焼時のナトリウム・コンクリート反応及び蒸気発生器水漏えいにおけるナトリウム・水反応であり、それらの対策を講じることが重要。	従来、東京電力福島事故後の安全対策強化において、水素発生防止確認と2次系建屋における万一の水素発生時の排出対策等を検討。
(5) AM 策に対する考え方	重大事故等を想定して多種多様な設備を利用した実効性のあるAM策を構築し、恒設設備に加えて可搬型機器等の柔軟な対応を可能とするとともに、それらの作業指示を的確にできる体制を確認するとともに、手順書に基づく教育・訓練を徹底し、継続的な改善に努めることが重要である。	ナトリウム冷却炉は自然循環による炉心冷却が可能であり、冷却材流路を確保することが重大事故等への対処の基本となる。一方でナトリウム冷却材は、化学的活性度が高いため、ナトリウム・水反応で発生する水素、及びナトリウム燃焼の熱に留意した手順を作成する必要がある。	
(6) 中央制御室及び緊急時対策所の被ばく対策の考え方	中央制御室は、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまり、必要な操作を行うことができること。 また、緊急時対策所は、放射性物質の異常な放出に至った場合においても、各種要員がとどまることができること。	冷却材にナトリウムを使用していることなどに起因する放射性物質の挙動をソースターム評価に反映すること。 緊急時対策所については、炉心損傷から格納機能低下に至る過程等、事故進展が高速炉と軽水炉とでは異なるため、「もんじゅ」における事故の特徴を踏まえた事象を想定する必要がある。事象の想定にあたっては、「もんじゅ」における緊急時対策所の設置目的、機能要求を十分に検討した上で事象の想定範囲を決める必要がある。また、評価が非現実的なものとならないよう PRA に基づき発生頻度と影響度を考慮して事象を抽出し、要員の被ばくの観点から居住性を評価することが重要。	PRA に基づく事象分析による被ばく評価。

## 7 安全確保の考え方

ナトリウム冷却高速炉の安全上の特徴の一つは冷却材であるナトリウムにある。すなわち、冷却材であるナトリウムは高い熱伝達特性を有し、高沸点（883℃：大気圧）であることから発電のために1次系圧力を上げる必要がない。このため、軽水炉と異なり1次系配管からの冷却材の漏れがあっても炉心から冷却材がなくなることはなく、冷却材漏えいに対してガードベッセル等の静的機器で液位の確保が可能である。したがって、軽水炉のような事故時の炉心冷却のための減圧及び緊急の炉心冷却系（ECCS）は不要であり、さらに、液体で利用可能な温度範囲が広く、ポンプ駆動を必要としない自然循環冷却が可能である。また、崩壊熱に対して系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きく、除熱が喪失した場合でも炉心の著しい損傷までに時間余裕があることから、信頼性の高い設計基準事故対策を整備することが可能であるとともに、自然循環除熱への自動移行に失敗した場合でも、中央制御室あるいは現場における運転員の手動操作により自然循環除熱に移行可能な多様で頑強なAM策に基づく除熱の継続が可能である。

一方、ナトリウム冷却高速炉は、炉心中心領域でナトリウムボイド反応度が正となりうることから、ナトリウムの沸騰及びカバーガスの巻込みに対する考慮が必要である。また、最小臨界量を大幅に上回る燃料を炉心に保有しているため燃料が破損し形状が変わった状態においても燃料集中による臨界とエネルギー放出を考慮する必要がある。このようにナトリウム冷却高速炉は軽水炉と異なる特性を有することから、その対策については、軽水炉との相違を十分に考慮するとともに、確率論的なリスク情報等を参照して、大規模な格納機能喪失に至るシーケンスは実質上除外されるように対策し、大規模な放射性物質の放出リスクを低減しなければならない。

本報告書では、第3章にて設計基準事故として、原子炉停止系等の安全設計とともに、内部火災、内部溢水、及び蒸気発生器の水漏えいなど、さらには外部ハザードを対象として検討を行い、そして第4章以降では設計基準事故を超える想定される事象について考察してきた。本章では、これらを取りまとめ、高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方について、東京電力福島事故の教訓を踏まえて、「基本的な考え方」、「設計基準事故対応策の考え方」（深層防護レベル1～3）、「重大事故の防止と影響緩和に関する考え方」（深層防護レベル4）について、特に重要な16項目の要求として示すこととする。

また、今回の安全確保の考え方の検討において、特に留意すべきポイントは、これまでの考え方に対して、東京電力福島事故の教訓から何を学び、何を新たに付け加えたのかという視点である。第2章に示したように、技術的視点からの主な教訓は、①地震等による長時間の外部電源喪失の防止、②共通要因による所内電源の機能喪失防止／非常用電源の強化、③全電源喪失時の炉心冷却のための減圧・注水等のAM策の充実、及び使用済燃料プールの除熱機能の信頼性確保、④格納容器の早期破損／非管理放出の防止、⑤状態把握・プラント管理機能の抜本的強化である。安全確保の16項目の要求は、これらの教訓事項を反映して以下の視点から記述されている。

## I 基本的な考え方

基礎となる安全の基本原則及びリスク情報利用の考え方（要求 1）。

## II 設計基準事故対応策の考え方（深層防護レベル 1～3）

設計基準事故対応策の強化として、レベル 2～3 の基本的な安全機能である原子炉停止と崩壊熱除去に関する事項（要求 2, 3）、共有要因故障に至る可能性のある内部火災、内部溢水に関する事項（要求 4）、及び化学的に活性なナトリウム冷却材に特有な事象に対する備えを確認・強化する事項（要求 5）についての要求事項をまとめる。これらは、基本的に従来の規制要求と異なるものではないが、ここでは、深層防護レベル 4 の安全対策との関連において、特に重要なところを記載している。

## III 重大事故の防止と影響緩和に関する考え方（深層防護レベル 4）

設計基準事故の想定を超えた事故へ進展した場合（深層防護第 4 レベル）でも重大な炉心損傷に至ることを防止する観点からの AM 策に関する要求（要求 6～8）、さらに、それらの損傷防止の AM 策にも失敗した場合に直ちに大規模な放射性物質の放出に至らないよう影響緩和を図り格納機能を確保する AM 策に関する要求（要求 9）、東京電力福島事故の教訓から、外部事象としての自然現象及び意図的人為事象に対して多様な AM 策を準備する観点からの要求（要求 10～11）、水素爆発の可能性に関する要求（要求 12）、使用済燃料の貯蔵に関して、ナトリウム冷却の炉外燃料貯蔵槽及び水冷却の燃料池に対する AM 策を強化する観点からの要求（要求 13）、重大事故等の発生後の多様な対策の一環として、中央制御室及び事故対策支援のための緊急時対策所の居住性確保に関する要求（要求 14）、重大事故等が発生した場合のプラント状態を監視することに関する要求（要求 15）、操作・管理・体制面（ソフト）での柔軟な AM 策を確立するとともに信頼性を高める観点からの要求（要求 16）である。これらの要求においては、設計基準事故を上回らない事象との関連についても、重要な事項を記載することとする。

なお、これまで実施された「もんじゅ」の安全審査との関連において、第 2 章でとりあげた (5) 項事象の取り扱いについては、第 4.7 節で検討したように、従来の (5) 項事象のうち炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）及び過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）は、その発生頻度が評価可能であり、かつ発生した場合には炉心損傷に至る事象であることから、頻度及び事故影響の観点で重要な「事故シーケンス」として選択されるべきである。これら事象に対しては、深層防護の第 4 レベルの中で、炉心損傷の防止及び格納機能の確保の対策が講じられるべきであり、その対策の妥当性が安全審査の中で評価されるべきであることから、審査対象事象とすべきである。

局所的燃料破損事象（LF）及び 1 次主冷却系配管大口径破損事象（LOPI）は、その想定に鑑みて発生頻度が極めて低いと考えられる事象であり、かつ発生した場合でも炉心の著しい損傷には至らないと見込まれる事故シーケンスである。これら事象は、PRA 等の結果に基づいて選定される事象とは質的に異なるため、審査対象事象とは明確に区別すべきである。

また、参考として研開炉設置許可基準規則に対して海外専門家より寄せられたコメントを付録 2 に示す。主なコメントは、①現状の新規制基準にはナトリウム冷却高速炉に適用するべきではない要求が含まれていること、②原子炉容器・ガードベッセルを貫通するような状態に対する対処が求められているが、ナトリウム冷却高速炉においてその状態に至るためには非常に低頻度の多重損傷シナリオが要求されること、③一般に、ナトリウム冷却高速炉では、水素の唯一の主たる発生源はナトリウム・コンクリート反応であり、それらの発現を防止可能であること等であり、安全対策の考え方を取りまとめる上で参考とした。

以上の前提により、「高速増殖原型炉もんじゅに関する重大事故を含む安全確保の考え方」として、適切に対策を講じなければならない 16 項目の要求を以下に示す。

## I 基本的な考え方

1. 原子力事故に対する人と環境の安全を確保する目的のため、深層防護概念に基づく事故の発生防止と影響緩和によって、原子力施設とその運用に起因する放射線から人と環境が受けるリスクを社会から受容される範囲に制限すること。

### 【解説】

一般的に、原子力施設の安全確保は、IAEA の深層防護の考え方に基づき、第 1 レベルから第 5 レベルまでの各レベルに対する対策を講じることによって実現することが妥当である。この深層防護の各レベルは、レベル 1「異常の発生防止」、レベル 2「異常の制御」、レベル 3「設計基準事故の制御」、レベル 4「重大事故への進展防止と影響緩和」、レベル 5「放射性物質の重大な放出に対する影響緩和」と定義され、レベル 1 からレベル 5 までの各レベルの安全対策の総体として原子力プラントの安全性を確保することとされている。

第 3 レベルまでの設計基準事故対応策の強化では、点検等の保全の遂行による故障の予防が重要であるとともに、従来より設計基準として設定している環境条件（特に地震動を含む自然現象）の確認とそれらに対する耐性の強化及び共通要因故障を防止する対策を行わなければならない。また、深層防護は不確かさへの対策であり、第 4 レベルの設計基準を超える事故の対策は、網羅的な確率論的リスク評価（PRA）あるいはそれに代わる分析によって重要な事象を抽出し、不確かさを認識して有効な対策を講じなければならない。ここでの対策は、設備面（ハード）の対策のみならず、要求 16 に示す操作・管理・体制面（ソフト）を含む AM 策全般をいう。

これらにより人と環境が受けるリスクを社会から受容される範囲に制限するためには、深層防護の各レベルにおける取組みが全体的な整合性を持って継続的に実施されなければならない。このような総合的な取組みを効果的かつ効率的に実施するためには、不確かさを認識した上で PRA を実施しリスク情報を活用することが極めて有効である。リスク情報の活用の際には、単に現状の安全性を確率論的に評価するだけでなく、保全活動や AM 策実施訓練の結果等を適

切に反映させ評価結果の信頼度を向上させるとともに、安全上重要な点検個所の抽出や効果的な AM 策の検討等を通じて安全性の実質的な向上を目指すべきである。さらに、安全機能に関する信頼性を高めるための技術、事故時のプラント挙動及び物理現象を精度よく評価するための技術、幅広い自然現象等に関する危険性（ハザード）を定量化するための技術、個々の耐性を評価するための技術等の安全研究、並びに、効果的な保全技術の確立等に継続的に取り組むことにより、合理的に達成し得る最高の安全水準を継続的に追求すべきである。

## II 設計基準事故対応策の考え方（深層防護レベル 1～3）

2. （原子炉停止系）：多重性又は多様性及び独立性を有した原子炉停止系を設けること。ナトリウム冷却高速炉では、制御棒による複数の独立した原子炉停止系を設けること。設計基準事故時において原子炉停止系のうち少なくとも一つは、原子炉を臨界未満にでき、かつ、臨界未満を維持できること。

### 【解説】

軽水炉の原子炉停止系は、制御棒挿入とホウ酸水注入に係る設備が備えられている。一方、ナトリウム冷却高速炉では、ホウ酸水のような液体の注入によって原子炉を停止するシステムを設備することは難しい。したがって、ナトリウム冷却高速炉では、制御棒による複数の独立した原子炉停止系を設け、スクラム時の加速方式・落下方式・トリップ回路・信号を多重化又は多様化及び独立化する仕組みが採用されている。

この主炉停止系と後備炉停止系の 2 系統からなる制御棒は、それぞれ単独で余裕を持って原子炉を停止できる。このように原子炉停止系は信頼性を高めたシステム構成となっているが、制御棒挿入失敗による原子炉停止機能喪失の要因を分析するなどして、更に信頼性を高め、継続的な安全性向上を目指すべきである。

### 【軽水炉との比較】

軽水炉の原子炉停止系は制御棒とホウ酸水注入を組み合わせたシステムであり、制御棒単独での緊急停止失敗時に、ホウ酸水注入により原子炉を未臨界にすることが可能である。これに対し、「もんじゅ」の原子炉停止系は、主炉停止系及び後備炉停止系のいずれも制御棒挿入による方式であるが、いずれか一方のみで原子炉を停止し、未臨界を維持することが可能である。

### 【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 10 条、12-15 条、24-25 条、37 条、43-44 条

3. (崩壊熱除去系)：原子炉容器内で発生する崩壊熱を除去し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備を設けること。熱輸送系及び最終ヒートシンクは、その健全性及び機能を失わないようにすること。

#### 【解説】

軽水炉では、1次系配管破断のような事故に対して、崩壊熱を除去するために緊急に冷却水を炉心に注入する非常用冷却システムを備えており、このシステムを多重化又は多様化及び独立性を持たせて信頼性を高めている。一方、ナトリウム冷却高速炉では、一次冷却系は低圧でありバウンダリ破損時に直ちに冷却材が系統から流出することはない。このため、複数の冷却システムを有していれば、破損した冷却システム以外の健全なシステムを用いて崩壊熱を除去することは可能である。

これらの崩壊熱除去システムではナトリウムループが健全で循環が維持されることが必要であり、このために凍結防止や耐震性の観点で流路の確保が問題ないことを確認しておかなければならない。さらに、どのような条件においても崩壊熱が除去できるように、全交流動力電源喪失(SBO)時の流路確保のためのベーン・ダンパなどの操作手順の整備や、これを確実に実行できる体制の構築及び訓練を実施しておかねばならない。

#### 【軽水炉との比較】

ナトリウム冷却高速炉の冷却系は軽水炉と異なり低圧系で運転されることから、冷却材漏えいが生じてもガードベッセル等により原子炉容器内のナトリウムは保持され、軽水炉の非常用炉心冷却系の様なシステムは不要となる。また、1次、2次ナトリウムの自然循環での除熱も可能であり、軽水炉の全交流電源喪失時における限られた条件での除熱システムとは異なる。

ただし、ナトリウム冷却高速炉は冷却材漏えい時において、軽水炉のようにプラント外部から冷却材を補給することはできない。このため、設計上想定する冷却材漏えい時において、崩壊熱の除去に必要な原子炉容器液位や冷却材流量及び流路が確実に確保されるよう、系内に必要十分な量の冷却材を保有していること、また、設計基準事故を超える場合にはプラント内部において冷却材の補給が支障なく行える設備を有していること等を確認しなければならない。

#### 【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第10条、12-14条、17条、21-22条、24条、37条、43条、47-48条

4. (共通要因故障の回避)：共通要因故障に至る可能性のある内部火災、内部溢水に対して事象の発生と拡大を防止するため、必要な対応策が講じられていることを確認すること。対応が不十分である場合にはさらなる対応策を講じること。

## 【解説】

共通要因故障による安全機能の喪失を防止する観点から、プラント内部で発生する一般火災及び溢水に対する安全対策の強化を行わなければならない。一般火災に対する対策は、軽水炉とほぼ同様であり、ナトリウム冷却高速炉として重要な安全機能について、系統分離による安全機能の独立性、多重性の確保を確実にするため、火災の発生防止、感知・消火、火災の影響軽減の対策を講じなければならない。なお、消火設備を検討するに際して、ナトリウム内包機器が設置された区域の一般火災に対しては、水を使用しない不活性ガス（炭酸ガス、窒素など）消火設備等から適切なものを選定することが重要である。

内部溢水については、高速炉特有の安全機能を有する設備を考慮し、安全上の重要度を踏まえて防護対象設備を抽出して溢水影響評価を実施する必要がある。評価は、軽水炉と同様、没水、被水、蒸気の観点から行うが、ナトリウム冷却高速炉に特有のナトリウム内包機器が設置された区域に対しては、当該区域外からの溢水影響が及ばないことを確認すべきである。

## 【軽水炉との比較】

ナトリウム冷却高速炉では、一般火災に対する消火設備の検討にあたっては、ナトリウムの化学的特性とそれを踏まえた設計を考慮すべきである。すなわち、内部火災においては、ナトリウム内包機器が設置された区域の一般火災に対しては、水を使用しない不活性ガス（炭酸ガス、窒素など）消火設備等から適切なものを選定する必要がある。また、内部溢水に対しては、ナトリウム内包機器が設置された区域に対しては、区域外から溢水の影響が及ばないことを確認する必要がある。

## 【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 8-9 条、41 条

- |  |
|--|
| <p>5. (ナトリウム冷却高速炉に特有な事象) : ナトリウム漏えい、ナトリウム・水反応に関する十分な対応策を講ずること。2 次系のナトリウム漏えい及び蒸気発生器の水漏えいに対し、従来の設備対応の妥当性、並びに設計基準を超える重大事故への進展のおそれについて検討し、必要に応じて設備対応等を適切に実施すること。</p> |
|--|

## 【解説】

化学的に活性なナトリウム冷却材は、空気中で燃焼するとともに、水と激しく反応することから、ナトリウムに対して設計上の考慮が必要となる。そのため、一般に、ナトリウム冷却高速炉では設計段階より設計基準の対策として以下のような対処が講じられている。

- (1) ナトリウムを内包し、内部に液面を有する機器は、その液面上を不活性ガス雰囲気とするとともにナトリウムが空気と接触しない構造としている。
- (2) ナトリウムを循環する安全上重要な系統及び機器は、ナトリウムの凍結により安全機能を失うことがないように考慮されている。
- (3) 放射化している 1 次系ナトリウムについては、中間熱交換器を介して 2 次系に熱を伝えるシステム構成であり、隔離された仕組みになっている。
- (4) 蒸気発生器伝熱管からの水漏えいによりナトリウム・水反応が発生した場合には、漏えいを速やかに検知し、ナトリウム・水反応の影響を抑制及び終息できるシステムとなっている。漏えい後の原子炉の冷却も安全に行えるように、中間熱交換器により 2 次ナトリウム系は炉心や他の冷却系ループから隔てられており、ナトリウム・水反応の影響がこれらに及ぶことはなく、崩壊熱除去に必要な設備の系統分離は確保されている。
- (5) 安全上重要な機器はナトリウムの漏えい時においても、ナトリウムの化学反応の影響により安全機能を失うことがないように考慮された設計としている。
- (6) 安全上重要な機器は、系統分離を行ってナトリウム漏えいの影響を抑制する。
- (7) ナトリウムを保有する機器を収納する部屋は必要に応じて、ナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止するため、鋼製のライナ等を設置している。

これらについては設計の段階より対策が取られているが、東京電力福島事故を受けて、それらの対策の妥当性、並びに、重大事故等への進展の可能性について確認しなければならない。

一般に、ナトリウム冷却高速炉では原子炉に接続する 1 次系は窒素雰囲気により、漏えい時のナトリウム燃焼対策がなされるが、2 次系の配管等の機器は空気中に設置されていることから、2 次系のナトリウム漏えいの影響を確認しなければならない。ナトリウム漏えい燃焼では、破損規模や漏えい継続時間が影響評価において重要となる。このため、重大事故への進展の可能性については、破損規模あるいは漏えい継続時間が想定を超えて厳しくなることを対象に評価を行う必要がある。

蒸気発生器のナトリウム・水反応については、伝熱管の破損規模や水漏えい量が、安全評価上重要な要素である。設計基準として想定している破損規模や水漏えい量を超える事象の発生については、その可能性を十分検討するとともに、発生頻度が極めて低いと想定される場合であっても、事故挙動が極めて早く AM 対応が不能であることから、IHX の 1 次系ナトリウムとの境界を含めた 2 次系ナトリウムのバウンダリが確保されること等の重大事故への進展の可能性を確認しなければならない。

さらに、ナトリウム漏えい燃焼や蒸気発生器のナトリウム・水反応が発生した後の、終息に至る過程での長期にわたる安全性の確保、及び復旧の対策を講じることも必要である。

#### 【軽水炉との比較】

軽水炉にはないナトリウム冷却炉特有の対策が要求される。ナトリウムは化学的に活性な物質であり、高温で大気環境下に漏えいした場合には燃焼により反応熱及びエアロゾルが発生する。また、高温のナトリウムが漏えいしてコンクリートに熱的な影響を与えるとコンクリート

から水分が放出され、水分とナトリウムの反応による水素発生が懸念されることから、漏えいを速やかに停止させるなどの影響緩和の対策が必要となる。蒸気発生器内での伝熱管破損時には、高圧の水・蒸気がナトリウム中に噴出し、ナトリウム・水反応の反応熱により短時間で温度が上昇するとともに水素が発生する。さらにナトリウム・水反応ジェットによる損耗（ウェステージ）が、健全な伝熱管を損傷させて破損領域は拡大していく。このため、伝熱管破損を早期に検出し、事象を早期に終息させることが必要であり、軽水炉の蒸気発生器（水-水熱交換器）とは異なる。

【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 8 条、12 条、17 条、21 条、41 条、47 条

III 重大事故の防止と影響緩和に関する考え方（深層防護レベル 4）

6. 炉心損傷事故に至る可能性のある原子炉停止失敗に起因する事象と除熱失敗に起因する事象について、安全機能の喪失状態及び事象進展を PRA 等も参考にして適切に考慮し、必要な設備対応（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）での対応から成る適切なアクシデントマネジメント（AM）策を講じること。

【解説】

一般に重大事故に至る内的事象は、原子炉停止失敗に起因する事象と除熱失敗に起因する事象に分類される。原子炉施設は、これら重大事故に至るおそれがある事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。また、重大事故が発生した場合において、外部への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。ここで、「必要な措置」とは、安全設計、並びに、設備面（ハード）の対策と操作・管理・体制面（ソフト）を含む AM 策をいう。

これらの事象は、第 4 章に具体的に示しているが、安全機能の喪失状態及び事象進展に関する網羅的な PRA を参考にして摘出された事象であり、特に、原子炉停止機能喪失に関する事象と除熱機能喪失に関する事象について、適切な対策を講じる必要がある。

原子炉停止機能喪失に関する事象については、ナトリウム冷却高速炉の炉心特性のため、AM 策での実施が不可能な進展速度が速い事象を含むことから、その設計余裕について最新知見を用いて確認するとともに、長期的な安全確保について、適切な AM 策を構築すべきである。除熱機能喪失に関する事象については、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きく、ナトリウム温度の上昇が緩慢となり、時間的な余裕（数時間から数十時間）が大きいこと、並びに、ナトリウムが高温まで単相（沸点 883℃：大気圧）であり、密度変化を活用した自然循環による除熱が可能であることを考慮して、AM 策を構築すべきである。

### 【軽水炉との比較】

軽水炉では実用炉設置許可基準規則の解釈<sup>3-7)</sup>において必ず想定する事故シーケンスグループが具体化されているが、研開炉設置許可基準規則の解釈<sup>3-8)</sup>では具体化されていない。したがって、ナトリウム冷却高速炉では、網羅的な PRA あるいはそれに代わる方法によって、頻度と影響度等を考慮して事故シーケンスグループを選定し、設計基準事故対処設備の機能喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出すべきである。

### 【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 10 条、12-13 条、15 条、17 条、21-22 条、24-25 条、37 条、43-44 条、47-48 条

7. 原子炉停止機能喪失事象に対し、ナトリウム冷却高速炉の炉心特性から進展速度が一般に極めて速い事象であることを考慮し、設計の安全余裕について最新知見を用いて確認するとともに、設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適切な AM 策を講じること。

### 【解説】

ナトリウム冷却高速炉では、設計基準の設備である主炉停止系の挿入失敗により原子炉を緊急停止することができない事象が発生した場合、深層防護の第 4 レベル第 1 段階として、炉心の著しい損傷を防止するため、主炉停止系と独立して緊急炉停止が可能な後備炉停止系が設けられている。深層防護の観点からは、第 4 レベル第 2 段階としてさらにこの後備炉停止系の挿入にも失敗し、全ての原子炉停止機能が喪失する原子炉停止機能喪失事象 (ATWS) を想定し、格納機能確保のための対策を講じなければならない。

この事象は、炉心中央部でのボイド反応度が正であることや炉心体系が最大反応度でない体系であるため、再臨界及び再臨界による機械的エネルギー放出に対する考慮が必要であるとともに、事象進展速度が極めて速いことを考慮した AM 策を講じなければならない。

原子炉停止機能喪失事象 (ATWS) は、「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)」、「除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)」及び「過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)」に代表されるが、ULOF と ULOHS のような事象が生じた場合、炉心部の冷却材温度が上昇し、炉心中心部の集合体で冷却材が沸騰すると、正のボイド反応度が挿入されて出力が急速に上昇する。この出力上昇によって、冷却材が沸騰していない集合体も、冷却材の沸騰に先行して燃料ペレットの熔融が生じ、被覆管の破損によって熔融燃料の冷却材流路中への噴出が生じ、熔融燃料と冷却材ナトリウムとの相互作用 (FCI) により冷却材沸騰が生じて正のボイド反応度がさらに挿入され、出力逸走により炉心の著しい損傷に至る可能性がある。一方、UTOP の場合、定格流量条件下で炉心出力が次第に上昇することによって、同様の被覆管の破損による熔融燃料の冷却材流路中への噴出、FCI による冷却材沸騰が生じるが、出力の高い集合体から順次発生するため、正のボイド反応度が急速に挿入されることはなく、出力逸走に至る可能性は

低い。

これらの事象に対する防止策は、事象の発生頻度を低減させるとともに、万一、発生した場合にも機械的エネルギーにより原子炉冷却材バウンダリが損なわれないように設計で対処すること、並びに熔融燃料により原子炉容器が熔融貫通しないよう長期的な冷却保持のための AM 策を十分に講じることである。この設計での対処に関しては、「もんじゅ」の場合、(5)項事象として、従来より、設計基準事故を超える条件で安全が確保されることが確認されているが、これらも含め安全評価全体に関して最新知見を用いてその妥当性を検討すべきである。

#### 【軽水炉との比較】

軽水炉は、原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けることとしており、BWR は再循環ポンプの停止操作やほう酸水の注入設備が該当し、PWR においては、補助給水系ポンプの起動や化学体積制御設備等によるほう酸水の注入が該当する。

#### 【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 10 条、12-13 条、15 条、17 条、21-22 条、24-25 条、37 条、43-44 条、47-48 条

8. 「もんじゅ」の安全上の特徴から除熱機能喪失事象についての安全対応策は極めて重要であることから、設備の特徴を踏まえ設備面（ハード）及び操作・管理・体制面（ソフト）から成る適切な AM 策を構築すること。

#### 【解説】

除熱機能喪失事象は、崩壊熱除去機能喪失型（PLOHS）及び原子炉容器液位確保機能喪失型（LORL）に分けられるが、これらの事象において炉心損傷を防止するため、ナトリウム冷却高速炉の特性を考慮した AM 策を構築しなければならない。

ナトリウムは高温まで単相（沸点 883℃：大気圧）であることから、原子炉容器内で炉心をナトリウムから露出させることなく液位、冷却流路、流動性を確保してナトリウムを循環させることにより除熱することが基本となる。本事象では、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きいことから、一般にナトリウム温度の上昇は緩慢であり、炉心の著しい損傷までに時間余裕（数時間から数十時間）が大きい。この時間的余裕を活用して自然循環除熱への自動移行に失敗した場合でも、液位や流動性を確保するための複数の AM 策が可能であり、それらによって炉心損傷を防止することが重要である。万一、熔融した炉心物質とコンクリート構造物が接触した際には水素を発生することから、除熱機能喪失事象についての安全対策は極めて重要であり、極めて高い信頼性を有する AM 策を構築しなければならない。「もんじゅ」の場合、上述の時間余裕からそれらの AM 策は合理的に十分達成可能であり、その充実に努めな

なければならない。特に、液位喪失型の事象に対しては、漏えいが生じた配管からの流出を止めるためのサイフォンブレイク操作及び復旧段階まで考慮した多重の対策、流動性確保のための配管のヒータ加熱による温度管理等について AM 操作の向上を図るべきである。

#### 【軽水炉との比較】

軽水炉は、設計基準事故対処設備の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備として、原子炉隔離時冷却系（RCIC）若しくは非常用復水器（BWR の場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWR の場合）のような設計基準への対処機器を利用することにより冷却可能である。また、設計基準事故対処設備の原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁の駆動方法を多様化する等の AM 策を設けている。

ナトリウム冷却高速炉は、冷却材バウンダリからナトリウム漏えいが発生した場合においても、減圧沸騰により炉心が露出することはないので、緊急時の炉心冷却系による冷却材の注入は必要ない。系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きいことから、炉心の周りのナトリウム温度の上昇は緩慢であり、炉心の著しい損傷までに時間余裕があり、これを考慮した AM 策の整備が重要であり、AM 策によって冷却機能を維持することによって、事故の影響が原子炉容器外へ至らないように対処すべきである。特に、ナトリウムは高温まで単相であり、その温度に対する密度変化を活用し、自然循環による除熱手段を確保することが多様性を高める上で重要である。また、自然循環除熱に際しては動力電源や補機冷却系などを必要とせず、自然循環除熱への自動移行に失敗した場合でも、中央制御室あるいは現場における運転員の手動操作により自然循環除熱に移行可能であることを考慮し、遠隔及び現場操作など多様な手段を確保するとともに、それらの手段の信頼性を高める観点から AM 策の訓練や手順書への訓練データのフィードバック等、継続的な向上を図るべきである。さらに、機器の信頼性を向上する観点から、保全計画への PRA 手法の導入など具体的な対策を講じていくべきである。

#### 【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 10 条、12-13 条、15 条、17 条、21-22 条、24-25 条、37 条、43 条、47-48 条

- |  |
|--|
| <p>9. 格納機能の喪失に至る事象を詳細に評価し、原子炉停止機能喪失事象及び除熱機能喪失事象について溶融燃料による原子炉容器破損の可能性は実質上除外されるように適切な AM 策を講じること。</p> |
|--|

#### 【解説】

深層防護の第 4 レベル第 2 段階として、原子炉停止機能喪失（ATWS）事象に関する全ての

炉停止方策に失敗した場合、機械的エネルギーの発生によって、格納容器内の床上の空気雰囲気へナトリウムが噴出し、その燃焼に伴う加圧によって、格納容器の破損につながるおそれがあることから、それらの事象の発生に伴う影響を十分に評価しなければならない。

また、除熱機能喪失事象に対しては、炉心の著しい損傷までに時間的な余裕（数時間から数十時間）があり、自然循環除熱が可能であることから、この特性を考慮して熔融燃料による原子炉容器破損の可能性が実質上除外されるよう、種々の AM 策を講じなければならず、このことにより、熔融燃料が原子炉容器底部を貫通して原子炉容器室にてナトリウム・コンクリート反応及び燃料デブリ・コンクリート相互作用が生じることを防止できる。

このためには、炉心の著しい損傷の防止対策に加えて、これに失敗する事故シーケンスグループを考慮して AM 策を講じなければならない。それらは、

- ① 原子炉停止機能喪失（ATWS）
- ② 原子炉容器液位確保機能喪失（LORL）
- ③ 崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）

であり、全交流動力電源喪失の事故シーケンスは、原子炉については崩壊熱除去機能喪失に含まれる。各事故シーケンスにおいて失敗を想定する炉心損傷防止対策は多様であることを十分に考慮して評価しなければならない。

原子炉停止機能喪失事象では、前述のように即発臨界に伴う機械的エネルギーによってもたらされる可能性があるナトリウム噴出燃焼が考えられ、この事象に関する的確な評価を行わなくてはならない。また、原子炉停止機能喪失事象について、損傷炉心の原子炉容器内保持について評価し、原子炉容器への負荷を明らかにした上で、格納機能の評価しなければならない。評価の際は、実際の現象の不確かさを考慮し、現実的な事象想定に基づくが不確かな現象に対してはモデルの感度を考慮した保守的な手法を用いる等の方法によって評価を実施するべきである。

原子炉容器の液位確保機能喪失時に液位確保方策が失敗した場合及び崩壊熱除去機能喪失時に補助冷却系の自然循環による崩壊熱除去に失敗した場合は、主冷却系を介した崩壊熱除去機能喪失事象と特徴づけられる。このような事象に対し、炉心は冷却材から露出させることなく主冷却系とは独立した冷却手段による熱除去が行えることが重要である。この除熱性能に対し、その後の事象進展を検討し、格納機能確保対策の有効性を評価しなければならない。

#### 【軽水炉との比較】

軽水炉では格納機能喪失事象に対して、格納容器熱除去設備、雰囲気浄化設備及び可燃性ガス濃度制御系が設けられているが、ナトリウム冷却高速炉の設計基準事故においては、格納容器内雰囲気温度・圧力が顕著に上昇する現象はないため、格納容器スプレイ注水設備等は適用されるべきではない（研開炉設置許可基準規則（以下同様）第 49 条）。

ナトリウム冷却高速炉は、冷却材を液体で利用可能な温度範囲が広いと、崩壊熱除去に失敗した場合に活用できる系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きく、炉心損傷までの時間的余裕が十分に大きい。よって、除熱機能喪失事象に対しては、ナトリウム冷却高速炉において格納機能を確保するために、多様な AM 策によって原子炉容器内で炉心を冷却材から

露出させることなく保持・冷却する対策を講じることが有効である。(第 49 条)

高圧システムの軽水炉では、原子炉冷却材圧力バウンダリの破損事故等において、原子炉格納容器が圧力障壁の役割を果たし、炉心冷却に必要な機器として位置付けられる。一方、低圧システムのナトリウム冷却高速炉では、冷却材漏えいに対して、開放型のガードベッセル等で炉心冷却に必要な液位の確保が可能である。つまり、ナトリウム冷却高速炉における冷却材漏えいに対する格納機能確保対策は、軽水炉に設置されているような格納容器圧力逃がし装置や再循環ユニットが無くても、原子炉容器内で十分に事象終息可能である。(第 50 条)

また、仮に炉心が損傷したとしても原子炉容器内で炉心を冷却材から露出させることなく保持・冷却することで原子炉容器内終息 (IVR) を成立させるように対策を強化することが十分に可能であることを評価して示すべきである。(第 51 条)

軽水炉では、溶融燃料による原子炉容器破損が未だ生じていない炉心損傷の初期の段階で、燃料被覆管に含まれるジルコニウムと水の反応による水素発生を防止することはできない。一方、ナトリウム冷却高速炉では、炉心においてそのような反応はなく、IVR が成立すれば原子炉容器破損が回避できるため大量の水素の発生はない。すなわち、原子炉容器内で炉心を冷却材から露出させることなく保持・冷却することで IVR を成立させ、大規模な水素発生が実質上除外される対策を講じることが有効であり評価して示すべきである。(第 52、53 条)

#### 【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 10 条、12 条、14 条、17 条、21-22 条、32-33 条、37 条、43 条、47-53 条、56 条、58 条

10. 原子炉施設は、地震、津波、及びそれ以外の自然現象に対して、確率的評価手法等に基づきリスクを評価し、適切な余裕をもって安全が確保されるように設計による対応策を施すこと。設計想定を超える規模の自然現象に対してはその影響や設備の耐性を把握し、ナトリウム冷却高速炉の特徴を考慮した適切な AM 策を整備すること。

#### 【解説】

東京電力福島事故を踏まえれば、著しい自然現象に起因する共通原因故障を考慮しなければならない。ここで「それ以外の想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等であり、設計基準として想定されるレベルの自然現象に対して、確率的評価手法等に基づきリスクを評価し、適切な余裕を持って安全が確保されるように対策が施さなければならない。また、東京電力福島事故が従来 of 想定を超える津波の発生に起因したことを踏まえれば、想定を超える自然現象の可能性についても、弱点（クリフエッジ）の存在を把握した上で、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえた検討を行わなければならない。例えば、自然現象を共通要因と

した故障に対しての多様性を考慮し、耐性の高い設備を活用した複数の AM 策の採用や設備改善に継続的に取り組むべきである。さらに、継続的安全性向上の観点から、定期的に最新知見を反映するとともに、更なる AM 策の採用や設備の信頼性向上に取り組み、合理的に達成可能な最高水準の安全を追及すべきである。

#### 【軽水炉との比較】

想定される自然現象は、軽水炉と同様であるが、安全機能を維持するために影響を考慮すべき重要な安全施設とその喪失に対する AM 策を設定する際に、ナトリウム冷却高速炉に特有の特性を考慮して設定すべきである。

#### 【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 3-6 条、12 条、14 条、33 条、38-40 条、43 条、58 条

11. 故意による大型航空機の衝突、その他のテロリズムに対して、自然循環冷却ループや補助冷却系の配置等の設備上の特徴、並びに AM 策の有効性も考慮し重大事故の発生防止及び影響緩和策を講じること。

#### 【解説】

人為事象である意図的な航空機衝突等のテロリズムに対して炉心損傷のおそれがある場合又は損傷した場合において、放射性物質の異常な水準の放出に至らないように対応策を講じなければならないが、燃料物質を原子炉容器内に保持して冷却し、事故を終息させるように対策することが基本的な安全確保の考えである。

航空機衝突に対しては、冷却機能及び格納機能の喪失の有無の両面からの検討と対応を行わなければならない。まず、冷却機能については、冷却パスの位置的分散及び現場の状況を十分踏まえた AM 策の実行性等に関する検討が必要である。さらに、格納容器が破損した場合であっても炉停止及び冷却機能の確保に関する影響評価を行う必要がある。対策の検討にあたっては、立地条件等を考慮し、現実性のある評価を行うべきである。また、可搬型も含めた AM 策を整備する必要がある。

#### 【軽水炉との比較】

軽水炉は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するための設備として、原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば 100m 以上）を確保するか又は大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納することとしている。「もんじゅ」の場合には、自然循環冷却が可能な 3 ループの補助冷却系と強制循環冷却によるメンテナンス冷却系が分散配置され、最終ヒートシンクが

空気冷却器であるという設備上の特徴及びそれらの有効性を適切に評価すべきである。

**【研開炉設置許可基準規則における対応条項】**

第 7 条、12 条、18 条、21-22 条、42-43 条、47-48 条

12. 設計基準を超える事象に対する合理的な安全対策の整備の観点から水素爆発を防止するため、水素濃度の測定、水素の外部への排出、意図的な小規模な水素燃焼等の適切な AM 策を、既存設備も活用し講じること。

**【解説】**

ナトリウム冷却高速炉では、軽水炉のような燃料被覆管のジルコニウムと水との反応及び水の放射線分解による原子炉内の大量の水素発生懸念はない。

ナトリウム冷却高速炉での水素発生要因は、ナトリウム・コンクリート反応及びナトリウム・水反応であることから、それらの対策を講じなければならない。基本となる考え方として、1 次系に対しては、設計基準対策としての確実な水素発生防止を図るべきである。

「もんじゅ」のナトリウム漏えい対策としては、1 次系についてはガードベッセルに漏えいナトリウムを保持するとともに、鋼製ライナで床、側面及び天井を覆いナトリウムとコンクリートとの接触を防止している。同時に、1 次系の雰囲気の不活性化することによって、漏えいナトリウムの燃焼を防止する。また、2 次系についても床ライナによりナトリウムとコンクリートの接触を防止するとともに、漏えいしたナトリウムは連通管を通して、速やかにダンプタンク室の燃焼抑制槽に導かれる構造としている。なお、2 次系は空気雰囲気であり漏えいナトリウムの燃焼が懸念されるが、漏えいの早期検出と 2 次系内ナトリウムの早期ドレンにより床ライナの健全性を確保している。

また、蒸気発生器伝熱管の水漏えい時において、ナトリウム・水反応により発生する水素は、系内から屋上に設置されたナトリウム・水反応生成物収納容器に導かれ、その上部配管から大気放出・燃焼処理される。

今後さらに、東京電力福島事故後の安全対策強化として、水素発生防止対策の十分な裕度の確認と、万一の設計基準を超える 2 次系建屋で発生した水素の排出や低酸素による燃焼抑制の検討を行うべきであり、それらの効果を有効とするために検出方法（水素濃度計測等）や設計基準を超える可能性に対する AM 策（水素排出操作）の強化検討を、水素発生の可能性のある箇所に対して行う必要がある。

**【軽水炉との比較】**

ナトリウム冷却高速炉の特性として、ナトリウム・コンクリート反応及びナトリウム・水反応による水素発生を防止できるように適切な対策を講じることが重要である。

## 【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 23 条、32 条、52-53 条、59 条

13. 使用済燃料貯蔵槽（炉外燃料貯蔵槽及び燃料池）における燃料破損を防止するため、設備の特徴を踏まえた適切な AM 策を講じること。

## 【解説】

一般に、ナトリウム冷却高速炉では、原子炉から取り出した使用済燃料を崩壊熱が十分に減衰するまで炉外燃料貯蔵槽のナトリウム中に貯蔵し、崩壊熱減衰後、燃料池の水中にて貯蔵・冷却することから、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池は以下の性能を有しなければならない。

- (1) 使用済燃料が臨界に達するおそれがないこと。
- (2) 崩壊熱により使用済燃料が溶融しないものであって、最終ヒートシンクへ熱を輸送するとともにその浄化系を有すること。
- (3) 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること。
- (4) 使用済燃料貯蔵槽から放射性物質を含む液体があふれない、又は漏れないものであって、使用済燃料貯蔵槽から液体が漏れ出した場合において液体の漏れいを検知することができること。
- (5) 崩壊熱除去に関する冷却系の液体の凍結を防止すること。

上記に関し、炉外燃料貯蔵槽については、冷却機能の喪失によるナトリウム温度の上昇、及びナトリウム漏えいによる貯蔵槽内のナトリウム液位低下への対応策を講じなければならない。前者の対策に関しては、冷却機能が喪失した場合であっても温度上昇が緩慢であることから、可搬型機器等の使用による崩壊熱除去を可能とするための多様な方策を選択可能である。この際、冷却系のナトリウムの凍結を防止することも重要であり、過冷却等の状態監視と制御方策を検討する必要がある。後者の対策に関しては、ナトリウムの漏えい対策としてすでに設置されている外容器等の設備の特徴を活用し適切な AM 策を整備すべきである。

一方、燃料池についても冷却系の機能喪失による水温の上昇及び水の漏えいによる水位低下への対応策を講じなければならない。前者の対策検討にあたっては、使用済燃料の崩壊熱が十分に減衰しているため、燃料貯蔵槽の場合と比較してさらに大きな時間的余裕があることを考慮すべきである。後者の検討にあたっては、サイフォンブレイク等による水流出の防止と水補給に関する可搬型機器の使用も含めた AM 策を検討する必要がある。

## 【軽水炉との比較】

炉外燃料貯蔵槽については、ナトリウム冷却高速炉固有の設備であり、異常及び事故の監視にあたっては密閉容器であること、ナトリウムが不透明であること等の特徴を踏まえて対策し

なければならない。

燃料池については、設備構成は軽水炉と類似しているが、使用済燃料の崩壊熱が十分に減衰している点が特徴であり、時間的余裕を考慮した水の補給等の AM 策が有効である。

**【研開炉設置許可基準規則における対応条項】**

第 12 条、16 条、37 条、43 条、54 条、57 条

14. 重大事故等発生時の中央制御室及び緊急時対策所の居住性を、ナトリウム冷却高速炉における事故の特徴に鑑みた適切なソースタームを想定し、運転員あるいは要員の被ばくの観点から遮蔽、換気等の設備を設計し、確保すること。

**【解説】**

中央制御室には、設計基準事故を超える事故が発生した場合においても、運転員がとどまり、必要な操作ができなければならない。設計基準対象施設としての中央制御室の居住性は、従来の安全評価で選定された事象が評価の対象になると考えられる。また、施設の重要性に鑑み、最も保守的な放射性物質の放出を想定した旧「仮想事故」等を参考にして評価されることが適切である。重大事故等対処施設としての中央制御室の居住性評価においては、格納機能を確保するための対策に成功し事故が終息する場合について、PRA によって包括的に事故シーケンスを検討し、設備設計及び運転員の被ばく評価を行うべきである。

緊急時対策所には、軽水炉の東京電力福島事故を踏まえ、放射性物質の異常な放出に至った場合においても、各種要員がとどまることができなければならない。緊急時対策所の居住性評価においては、事故の進展がナトリウム冷却高速炉と軽水炉とでは異なるため、事象を適切に想定する必要がある。想定にあたっては、ナトリウム冷却高速炉における緊急時対策所の設置目的及び機能要求を十分に検討すると共に、PRA に基づき事象の発生頻度及び影響度を考慮して事故シーケンスを抽出することが重要となる。また、遮蔽、換気等の設備設計に充てるソースタームは、抽出した事故シーケンスの事象進展解析結果等に基づき要員の被ばくに対し保守的に設定すべきである。中央制御室の居住性評価との共通事項として、東京電力福島事故を踏まえ、従来の安全評価で想定している希ガス、よう素以外に Cs 類、Te 類等の FP 核種や放射化 Na、Pu といった高速炉特有の核種が大気中へ放出され、要員の被ばくに寄与することを考慮しなければならない。

**【軽水炉との比較】**

ナトリウム冷却高速炉においては、炉心損傷から格納機能低下に至る過程、格納容器内における放射性物質の挙動、事象によっては進展が比較的緩慢であること等、事故の進展が軽水炉とは異なる。

重大事故等対処施設の評価においては、中央制御室は格納機能を確保するための対策に成功

し事故が終息する場合について、緊急時対策所は、例えば、仮にその対策に失敗する場合を重大事故発生時の居住性が確保されるべき範囲とし、それぞれ PRA に基づいて設計に充てる事象を適切に想定すべきである。また、冷却材にナトリウムを用いていることを考慮した事象進展解析を基に Na や Pu といったナトリウム冷却高速炉特有の核種の大気への放出を考慮する等してソースタームを設定し、運転員あるいは要員の被ばくの観点から遮蔽、換気等、居住性に係る設備の設計に充てなければならない。

#### 【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 26 条、29-30 条、34 条、60 条、62 条

15. 重大事故時において必要とする原子炉及びプラントの状態を監視できる措置を講じること。重大事故等が発生した場合に監視するパラメータは、ナトリウム冷却高速炉の特徴及び想定される重要事故シーケンス等の事象進展と環境条件に鑑みて適切に選定すること。また、監視パラメータの重要性によって計測機器を分類し、耐震性を確保すること。

#### 【解説】

重大事故等が発生した場合における温度、放射線その他の使用条件において当該パラメータを監視できる計測機器を整備するとともに、その計測機器が故障などによって使用不能になることを想定し、当該パラメータを推定するために有効な代替パラメータや可搬計測機器等の代替手段を整備しなければならない。

また、監視パラメータの重要性によって計測機器を分類し、耐震クラスや電源等の要求事項を整理すべきである。

#### 【軽水炉との比較】

ナトリウム冷却高速炉では原子炉容器の破損時にも液位を確保できるようにガードベッセルを設けており、原子炉容器内終息（IVR）が達成されていることは、ガードベッセル内漏えいナトリウム液面計、原子炉容器内のナトリウム液面計・温度計、原子炉格納容器床下雰囲気温度計、接触型ナトリウム漏えい検出器、サンプリング型ナトリウム漏えい検出器などの多様なパラメータの指示値及びトレンドを把握することで確認できる。IVR 達成のために判断・監視が必要となるパラメータについては、軽水炉と同様に複数の計測器によって把握できるよう整備し、運転員の事故対処に関係する AM 策に反映していくべきである。

軽水炉と異なり冷却材にナトリウムを用いていることから、冷却材の化学分解による水素の発生は考慮する必要がない。また、ナトリウム冷却高速炉の水素発生要因であるナトリウム・コンクリート反応及びナトリウム・水反応についても、十分な裕度の確認と必要な対策の検討が行われており、熔融燃料による原子炉容器破損が生じていない段階では大量の水素発生は起こりえないが、万一の場合を想定し AM 策として必要な計測機器の検討を行うべきである。

軽水炉と同様に原子炉容器内の液位、温度といった重大事故時の炉心状態の把握などに必要な特に重要なパラメータの計測機器に関しては、十分な耐震性を有しなければならない。一方、柔軟な対応を可能とするためには、耐震性の低い計測機器を含め多様な計測手段を用意した上で、その優先度を考慮すべきである。

【研開炉設置許可基準規則における対応条項】

第 12 条、23 条、26 条、59 条、61 条

16. 重大事故発生時に的確な AM 対策を実施できるように必要な措置を講じること。重大事故に的確かつ柔軟に対処できるよう、体制、手順、書類、資機材等を整備するとともに、教育、訓練を行なうこと。さらに、訓練等で評価された AM 策の有効性を適切に PRA に反映するとともに、PRA 等の結果を用いて、継続的に AM 策の有効性を向上させること。

【解説】

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書整備に当たっては、抽出した主要な事故シーケンスに対する手順や観測されるプラントの徴候に応じた操作手順書を整備する。手順書に基づき、訓練を行い、その有効性を評価するとともに人員を確保する等の必要な体制を適切に整備しなければならない。

主な手順書としては、緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にする手順、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順、原子炉格納容器の破損を防止するための手順、等が考えられる。これらの手順を作成するに際して、東京電力福島事故の教訓を踏まえて以下の点に留意する必要がある。

(1) 操作の優先順位や実施の判断基準

操作の判断基準となる原子炉施設のパラメータ（原子炉出力、原子炉冷却材の温度及び流量、等）とその測定方法、及び操作の選択や実施の判断基準を定める。原子炉施設のパラメータは、直接測定できるものとする。しかしながら、東京電力福島事故では、破損等で測定できないパラメータもあったことから、困難な場合は推定のための手段を考慮する。

(2) 原子炉制御室、緊急時対策所の居住性及び現場のアクセスルート

原子炉制御室は、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまることができること。緊急時対策所は、必要な指示を行う要員、プラント内外の通信連絡を行う要員、重大事故に対処する要員等が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処できること。これに加えて、重大事故対処のため、原子炉制御室及び緊急時対策所から、現場にアクセスできることが必要である。

東京電力福島事故では、津波による瓦礫の散乱や放射線により現場にアクセスできなかった。「もんじゅ」は、自然循環流路を確保するため、現場の弁操作や格納容器隔離弁の現

場操作が必要になることが考えられる。したがって、重大事故等が発生した場合において、現場での操作、可搬型設備の運搬、又は他の設備の被害状況を把握するため、瓦礫や放射線量を考慮しサイト内の道路及び建物内の通路が確保されることが必要である。

(3) 重大事故等対処設備の一部が使用できない場合の代替措置、等

重大事故等対処設備が使用できない場合の対応も記載する必要がある。東京電力福島事故では、電源が喪失して緊急時に必要な設備が作動しなかった。「もんじゅ」でも、例えば自然循環流路を確保する弁が作動しない場合、現場で操作する必要がある。このときの対応を手順書に記載する。

(4) プラントの状況を把握するために必要な計装、内外の通信のための電源確保

東京電力福島事故では、計装や計算機、PHS、有線ページング設備は電源喪失で使用できなくなったことから、AM 対策実施に必要な計装や計算機、プラント内と国及び自治体等、通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う電源が確保されていることが必要である。

(5) 操作を実施した場合の影響評価、長期安定状態の維持

手順書を実行した場合のプラントへの影響（良い影響、悪影響の双方）、プラントの長期安定状態維持のための留意点を記載する。

(6) その他、手順書の移行基準、改訂手続き等

重大事故等に対処するため、複数の手順を作成した場合は、その移行基準を明確にし、手順の優先順位を事象進展に伴って見直すことが必要なことに留意する。

また、手順書の改訂管理を明確にする。

また、重大事故等に的確かつ柔軟に対処するため、実施組織及び支援組織を整備しなければならない。実施組織及び支援組織は、役割分担や責任者を定め必要な要員を配置し、効果的に重大事故等の対策を実施する必要がある。

さらに、訓練等で評価された AM 策の有効性を適切に PRA に反映するとともに、PRA 等の結果を用いて、継続的に AM 策の有効性を向上させることが重要である。また、安全性向上の追求は、最新の知見を採り入れながら、継続的に実施されることが重要であることから、設計、評価、安全確保技術、PRA 手法等に係る安全研究の進展を活用し、外部環境への対応も視野に入れ、柔軟な AM 策の継続的な整備に努めるべきである。

### 【軽水炉との比較】

「もんじゅ」は、冷却材としてナトリウムを使用している。このため、システムの圧力は大気圧に近く、冷却材漏えいに対してガードベッセル等の静的機器で液位の確保が可能であり、軽水炉のような事故時の炉心冷却のための減圧及び冷却材緊急注入が不要である。このため、自然循環による炉心冷却が可能で、冷却材流路を確保することが重大事故等への対処の基本となる。一方でナトリウム冷却材は、化学的活性度が高いため、ナトリウム・水反応で発生する水素、及び漏えい時のナトリウム燃焼の熱に留意した手順を作成する必要がある。

また、「もんじゅ」は、敦賀半島北端部を敷地造成し、海拔 21.0m に主要施設を設置してお

り、背後は、標高 300～600m の山地に囲まれていることから、この敷地状況を考慮してアクセスルート、電源、冷却水を確保するよう配慮した対応とする必要がある。

**【研開炉設置許可基準規則における対応条項】**

第 11 条、29-31 条、35 条、44 条、47-48 条、55 条、57-59 条、60-63 条

## 謝辞

本報告書の作成にあたり、委員会事務局である FBR 安全技術センターをはじめとして、高速増殖炉研究開発センター及び次世代高速炉サイクル研究開発センター他、高速炉研究開発部門の方々には、高速増殖炉のプラント及びその安全評価に関するデータ等の情報をご提供頂いた。

また、本報告書の表 2-1 は「Publishing section, Division of Conference and Document Services, Department of Management, IAEA」の許諾を得て「International Nuclear Safety Advisory Group, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1,” INSAG-12, International Atomic Energy Agency, Vienna (1999).」の Figure 3 (p.86) に基づき作成したものである。ここに感謝の意を表する。

## 参考文献

- 1-1) 原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(2013年6月).
- 1-2) 原子力規制委員会「研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」(2013年6月).
- 1-3) 原子力規制庁「研究開発段階発電用原子炉の関係規則等に係るパブリックコメントで寄せられた意見への対応について」(2013年6月).
- 1-4) International Nuclear Safety Advisory Group, “Defence in Depth in Nuclear Safety,” INSAG-10, International Atomic Energy Agency, Vienna (1996).
  
- 2-1) 原子力安全委員会決定「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(1992年5月).
- 2-2) International Nuclear Safety Advisory Group, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1,” INSAG-12, International Atomic Energy Agency, Vienna (1999).
- 2-3) Health and Safety Executive (HSE), “Reducing Risks, Protecting People HSE’s decision-making process,” (2001).
- 2-4) IAEA, “Safety of Nuclear Power Plants: Design, Specific Safety Requirements No. SSR-2/1,” (2012).
- 2-5) IAEA, “Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation Specific Safety Requirements No. SSR-2/2,” (2011).
- 2-6) 原子力発電所過酷事故防止検討会「原子力発電所が二度と過酷事故を起こさないために－国、原子力界は何をなすべきか－」原子力発電所過酷事故防止検討会報告書(2013年4月).
- 2-7) 日本原子力学会「原子力安全の基本的考え方について 第I編 原子力安全の目的と基本原則」、AESJ-SC-TR005(2013年6月).
- 2-8) 原子力安全委員会安全目標専門部会「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」(2003年8月).
- 2-9) 原子力安全委員会安全目標専門部会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標について－」(2006年3月).
- 2-10) 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会「最終報告」(2012年7月).
- 2-11) 原子力安全・保安院「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について(中間とりまとめ)」(2012年2月).
- 2-12) 原子力安全委員会「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」(1980年11月).
- 2-13) 独立行政法人日本原子力研究開発機構「高速増殖炉研究開発センター 原子炉設置許可申請書(高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設)本文及び添付書類(一～十一) 昭和55年12月」(2006年10月 変更).

- 2-14) 経済産業大臣指示文書「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について (指示) (2011 年 3 月 30 日付 平成 23・03・28 原第 7 号)」.
- 2-15) 日本原子力研究開発機構「平成 23 年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書 (高速増殖原型炉もんじゅ)」(2011 年 4 月).
- 2-16) 経済産業大臣指示文書「平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について (指示) (2011 年 6 月 7 日付 平成 23・06・07 原第 2 号)」.
- 2-17) 日本原子力研究開発機構「平成 23 年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施状況報告書 (高速増殖原型炉もんじゅ)」(2011 年 6 月).
- 2-18) 日本原子力研究開発機構「福島第一原子力発電所事故を踏まえたソフト面等の安全対策実行計画について」(2011 年 11 月).
- 2-19) 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会「中間報告 (概要)」(2011 年 12 月).
- 2-20) 日本原子力研究開発機構「福島第一原子力発電所事故を踏まえた原子力災害時の初動体制等に係る追加安全対策について」(2012 年 3 月).
- 2-21) 原子力安全・保安院「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について(指示)」(2011 年 7 月).
- 2-22) 日本原子力研究開発機構 敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター他「東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価」JAEA-Research 2013-001 (2013).
  
- 3-1) 原子力規制委員会「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」(2013 年 6 月).
- 3-2) 原子力安全委員会「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(2006 年 9 月).
- 3-3) 日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術規程: JEAC4601-2008」(2008 年 12 月).
- 3-4) 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格, 第 I 編 軽水炉規格」、第 4 章 (PVB-3160 極限解析に基づく一次応力評価)、JSME S NC1-2005 (2005 年 9 月).
- 3-5) 土木学会原子力土木委員会津波評価部会「原子力発電所の津波評価技術」(2002 年 2 月).
- 3-6) 原子力規制委員会「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」(2013 年 6 月).
- 3-7) 原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(2013 年 6 月).
- 3-8) 原子力規制委員会「研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(2013 年 6 月).
- 3-9) 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(2009 年 3 月).
- 3-10) 田辺裕美、黒羽光男「高速増殖炉用蒸気発生器の安全性試験研究の現状と今後の展開」、

動燃技報 No.56 (1985 年 12 月).

- 4-1) 栗坂健一、素都益武、堺公明、小野田雄一、「新規制に対応した SA 対策への取り組み (3) 事故シーケンス選定のための PRA」、日本原子力学会「2013 年秋の大会」、H03 (2013).
- 4-2) 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(2013 年 6 月).
- 4-3) 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(2013 年 6 月).
- 4-4) 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(2013 年 6 月).
- 4-5) (独)原子力安全基盤機構「平成 15 年度 高速増殖原型炉レベル 1PSA 成功基準解析」(2004 年 9 月).
- 4-6) 原子力委員会「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」(1964 年 5 月).
- 4-7) T. Watakabe, S. Kitamura, K. Tsukimori, and M. Morishita, “Study on ultimate strength of thin-wall piping components for fast breeder reactors under seismic loading,” Transactions of 22nd International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-22), San Francisco, California, USA - August 18-23, 2013.

## 付録1 委員名簿及び開催実績

もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会  
〈委員名簿〉

五十音順（委員長、委員長代理を除く）

役職	氏名	所属
委員長	齋藤 伸三	独立行政法人日本原子力研究開発機構 副理事長
委員長代理	岡本 孝司	国立大学法人東京大学大学院 工学系研究科原子力専攻 教授
委員	一宮 正和	独立行政法人日本原子力研究開発機構 敦賀本部 経営企画部 産学連携コーディネーター
委員	片岡 勲	国立大学法人大阪大学大学院 工学研究科機械工学専攻 教授
委員	近藤 悟	独立行政法人日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター 所長
委員	杉山 憲一郎	国立大学法人北海道大学 名誉教授
委員	村松 健	学校法人五島育英会東京都市大学 工学部原子力安全工学科 客員教授
委員	与能本 泰介	独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門 安全研究センター 原子炉安全研究ユニット長

## （開催実績）

## もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会

第1回：2013年12月24日

第2回：2014年1月14日

第3回：2014年1月28日

第4回：2014年2月5日

第5回：2014年2月27日

第6回：2014年3月12日

第7回：2014年3月18日

第8回：2014年4月23日

第9回：2014年5月27日

## 付録 2 研開炉設置許可基準規則に対する海外専門家からのコメント

研開炉設置許可基準規則<sup>1-2)</sup>に対して、米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）の Sofu 氏（略歴を(3)に示す）がナトリウム冷却高速炉の安全工学の専門家としてコメントを寄せており、その原文と仮訳を付記する。

### (1) 主コメント

The new requirements 49-53 appear to generally apply to LWRs, not advanced reactor designs such as SFRs.

49～53 条は軽水炉に適用するもので、ナトリウム冷却高速炉に適用するものではないと思われる。

LWRs with emphasis on single-failure for design basis accidents and smaller safety margins have a comparatively higher likelihood of accidents that lead to core damage and that requires a conventional leak-tight containment structure to provide a defense-in-depth measure. In an SFR like Monju, a hypothetical core melt to penetrate the core catcher, the reactor vessel, and the guard vessel would require multiple failure scenarios with much smaller likelihood. In the U.S., the Advanced Reactor Design Criteria currently in preparation proposes to modify the corresponding containment requirements to achieve a "containment function" that can be provided by a physical system or combination of physical systems that collectively reduce dose at the site boundary as a consequence of postulated accidents.

DBA での単一故障に重点を置き、安全余裕のより少ない軽水炉は、比較的炉心損傷事故に至り易く、従前通りのリークタイトな格納容器が、深層防護の手段として要求される。一方、「もんじゅ」のようなナトリウム冷却高速炉では、コアキャッチャー、原子炉容器、ガードベッセルを貫通するような仮想的な炉心溶融に至るためには、より極低頻度の多重故障シナリオが要求される。

米国では、現在準備中の先進炉の設計クライテリア（Advanced Reactor Design Criteria）において、仮想事故の結果として、物理システム又は、その組合せによって敷地境界の線量を全体として下げることで「格納機能」を確保するように、対応する格納要求の修正を提案している。

My more specific comments on individual requirements are as follows:

個別コメントは次の通り。

Requirements 49 and 50: The containment pressure/temperature loading mechanisms are uniquely different for LWRs than for SFRs. However, if a conventional leak-tight containment structure is part of the design to perform a defense-in-depth function, equipment to cool the containment structure (and reduce the containment pressure) might be desirable to address consequences of sodium spray and pool fires (possibly from leaks from intermediate loop pipes that reside inside the containment).

49 条（原子炉格納容器の冷却等のための設備）及び 50 条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）：格納容器への圧力、温度負荷メカニズムは軽水炉とナトリウム冷却高速炉で異なる。しかしながら、従前通りのリークタイトな格納容器が深層防護機能を果たす設計の一部であるなら、格納容器を冷却する（及び格納容器内を減圧する）設備は（おそらく、格納容器内の中間ループ配管からの漏えいによる）Na スプレー燃焼やプール燃焼の影響に対処する観点からは望ましいかもしれない。

Requirement 51: In an SFR, the scenarios dealing with molten core reaching down to the bottom of the containment vessel (either a conventional leak-tight containment or a structure that perform a confinement function) can be demonstrated to fall well-within the residual risk category; therefore, the consequences of such hypothetical scenarios are typically addressed through defense-in-depth considerations with adequate emergency planning.

51 条（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）：ナトリウム冷却高速炉では、溶融炉心が格納容器（従前通りのリークタイトな格納容器又は格納機能を果たす構造物）底部に落下するシナリオは、残余のリスクのカテゴリーに十分落としこめることが実証され得る。従って、このような仮想的なシナリオの影響は、適切な緊急時計画と共に、一般的に深層防護の考慮の中で対応される。

Requirements 52 and 53: Usually, only major source of hydrogen in an SFR is byproduct of sodium-concrete chemical interactions. Theoretically, a secondary sodium leak inside the containment could lead to pool fires and sodium-concrete reactions. As long as Na keeps burning with available oxygen, a hydrogen accumulation can be ruled out (it will readily burn).

Perhaps, some accumulation can be hypothesized if oxygen inside the containment is depleted (or absent), but its consequences are typically addressed through the containment design-basis analyses (a base-mat can prevent it, for example). Therefore, unless a specific other source of hydrogen is identified, these new requirements may not apply to Monju.

52 条（原子炉格納容器の損傷を防止するための設備）及び 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）：一般に、ナトリウム冷却高速炉では、水素の唯一の主たる発生源はナトリウム・コンクリート化学反応による副産物である。

理論的には格納容器内の 2 次系ナトリウム漏えいによってプール燃焼とナトリウム・コンクリート反応が生じ得る。酸素が供給され Na が燃焼し続ける限りは、水素の蓄積は排除され得る（水素は直ちに燃焼する）。

格納容器内の酸素が燃焼して枯渇すれば（又は無くなれば）、おそらく、ある程度の蓄積は想定され得る。しかしながら、その影響は、一般には格納容器の DBA で扱われる（例えば、ベースマットがこれを防止する）。従って、他に具体的な水素発生源が特定されなければ、これらの条文は「もんじゅ」には当てはまらない。

**Requirement 56:** This new requirement indeed appears to be duplicative with requirement 37, and may not apply to Monju since an in-vessel retention of core debris in response to a hypothetical core disruptive accident can be demonstrated through analyses.

56 条（原子炉停止系統失敗時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備）：この新たな条文は正に 37 条と重複していると思われ、また、仮想的な炉心崩壊事故（HCDA）に対応する炉心デブリの原子炉容器内終息（IVR）を、解析によって実証することが可能であるため、「もんじゅ」には当てはまらないかも知れない。

## (2) 補足コメント

As to the Requirements 52 and 53: All I meant is that, if the only credible source of hydrogen inside the containment is due to sodium fires and its interaction with concrete, it could be ruled out through design considerations such as steel liner covering the floor of the containment to avoid direct contact with sodium. I.e., these two requirements appear to be only applicable to LWRs with much more significant H<sub>2</sub> accumulation concerns inside the containment.

52 条（原子炉格納容器の損傷を防止するための設備）及び 53 条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）に関して：私のコメントの意図は以下の通り。格納容器内の唯一確かな水素発生源が Na 火災及びそのコンクリートとの相互作用によるものであるなら、Na との直接接触を避けるべく格納容器の床面を覆う鋼鉄製のライナのような設計上の考慮によって排除され得る。すなわち、これらの 2 つの条文は格納容器内でのほかに多大な水素蓄積が懸念される軽水炉にのみ適用可能と思われる。

## (3) Sofu 氏略歴 ([http://www.ne.anl.gov/About/sofu\\_bio.html](http://www.ne.anl.gov/About/sofu_bio.html) より引用)

Dr. Tanju Sofu

Department Manager  
Engineering Analysis Department  
Nuclear Engineering Division

Tanju Sofu is the manager of the Engineering Analysis Department in Argonne's Nuclear Engineering Division. He is responsible for technical leadership and programmatic guidance of a variety of activities that include engineering simulations and safety analysis of nuclear reactor and fuel cycle facilities and systems, development of innovative nuclear reactor concepts, facility risk assessment and structural analyses, nuclear reactor plant performance analysis, and process modeling for developmental energy technologies. Dr. Sofu also leads the *Fast Reactor Safety and Licensing* technical area under the U.S. Department of Energy's Advanced Reactor Concepts (ARC) program. He is the co-chair of OECD/NEA's Generation-IV International Forum (GIF) Sodium Fast Reactor (SFR) Safety Design Criteria Task Force and U.S. representative to the GIF Risk & Safety Working group and SFR Safety and Operations Project Management Board.

Dr. Sofu joined Argonne in 1992 as a post-doctoral appointee. His educational background includes a BS degree in Physics and MS degree in Nuclear Engineering from Hacettepe University, Ankara, Turkey, and PhD degree in Nuclear Engineering from University of Tennessee in Knoxville. During his tenure at Argonne, Dr. Sofu has contributed to a number of nuclear and non-nuclear projects mostly focusing on development of simulation models for engineering systems analyses involving multi-dimensional, multi-scale, multi-physics phenomena. His technical contributions include a wide range of large-scale computational physics and fluid dynamics simulations on high-performance computing platforms for design optimizations, model validations, and safety analyses.

### 付録3 「もんじゅ」における静的機器の単一故障に対する検討の詳細

#### (1) 「もんじゅ」における静的機器単一故障の検討フロー

単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出に関する検討フローを付録3 図-1 に、研開炉設置許可基準規則<sup>1-2)</sup>への適合性確認に関する検討フローを付録3 図-2 に示す。

まず、「もんじゅ」の安全上の機能別重要度分類より、「もんじゅ」にて多重性又は多様性を要求する安全機能を抽出する。ここで、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」<sup>3-9)</sup>では、PS-1 (バウンダリ隔離弁)、MS-1 及び MS-2 (事故時のプラント状態の把握機能) を「信頼性に対する設計上の考慮」が必要な「重要度の特に高い安全機能を有する系統」としているが、本検討では、「もんじゅ」特有の安全機能の抽出に抜けがないよう、クラス1 及びクラス2 の安全機能の全てを対象として整理する。

次に、多重性と使命時間の観点で安全機能を整理し、単一設計で故障想定が必要な安全機能を抽出する。抽出された安全機能を担う系統のうち、単一設計となっている静的機器を抽出し、研開炉設置許可基準規則への適合性を検討する。

#### (2) 「もんじゅ」にて多重性又は多様性を要求する安全機能

「もんじゅ」にて多重性又は多様性を要求する安全機能の抽出結果を付録3 表-1 に示す。

「もんじゅ」と軽水炉で共通の安全機能については、実用炉設置許可基準規則の解釈<sup>3-7)</sup>に記載されている多重性又は多様性を要求する安全機能の分類を参考に整理した。また、バウンダリ機能や炉心形状の維持機能などの原理的に多重化が不可能なものについては、多重化要求を適用しない安全機能として整理した。

以上の検討により、「もんじゅ」にて多重性又は多様性を要求する安全機能として、26 項目を抽出した。このうち、「もんじゅ」特有のものは以下の5 項目である。

- ・ 炉心冷却のための原子炉冷却材汲み上げ機能 (MS-1)
- ・ 1次アルゴンガス系収納施設のバウンダリを構成する配管の隔離機能 (MS-1)
- ・ 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する配管の隔離機能 (PS-2)
- ・ 2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能 (MS-2)
- ・ 2次主冷却系の過圧抑制機能 (MS-2)

#### (3) 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出

上記の検討にて抽出した26 の安全機能に対し、多重性と使命時間の観点で整理を行い、単一設計で故障想定が必要な安全機能を抽出した。

多重性を有する安全機能として14 項目の安全機能を整理した。多重性を有する安全機能の例として、原子炉停止後の除熱機能の概要を付録3 図-3 に示す。「もんじゅ」の補助冷却系は、3 系統で構成され、1 系統のみで原子炉停止後の崩壊熱の除去が可能な設計となっている。よって、多重性を有するため、単一故障を想定しても安全機能は達成可能である。

使命時間が短期の安全機能として10 項目を整理した。研開炉設置許可基準規則では、使命

時間が短期（24 時間以内）の安全機能については、動的機器の故障のみを想定することとされており、本検討ではこの考え方に基づいた。使命時間が短期の安全機能の例として、2 次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能の概要を付録 3 図-4 に示す。「もんじゅ」の 2 次系は、約 160t のナトリウムを有するが、約 20 分でドレンが可能な設計となっている。よって、使命時間が短く、静的機器の単一故障は想定しない。なお、動的機器であるドレン弁については、それぞれ多重化している。

以上の検討により、単一設計で故障想定が必要な安全機能として、以下の 2 項目を抽出した。

- ・ 格納容器内の放射性物質の濃度低減機能（MS-1）
- ・ 原子炉制御室非常用換気空調機能（MS-1）

#### (4) 研開炉設置許可基準規則への適合性確認

研開炉設置許可基準規則の解釈では、以下の要求を満足する機器については、多重性の要求は適用しないとされている。本検討ではこの考え方への適合性を検討する。

- ・ 想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であるもの。
- ・ 単一故障発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できるもの。
- ・ 他のシステムを用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できるもの。

前述の検討にて抽出した単一設計で故障想定が必要な安全機能 2 項目に対し、これらの安全機能を担うシステムのうち、単一設計となっている静的機器として以下を整理した。

- ・ アニュラス循環排気設備のダクト
- ・ 中央制御室空調装置のダクト及びフィルタ

これらの静的機器については、故障の修復が可能であるものとして整理した。今後、故障の検出方法、補修方法及び補修中の被ばく量等について検討すべきである。

#### (5) 「もんじゅ」における静的機器単一故障の考え方

以上の検討結果に基づき、「もんじゅ」における静的機器単一故障の考え方を付録 3 表-2 に示す。

「もんじゅ」にて多重性又は多様性を要求する安全機能の 26 項目に対し、実用炉設置許可基準規則の解釈の考え方に合わせ、以下の 2 分類に整理した。

- ・ その機能を有するシステムの多重性又は多様性を要求する安全機能
- ・ その機能を有する複数のシステムがあり、それぞれのシステムについて多重性又は多様性を要求する安全機能

26 項目の安全機能を、多重性を有する安全機能として 14 項目、使命時間が短期の安全機能として 10 項目、故障の修復が可能な安全機能として 2 項目に整理した。

(6) まとめ

「もんじゅ」において、単一設計で故障想定が必要な安全機能を摘出し、研開炉設置許可基準規則への適合性を整理した。研開炉設置許可基準規則の解釈の詳細化案として、「もんじゅ」において「多重性又は多様性を要求する安全機能」をまとめた。

今後、単一設計で故障想定が必要な静的機器の修復方法等について、確認することが重要である。

付録3表-1 「もんじゅ」にて多重性又は多様性を要求する安全機能の抽出結果 (1/2)

分類	機能	構築物、系統又は機器	抽出結果	No	
PS-1	1) 原子炉冷却材バウンダリ機能	・原子炉冷却材バウンダリを構成する機器、配管系	・原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の隔離機能 (バウンダリ機能は、原理的に多重化要求に適合しない。)	15	
	2) 炉心形状の維持機能	・炉内構造物、炉心構成要素(燃料を除く)等	(原理的に多重化要求を適用しない。)		
MS-1	1) 原子炉の緊急停止機能	・原子炉停止系(スクラム機能)	・原子炉の緊急停止機能	1	
	2) 未臨界維持機能	・原子炉停止系	・未臨界維持機能	2	
	3) 原子炉停止後の除熱機能	・残留熱を除去する系統	・原子炉停止後の除熱機能	3	
	4) 原子炉冷却材液位確保機能	①1次Naオーバーフロー系 ②1次メンテナンス冷却系 ・ガードベッセル	①炉心冷却のための原子炉冷却材汲み上げ機能	②原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の隔離機能 (ガードベッセルは、破損の可能性が極めて小さいため、多重化要求を適用しない。また、容積制限の観点から原理的に多重化要求に適合しない。)	4
			15		
	5) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能	①原子炉格納容器隔離弁 ②アニュラス循環排気装置 ③1次アルゴンガス系収納施設の隔離弁 ・原子炉格納容器、原子炉格納容器バウンダリを構成する冷却系の設備・機器、アニュラス部、常温活性炭吸着塔収納設備	①原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	②格納容器内の放射性物質の濃度低減機能 ③1次アルゴンガス系収納施設のバウンダリを構成する配管の隔離機能 (原子炉格納容器及び常温活性炭吸着塔収納設備は、漏えい率検査等にて健全性を担保するため、多重化要求を適用しない。)	17
			5 18		
6) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	①②安全保護系	①原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	②工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	19	
		20			
7) 安全上特に重要な関連機能	①非常用所内電源系 ②制御室及びその遮蔽・換気空調設備 ③原子炉補機冷却水設備 ④原子炉補機冷却海水設備 ⑤⑥直流電源設備 ⑦制御用圧縮空気設備 ⑧機器冷却系設備 (いずれも、MS-1関連のもの)	①非常用の交流電源機能、非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 ②原子炉制御室非常用換気空調機能 ③補機冷却機能 ④冷却用海水供給機能 ⑤非常用の直流電源機能、非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能 ⑥非常用の計測制御用直流電源機能 ⑦圧縮空気供給機能 ⑧補機冷却機能 (制御室及びその遮蔽については、実質的に「MS-2 制御室外からの安全停止機能」にて安全機能が多重化されており、更なる多重化要求を適用しない。)	8 6 13 11 12 9 7 10 14 11		

赤字：多重性又は多様性を要求する安全機能に該当する構築物、系統又は機器

青字：「もんじゅ」特有の安全機能(実用炉設置許可基準規則の解釈には記載がない安全機能)

No.：実用炉設置許可基準規則の解釈を参考に抽出した安全機能の整理番号(1~26)。

付録3表-1 「もんじゅ」にて多重性又は多様性を要求する安全機能の抽出結果 (2/2)

分類	機能	構築物、系統又は機器	抽出結果	No
PS-2	1) 原子炉カバーガス等のバウンダリ機能	原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する系統・機器 (原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する部分)	・原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する配管の隔離機能 (バウンダリ機能は、原理的に多重化要求に適合しない。)	16
	2) 原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし、原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものは除く。)	1次ナトリウムオーバーフロー系、1次メンテナンス冷却系 (いずれも、PS-1以外)	(バウンダリ機能及び内蔵する機能は、原理的に多重化要求に適合しない。)	
	3) 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を内蔵する機能	1次アルゴンガス系、気体廃棄物処理設備、炉外燃料貯蔵設備 (いずれも、放射能インベントリの大きいもの)、水中燃料貯蔵設備 (燃料池)、1次ナトリウム純化系、1次ナトリウム充填ドレン系	(内蔵する機能は多重化要求に適合しない。)	
	4) 燃料を安全に取り扱う機能	燃料交換設備、燃料出入設備 (原子炉と炉外燃料貯蔵槽との間の移送機能に関連するもの)	(原理的に多重化要求に適合しない。)	
	5) 炉心冷却機能を有する区域において非放射性ナトリウムを保持する機能	非放射性液体ナトリウムを内蔵する設備 (2次主冷却系設備、補助冷却設備)	(内蔵する機能は多重化要求に適合しない。)	
MS-2	1) 使用済燃料を貯蔵する設備の冷却材液位確保機能	炉外燃料貯蔵設備 (貯蔵槽外容器)	(破損の可能性が極めて小さいため、多重化要求を適用しない。また、容積制限の観点から原理的に多重化要求に適合しない。)	
	2) 放射性物質放出の防止機能	燃料取扱事故時放射能放出を低減する系 (燃料取扱設備室換気装置の浄化フィルタユニットを経由する系)	(低温低圧にて使用される系統であり、破損の可能性が極めて小さいため、多重化要求を適用しない。)	
	3) 事故時のプラント状態の把握機能	事故時監視計装の一部 (原子炉容器ナトリウム液位、原子炉容器出口ナトリウム温度、放射線監視設備等)	・事故時の原子炉の停止状態の把握機能 ・事故時の炉心冷却状態の把握機能 ・事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能 ・事故時のプラント操作のための情報の把握機能	21 22 23 24
	4) 制御室外からの安全停止機能	中央制御室外原子炉停止装置 (安全停止に関連するもの)	(制御室及びその遮蔽については、実質的に「MS-1 安全上特に重要な関連機能」にて安全機能が多重化されており、更なる多重化要求を適用しない。)	
	5) 原子炉停止後の除熱機能を損なわせるおそれのあるナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能	1次系ライナ、貯留槽、2次系ライナ、2次ナトリウム充填ドレン系 (事故時ドレン機能)	・2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能 (ライナ等は、想定される破損モードに対して適切に設計製作されており、高い信頼性を有することから、多重化要求を適用しない。)	25
	6) 2次主冷却系の過圧抑制機能	ナトリウム・水反応生成物収納設備 (圧力開放板)	・2次主冷却系の過圧抑制機能	26

赤字：多重性又は多様性を要求する安全機能に該当する構築物、系統又は機器

青字：「もんじゅ」特有の安全機能 (実用炉設置許可基準規則の解釈には記載がない安全機能)

No.：実用炉設置許可基準規則の解釈を参考に抽出した安全機能の整理番号 (1~26)。

付録3表-2 「もんじゅ」における静的機器単一故障の考え方 (1/2)

①「その機能を有する系統の多重性又は多様性を要求する安全機能」

No.	抽出した安全機能	該当機器（動的機器も合わせて記載）	研開炉設置許可基準規則への適合性
1	原子炉の緊急停止機能	制御棒 制御棒駆動機構 炉心上部機構制御棒上部案内管	使命時間が短く、単一故障の想定不要（多重性を有するため、単一故障を想定しても炉停止は可能）。
2	未臨界維持機能	制御棒	多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
3	原子炉停止後の除熱機能	1次主冷却系設備（循環ポンプ、中間熱交換器、主配管及び主要弁） 2次主冷却系設備（循環ポンプ、主配管及び主要弁）SG止め弁まで 補助冷却設備（空気冷却器、送風機、主配管及び主要弁）	3ループ構成であり、多重性を有するため、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
4	炉心冷却のための原子炉冷却材汲み上げ機能	1次ナトリウムオーバーフロー系（オーバーフロータンク、電磁ポンプ、主配管及び主要弁）	使命時間（低温停止移行までのNa収縮分の補充）が24時間以内であり、単一故障の想定不要。
5	格納容器内の放射性物質の濃度低減機能	アニュラス循環排気設備（循環排気ファン、浄化フィルタユニット、ダクト及び主要弁）	ダクトの一部は単一設計であるが、確実に修復可能であり、安全機能への影響はない。
6	非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用所内電源系（発電機から非常用負荷までの配電設備及び電路）	電源設備については、各々の機能に対して多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
7	非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	直流電源設備（蓄電池から非常用負荷までの配電設備及び電路）	
8	非常用の交流電源機能	ディーゼル機関、発電機	
9	非常用の直流電源機能	蓄電池	
10	非常用の計測制御用直流電源機能	直流電源設備 交流無停電電源設備	
11	補機冷却機能	機器冷却系設備（循環ポンプ、冷凍機、ポニーモータ冷却ユニット、電磁ポンプ冷却ユニット、主配管及び主要弁） 原子炉補機冷却水設備（循環ポンプ、熱交換器、主配管及び主要弁）	多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
12	冷却用海水供給機能	原子炉補機冷却海水設備（海水ポンプ、海水ストレーナ、主配管及び主要弁）	多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
13	原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室空調装置（空調ファン、浄化ファン、浄化フィルタユニット）	ダクト及びフィルタの一部は単一設計であるが、確実に修復可能であり、安全機能への影響はない。
14	圧縮空気供給機能	制御用圧縮空気設備（圧縮機、空気貯槽、除湿塔、主配管及び主要弁）	多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。

赤字：「もんじゅ」特有の安全機能（実用炉設置許可基準規則の解釈には記載がない安全機能）、

灰色字：動的機器

多重性を有する安全機能(14)	使命時間が短期の安全機能(10)	故障の修復が可能な安全機能(2)
-----------------	------------------	------------------

付録3表-2 「もんじゅ」における静的機器単一故障の考え方 (2/2)

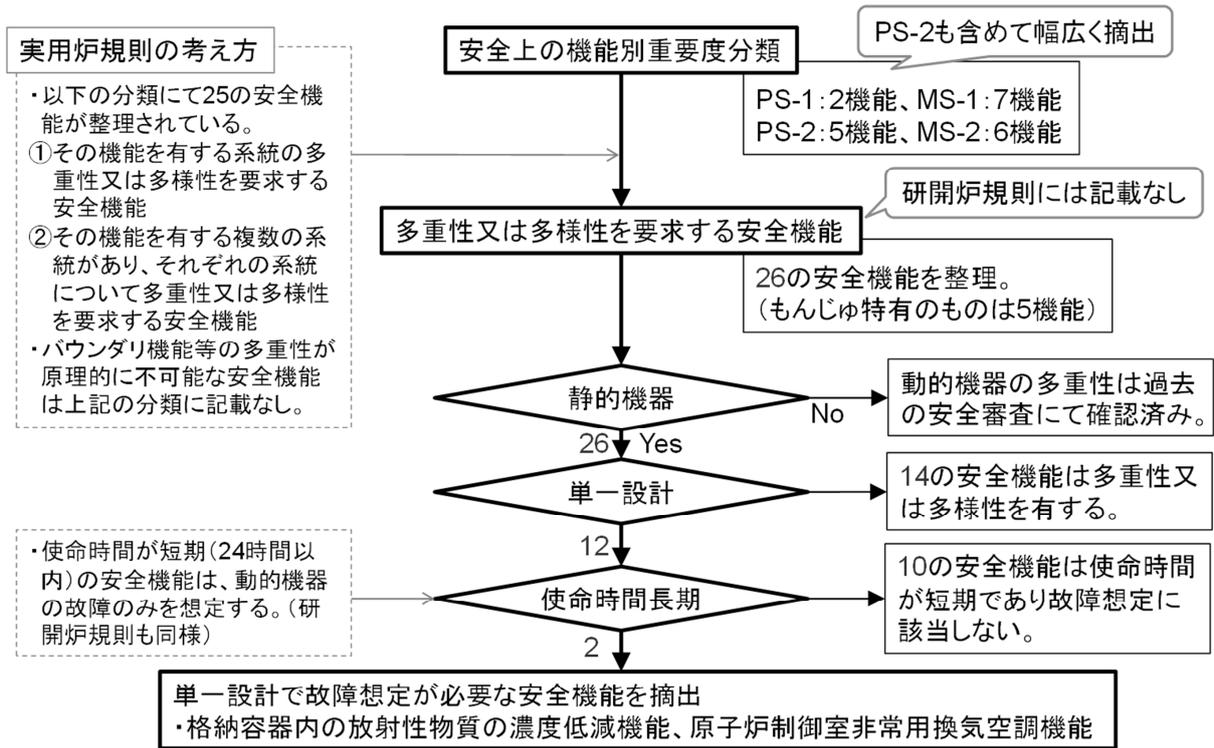
②「その機能を有する複数の系統があり、それぞれの系統について多重性又は多様性を要求する安全機能」

No	抽出した安全機能	該当機器(動的機器も合わせて記載)	研開炉設置許可基準規則への適合性
15	原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の隔離機能	下記系統の隔離弁 ・1次ナトリウムオーバフロー系 ・1次ナトリウム充填ドレン系 ・1次メンテナンス冷却系	使命時間が短く、単一故障の想定不要(多重性を有するため、単一故障を想定しても各々の安全機能は達成可能)。
16	原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する配管の隔離機能	下記系統の隔離弁 ・1次アルゴンガス系 ・1次ナトリウムオーバフロー系	
17	原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器隔離弁	
18	1次アルゴンガス系収納施設のバウンダリを構成する配管の隔離機能	1次アルゴンガス系収納施設の隔離弁	
19	原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	原子炉トリップ信号の安全保護回路	
20	工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動信号の安全保護回路	
21	事故時の原子炉の停止状態の把握機能	線源領域中性子束(PAMクラス1)	多重性を有しており、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。
22	事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉容器Na液位(PAMクラス1) 原子炉容器出口Na温度(PAMクラス1) IHX出口Na温度(PAMクラス1)	
23	事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	CV床上雰囲気圧力(PAMクラス1) CVエリア放射線量率(PAMクラス1)	
24	事故時のプラント操作のための情報の把握機能	上記のPAM	
25	2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能	2次ナトリウム充填ドレン系、オーバフロー系のドレン機能を持つ範囲。	使命時間が短く、単一故障の想定不要。
26	2次主冷却系の過圧抑制機能	ナトリウム・水反応生成物収納設備(圧力開放板、主配管)	

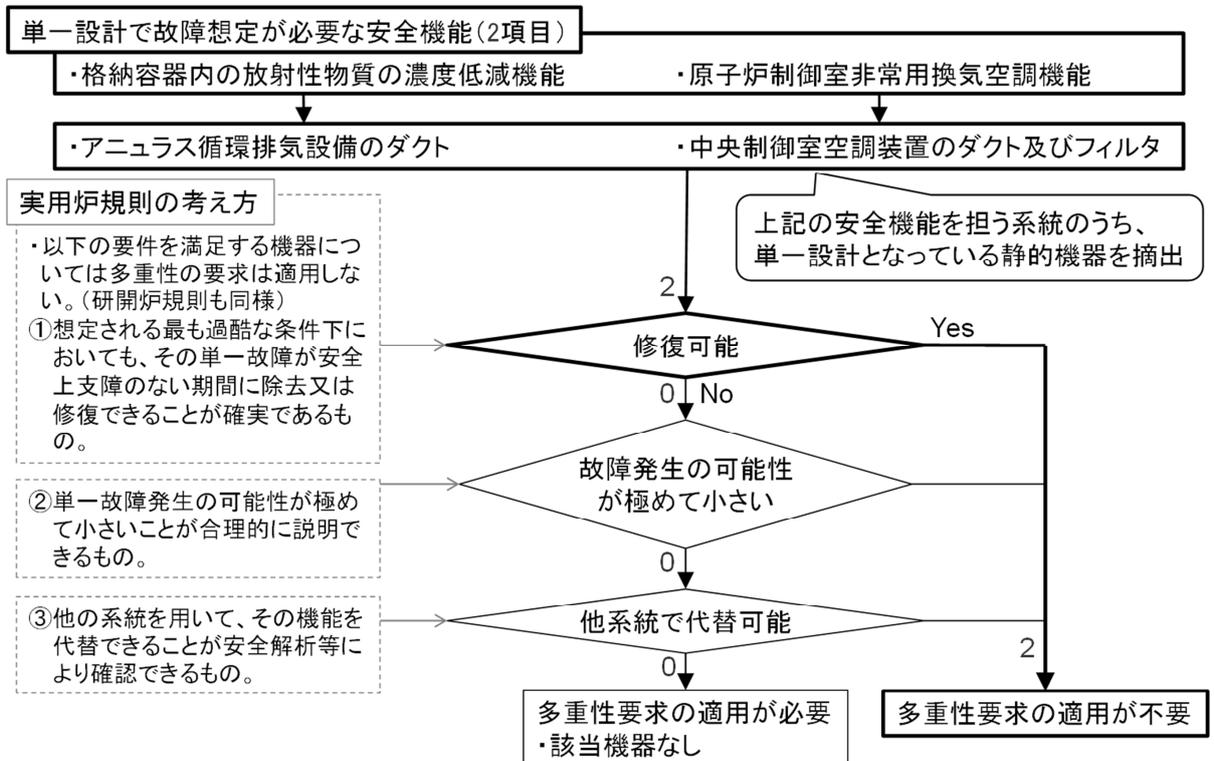
赤字: 「もんじゅ」特有の安全機能(実用炉設置許可基準規則の解釈には記載がない安全機能)、

灰色字: 動的機器

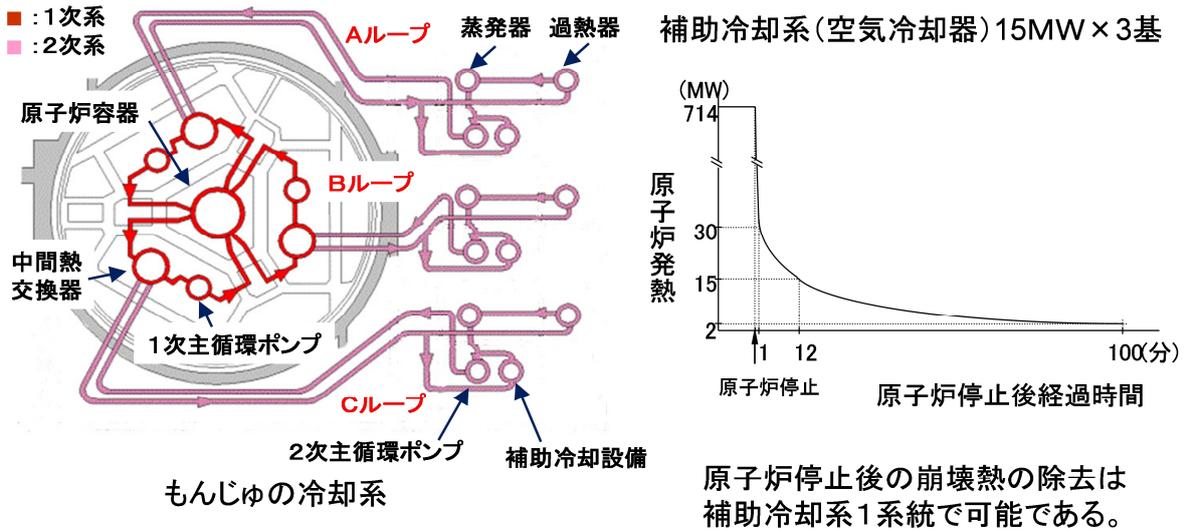
多重性を有する安全機能(14)	使命時間が短期の安全機能(10)	故障の修復が可能な安全機能(2)
-----------------	------------------	------------------



付録3 図-1 単一設計で故障想定が必要な安全機能の抽出に関する検討フロー



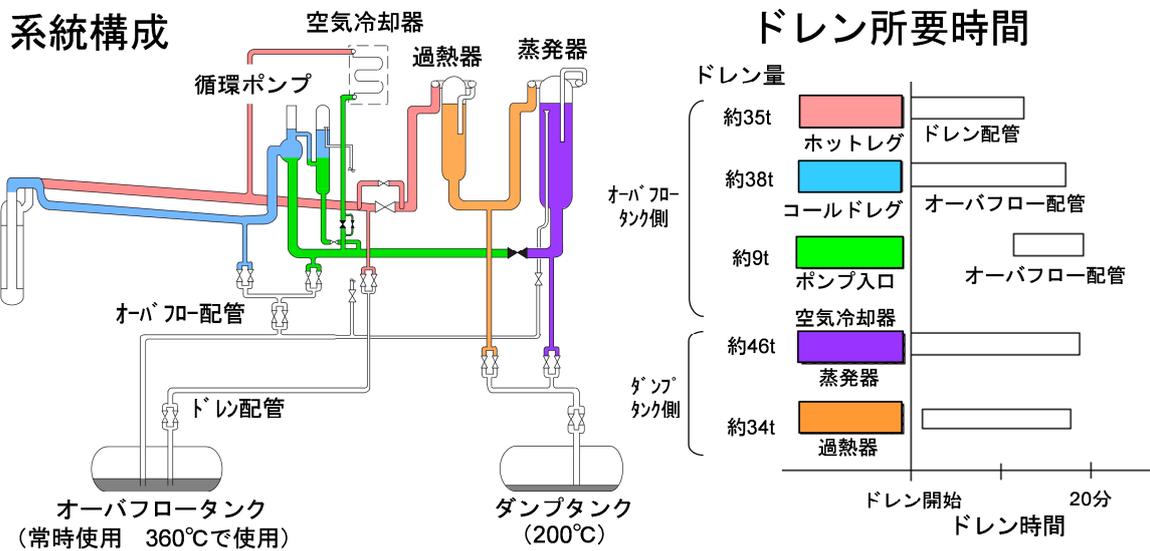
付録3 図-2 研開炉設置許可基準規則への適合性確認に関する検討フロー



原子炉停止後の除熱機能  
 ⇒3ループ構成であり、多重性を有するため、単一故障を想定しても安全機能は達成可能。

図面出典：県民意見を踏まえた「もんじゅ」の安全性について（もんじゅ安全性調査検討専門委員会提出資料），平成15年9月，核燃料サイクル開発機構

付録3 図-3 多重性を有する安全機能の例（原子炉停止後の除熱機能）



2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能  
 ⇒使命時間が短く（安全審査では緊急ドレンの所要時間を25分として解析評価）、静的機器の単一故障は想定しない。（参考：ドレン弁は多重化している。）

図面出典：県民意見を踏まえた「もんじゅ」の安全性について（もんじゅ安全性調査検討専門委員会提出資料），平成15年9月，核燃料サイクル開発機構

付録3 図-4 使命時間が短期の安全機能の例（2次ナトリウム漏えい事故時のドレン機能）

## 付録4 ナトリウム冷却高速炉に特有な事象に係る評価の詳細

### 付録4.1 蒸気発生器の水漏えい

#### (1) 水漏えい対策設備と着目点

ナトリウムと水が反応すると水素ガスや熱が発生するが、水素ガスはナトリウム中に溶解して水素濃度を上昇させるため、微小～小漏えい段階では水素計での検出が有効である。中～大漏えいでは水漏えい量が増加するため蒸気発生器のカバーガス部に水素ガスあるいは水・蒸気移行するようになり、その圧力上昇を圧力計あるいは圧力開放板の破裂信号で確実に検知する。付録4.1 図-1 で示すように、水素計は蒸気発生器と過熱器の出口ナトリウム中及びカバーガス中、循環ポンプ入口ナトリウム中に、圧力計と圧力開放板はカバーガス部に設置される。

付録4.1 図-2 で示すように、水漏えいに対する影響緩和設備として、ナトリウム系及び水・蒸気系の隔離弁、水・蒸気を速やかに排出するための放出弁、発生圧力を開放するための圧力開放板及びナトリウム・水反応生成物収納容器が設置される。その上部配管から大気へ放出する水素ガスはナトリウムミストを着火源として拡散燃焼するが、「もんじゅ」では念のため信頼性の高いスパークプラグ方式の点火器も備えている。

水漏えい時の事象推移としては、付録4.1 図-3 で示すように、水漏えいを検知して、原子炉トリップにより原子炉を停止し、健全ループによる崩壊熱除去運転を行うこと、並行して蒸気発生器隔離と水ブローにより、管内の水・蒸気を排出して水漏えい事象を終息させることであるが、水漏えい事象の終息までに伝熱管が破損伝播して水漏えいによる圧力上昇が生じた場合でも中間熱交換器を含む2次主冷却系バウンダリの健全性を確保できるかが重要な着目点である。

#### (2) 設計基準事故の評価方法と評価結果

ナトリウム・水反応事象に対する設計の考え方としては、付録4.1 図-4 で示すように、国内外の蒸気発生器運転経験等を反映して伝熱管の品質管理を行い水漏えいの未然防止を行うこと、伝熱管1本の初期破損による微小～1本両端完全破断相当の水漏えいを仮定し、その後生じる破損伝播を考慮した上で設計基準として想定する水漏えい規模を設定し、それによる圧力上昇が生じて2次主冷却系バウンダリの健全性が確保されるようにすることである。

破損伝播に関しては、「もんじゅ」蒸気発生器条件でその要因となり得る高温ラプチャが発生するかどうか重要な課題であったが、これに対しては、蒸気発生器の定格～部分負荷運転条件において水側の急速減圧系（水ブロー系）等の影響緩和設備の動作を考慮して隣接伝熱管の高温ラプチャ評価を行い、付録4.1 図-5 で示すように、最も厳しい伝熱管の部位においても、累積損傷は0.52、応力/引張強さは0.74と何れも1を下回ることから、高温ラプチャ発生の可能性は小さいことがわかった。なお、1987年英国PFR過熱器で発生した伝熱管の高温ラプチャは、当時PFRの過熱器に高速ブロー系が設置されていなかったこと等に起因しており、「もんじゅ」蒸気発生器ではその知見を反映した設備の強化を行っている。詳細は(3)項に示す。

したがって、「もんじゅ」の設計基準事故では、ウェステージによる破損伝播を想定することとし、付録4.1 図-6 で示すように、起因事象としては伝熱管1本の破損（微小～1本両端完全

破断相当) とそれによる破損伝播で水漏えい規模が拡大することを考慮し、この破損伝播は LEAP コードで評価する。発生圧力は伝熱管 1 本破断に対する初期スパイク圧 (大漏えい開始直後に生じる水側圧力による急峻な圧力パルス) と 1 本+3 本の伝熱管両端完全破断相当の水漏えいに対する準定常圧 (初期スパイク圧の減衰後に生じる水素ガスの蓄積による圧力上昇) を考慮し、この発生圧力は SWACS コードで評価する。

LEAP コードは各種ウェステージ実験で得られた知見データベースを反映して開発しており、付録 4.1 図-7 で示すように、その妥当性については、初期水漏えい発生から水ブロー終了までの過程で、水漏えい規模がどこまで拡大するかを確認した SWAT-3 の Run-14 や 15 の実験で最終的に総合検証され、最大水漏えい率を保守的に評価することを確認した。また LEAP コードを用いて「もんじゅ」蒸気発生器条件での最大水漏えい率を評価した結果、あらゆる初期水漏えい率に対して、ウェステージによる破損伝播を考慮しても、伝熱管の 3 本完全破断相当の水漏えい率を超えることは無い、すなわち 1+3 本両端完全破断相当の設計基準として想定する水漏えい規模は十分保守的である。

瞬時ナトリウム・水反応を仮定して、発生する水素ガスとナトリウムの流動を評価する SWACS コードは、SWAT-3 の大漏えい実験結果 (Run-3~6 等) に基づいて総合検証し、発生圧力を再現するベストフィット値を得ている。検証例を付録 4.1 図-8 に示す。

この SWACS コードを用いて大漏えい解析を行い 2 次主冷却系内の発生圧力を評価した結果、付録 4.1 図-9 で示すように初期スパイク圧の方が相対的に高く、蒸発器で 23kg/cm<sup>2</sup>G、中間熱交換器 2 次側で 11kg/cm<sup>2</sup>G になる。それらにより発生する圧力は、材料の弾性範囲内であり、機器・配管が破損する圧力までには十分な余裕がある。

### (3) 英国 PFR 過熱器大漏えい事故と「もんじゅ」蒸気発生器への反映

1987 年に発生した英国 PFR 過熱器の大漏えい事故原因とそれに対する「もんじゅ」蒸気発生器の対応状況を付録 4.1 図-10 に示す。PFR で生じた高温ラプチャによる大漏えい事故は、ナトリウム流路となる内筒の仕切板に存在した隙間からのバイパス流に起因する伝熱管振動、水漏えい検出器 (水素計) が故障した状態での運転、過熱器の高速水ブロー系の未設置に起因して生じた。それに対して「もんじゅ」蒸気発生器では、内筒は溶接されて隙間がない構造、水素濃度が監視できない状態では運転しない運用、全ての蒸気発生器に高速水ブロー系の設置がなされており、当初から設備は対応済みであった。

高速水ブローの重要性は、付録 4.1 図-11 に示す PFR 低速水ブロー系設置の当時の条件及び PFR に高速水ブロー系設置を想定した条件での解析結果の比較から確認でき、前者ではトリップ後およそ 10 秒でクリープによる高温ラプチャが発生するのに対し、後者では高温ラプチャが生じることなく水漏えいは終息している。

しかしながら、PFR 過熱器の大漏えい事故を踏まえて、更なる水漏えい検出機能の強化と水・蒸気のブローダウン性能強化を目的に、付録 4.1 図-12 に示すような「もんじゅ」蒸気発生器廻りの設備改善を実施した。すなわち、前者では水漏えいを確実に検出するためカバーガス圧力計を増設し、警報・インタロックの動作条件及び設定値を変更して早期な検出と信頼性の向上を図った。また、水・蒸気の放出弁を増設することで、早期な水ブローと信頼性の向上

も図っている。

#### (4) 設計基準事故を超える事象の評価方法と評価結果

設計基準事故を超える事象の評価の考え方を付録 4.1 図-13 に示す。過去の大漏えい実験（スケール則でおよそ 6 本両端完全破断相当）からは、水漏えい規模が増大するとナトリウム・水反応界面が定在化しないことによりウェステージや高温ラプチャによる破損伝播が生じないという知見が得られている。したがって、大規模漏えい時に破損伝播により更に設計基準を大きく超える水漏えいが生じる可能性は十分に小さいと考えられるが、蒸気発生器水漏えいでは最大水漏えい率が重要パラメータであることを踏まえ、最大水漏えい率を設計基準として想定する水漏えい規模より大きくした場合の結果の知見を得るために、あえて過大な伝熱管破損伝播を仮定して大漏えい解析及び構造健全性評価を行う。

設計基準事故を超える想定での破損伝播として、付録 4.1 図-14 で示すように、初期 1 本 + 10 本/秒の両端完全破断を想定し、蒸気器伝熱管破断本数の増加に対する圧力挙動の評価を行う。この想定は高温ラプチャを対象とした破損伝播実験（SWAT-3）や 1987 年英国 PFR 過熱器で発生した高温ラプチャによる破損伝播よりも厳しい条件である。この条件に加え、頻度的には極めて小さいが、さらに厳しい想定として全交流動力電源喪失時のプラント条件を与えた。

付録 4.1 図-15 で示すように、過渡熱流動現象を評価する RELAP5 コードによる解析では、水漏えい率は約 4 秒で最大 540kg/s となり、更に同水漏えい率を入力値として用いた SWACS コードによるベストフィット値ベースの解析では、発生する圧力はそれより早い 2~4 秒でピーク値 1.82~1.93MPa となった。それに対する機器・配管等バウンダリでの発生応力は、付録 4.1 表-1 で示すように、材料の許容応力を下回り、機器・配管が破損する圧力までには十分な余裕がある。

なお、設計基準を超える事象においては SWACS コードの適用は保守側評価となること、放出系配管が閉塞する可能性や水素ガスの爆発的燃焼が起こる可能性は十分に低いこと、及び長期的な影響として腐食によるバウンダリ破損がないことについて、各々後述する。

#### (5) 設計基準事故を超える事象における SWACS コードの適用性

準定常圧力上昇を支配する主な現象は放出系配管内の流動であるが、SWACS コードの検証に用いた大漏えい実験では、数百ミリ秒以降の準定常圧域で水素ガスを多量に含んだ環状流ないし環状噴霧流的な気相を主体とする流れになることが確認されており、それよりナトリウムに対する水・蒸気の供給量が増大する過大な伝熱管破損の条件でも、放出系配管内は大漏えい実験と同じ流動様式を形成することから、検証された SWACS コードは過大な破損伝播（多数本破断）にも概ね適用可能と考える。ただし本条件では水・蒸気の供給量が過剰となることで、蒸気発生器内の未反応水・蒸気領域の存在や未反応のまま放出系に移行する水・蒸気割合が増加する（PFR 過熱器で発生した大漏えいでは、事故後のプラントデータ分析によりトリップ後 10 秒間で漏えいした 160kg の水・蒸気の内 120kg は未反応のまま大気へ放出したとされる）ことから、現実的には瞬時ナトリウム・水反応の影響が緩和される効果を期待できるため、現状の SWACS コードをそのまま適用すると発生圧力を過大評価している可能性がある。

## (6) 設計基準事故を超える事象における放出系配管の閉塞の可能性

反応生成物に関しては、ナトリウムと水の反応式として  $\text{NaOH}$  が生成する場合と  $\text{Na}_2\text{O}$  が生成する場合の 2 種類あるが、水・蒸気が過剰な状態では  $\text{NaOH}$  の生成式が支配的とされること、さらに  $\text{Na}_2\text{O}$  が生じたとしても過剰な水・蒸気と反応して  $\text{NaOH}$  に変わることを考慮すれば、多数本破断の状況下では、主要な反応生成物は水素ガスと  $\text{NaOH}$  と考えられる。 $\text{NaOH}$  の融点は  $318^\circ\text{C}$  で通常蒸気発生器上部（蒸発器入口）ナトリウム温度はそれより高いので、大漏えい時は液体状態である。液状のナトリウムミストや  $\text{NaOH}$  を含む水素ガスの放出に関しては、大漏えい実験でナトリウムの温度降下がほとんど無視できる程度（実測された熱伝達率からはナトリウム凍結まで相当の余裕）で放出系配管は閉塞せず圧力開放が十分機能することが確認されており、本条件はそれよりも反応熱が多く発生する水漏えい規模であることを踏まえると、これによる放出系配管の閉塞の可能性は十分低いと考える。

## (7) 設計基準事故を超える事象における水素ガスの爆発的燃焼の可能性

(1)項で記載したように、大気放出した水素ガスはナトリウムミスト（あるいは点火器）を着火源として拡散燃焼する。水素ガスの燃焼処理については、海外及び日本（JAEA 大洗研究開発センター）で実施した各種水漏えい実験において、爆発に至ることなく安全に処理可能なことが確認されている。

万が一燃焼しなかったとしても、水素ガスは原子炉補助建屋の屋上に設置された反応生成物収納容器の上部配管から大気中に放出されるため、水素ガスの蓄積により爆発的な燃焼が発生する可能性は極めて低く、これによる重要な安全設備へ影響を及ぼさない。

## (8) 長期的な影響としての腐食によるバウンダリ破損

長期的にはナトリウム・水反応生成物による腐食がバウンダリの構造健全性に及ぼす影響が考えられるが、大漏えい時には速やかに循環ポンプがトリップし、一連の隔離・停止・窒素ガス封入等の操作が行われた後、数十時間後にはナトリウムのドレン操作が終了する。

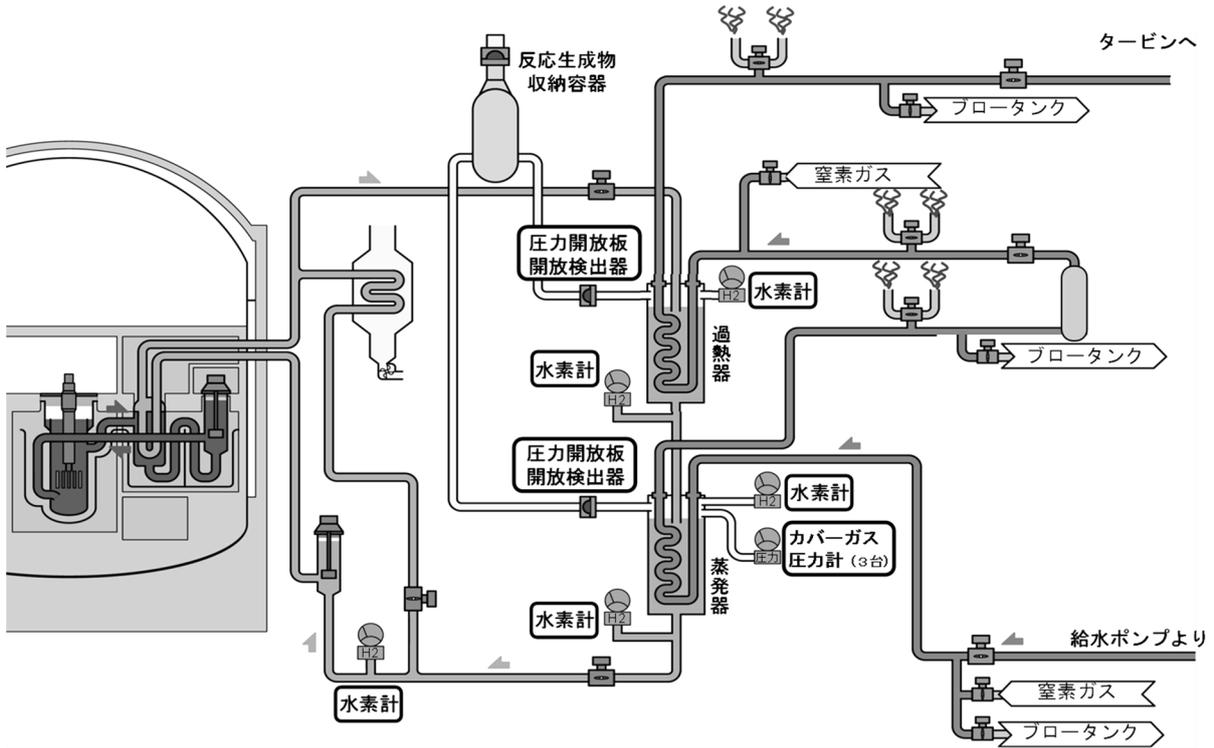
大漏えい解析によると、水素ガスが大気開放された約 25 秒以降は圧力がほとんど減衰するため蒸発器からのナトリウムの有意な押し出し効果はなく、水素ガスとナトリウムは放出系から流出する向きの流れとなるため、反応生成物を含んだナトリウムが 2 次系配管を経て中間熱交換器まで到達する可能性は十分に低い。一方、水漏えい検出に時間を要する中漏えいにおいても、2 次系ナトリウムの一巡時間（～3 分）を考慮するとナトリウム中の反応生成物濃度はおよそ 1% を下回り、その際の腐食速度から肉厚の最も薄い中間熱交換器伝熱管 1.2mm を貫通するに要する時間は年オーダーと見積れる。

したがって、中間熱交換器伝熱管が腐食で貫通に至る前にナトリウムのドレン操作等の対応が十分可能であるため、腐食による、中間熱交換器伝熱管を含む 2 次系バウンダリの破損は防止できる。

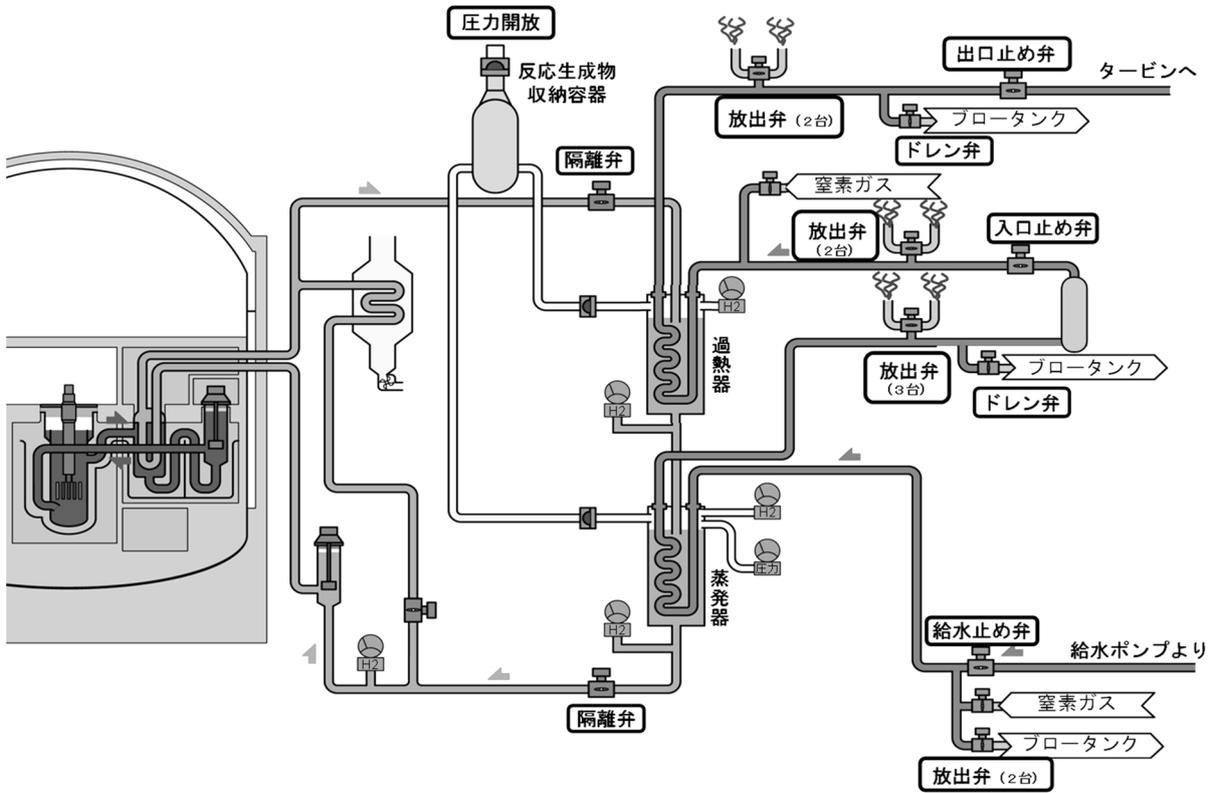
付録 4.1 表-1 設計基準の水漏えい規模を超える想定でのバウンダリの健全性評価

	ピーク圧力 (MPa)	発生応力 (N/mm <sup>2</sup> )		許容応力*1) (N/mm <sup>2</sup> )
蒸発器下部胴	1.87	114	<	287
コールドレグ配管	1.91	99	<	219
過熱器出口ノズル	1.82	151	<	235
過熱器下部胴	1.82	73	<	235
中間熱交換器プレナム	1.93	113	<	235
中間熱交換器伝熱管	1.93	16	<	232

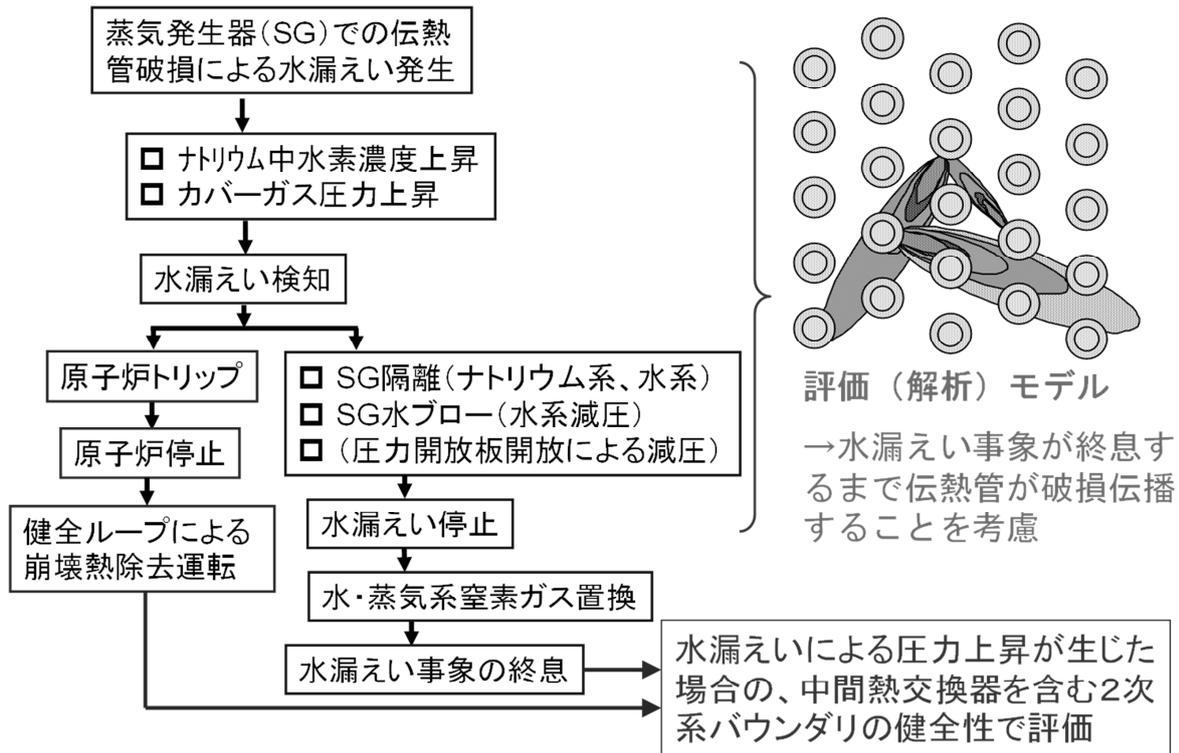
\*1) 原子炉施設の安全性評価の観点から異常な状態を想定した運転状態に対する判断基準（許容応力=min [2.4Sm, 2Su/3]）（出典：日本電気協会 原子力規格委員会, 耐震設計分科会 機器・配管系検討会「耐震設計の許容応力体系について」（2006年1月））



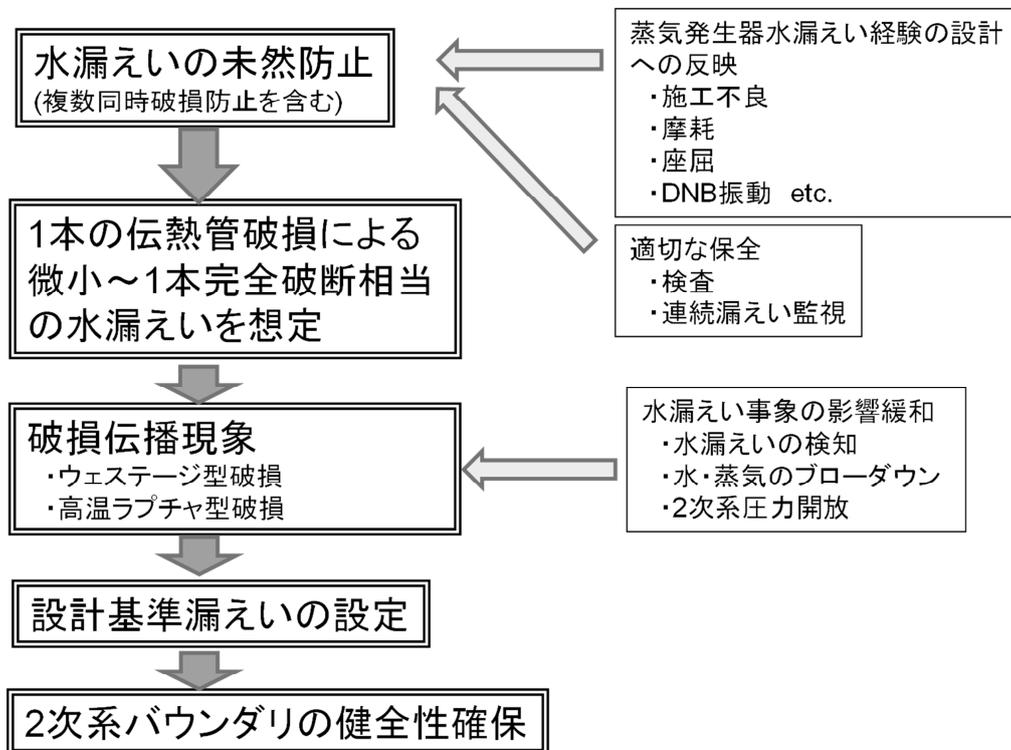
付録 4.1 図-1 水漏えい検出設備



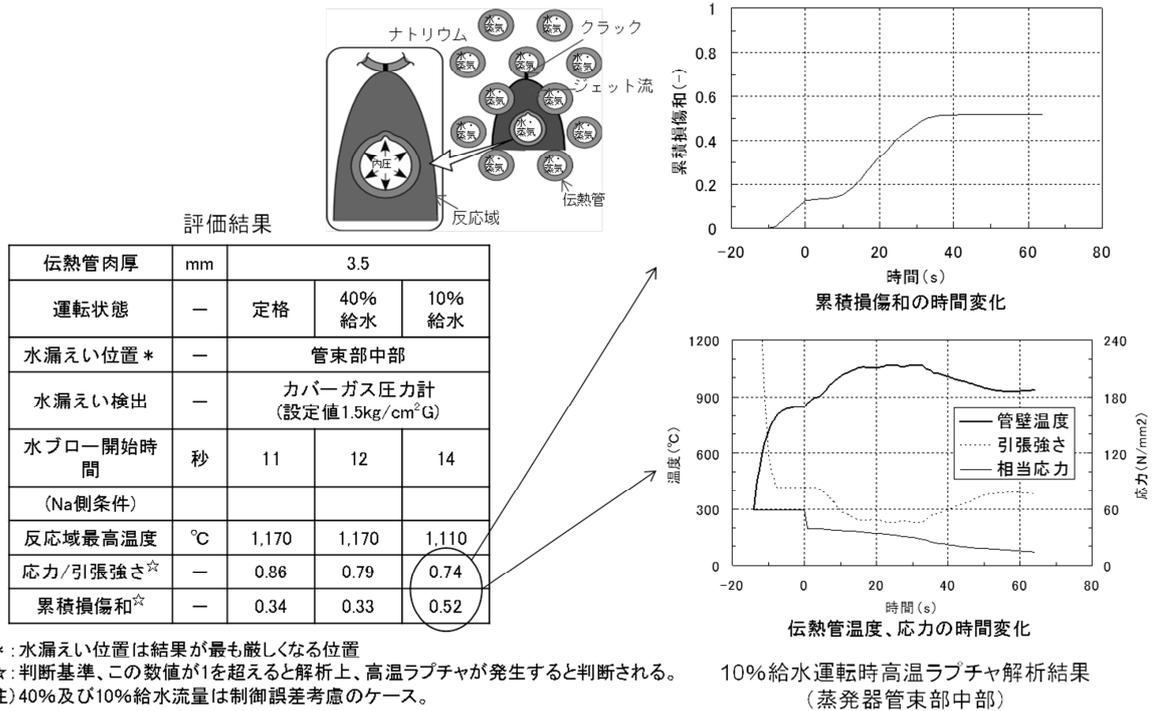
付録 4.1 図-2 水漏えい時の影響緩和設備



付録 4.1 図-3 水漏えい時の事象推移



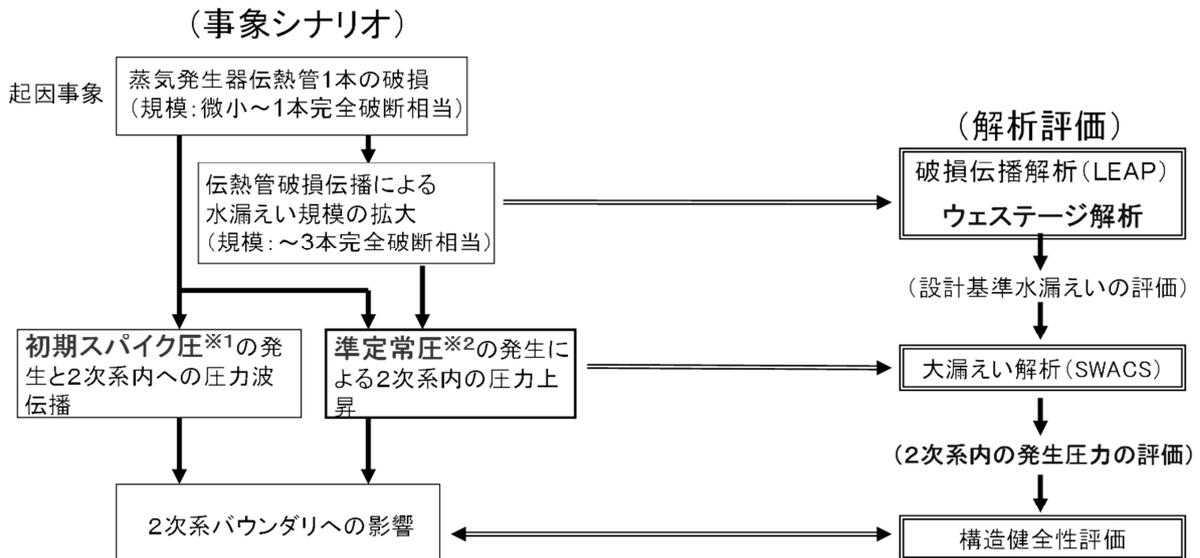
付録 4.1 図-4 ナトリウム・水反応に対する設計の考え方



⇒高速ブロー系を有する「もんじゅ」条件※で高温ラプチャ型破損は発生しない

※1987年英国PFR事故の高温ラプチャは主に当時の低速ブロー系に起因

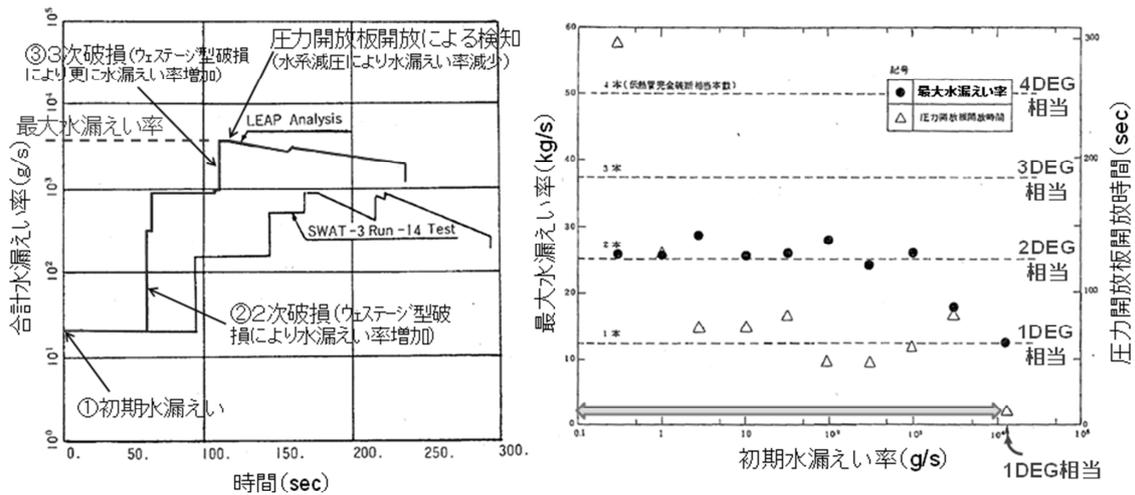
付録 4.1 図-5 高温ラプチャ型破損について



※1) 初期スパイク圧:大漏えい開始直後に生じる、急峻な圧力パルス。音速で系内を伝播し、~約50msecまでの圧力上昇事象。

※2) 準定常圧:初期スパイク圧の減衰(~50msec)後に生じる水素ガスの蓄積による圧力上昇。水系が減圧する~30秒程度までの事象。

付録 4.1 図-6 ウェステージ型破損について

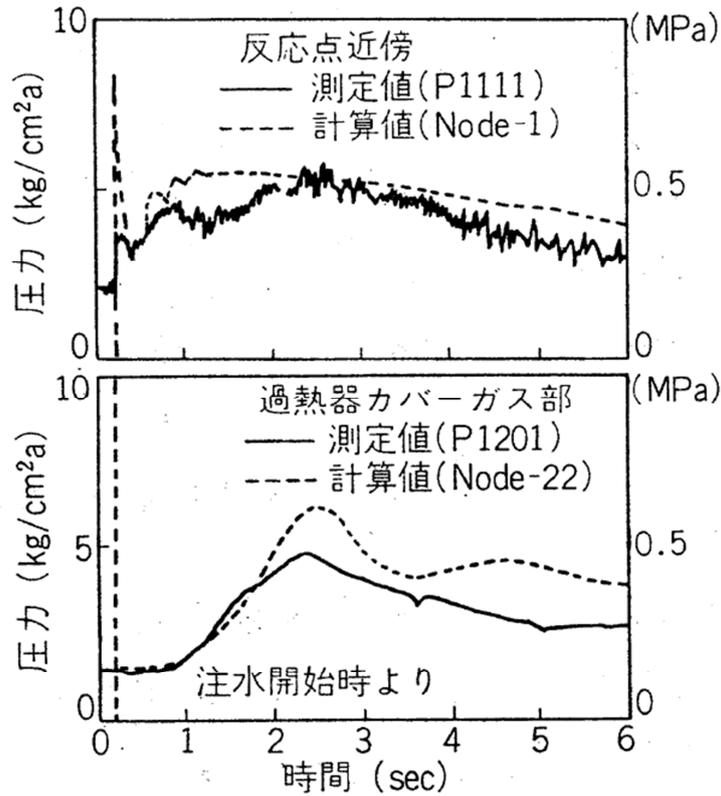


実験概要(Run-14)  
 ・目的: 初期漏えい発生から水系減圧終了までの過程で、水漏えい規模がどこまで拡大するかを確認  
 ・伝熱管: 材質、サイズ、ピッチはもんじゅ蒸発器相当  
 ・初期漏えい: 口径0.5mm(初期水漏えい率約18g/s)  
 ・水漏えい規模: 注水時間293秒、注水量110kg  
 ・流体条件: ナトリウム341°C、水240°C・149ata

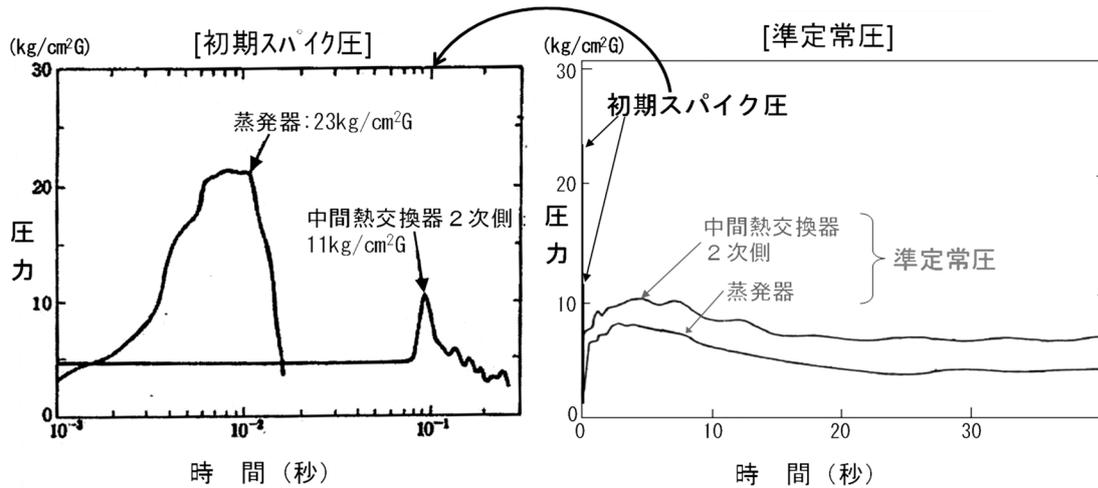
あらゆる初期水漏えい率に対して、ウェスチングによる破損伝播を考慮しても、伝熱管の3本完全破断相当の水漏えい率を超えることは無い。

↓  
 1+3本完全破断相当のDBLは十分保守的  
 ⇒ 大漏えい解析条件

付録 4.1 図-7 LEAP コードの保守性及び設計基準として想定する漏えい規模の妥当性確認



付録 4.1 図-8 SWACS コードの検証例

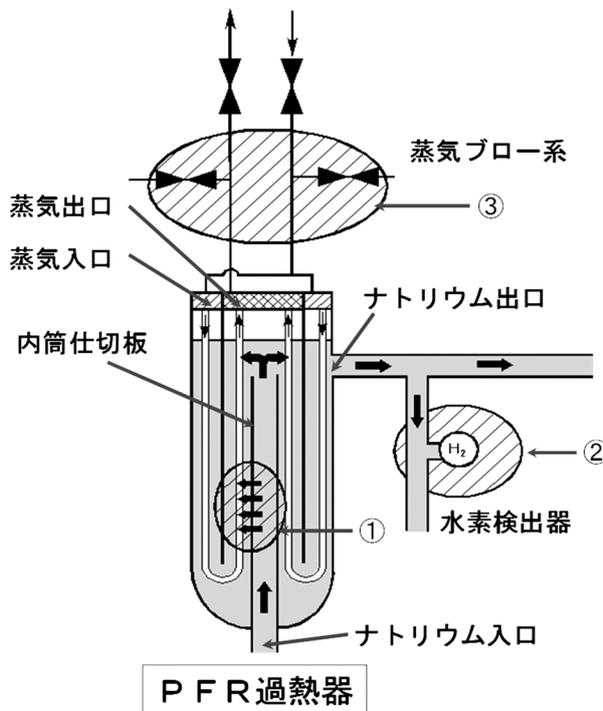


機器	発生圧力	材料の弾性範囲を超える圧力 <sup>注</sup>	材料が破断する圧力 <sup>注</sup>
蒸発器 (クロムモリブデン鋼)	約23 kg/cm <sup>2</sup> G	約38 kg/cm <sup>2</sup> G	約67 kg/cm <sup>2</sup> G
中間熱交換器 (ステンレス鋼)	約11 kg/cm <sup>2</sup> G	約25 kg/cm <sup>2</sup> G	約84 kg/cm <sup>2</sup> G

大漏えいで発生する圧力は、材料の弾性範囲内である。また、材料が破損する圧力までには十分な余裕がある。

注) 圧力は、各機器の最高運転温度における材料の応力、外径、厚みから、JIS圧力容器設計の公式を用いて算出される。

付録 4.1 図-9 設計基準として想定する漏えい規模での発生圧力及び影響評価

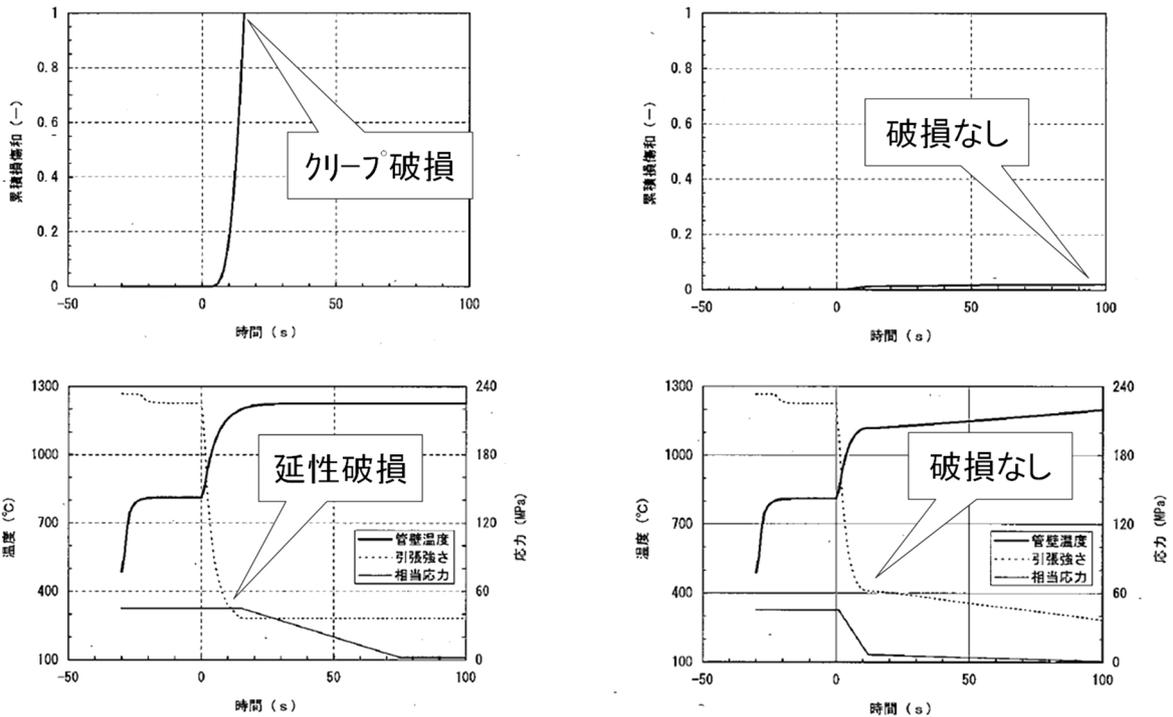


	事故時のPFRの状況	「もんじゅ」の状況
①	内筒の仕切板隙間からの流れが伝熱管を振動	内筒は溶接による管構造で隙間無し
②	事故当時、水素検出器が故障したまま運転した	水素濃度が監視できない状態では運転しない
③	過熱器に高速水ブロー系 <sup>(*)</sup> が未設置	全ての蒸気発生器に高速水ブロー系 <sup>(*)</sup> が設置

(\*) 高速水ブロー系  
伝熱管破損時に高速で水・蒸気を排出することを目的とする動作の速い弁を用いた大容量の水ブロー系統。

英国では改善策を実施して運転再開  
⇒「もんじゅ」では設備対応済み

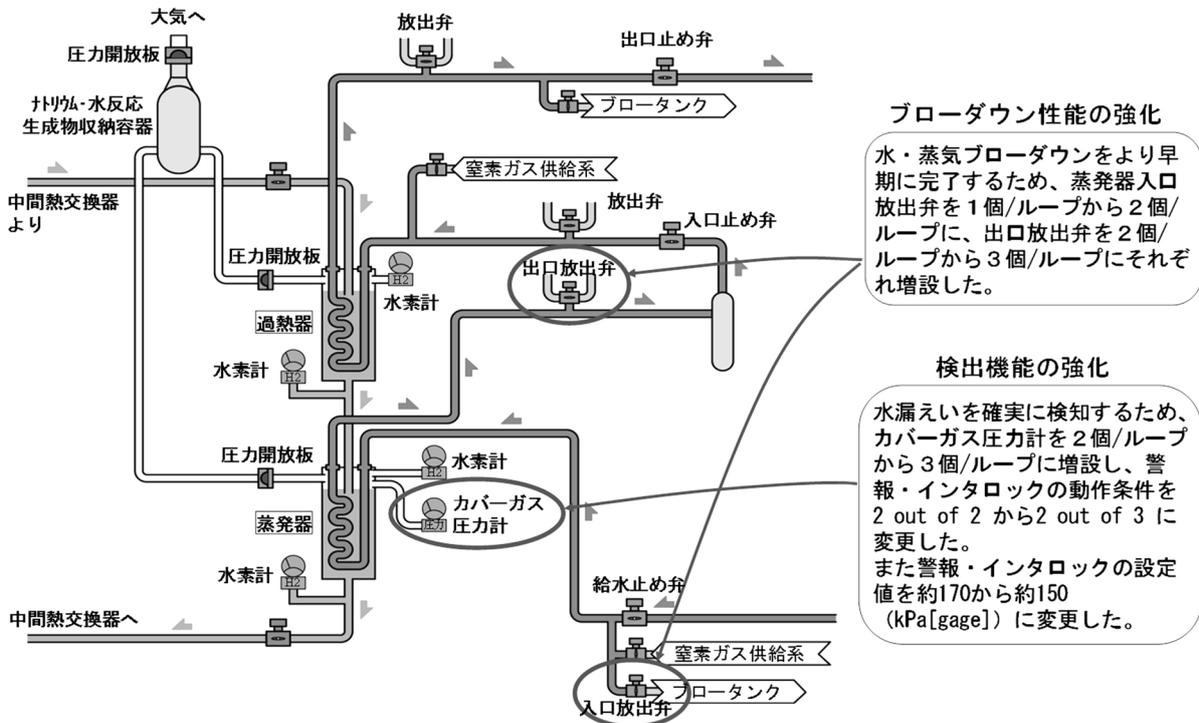
付録 4.1 図-10 PFR 過熱器大漏えい事故の原因と「もんじゅ」蒸気発生器の比較



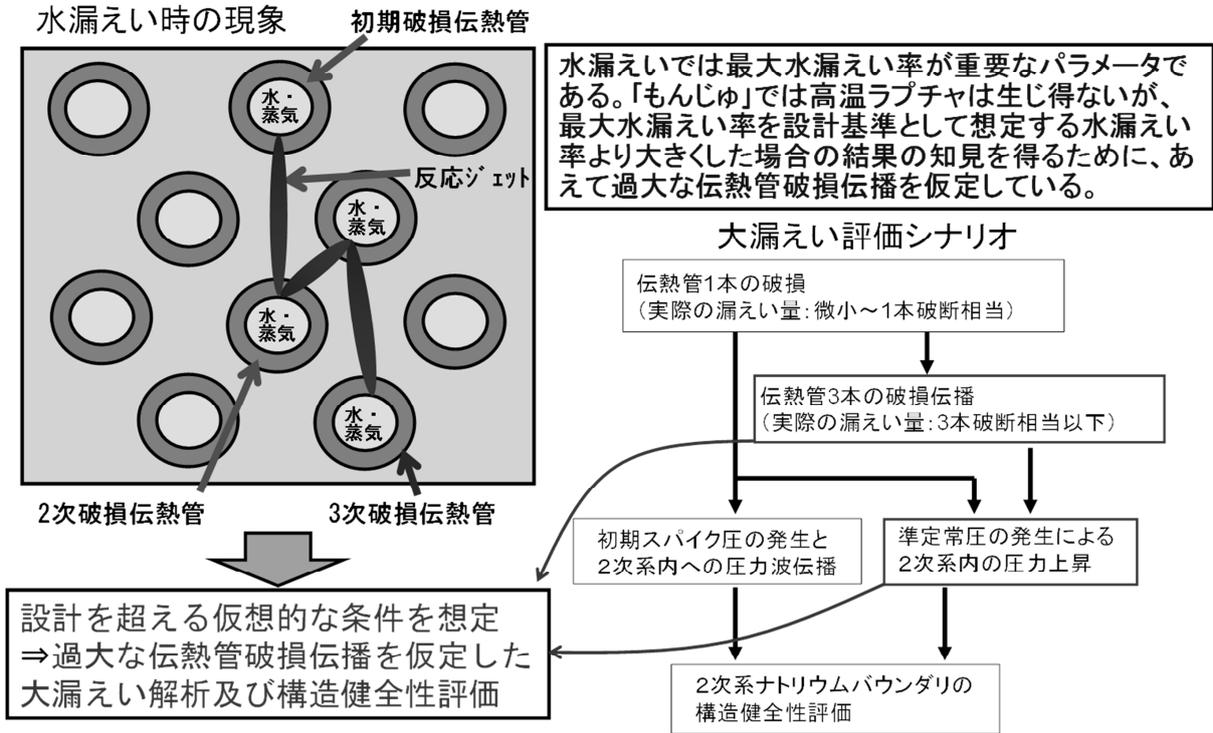
低速水ブロー系設置(当時)の現実ケース      高速水ブロー系設置を想定したケース

高温ラプチャが発生した原因は、主に当時の低速水ブロー系に起因する

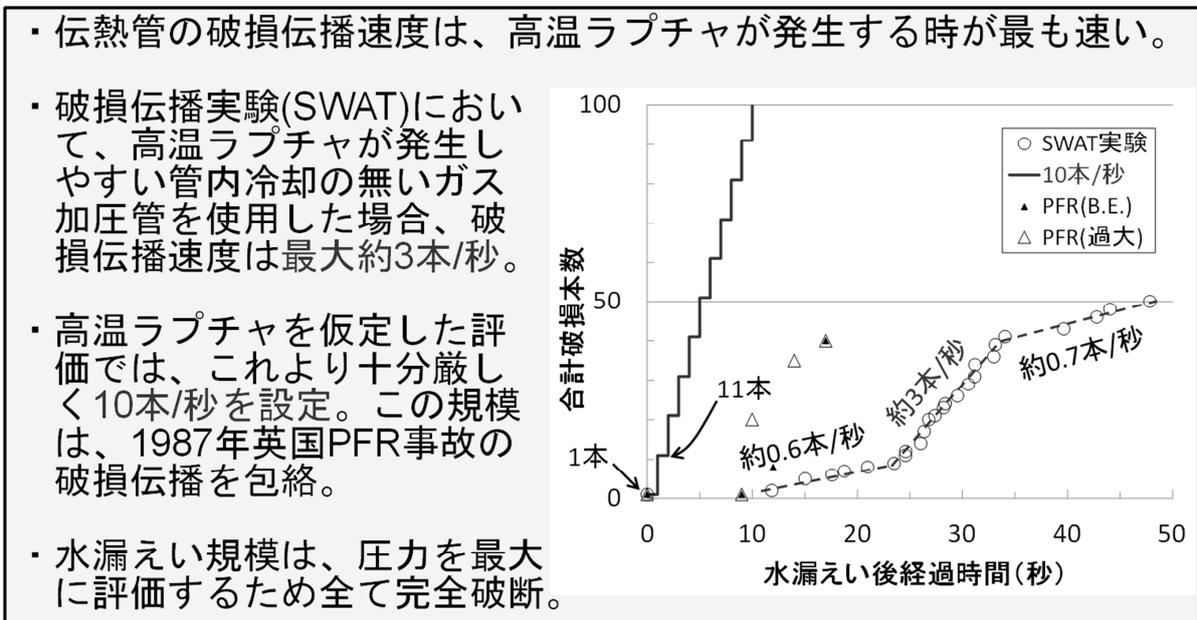
付録 4.1 図-11 PFR 過熱器大漏えい事故を対象とした高温ラプチャ解析



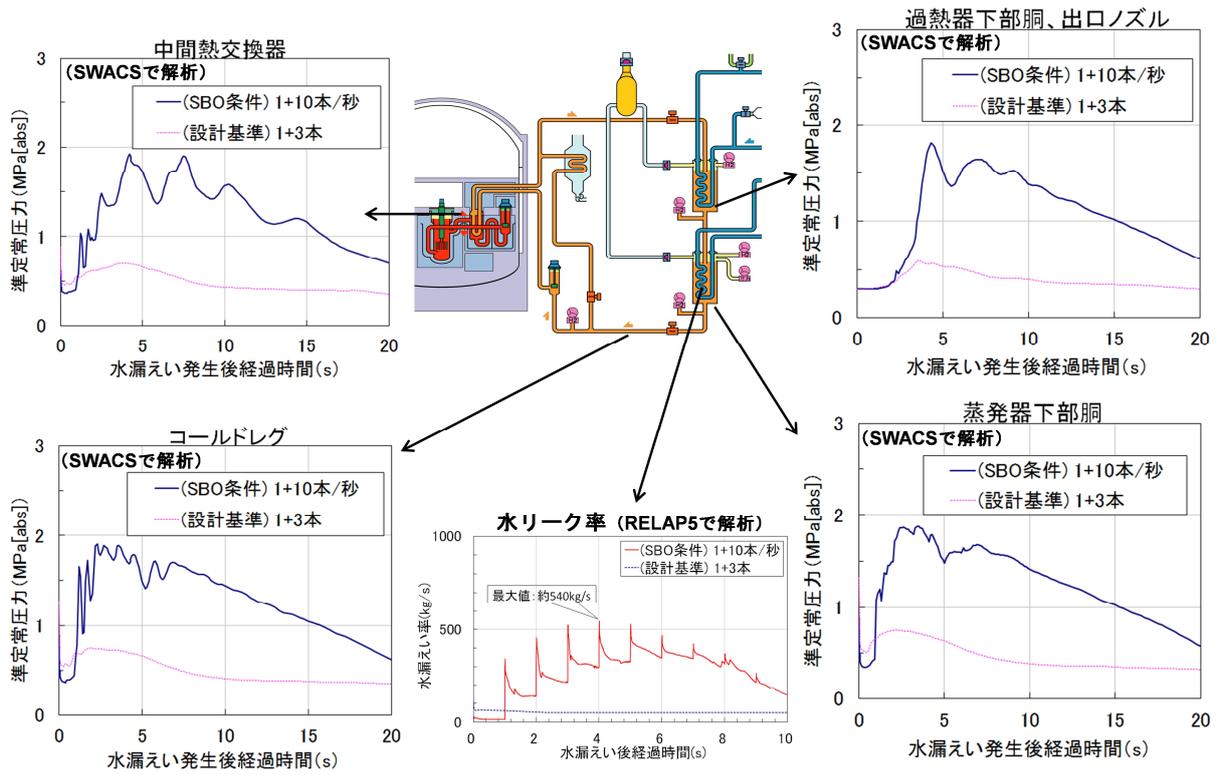
付録 4.1 図-12 PFR 過熱器大漏えい事故を反映した設備の強化



付録 4.1 図-13 設計基準の水漏えい規模を超える想定での評価の考え方



付録 4.1 図-14 設計基準の水漏えい規模を超える想定での破損伝播の設定



付録 4.1 図-15 設計基準の水漏えい規模を超える想定での水漏えい率と発生圧力

## 付録4.2 2次系のナトリウム漏えい

### (1) ナトリウム漏えい対策設備

「もんじゅ」の冷却材として使用されるナトリウムは、通常閉じられた空間（配管、容器）内にあり、適切な純度管理がなされるので、その状態が保たれる限りにおいては、ナトリウムの物理的特性のみを考慮すれば良い。しかしながら何らかの原因で化学的に活性の高いナトリウムが漏えいして空気中の酸素・水分や構造物のコンクリートと反応すると、顕熱や燃焼熱等が放出され、その規模が大きいとプラントに影響を及ぼす。

このようなナトリウム漏えいに対する対策の考え方は、付録 4.2 図-1 に示すように漏えいの早期終息とナトリウム燃焼などによる施設への影響抑制であり、それには漏えいを早期に検出すること、ナトリウム漏えい量を抑制すること、ナトリウムの燃焼を抑制することが必要である。この考えを実現するために付録 4.2 図-2 に示すナトリウム漏えい対策設備を備えており、ナトリウム漏えいの早期検出にはセルモニタを、ナトリウム漏えい量の抑制にはドレン系を、ナトリウム燃焼の抑制には換気空調設備を使用する。また、ナトリウム燃焼などによる施設への影響抑制を補強するものとして、窒素ガス注入機能や監視カメラが自主保安設備として設置されている。

### (2) 破損規模の設定

「もんじゅ」のナトリウム系配管の破損形態については、破損要因として、過大な圧力、熱過渡・熱膨張、地震、自重、振動、浸食、腐食等を考慮したが、何れも直接の破損原因になる可能性が極めて低い。相対的に注意を要する破損形態は熱荷重によるクリープ疲労であるが、これが進行して破損したとしても、配管の内圧が低い「もんじゅ」では、漏えい先行型破損（LBB）が確保される。

配管の破損規模については、設計条件の負荷でき裂進展を評価すると、き裂は 0.2～0.3mm 程度しか進展せず、プラント寿命中において配管の健全性が確保される。そのため、敢えて供用開始時点での大きなき裂状欠陥を想定し、設計条件を遥かに超える負荷を与えてき裂が成長して貫通すると仮定し、破壊力学的な解析手法により、漏えい口の大きさを長さ  $D/2 \times$  幅  $t/2$  として開口面積  $Dt/4$ （2次主冷却系配管で  $15\text{cm}^2$  に相当）を設定した。この開口面積は、設計基準を遥かに超える条件で想定された十分に保守的な値である。

### (3) 設計基準事故におけるナトリウム漏えい燃焼の評価方法と評価結果

ナトリウム漏えい時の対応は、付録 4.2 図-3 に示す手順となっており、ナトリウム漏えいが発生すると、2 ループ強制循環による崩壊熱除去運転と並行してナトリウム漏えいの検出及び確認後、直ちにナトリウムの緊急ドレンを行う。

ナトリウム漏えい燃焼の評価項目は、ナトリウム燃焼に伴って上昇する建屋内圧とコンクリート温度、ナトリウムとコンクリートの接触を防止する床ライナの減肉量であり、その評価結果は、付録 4.2 図-4 に示す解析モデル（主冷却系配管室でのナトリウム漏えい事故例）に基づく各種条件をナトリウム漏えい燃焼時の熱的影響等を解析するコード（ASSCOPS コード）に投入することで得られる。付録 4.2 図-5 から付録 4.2 図-7 に示すように、全ての評価項目に

において ASSCOPS コードより得られた結果は基準値を下回っており、結果として漏えいループの影響が他の健全なループに及ぶことが無いことを示している。

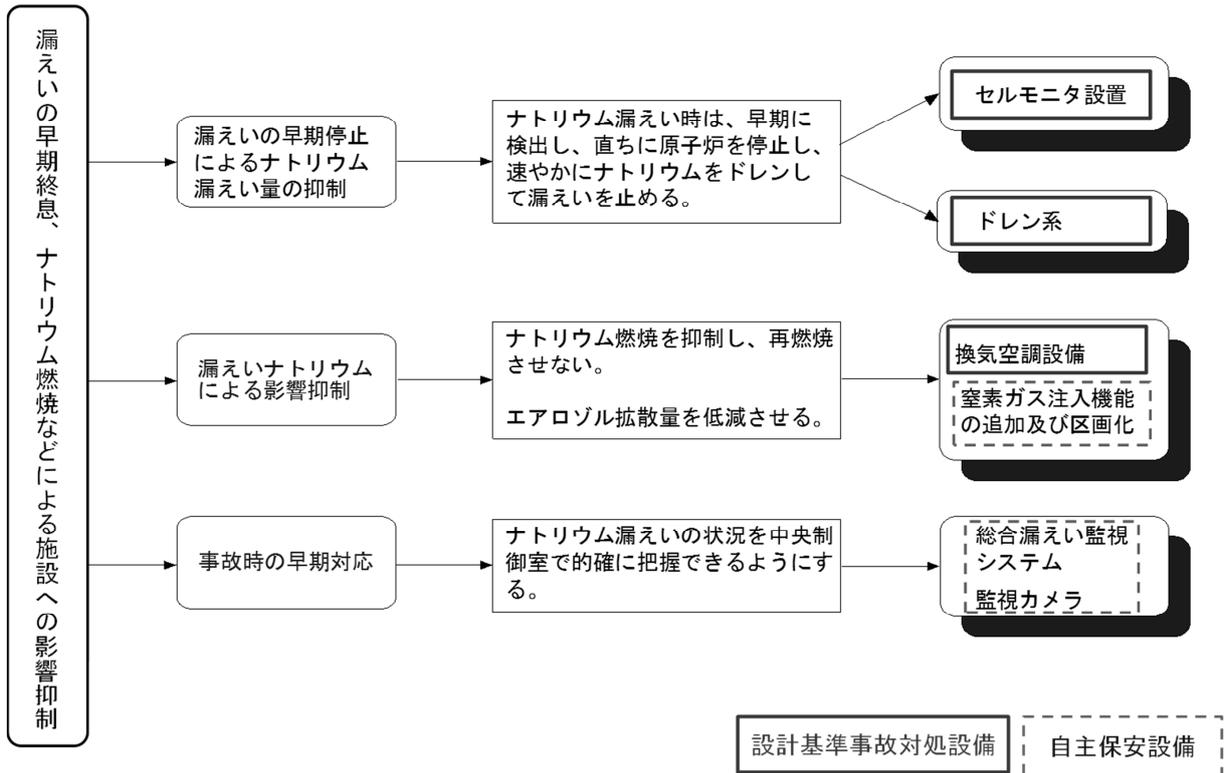
#### (4) 設計基準事故を超える想定におけるナトリウム漏えい燃焼の評価方法と評価結果

ナトリウム漏えい事象では、破損規模や漏えい継続時間が重要パラメータであるが、(2)項で記載したように破損規模は設計基準を超える想定でも  $Dt/4$  に十分収まる。このため漏えい継続時間が長くなる条件として、頻度的には極めて小さいが、全交流動力電源喪失 (SBO) 状態でナトリウム漏えいが発生した場合を敢えて想定し、その条件で健全なループに影響が及ぶ可能性を検討した。

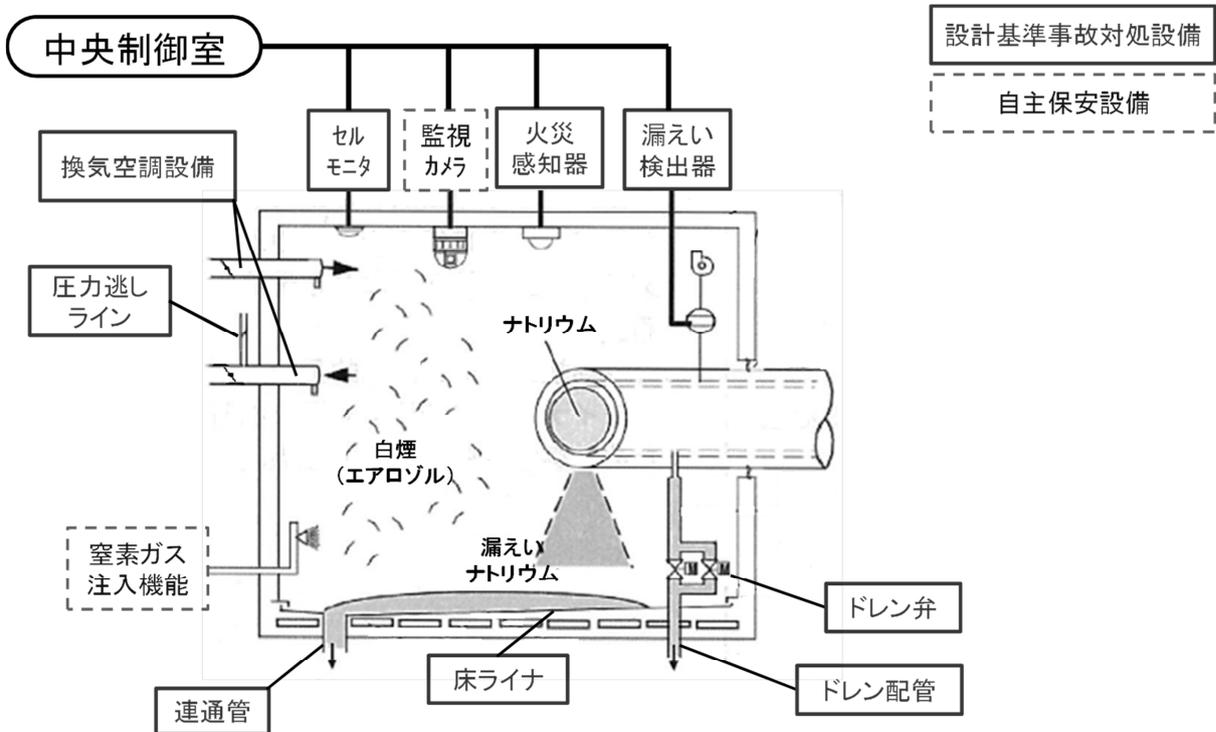
SBO 状態においては、付録 4.2 図-8 に示すように電源がある状態とは異なり、漏えい検出後のナトリウムの緊急ドレンが電源車からの電源供給を受けてからの対応となる。また、ナトリウム燃焼の影響を抑制する効果のある窒素ガス注入は、電源が無いために現場に移動して手動操作により対応することになる。なお、SBO 状態におけるナトリウム漏えいの検出は、付録 4.2 図-9 に示すように、蓄電池から電源供給を受けるセルモニタ・火災感知設備・接触型ナトリウム漏えい検出器により確実に行われる。

SBO 状態においては、付録 4.2 図-10 に示すようにナトリウム漏えいの確認及び電源の確保や負荷投入により、ナトリウムの緊急ドレンが完了するまでに電源がある状態に比べて 1 時間 40 分程度の追加時間を要し、結果としてナトリウム漏えい時間が延長されることになる。

この延長されたナトリウム漏えい時間と破損規模を  $Dt/4$  とした条件下での ASSCOPS コードの解析結果を付録 4.2 図-11 と付録 4.2 図-12 に示す。それでも建屋内圧とコンクリート温度については、建屋耐圧・耐熱温度を下回っており、床ライナの減肉量についても、床ライナの板厚である 6mm を十分な余裕で下回っている。なお、床ライナの腐食については、現実的な腐食速度 (NaFe 複合酸化型腐食) の上限値を使用した。

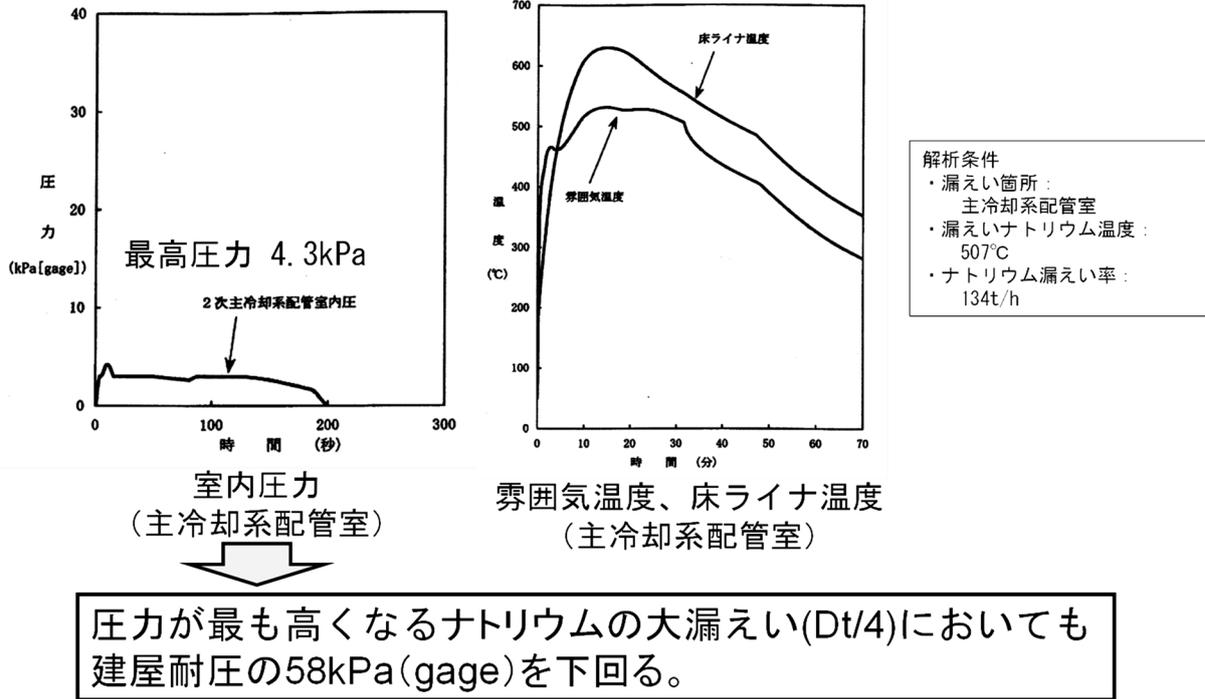


付録 4.2 図-1 ナトリウム漏えい対策の考え方

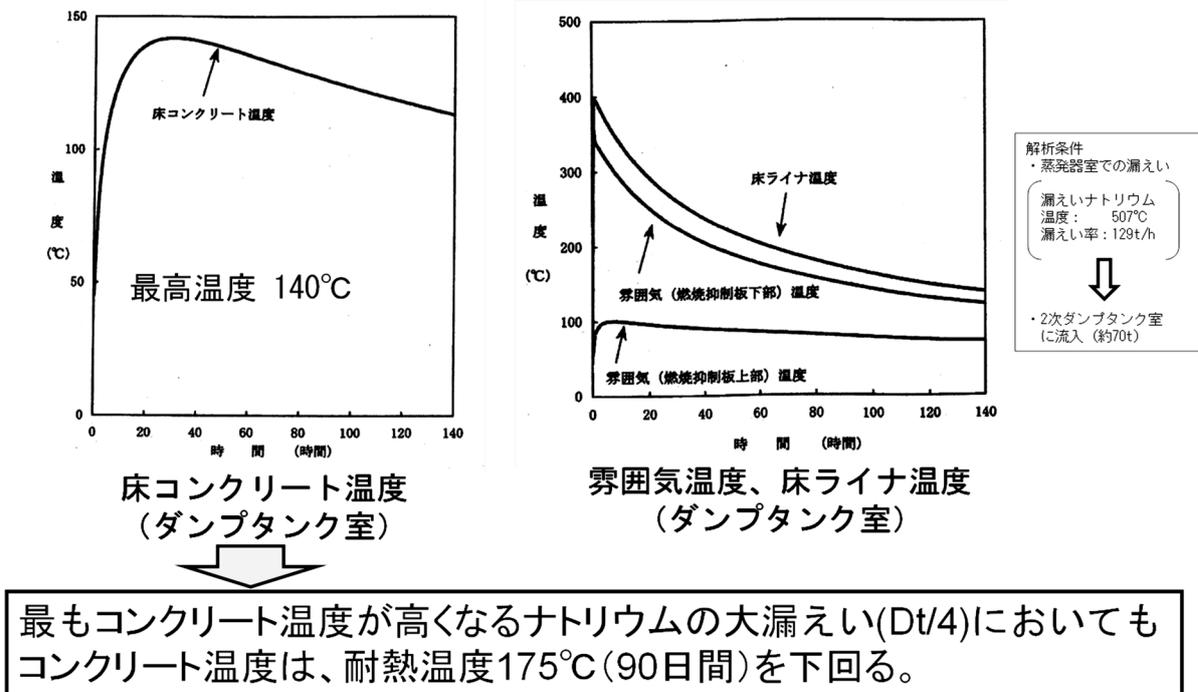


付録 4.2 図-2 ナトリウム漏えい対策設備

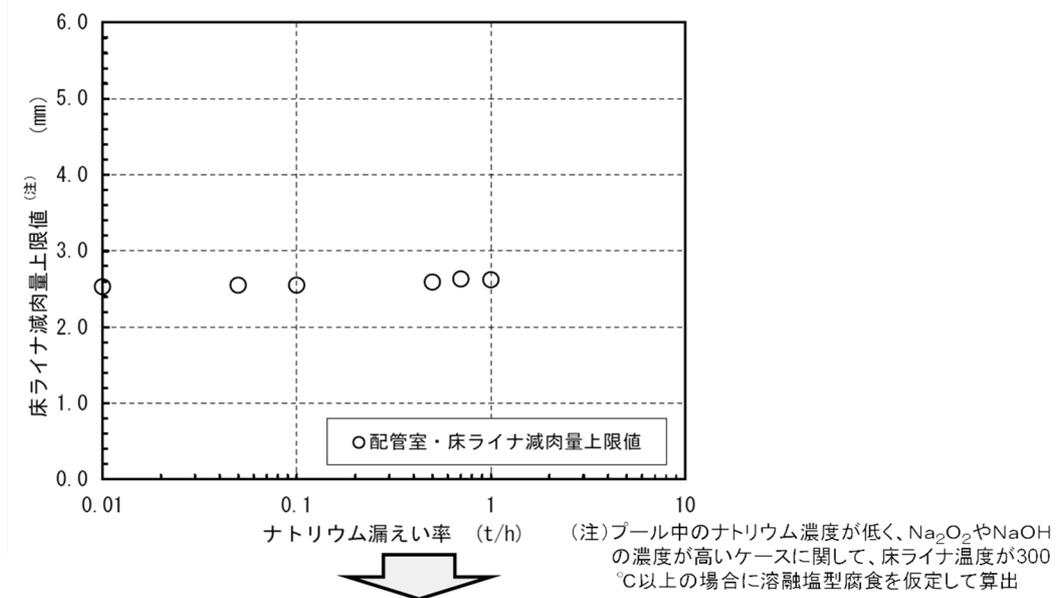




付録 4.2 図-5 設計基準での評価結果(ナトリウムの流出・床ライナ上の移送過程の熱的影響)

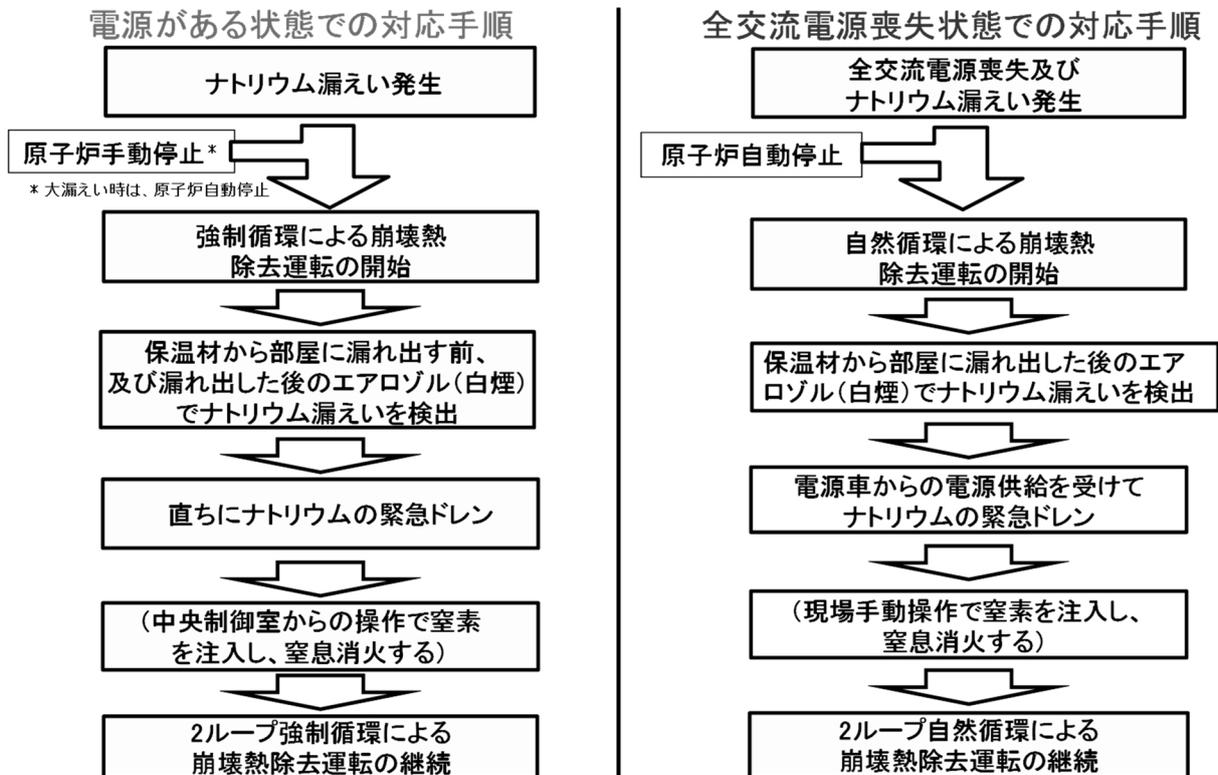


付録 4.2 図-6 設計基準での評価結果(貯留後の熱的影響)

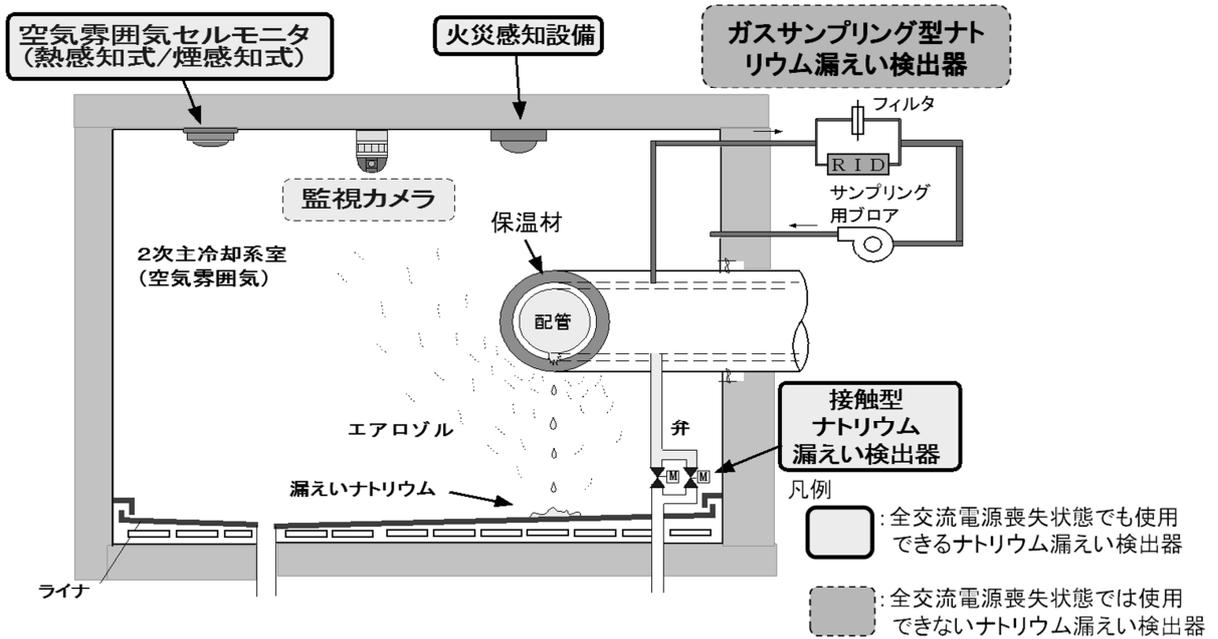


ナトリウムが漏えいしても、床ライナ(厚さ6mm)の減肉量は、3mmを下回る。

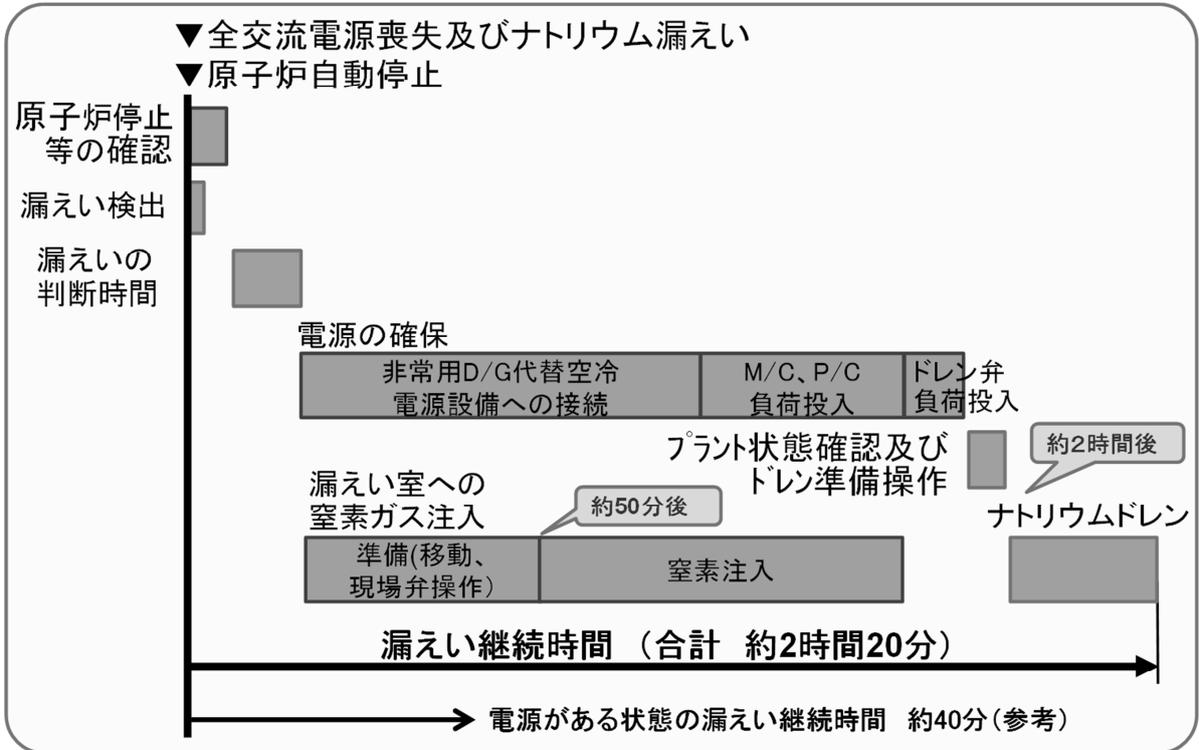
付録 4.2 図-7 設計基準での評価結果 (床ライナ減肉量)



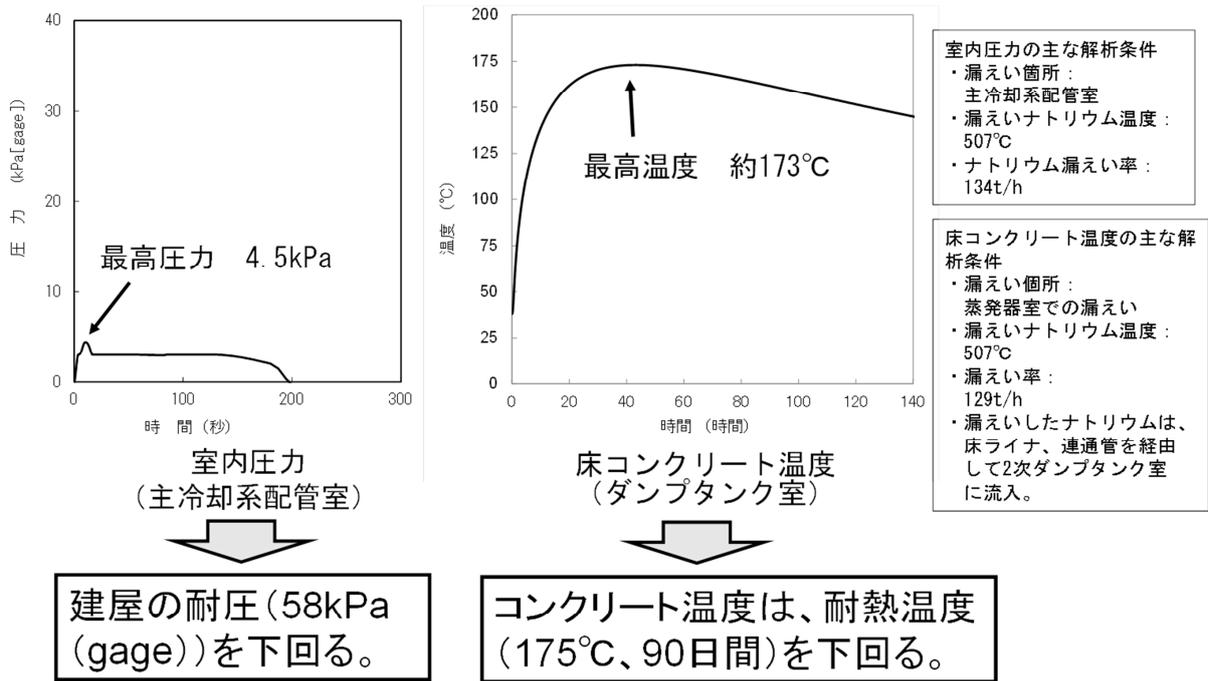
付録 4.2 図-8 電源がある状態での対応手順と、全交流動力電源喪失状態での対応手順



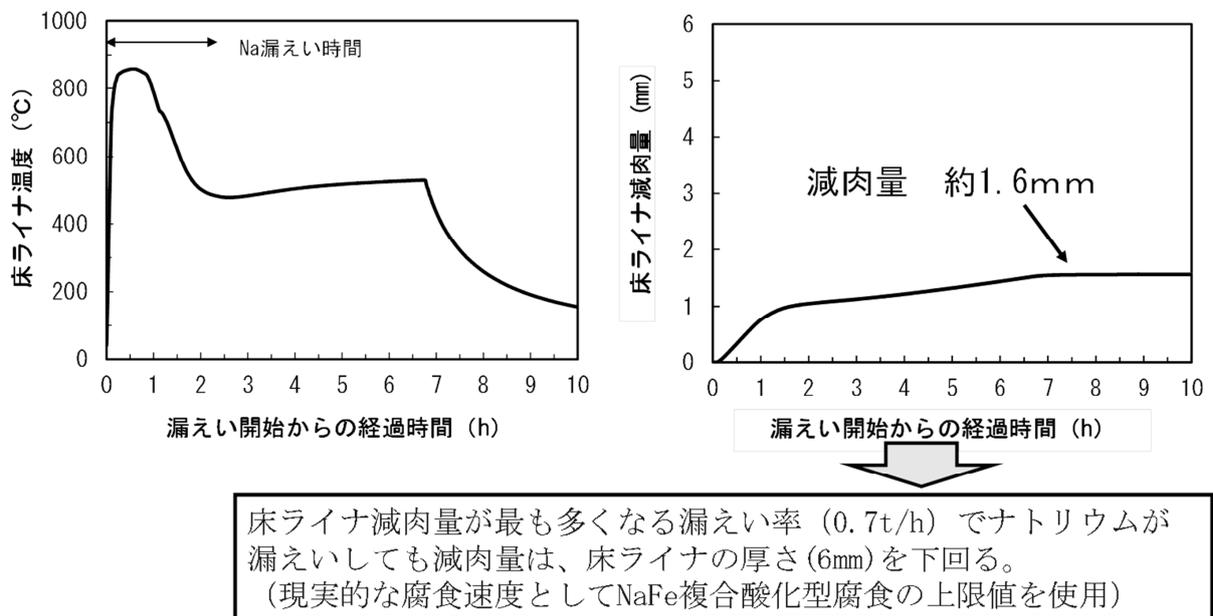
付録 4.2 図-9 全交流動力電源喪失状態でのナトリウム漏えい検出



付録 4.2 図-10 全交流動力電源喪失状態でのナトリウム漏えい対応手順



付録 4.2 図-11 全交流動力電源喪失状態での評価結果 (発生圧力・コンクリート温度)



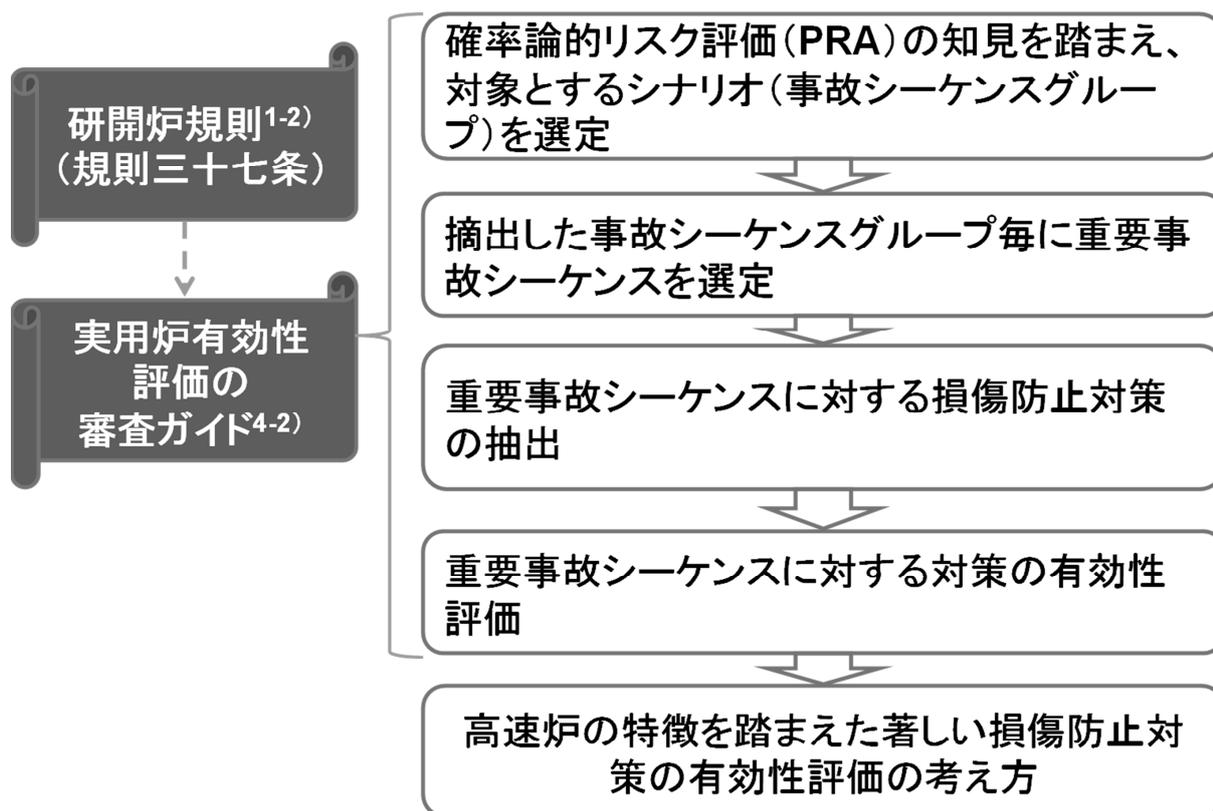
付録 4.2 図-12 全交流動力電源喪失状態での評価結果 (床ライナ減肉量)

## 付録5 「もんじゅ」における炉心等の著しい損傷防止策の有効性評価の検討例

ナトリウム冷却高速炉における深層防護の第4レベルである設計基準を超えた事故状態の想定と評価に関しては、付録5図-1に示すように、

- ① 確率論的リスク評価（PRA）の知見を踏まえた事故シーケンスグループの選定
- ② 各事故シーケンスグループに対する重要事故シーケンスの選定
- ③ 選定された重要事故シーケンスに対する損傷防止策の抽出
- ④ 重要事故シーケンスに対する損傷防止策の有効性評価

の手順により検討した。ここでは、「もんじゅ」を例に炉心、使用済燃料貯蔵槽内の燃料及び運転停止中原子炉内の燃料の著しい損傷防止策の有効性評価の検討例を次節以降に示す。



付録5 図-1 損傷防止策の有効性評価の手法

## 付録5.1 炉心の著しい損傷防止

## (1) 事故シーケンスグループの選定

プラントの内部事象、外部事象から事故シーケンスグループを選定するとともに、それ以外に高速炉の特徴を踏まえて論点となり得る事象について検討した。プラントの内部事象については、網羅的な PRA を実施し、その結果に基づいて事故シーケンスグループを選定する。プラントの外部事象については、東京電力福島事故を踏まえてイベントツリー分析を行い、基準地震動を超える地震と津波来襲を対象に事故シーケンスグループを選定する。高速炉の特徴を踏まえて論点となり得る事象については、事故シーケンスグループとして選定する必要性について検討する。以下、それぞれの検討内容について示す。

## ① プラントの内部事象から選定される事故シーケンスグループ

内部事象に起因する事故に対して、安全評価において考慮された設計基準対策（以下「DBA 緩和策」という）のみを考慮した条件での PRA（これを「DBA 緩和策のみの PRA」と称する）を実施し<sup>4)</sup>、その結果に基づいて事故シーケンスグループを選定した（付録 5.1 図-1）。

なお、通常のレベル 1PRA では、付録 5.1 図-2 に示す通り事故の起因に対して、DBA 緩和策のみならず、DBA 緩和策に失敗した場合に適用可能な対策（以下「SA 対策」という）も含めた全ての対策を考慮した上で炉心損傷に至るか否かを判断し、炉心損傷頻度（CDF）を評価した（以下、このレベル 1PRA を「全ての対策を考慮した PRA」という）。このため、この PRA で得られる事故シーケンスには SA 対策の失敗が含まれる。一方、SA 対策の有効性を決定論的に評価するために想定する事故シーケンスは、SA 対策が存在しないと仮定した条件で設定される必要があり、そのためには事故の起因に対して DBA 緩和策のみを考慮した条件での PRA を実施する必要がある点が通常のレベル 1PRA と相違する。

PRA の結果から以下の 3 つの事故シーケンスグループを選定した。

## 1) 原子炉停止機能喪失

設計基準事故が発生した際、一般に原子炉停止用の制御棒の挿入を必要とするが（「もんじゅ」の場合は、主炉停止系制御棒）、この挿入に失敗した事故シーケンスが想定される。この場合、バックアップの原子炉停止装置の作動が要求され（「もんじゅ」の場合は、後備炉停止系制御棒の挿入）、それにより原子炉は停止し、炉心は損傷に至らずに安定に冷却される。様々な起因事象を代表的な事象にグループ化し、付録 5.1 表-1 に事象の推移を簡単に示す。

## 2) 原子炉容器液位確保機能喪失

設計基準事故の 1 次冷却材漏えいに起因する原子炉トリップ後の崩壊熱除去中に、原子炉容器液位が低下（ここでは原子炉容器近傍又は定期検査時に確保すべきレベル（以下「SsL」という）より低所での漏えいを仮定）すると付録 5.1 図-3 に示すような事象シーケンスが想定される。この場合、運転員によるサイフォンブレイク操作等が行われ

ば、付録 5.1 図-4 に示すように液位は確保され、その後炉心が安定に冷却される。

### 3) 崩壊熱除去機能喪失

設計基準事故が発生した場合、原子炉を停止しても、その後の崩壊熱を除去する必要がある。「もんじゅ」の場合、補助冷却系 3 ループ全てにおいて 2 次主冷却系循環ポンプポニーモータ等の動的機器の故障が重なると補助冷却系による強制循環除熱が出来ない事故シーケンスが想定される。この場合、付録 5.1 図-5 に示すように補助冷却系による自然循環除熱に移行することにより、炉心冷却機能を確保し、その後炉心が安定に冷却される。

## ② 地震・津波来襲から選定される事故シーケンスグループ

地震・津波来襲に起因する事故に対して、DBA 緩和策を含む全ての対策を考慮した条件で炉心損傷に至るイベントツリー分析を行い、その結果に基づいて事故シーケンスグループを選定した。その結果、基準地震動を超える地震と津波来襲から全交流動力電源喪失が事故シーケンスグループに選定された。以下に検討内容を示す。

### 1) 全交流動力電源喪失

「もんじゅ」を対象に実施したストレステスト<sup>2-22)</sup>では、DBA 緩和策を含む全ての対策を考慮した条件で原子炉施設がどこまで耐えられるかを示す耐震裕度について炉心損傷を目安として評価した。この際、基準地震動（以下「Ss」という）を超える地震動の範囲では外部電源が喪失すると見なし、同条件下での影響緩和策の成功/失敗が評価された。

付録 5.1 図-6 は、ストレステストにおいて評価された最少裕度に相当する耐震裕度 1.86Ss を含むイベントツリーである。DBA 緩和策のみを考慮した場合、1.25Ss を超過する地震が発生した場合に非常用ディーゼル発電機 (D/G) が機能喪失し、全交流動力電源を喪失して炉心損傷に至ると判断されるため、全交流動力電源喪失が事故シーケンスグループとして選定された。

なお、2.2Ss を超えると原子炉建屋、原子炉補助建屋などの構造物破損が生じるが、この場合、冷却系の健全性が保証できないことから除熱機能喪失によって炉心損傷に至るとみなす。また同構造物破損が生じると格納機能も保証できない。当該検討では、炉心損傷防止対策及び格納機能確保策の有効性評価の事故シーケンスグループの選定を目的としていることから、2.2Ss を超える地震動に起因する事故シーケンスは当該評価の対象外とした。このような事故シーケンスは別途、深層防護の第 5 レベルで対応することが妥当である。

津波来襲に対しても、地震に対するストレステストと同様に、津波に対して原子炉施設がどこまで耐えられるかを、炉心損傷を目安として評価した。

付録 5.1 図-7 は、ストレステストにおいて最少裕度を与える耐津波裕度 21.0m を含むイベントツリーである。津波高さ 6.4m (原子炉補助機冷却海水ポンプ防水壁の海面からの高さ) を超えた時点で D/G が機能喪失し、全交流動力電源が喪失する。DBA 緩和策のみを考慮

した場合、これにより炉心損傷に至ると判断されるため、全交流動力電源喪失が事故シーケンスグループとして選定した。

なお、津波高さが 21.0m を超えるとナトリウムを内包する設備が水との接触によって機能喪失する可能性が生じることから、保守的に全ての機器の機能が喪失すると仮定し、炉心損傷に至ると見なした。

### ③ ナトリウム冷却高速炉の特徴から選定される事故シーケンスグループ

ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえて論点となり得る事象として、以下の事象について検討をおこなった。検討結果を以下に示すが、事故シーケンスグループとして選定する必要はないものと判断される。

#### 1) 燃料集合体の瞬時完全閉塞

燃料集合体の瞬時完全閉塞は、燃料集合体冷却材入口部において瞬時に流路を完全に閉塞すると仮定した事象である。これは、設計基準事故の冷却材流路閉塞（燃料集合体内の 1 サブチャンネル閉塞）、(5)項事象の局所的燃料破損事象（集合体内 (2/3) 流路閉塞事象）をも上回る閉塞規模を仮定したものであるが、起因事象の発生頻度が極めて低いと想定されるものである。

「もんじゅ」では、海外での過去の評価事例等を踏まえ、付録 5.1 図-8 に示すようにエントランスノズル部の多孔化等の防止対策により、燃料集合体は瞬時に完全閉塞しない構造である。

以上から、瞬時完全閉塞は評価対象事故シーケンスグループとして選定する必要はない。

#### 2) 大気泡炉心通過

大きな気泡の通過は、炉心部が気泡に覆われて、これに伴う反応度投入により著しい炉心損傷に至ると仮定したものである。これは、設計基準事故の気泡通過事故を上回る起因事象であるが、そもそも気泡通過事故はナトリウム冷却高速炉の炉心特性上の特徴を踏まえて、反応度がパルス上に投入された場合の安全性を確認するために仮想的に設定されたものである。

「もんじゅ」では気泡に対する対策が以下のように講じられ、規模の大気泡炉心通過による反応度挿入事象の発生は生じない。

- ✓ 原子炉容器出口ノズルは液面下約 5m に設置されており、付録 5.1 図-9 に示すように原子炉容器上部プレナム内のナトリウム液面直下にディッププレートを設置し、液面揺動による主冷却系へのガスの巻き込みを防止する。
- ✓ 炉内構造物等には、付録 5.1 図-9 に示すようにガス抜き穴を設け、下部プレナムでのガスの滞留を防止する。

仮に大きな気泡が原子炉入口プレナムより混入したとしても、燃料集合体等へ到達するまでには微細な気泡へ分断されて、炉心部が気泡に覆われることはありえない。このため、大気泡炉心通過を評価対象事故シーケンスグループとして選定する必要はない。

### 3) 地震起因のスクラム失敗事象及び地震時 1 次主冷却系循環ポンプ 3 台軸固着

地震起因のスクラム失敗事象及び地震時 1 次主冷却系循環ポンプ 3 台軸固着事象については、ストレステストにおける耐震裕度評価の結果、機能喪失により当該事象を誘発する設備、すなわち原子炉停止系及び 1 次主冷却系循環ポンプが機能を喪失する地震動は、原子炉建屋が構造損傷する地震動と同等以上である。従って当該事象の単独発生を起因として炉心の著しい損傷に至ることはない、すなわち当該事象が発生する際には原子炉建屋の構造損傷が生じると判断され、これらを評価対象事故シーケンスグループとして選定する必要はない。

以上の検討から、炉心損傷防止対策の有効性評価のための事故シーケンスグループとして、以下の 4 つが選定される。

- ✓ 原子炉停止機能喪失
- ✓ 原子炉容器液位確保機能喪失
- ✓ 崩壊熱除去機能喪失
- ✓ 全交流動力電源喪失

## (2) 判断基準の設定

### ① 原子炉停止機能喪失

「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」及び「除熱源喪失時原子炉停止機能喪失」の場合、炉停止に失敗することにより炉心部の冷却材温度が上昇する推移を辿る。この際、冷却材最高温度が沸点を超え、沸騰領域が拡大すると、正のボイド反応度が挿入され、出力逸走により炉心の著しい損傷に至る可能性がある。このため、当該事象が進展した際における炉心損傷防止策の有効性を判断する基準は、「冷却材最高温度が沸点以下であること」とする。

「過出力時原子炉停止機能喪失」の場合、定格流量条件下で炉心出力が上昇するため、冷却材の沸騰に先行して燃料ペレットの熔融が生じる可能性が高い。この場合、燃料ペレットが熔融し、かつそれを機械的に拘束する燃料被覆管が破損して炉心の著しい損傷に至る可能性がある。このため、当該事象が進展した際における炉心損傷防止策の有効性を判断する基準は、「燃料被覆管が破損しないこと」とする。

上記 2 つの判断基準をともに満足すれば、想定する全ての原子炉停止機能喪失事象について炉心の著しい損傷に至らず、防止対策が成功したと判断できる。よって、「原子炉停止機能喪失事象」における炉心損傷防止策の有効性を判断する基準は「冷却材最高温度が沸点以下であること。かつ燃料被覆管が破損しないこと。」とする。

② 原子炉容器液位確保機能喪失

1次冷却材の漏えい、その他により原子炉容器液位が低下しても、崩壊熱除去に必要な液位が確保されれば炉心の著しい損傷には至らない。よって、当該事象における炉心損傷防止策の有効性を判断する基準は、「崩壊熱除去に必要な原子炉容器液位が確保されること（ただし、燃料の健全性に影響を与えない一時的な液位低下は除く）」とする。

③ 崩壊熱除去機能喪失と全交流動力電源喪失

最終ヒートシンクへの熱輸送系を構成する冷却材バウンダリが開口破損せず、熱輸送系としての機能が維持されれば炉心の著しい損傷には至らない。よって、当該事象における炉心損傷防止策の有効性を判断する基準は「原子炉冷却材バウンダリの機能が維持されること」とする。

(3) 重要事故シーケンスの選定と炉心損傷防止策の抽出

重要事故シーケンスの選定方法は、設計基準事故を超えた場合に炉心の著しい損傷を防止するための損傷防止策がないと仮定した仮想的なプラント状態、すなわち設計基準事故対処設備のみを考慮したプラント状態のCDFをPRAによって評価する。これにより事故シーケンスグループから設計基準事故対処設備の機能喪失の組合せとして表される事故シーケンスが抽出される。

抽出した事故シーケンス毎に、設計基準事故対処設備の機能を用いない(復旧に期待しない)独立した対策を損傷防止策として抽出する。このように抽出することで、事故シーケンスで想定した機能喪失によって従属的に失敗することのない対策が抽出される。

事故シーケンスの内、炉心損傷防止策の実施に対する余裕時間が短い、設備容量が大きい、事故シーケンスの特徴を代表する重要事故シーケンスを選定する。

① 原子炉停止機能喪失

内部事象 PRA<sup>4)</sup>に基づく事故シーケンスは、付録 5.1 表-1 に示すように、次の 3 種類に大別される。

- ✓ 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失： 外部電源喪失等の起因事象によって1次主冷却系循環ポンプが全数(3台)トリップし原子炉トリップ信号が発信されるが、主炉停止系トリップ遮断器「開」に失敗し、主炉停止系の制御棒が挿入されない。外部電源喪失の設計基準解析では、約0.9秒後に原子炉トリップ信号発信による主炉停止系の作動により原子炉自動停止した場合、被覆管肉厚中心最高温度は約730℃まで上昇する。
- ✓ 過出力時原子炉停止機能喪失： 制御棒の連続的な誤引抜等の過出力をもたらす起因事象発生時に、主炉停止系トリップ遮断器「開」失敗により主炉停止系の制御棒が挿入されない。出力運転中の異常な制御棒の引抜きの設計基準解析では約3.4秒で原子炉トリップ設定値に達し、主炉停止系の作動により原子炉自動停止した場合、被覆管

肉厚中心最高温度は約 700℃まで上昇する。

- ✓ 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失： 給水流量喪失時に、蒸発器出口ナトリウム温度上昇により原子炉トリップ信号を発信するが、主炉停止系トリップ遮断器「開」失敗により主炉停止系の制御棒が挿入されない。給水流量喪失の設計基準解析では約 41 秒後に原子炉トリップ信号発信により、主炉停止系が作動し原子炉自動停止した場合、被覆管肉厚中心最高温度は約 680℃に上昇する。なお、1 次主冷却系循環ポンプは全数定格回転数で運転継続した状態である。

これらの事故シーケンスは、いずれも共通原因故障によって冗長な 2 台の主炉停止系トリップ遮断器がともに機能喪失するという特徴を有している。また、炉心損傷防止に必要な設備容量（原子炉停止に必要な負の反応度の大きさ）に相互の事故シーケンスにおいて差異はない。一方、炉心損傷防止策の実施に対する余裕時間が最も短い点で、炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失が最も結果に厳しい。

以上を踏まえて、「炉心流量喪失＋主炉停止系制御棒挿入失敗」を重要事故シーケンスに選定した。炉心損傷防止策には、事故シーケンスで機能喪失を想定した主炉停止系とは共有設備を持たない設備による原子炉停止方策として、後備炉停止系による制御棒挿入を抽出した。

## ② 原子炉容器液位確保機能喪失

事故シーケンスは、「1 次冷却材漏えい＋設計基準事故対処設備の機能喪失」である。具体的に抽出された設計基準事故対処設備の機能喪失は、付録 5.1 図-3 に示すように、①1 次主冷却系循環ポンプ主モータトリップ失敗、②原子炉カバーガス隔離失敗、③1 次ナトリウムオーバーフロー系汲上げ失敗、④ガードベッセル健全性確保失敗、⑤起因事象とは別の 1 次主冷却系又は原子炉容器の SsL より低所での漏えいなどである。

これらの事故シーケンスの中で、炉心損傷頻度への寄与が無視できないものが事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表していると解釈し、付録 5.1 図-4 の CDF を基に③と⑤が重要事故シーケンスの候補として抽出された。これらはいずれも設計基準事故対処設備による崩壊熱除去に必要な原子炉容器液位を確保できないが、代替冷却手段となりえる 1 次メンテナンス冷却系循環可能液位で静定する点で厳しさが同等である。⑤は③と比較して CDF への寄与割合が大きい。また、炉心損傷防止策に着眼すると、③は冷却系の温度低下が原因で生じることから原子炉停止後の冷却系の目標設定温度を初期値に維持するだけで炉心損傷防止策になる点で極めて容易であり余裕時間が問題にならない。これに対して、⑤は原子炉容器から高所配管を経由したサイフォン効果による冷却材の汲み出しを阻止する措置又は冷却材を原子炉容器へ補給する措置が炉心損傷防止策として必要であり、必要な設備容量が一定量必要である。また 2 箇所目の漏えい率が大きい場合は余裕時間が短くなる点でも厳しい。以上を踏まえて「⑤起因事象とは別の 1 次主冷却系又は原子炉容器の SsL より低所での漏えい」を重要事故シーケンスとして選定した。

事故シーケンスで想定した 2 箇所目の 1 次冷却材漏えいの悪影響を受けない設備による炉

心損傷防止策として、ベントラインを用いたサイフォンブレイク操作が抽出された。

### ③ 崩壊熱除去機能喪失

事故シーケンスは、起因事象発生による原子炉停止と設計基準事故対処設備の機能喪失の重畳による強制循環除熱機能喪失である。

具体的に抽出された設計基準事故対処設備の機能喪失は、付録 5.1 図-5 に示すように、① 1 次主冷却系循環ポンプポニーモータ機能喪失、② 2 次主冷却系循環ポンプポニーモータ機能喪失、③ 補助冷却設備空気冷却器送風機機能喪失、④ 補助冷却設備空気冷却器出口止め弁開失敗（閉固着）、⑤ ナトリウム漏えいによるナトリウム冷却ループの循環喪失などによる強制循環除熱機能の 3 ループ喪失である。なお、ナトリウム漏えいが生じた冷却ループでは強制循環のみならず自然循環も不能となることから、ナトリウム漏えいによって使用不能となる冷却ループの数が増すと、後述の炉心損傷防止策の自然循環除熱容量が低下する。このため、ナトリウム漏えいループ数の相違を区別して事故シーケンスを整理した。

炉心傷頻度への寄与が最も大きい事故シーケンスは、付録 5.1 図-5 に示すように①、②又は③の組合せによる強制循環除熱機能喪失である。このほか①、②又は③と⑤の組合せ、及び④が共通原因によって 3 ループで生じる場合の寄与が無視できない。

炉心損傷防止策に着眼すると、これらはいずれも補助冷却系を用いた自然循環除熱によって崩壊熱除去が可能な事故シーケンスである。このうち、①～④のいずれも中央制御室での運転員による遠隔スイッチ操作で自然循環除熱が開始されることに加えて自然循環除熱に期待できるループの熱容量を考慮すれば余裕時間はいずれの事故シーケンスにおいても十分確保可能と考えられる。一方、炉心損傷防止策である自然循環除熱の除熱能力に着眼すると、①～③の場合は主配管内をナトリウムが自然循環するのに対して、④の場合には主配管より流路断面積が小さいバイパスライン配管を経由してナトリウムが自然循環することから自然循環除熱能力が①～③の場合より小さく、冷却材バウンダリ最高温度などへの影響が厳しいと予測される。よって、補助冷却設備空気冷却器出口止め弁 3 台の開失敗（閉固着）による強制循環除熱機能喪失を重要事故シーケンスとして選定した。

事故シーケンスで想定した弁 3 台の開失敗（閉固着）は共通原因故障である。この共通原因の悪影響を受けない設備による炉心損傷防止策として、出口止め弁バイパス弁の「開」操作を抽出した。機能喪失を想定した出口止め弁は全閉状態で待機しているのに対して、出口止め弁バイパス弁は常時中間開度で流量制御をしており、弁サイズも出口止め弁と相違する点で弁の運用も設計も相違すると判断し、これらの弁の間で共通原因故障は生じ難いと判断した。

### ④ 全交流動力電源喪失

事故シーケンスグループの選定で述べた通り、地震起因の事故シーケンスについては、付録 5.1 図-6 に示すようにストレステストの耐震裕度評価<sup>2-22)</sup>を基に抽出し、小さい規模の地震ほど発生頻度が相対的に高いことを踏まえ、抽出した中から最も小さい規模の地震に起因する事故シーケンスが重要事故シーケンスとして選定された。それは、Ss 地震の 1.25 倍を

超過する地震時における外部電源喪失と D/G 損傷<sup>11</sup>の重畳として生じる全交流動力電源喪失による強制循環除熱機能喪失である。

事故シーケンスで想定した地震の悪影響を受けない設備による炉心損傷防止策として、補助冷却系による自然循環除熱（全交流動力電源喪失信号により自動開始又は運転員による自然循環除熱移行操作により開始）を抽出した。

同様に津波起因の事故シーケンスについては、付録 5.1 図-7 に示すようにストレステストの許容津波高さ評価<sup>2-22</sup>を基に抽出し、津波高さが低いほど発生頻度が相対的に高いことを踏まえ、抽出した中から最も低い高さの津波に起因する事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定した。それは、防水壁（海水面から 6.4m）を超過する津波時における外部電源喪失と原子炉補機冷却海水ポンプ損傷に伴う D/G の機能喪失の重畳として生じる全交流動力電源喪失による強制循環除熱機能喪失である。

事故シーケンスで想定した津波の悪影響を受けない設備による損傷防止策として、補助冷却系による自然循環除熱（全交流動力電源喪失信号により自動開始又は運転員による自然循環除熱移行操作により開始）が抽出された。

以上から重要事故シーケンスは、地震により外部電源喪失に至り、その後の津波来襲による非常用所内電源が喪失するシーケンスを選定した。

#### (4) 炉心損傷防止策の有効性評価の検討

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の起因事象を始まりとして、炉心の著しい損傷を防止し、事象終息までの重要事故シーケンスの事象進展を分析し、対処設備（ハード面）と操作・管理・体制面といった AM 策（ソフト面）の両面から炉心損傷防止策の有効性を検討した。以下に検討結果を例示するとともに、事故シーケンスグループ、重要事故シーケンス、炉心損傷防止策、判断基準及び有効性評価の検討結果を整理して付録 5.1 表-2 に示す。

##### ① 原子炉停止機能喪失

重要事故シーケンス（炉心流量喪失＋主炉停止系制御棒挿入失敗）の事象進展を付録 5.1 図-10 に示す。

起因事象は炉心流量減少が厳しい運転時の異常な過渡の外部電源喪失とした。外部電源喪失が発生すると常用母線電圧の低下により、安全保護系の動作により第一に「常用母線電圧低」原子炉トリップ信号が発信されるが、故障により信号発信されないものとされた。これにより炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失に至ると仮定した。

外部電源喪失による 1 次主冷却系循環ポンプ停止により、約 1.9 秒後（1 次冷却材流量減少解析結果例）に「1 次主冷却系循環ポンプ回転数低」原子炉トリップ信号が第二に発信される。この第二原子炉トリップ信号により、主炉停止系及び後備炉停止系のトリップ遮断器「開」信号が発信されるため、主炉停止系トリップ遮断器「開」の機能喪失により主炉停止系制御棒は挿入されないとしても、炉心損傷防止策の後備炉停止系トリップ遮断器「開」に

<sup>11</sup> Ss の 1.25 倍を超過した地震動で D/G が損傷した事例が存在するのではなく、D/G の機能の健全性が確認された入力地震動が Ss の 1.25 倍までという意味である。

より後備炉停止系制御棒が挿入され原子炉は自動停止し炉心損傷には至らない。

後備炉停止系トリップ遮断器「開」により補助冷却系の起動信号が発信され、3ループの1次及び2次主冷却系循環ポンプポニーモータ運転と相俟って補助冷却系の強制循環除熱運転により、炉心の崩壊熱を大気に放散することによってプラントは低温停止に至る。仮に外部電源が喪失した場合でも、非常用所内電源からの給電により補助冷却系の強制循環除熱運転は継続され、プラントは低温停止に至り事象終息する。

## ② 原子炉容器液位確保機能喪失

重要事故シーケンス（1次冷却材漏えい+SsLより低所での主冷却系配管の破損による1次冷却材漏えい）の事象進展を付録5.1図-11に示す。

設計基準事故の1ヶ所の1次冷却材漏えい(Dt/4配管破損)を起因事象とした。1次冷却材が漏えいすると、漏えいしたナトリウムはガードベッセル内に貯留され、原子炉容器ナトリウム液位は1次主冷却系循環運転に必要な液位(EsL以上)が確保される。原子炉容器ナトリウム液位の低下により、安全保護系の動作により「原子炉容器ナトリウム液位低」原子炉トリップ信号が発信され、原子炉は自動停止に至る。健全な2ループの補助冷却系による強制循環除熱運転により、新たなナトリウム漏えいが健全な1ループにおいて発生しない場合、本事象は終息する。

1次主冷却系の健全な1ループにおいて、SsLより低所での主冷却系配管の破損による2ヶ所目の1次冷却材漏えいが発生すると、原子炉容器ナトリウム液位はEsLを下回る(原子炉容器液位確保機能喪失)可能性がある。この場合でも炉心損傷防止策の漏えいしたループの高所配管をサイフォンブレイクさせる運転操作を中央制御室から行うことで、高所配管内ナトリウムは原子炉容器内に流入し、原子炉容器ナトリウム液位は1次主冷却系循環運転に必要な液位(EsL以上)が確保される。これにより健全な1ループの補助冷却系による強制循環除熱運転により炉心損傷することはない。外部電源が喪失した場合でも、非常用所内電源からの給電により補助冷却系の強制循環除熱運転は継続され、プラントは低温停止に至り事象終息する。

なお、漏えいしたナトリウムは窒素雰囲気内のガードベッセル内、あるいは床ライナ上に貯留され安定状態に至る。

仮に原子炉容器液位がEsLを下回った場合(原子炉容器液位確保機能喪失)でも、メンテナンス冷却系の冷却材循環運転に必要な液位は下回らない。これにより中央制御室における運転操作によりメンテナンス冷却系を緊急起動し、メンテナンス冷却系により炉心の崩壊熱を除去することにより炉心損傷を防止し、本事象を終息させることができる。

## ③ 崩壊熱除去機能喪失

重要事故シーケンス(補助冷却設備空気冷却器出口止め弁「開」の機能喪失)の事象進展を付録5.1図-12に示す。

原子炉出力運転中、何らかの異常により原子炉はトリップするものの、2次冷却材ナトリウムの流路を蒸気発生器から空気冷却器へ切替えるために期待される補助冷却設備起動信

号による補助冷却設備空気冷却器出口止め弁「開」機能が喪失する。この場合、空気冷却器はナトリウム流量が確保できないため、制御回路によって主循環ポンプポニーモータ停止、空気冷却器ベーン及びダンパは全閉し、補助冷却系による強制循環除熱運転はできなくなり崩壊熱除去機能喪失に至る。

ここで、崩壊熱除去機能喪失に至った場合においても補助冷却設備空気冷却器出口止め弁バイパス弁（原子炉出力運転中、補助冷却系待機時流量確保のため約40%「開」状態である）を中央制御室の運転操作により「全開」することによって、空気冷却器へのナトリウム流量を確保する。併せて空気冷却器のベーン及びダンパを中央制御室の運転操作により「開」することによって、補助冷却系による自然循環除熱運転が可能となり、炉心損傷に至ることない。自然循環除熱によりプラントが低温停止に至り事象終息となる。なお、空気冷却器の弁、ベーン及びダンパの中央制御室の運転操作にあたっては、ナトリウム流量の確保が過冷却のため阻害されることがないように、状態監視及び操作手順を明らかにし、マニュアルを整備するとともに、教育訓練によって習熟を図っておくことが重要である。

仮に3ループとも自然循環除熱運転に失敗したとしても、非常用電源により運転可能なメンテナンス冷却系により炉心の崩壊熱は除去され、炉心損傷に至らず、事象終息する。

#### ④ 全交流動力電源喪失

重要事故シーケンス（外部電源喪失+非常用所内電源喪失）の事象進展を付録5.1図-13に示す。

原子炉出力運転中、外部電源喪失が生じるが原子炉は自動停止し、非常用ディーゼル発電機からの給電により補助冷却系は強制循環除熱運転を継続する。しかし設計基準を上回る地震或いは津波来襲によって非常用ディーゼル発電機は停止し、全交流動力電源喪失に至ると仮定した。

この場合でも、非常用ディーゼル発電機の停止を検知し、全交流動力電源喪失信号が発信され、補助冷却系は自然循環除熱運転に自動移行できる。全交流動力電源喪失の発信時刻が変化したとしても付録5.1図-15の解析例に示すように、燃料被覆管最高温度は運転時の異常な過渡変化の判断基準（830℃以下）をも上回ることなく燃料被覆管の破損に至らない。補助冷却系の自然循環除熱運転は、付録5.1図-14に示すように全交流動力電源喪失信号による自動移行に失敗した場合でも、中央制御室からの手動操作、或いは現場における手動操作があり、失敗した場合でも次の操作が準備されており、炉心損傷までに時間の余裕があり、確実に運転員の操作により移行することができる。なお、付録6図-4に3ループとも自然循環除熱に失敗した場合の原子炉容器出入口ナトリウム温度の解析結果例を示し、仮にDBA判断規準（原子炉冷却材バウンダリ制限温度650℃）を適用しても約9時間の自然循環移行操作に対する時間余裕がある。

3ループの自然循環除熱運転により低温停止後（付録5.1図-16の解析例参照）は、出来る限り1ループは1次及び2次主冷却系循環ポンプポニーモータ運転による強制循環運転に復帰させることで、事象終息とする。仮に強制循環運転及び予熱等の電源が確保に時間を要した場合でも、ナトリウムの凍結による流路閉塞のおそれがあるが、付録5.1図-17の解析

例に示すように空気冷却器のベーン及びダンパの開度を手動で調節することにより自然循環を制御し、ナトリウムの降温を遅らせることができる。

付録 5.1 表-1 原子炉停止機能喪失事象の代表シナリオ

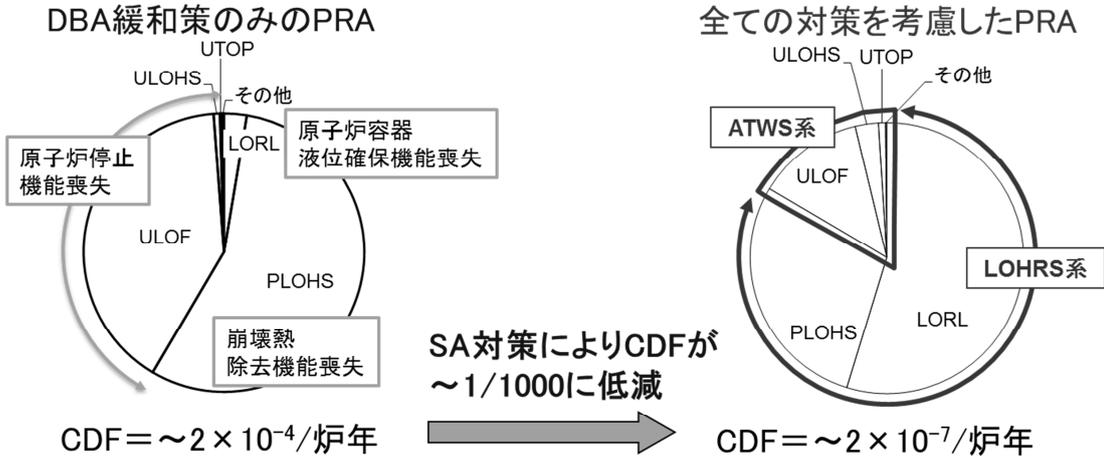
炉心流量喪失時 原子炉停止機能喪失	<p>○代表シナリオ：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失等により原子炉トリップ信号が発信し、1次主冷却系のポンプがトリップするものの、制御棒（<u>主炉停止系</u>）が挿入されない。</li> </ul> <p>○事象推移： 〈DBA緩和策〉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>出力・流量のミスマッチ（定格出力＋流量喪失）→制御棒挿入（<u>後備炉停止系</u>）→炉心損傷に至らずに安定に冷却される。 〈SA対策〉</li> </ul>
過出力時 原子炉停止機能喪失	<p>○代表シナリオ：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒の連続的な誤引抜時に原子炉トリップ信号が発信するものの、トリップしゃ断器開失敗により制御棒（<u>主炉停止系</u>）が挿入されない。</li> </ul> <p>○事象推移：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>出力・流量のミスマッチ（定格流量＋ランプ状出力上昇）→制御棒挿入（<u>後備炉停止系</u>）→炉心損傷に至らずに安定に冷却される。</li> </ul>
除熱源喪失時 原子炉停止機能喪失	<p>○代表シナリオ：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給水流量喪失時に原子炉トリップ信号が発信するものの、トリップしゃ断器開失敗により制御棒（<u>主炉停止系</u>）が挿入されない。水-蒸気系の給水流量は喪失するが、1次系・2次系のポンプは全数定格で運転継続。</li> </ul> <p>○事象推移：</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>除熱源喪失（定格出力＋1次系循環継続＋2次系循環継続＋水-蒸気系喪失）→制御棒挿入（<u>後備炉停止系</u>）→炉心損傷に至らずに安定に冷却される。</li> </ul>

※ 原子炉停止機能喪失の重要事故シーケンスを付録 5.1 図-10 に示す。DBA 緩和策により原子炉停止する場合は「常用母線電圧低」トリップ信号により約 0.9 秒後に主炉停止系遮断器「開」完了となり主炉停止系制御棒挿入となる。一方、SA 対策により原子炉停止する場合（B-DBA）は「常用母線電圧低」信号発信に失敗し、第 2 原子炉トリップ信号（1 次主冷却系循環ポンプ回転数低）により約 1.9 秒後（DBA ベース解析結果例）に後備炉停止系トリップ遮断器「開」により後備炉停止系制御棒が挿入される。制御棒の全ストロークの 85% に達する時間は、主炉停止系も後備炉停止系も 1.2 秒（DBA ベース）と同じである。

※ B-DBA については複数の事故シーケンスを包絡するものが選定される方針とし、複数箇所での不具合の発生、すなわち「第 1 原子炉トリップ信号発信失敗」、「主炉停止系トリップ遮断器開失敗」及び「主炉停止系制御棒挿入失敗」の重畳が炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失事象の事故シーケンスとして選定された。

付録 5.1 表-2 炉心の著しい損傷防止策の有効性評価の検討例

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	損傷防止策	炉心損傷防止の判断基準	有効性評価の検討結果例
原子炉停止機能喪失	「炉心流量喪失」と「主炉停止系機能喪失」	後備炉停止系による原子炉停止	(a) 冷却材最高温度が沸点以下であること。 且つ燃料被覆管が破損しないこと。 (b) 原子炉冷却材バウンダリの機能を維持すること。 (c) 崩壊熱除去に必要な原子炉容器液位が確保されること（ただし、燃料の健全性に影響を与えない一時的な液位低下は除く。）。	・後備炉停止系による原子炉停止対策により、原子炉自動停止することから炉心損傷に至らない ・補助冷却設備での強制循環除熱により低温停止し事象終息
原子炉容器液位確保機能喪失	「1次冷却材漏えい」と「SsLより低所での主冷却系配管の破損による1次冷却材漏えい」	高所配管サイフォンブレイク操作による原子炉容器からの冷却材汲み出し停止		・高所配管サイフォンブレイク操作対策により、原子炉容器液位は崩壊熱除去に必要な液位を確保できることから炉心損傷に至らない ・補助冷却設備での強制循環除熱により低温停止し事象終息
崩壊熱除去機能喪失	補助冷却設備空気冷却器出口止め弁「開」の機能喪失	出口止め弁バイパス弁「開」操作による補助冷却設備での自然循環除熱		・補助冷却設備での自然循環除熱により、炉心損傷に至らない ・自然循環除熱による低温停止により事象終息
全交流動力電源喪失	「外部電源喪失」と「非常用所内電源喪失」	全交流動力電源喪失信号による補助冷却設備での自然循環除熱		・補助冷却設備での自然循環除熱により、炉心損傷に至らない ・自然循環除熱による低温停止により事象終息



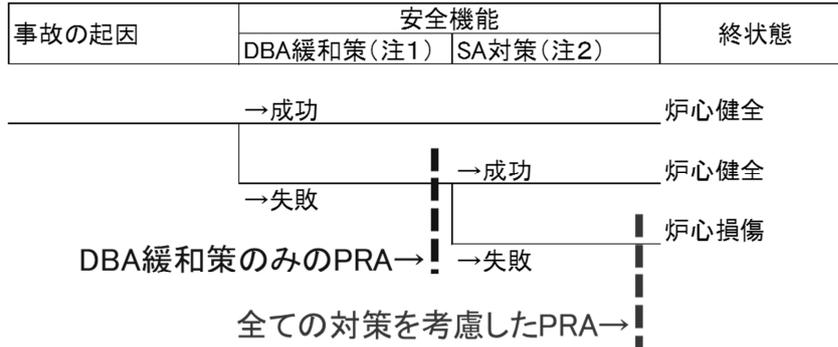
ATWS	Anticipated Transient Without Scram
LOHRS	Loss Of Heat Removal Systems
ULOF	Unprotected Loss Of Flow
UTOP	Unprotected Transient Over Power
ULOHS	Unprotected Loss Of Heat Sink
LORL	Loss of Reactor Level
PLOHS	Protected Loss Of Heat Sink

内部事象PRAの結果から、以下の事故シーケンスグループが抽出された：

- 原子炉停止機能喪失
- 原子炉容器液位確保機能喪失
- 崩壊熱除去機能喪失

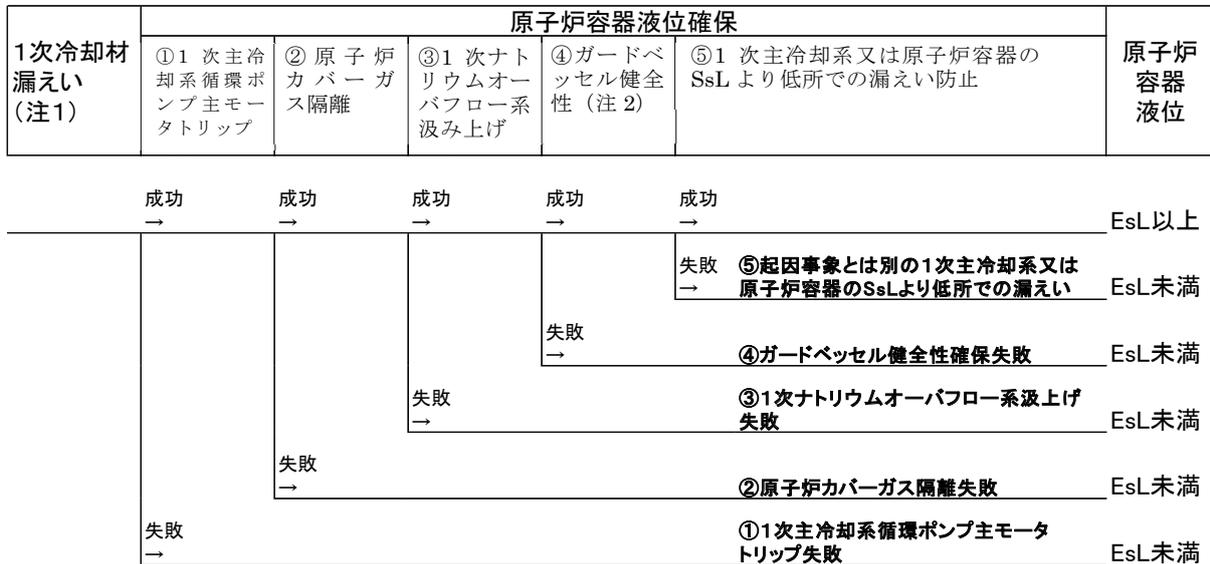
付録 5.1 図-1 内部事象から選定される事故シーケンスグループ (レベル 1PRA の結果)

- 通常レベル1PRAでは、「全ての対策」(設計基準の対策も、AM策も)を考慮した上で、炉心損傷頻度 ( Core Damage Frequency 、CDF)を評価。
- そのCDFの内訳を分析しても、「炉心損傷の防止に失敗した」シーケンスしか出てこない。
- 「炉心損傷防止の対策の有効性を評価」するための事故シーケンスは、DBA緩和策に失敗したシーケンスを分析して選定すべき。  
→DBA緩和策のみを考慮したCDFを評価



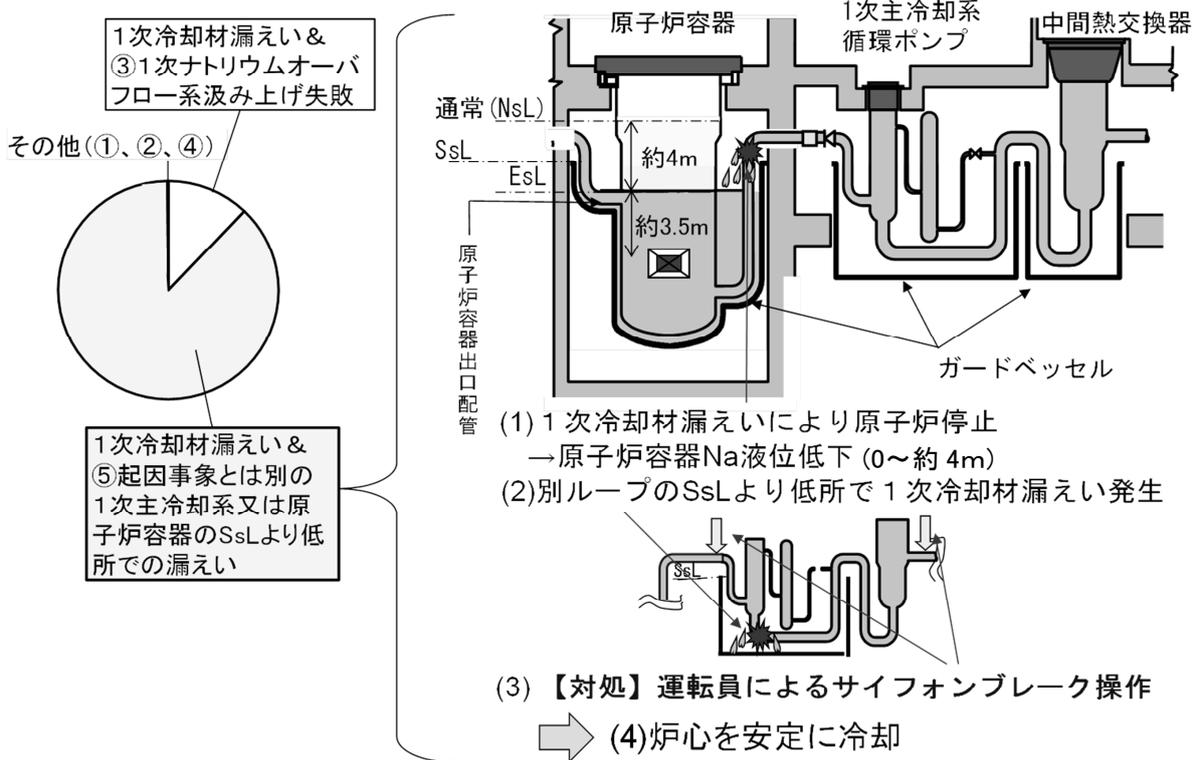
(注1)安全評価において考慮された設計基準対策  
(注2)シビアアクシデント対策

付録 5.1 図-2 事象選定の考え方



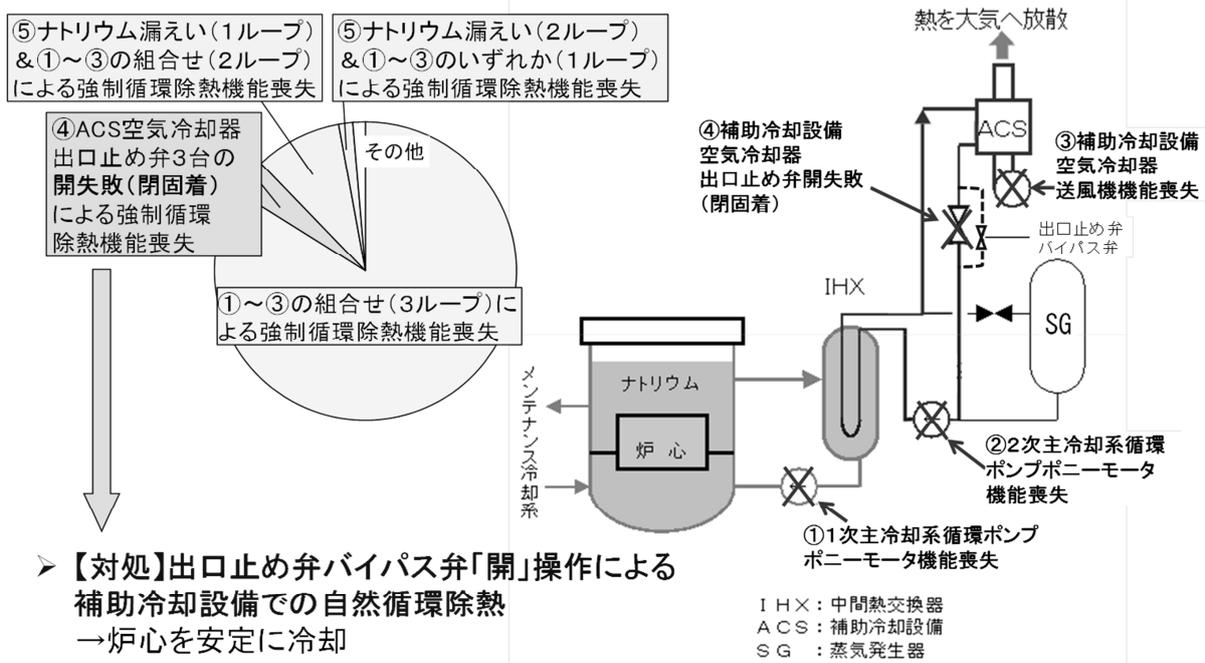
(注1) 1次主冷却系、原子炉容器又は1次メンテナンス冷却系SsLより高所からの漏えい  
(注2) 起因事象がSsLより低所の場合のみ必要  
SsL: システム・レベル  
EsL: エマージェンシ・レベル

付録 5.1 図-3 原子炉容器液位確保のイベントツリー



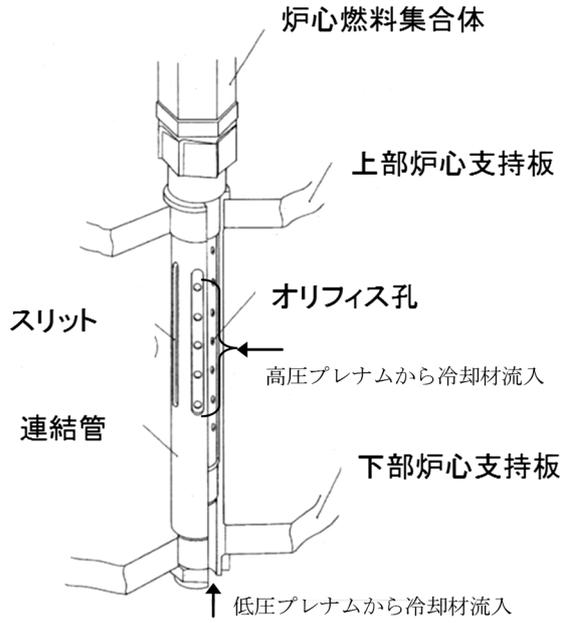
付録 5.1 図-4 原子炉容器液位確保機能喪失の事故シーケンス抽出

(図中①~⑤は付録 5.1 図-3 に対応)

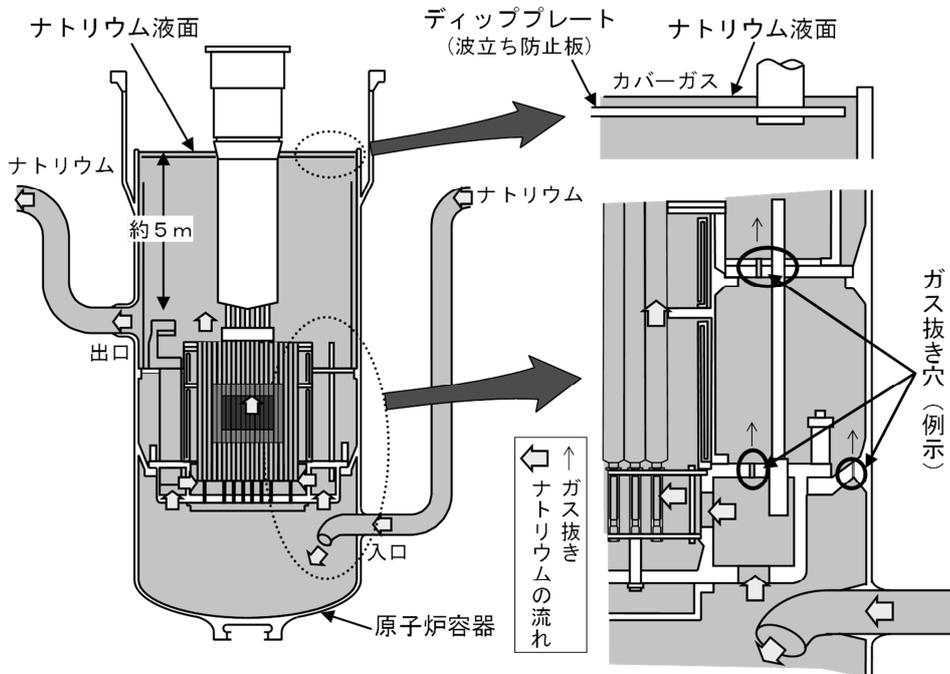


付録 5.1 図-5 崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンス抽出

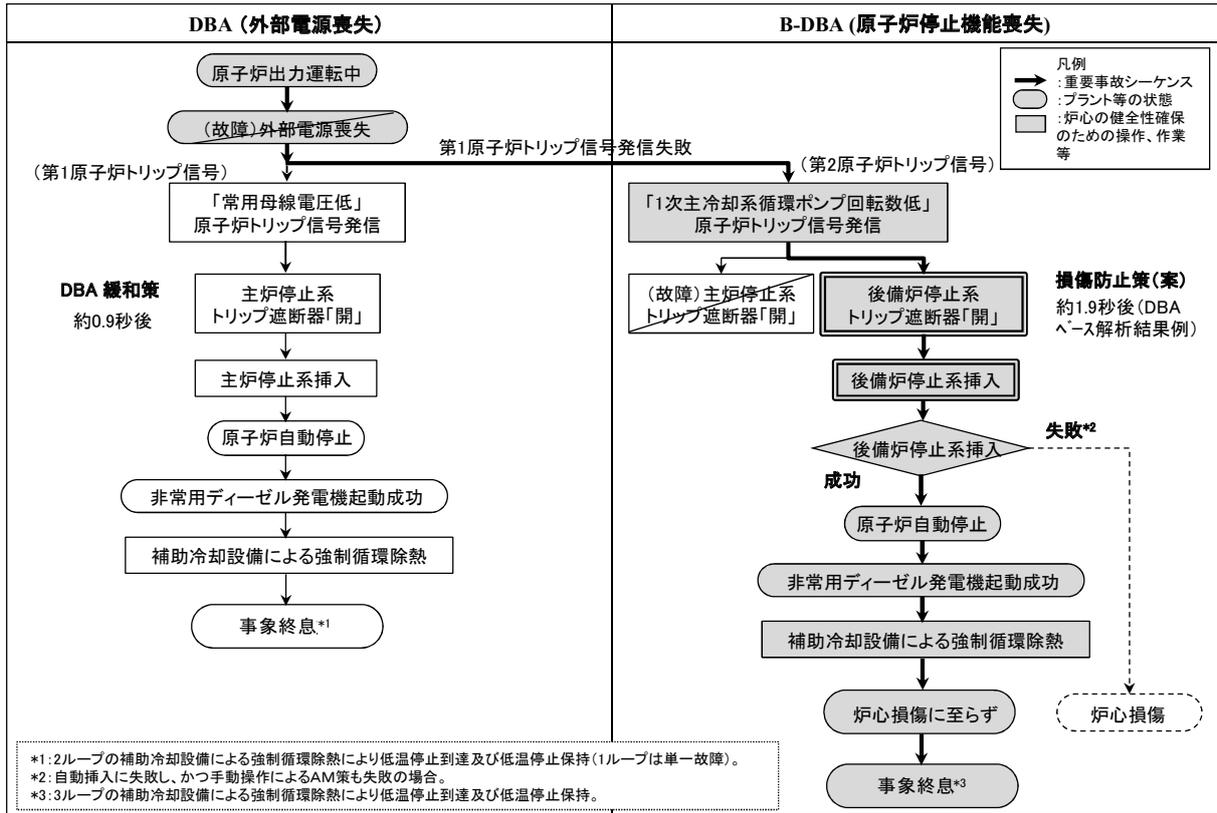




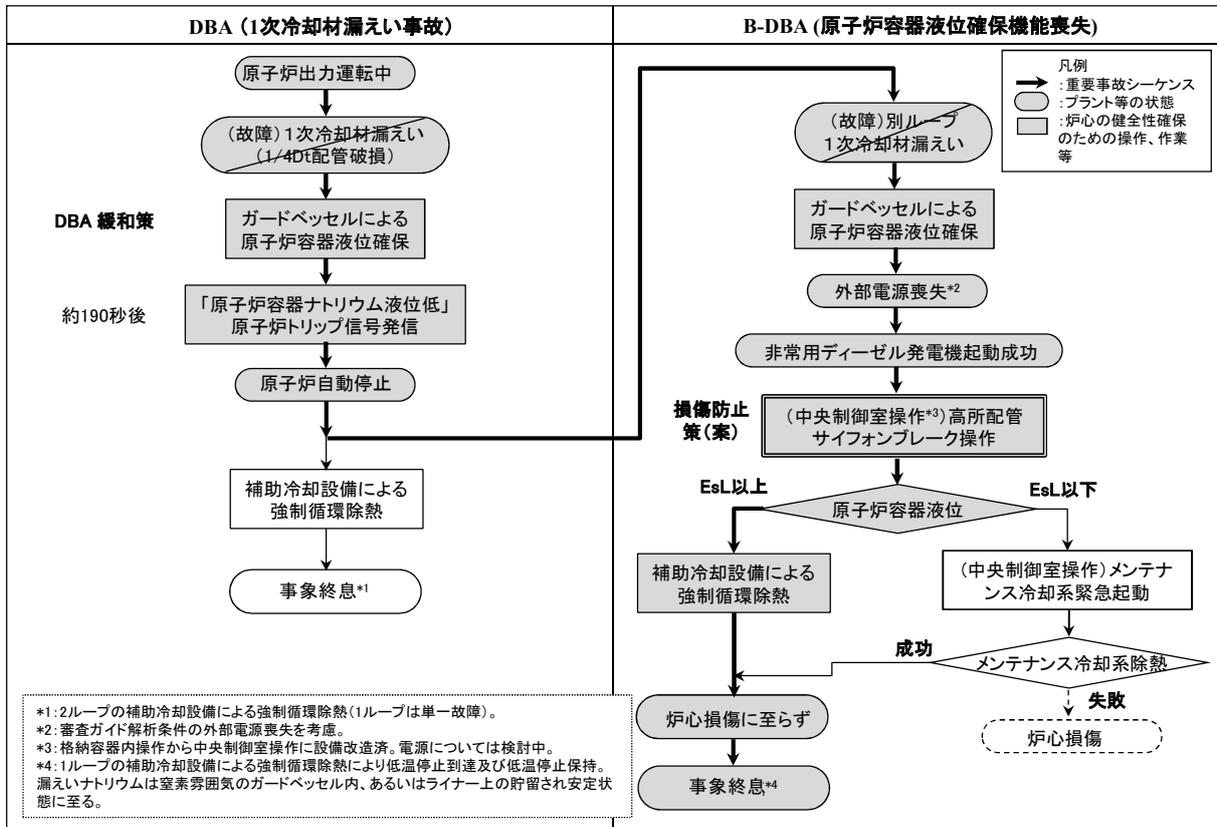
付録 5.1 図-8 「もんじゅ」における集合体入口完全閉塞の防止対策



付録 5.1 図-9 「もんじゅ」における気泡対策

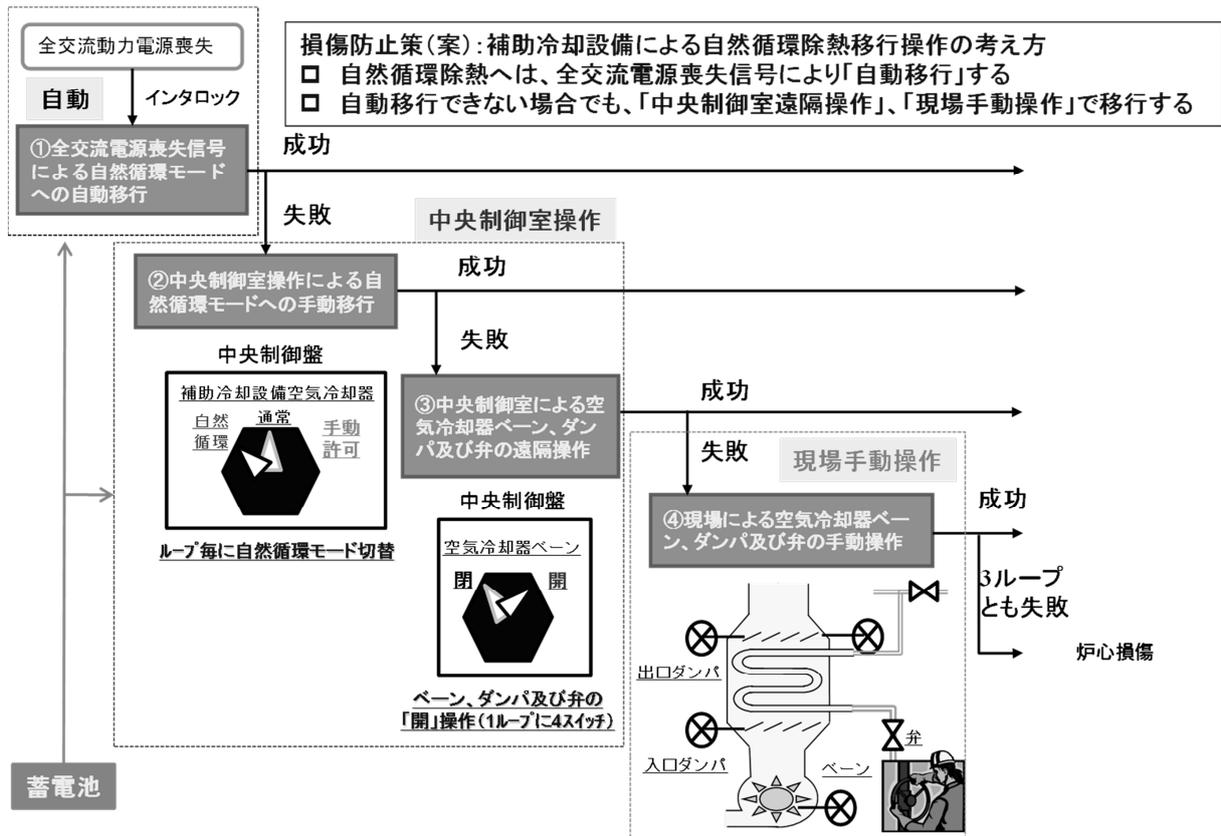


付録 5.1 図-10 原子炉停止機能喪失の重要事故シーケンス

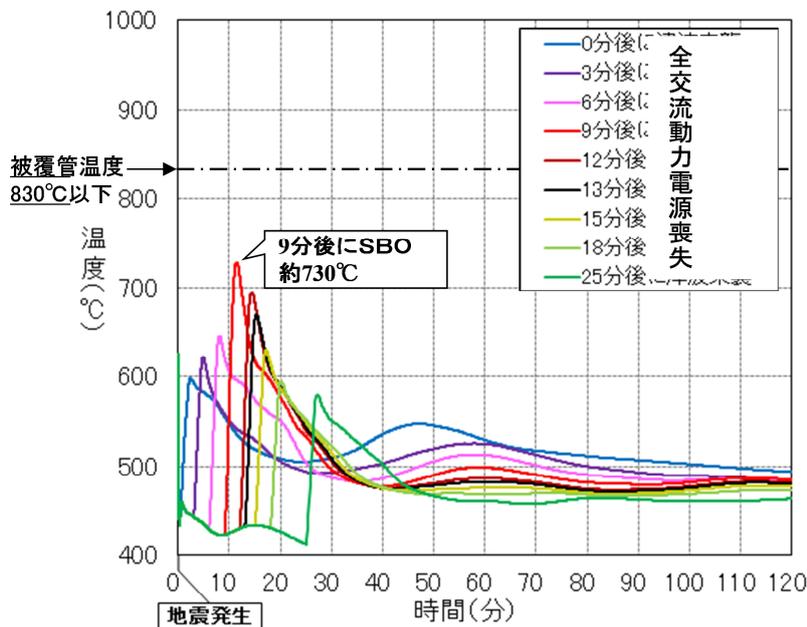


付録 5.1 図-11 原子炉容器液位確保機能喪失の重要事故シーケンス





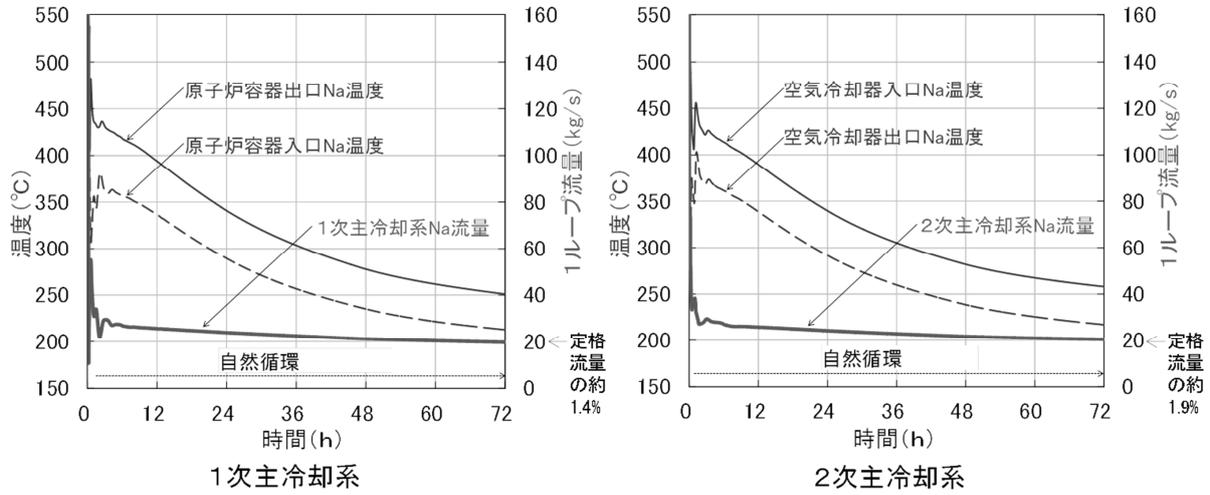
付録 5.1 図-14 補助冷却系の自然循環除熱移行操作



被覆管最高温度変化

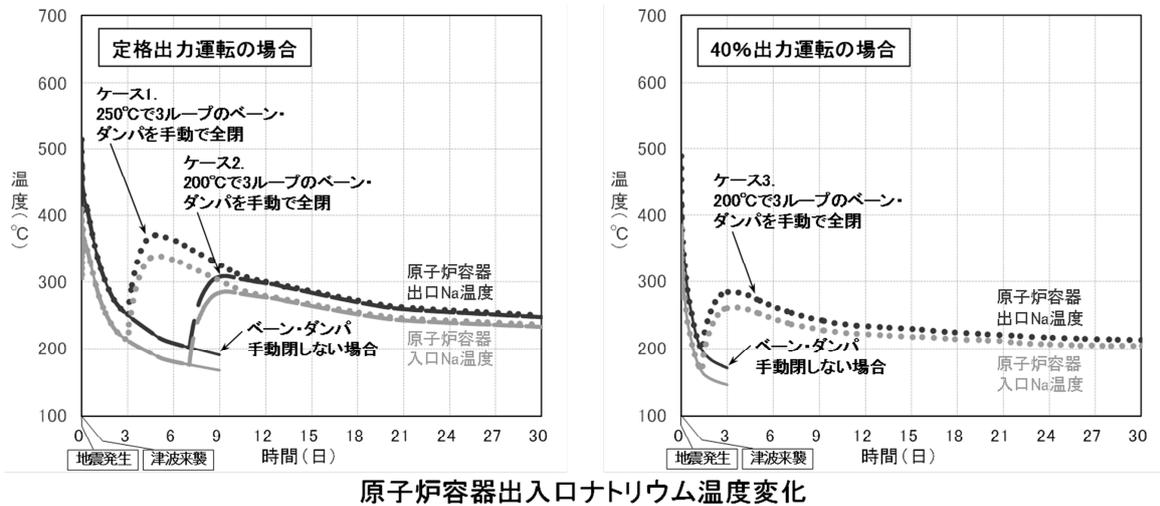
出典：JAEA-Evaluation 2011-004, 地震・津波発生時の「もんじゅ」の安全確保の考え方と炉心冷却等に関する評価, P66, January 2012.

付録 5.1 図-15 全交流動力電源喪失時のプラント過渡応答解析結果例 (1/3)



出典: JAEA-Evaluation 2011-004, 地震・津波発生時の「もんじゅ」の安全確保の考え方と炉心冷却等に関する評価, P32, January 2012.

付録 5.1 図-16 全交流動力電源喪失時のプラント過渡応答解析結果例 (2/3)



出典: JAEA-Evaluation 2011-004, 地震・津波発生時の「もんじゅ」の安全確保の考え方と炉心冷却等に関する評価, P70, January 2012.

付録 5.1 図-17 全交流動力電源喪失時のプラント過渡応答解析結果例 (3/3)

## 付録5.2 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止

### (1) 事故シーケンスグループの選定

「もんじゅ」の使用済燃料貯蔵槽は、原子炉から取り出した使用済燃料を崩壊熱が十分に減衰するまで炉外燃料貯蔵槽のナトリウム中に貯蔵する。崩壊熱減衰後、燃料池の水中にて貯蔵・冷却する。炉外燃料貯蔵槽、燃料池は、ともに未臨界性を確保できるよう設備設計されている。

以下に選定された事故シーケンスグループを示す。

#### ① 炉外燃料貯蔵槽

炉外燃料貯蔵槽内燃料の崩壊熱は、付録 5.2 図-1 に示すように、貯蔵容器内ナトリウムと独立した 3 系統の冷却系ナトリウムの強制循環により空気冷却器へ熱輸送され、大気へ放散される。冷却系は、強制循環に失敗した場合でも自然循環が可能な設備設計となっている。燃料貯蔵容器は、貯蔵容器内ナトリウムが容器から外へ漏えいしても使用済燃料の冷却に必要な液位を確保できるよう外容器が設置されている。

以上から、事故シーケンスグループは冷却機能の喪失により「ナトリウム温度が上昇する事故」、及び燃料貯蔵容器の配管貫通部での小規模なナトリウム漏えいによる貯蔵槽内の「ナトリウム液位が低下する事故」を選定した。

#### ② 燃料池

燃料池内燃料の崩壊熱は、付録 5.2 図-2 に示すように、燃料水を燃料水冷却浄化装置にて強制循環させることにより、海水に放散される。燃料池における水の出入口は、使用済燃料の放射線遮蔽と冷却に必要な水位を確保するよう、出口側の吸出しは使用済燃料頂部より高い位置、入口側の吹き出しは使用済燃料の低部に位置するが、入口配管には逆止弁を設置している。これらは、軽水炉の設備構成と類似している。

以上から、事故シーケンスグループは冷却系の機能喪失による「水温が上昇する事故」及び冷却材の漏えいによる「水位が低下する事故」を選定した。

### (2) 判断基準の設定

#### ① 炉外燃料貯蔵槽

ナトリウム温度が上昇する事故に対しては、その冷却材バウンダリの健全性が確保されれば燃料損傷が防止されるため、以下の判断基準が設定された。

- ✓ 冷却材バウンダリの機能が維持されること。

ナトリウム液位が低下する事故に対しては、冷却に必要な液位が確保されれば燃料損傷が防止されるため、以下の判断基準が設定された。

- ✓ 貯蔵容器内液位が冷却に必要な液位を下回らないこと。

#### ② 燃料池

燃料池については、軽水炉の設備構成と類似し、かつ事故想定が同じであることから、以

下の軽水炉と同じ判断基準を用いることとした。

- ✓ 燃料有効長頂部が冠水していること。
- ✓ 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- ✓ 未臨界が維持されていること。

### (3) 重要事故シーケンスの選定と燃料損傷防止策の抽出

#### ① 炉外燃料貯蔵槽

- 1) ナトリウム温度が上昇する事故は、付録 5.2 図-1 に示すように、炉外燃料貯蔵槽冷却系のポンプの機能喪失、空気冷却器送風機の機能喪失、炉外燃料貯蔵槽冷却系からの冷却材漏えいによる循環機能喪失が考えられる。この中で、共通原因によって全ての系統で生じる可能性に着目し、動的故障の炉外燃料貯蔵槽冷却系のポンプの機能喪失及び空気冷却器送風機の機能喪失を抽出した。さらに、ポンプの機能喪失が生じると制御信号によって空気冷却器送風機も停止することから炉外燃料貯蔵槽冷却系のポンプの機能喪失が代表性を有すると判断した。以上より、重要事故シーケンスとして、共通原因によって炉外燃料貯蔵槽冷却系全ループのポンプ(3台)が機能喪失し、強制循環による崩壊熱除去機能が喪失する事象を選定した。事故シーケンスで想定した機能喪失の影響を受けない設備による燃料損傷防止策として、炉外燃料貯蔵槽冷却系による自然循環除熱を抽出した。
- 2) ナトリウム液位が低下する事故は、付録 5.2 図-3 に示すように、炉外燃料貯蔵槽内の配管貫通部のうち、破損時のナトリウム液位の低下量が最大となる部位の破損が厳しい影響をもたらすことから、最も低いオーバーフロー配管貫通部 (EL34.3m) での燃料貯蔵容器のナトリウムの小規模な漏えいが重要事故シーケンスに選定された。事故シーケンスで想定した漏えいが生じても炉外燃料貯蔵槽内のナトリウムレベルは、冷却に必要な液位 (EL32.9m) 以上を確保でき、漏えいしたナトリウムは窒素雰囲気の外容器内に貯留され安定状態に至る。

#### ② 燃料池

軽水炉の燃料池と同様の考え方が適用可能であり、以下の重要事故シーケンスと燃料損傷防止策が抽出された。

- 1) 水温が上昇する事故は、付録 5.2 図-4 に示すように燃料池水冷却系及び補給水系の機能喪失を重要事故シーケンスとし、燃料損傷防止策は代替注水 (自衛消防隊の給水) による冷却水位保持とした。
- 2) 水位が低下する事故は、付録 5.2 図-4 に示すように、燃料池水冷却浄化装置の低部における配管破損が発生し、加えて逆止弁「開」のまま固着により燃料池水が流出し水位低下する事故が重要事故シーケンスに選定された。燃料損傷防止策は配管サイフォンブレイクによる冷却材流出停止とされた。

#### (4) 燃料損傷防止策の有効性評価の検討

事故シーケンスグループ、重要事故シーケンス、燃料損傷防止策、判断基準及び有効性評価の検討結果を整理して付録 5.2 表-1 に示す。

##### ① 炉外燃料貯蔵槽

- 1) ナトリウム温度が上昇する事故の重要事故シーケンス(炉外燃料貯蔵槽冷却系全ループのポンプ (3 台) が機能喪失し、強制循環による崩壊熱除去機能喪失)の事象進展を付録 5.2 図-5 に示す。炉外燃料貯蔵槽冷却系は、通常 2 ループは強制循環冷却運転、1 ループは予熱待機状態である。1 ループの電磁ポンプが何らかの異常により停止した場合は、運転員操作によって待機ループを起動させ、2 ループの強制循環冷却運転に復帰し、事象終息する。ここで、全ループの電磁ポンプ (3 台) が機能喪失し強制循環冷却運転に失敗すると、制御回路により空気冷却器の送風機停止、出入口ダンパ閉止により、崩壊熱除去機能喪失に至る。この場合、燃料取扱設備操作室における運転員操作によって空気冷却器のベーン及び出入口ダンパを開くことにより自然循環除熱が始まり、付録 5.2 図-6 に解析例を示すように冷却材バウンダリ最高温度は約 320℃までの上昇に止まり燃料損傷を防止でき、自然循環除熱により事象終息する。自然循環除熱への移行は、燃料取扱設備操作室における操作に失敗した場合でも、空気冷却器の現場におけるベーン及び出入口ダンパの手動開操作により移行することができる。なお、冷却系に弁は無く空気冷却器へのナトリウム流路を制限するものはない。
- 2) ナトリウム液位が低下する事故の重要事故シーケンス (炉外燃料貯蔵槽内の配管貫通部のうち、最も低いオーバーフロー配管貫通部 (EL 34.3m) での燃料貯蔵容器のナトリウムの小規模な漏えい) の事象進展を付録 5.2 図-5 に示す。炉外燃料貯蔵槽内のナトリウムレベルは、冷却に必要な液位 (EL 32.9 m) 以上で自然に静定し、燃料損傷に至らない。漏えいしたナトリウムは、窒素雰囲気の外容器内に貯留され安定状態となり、本事象は終息する。

##### ② 燃料池

- 1) 水温が上昇する事故の重要事故シーケンス (燃料池水冷却系、及び補給水系の機能喪失) の事象進展を付録 5.2 図-7 に示す。燃料池水冷却浄化装置による燃料池水冷却運転中に、津波来襲等、何らかの異常によりヒートシンクとなる海水系の原子炉補機冷却海水ポンプが停止し、燃料池水冷却浄化装置が停止 (燃料池水位-0.4m で燃料池水浄化装置循環ポンプは自動停止) する。この場合でも、使用済燃料は炉外燃料貯蔵槽にて十分に崩壊熱が減衰して燃料池に移送することから、燃料池水の蒸散が遮蔽機能を満足する限界水位に到達するまでの猶予時間は約 70 日と評価される (付録 5.2 図-8 の計算例を参照)。このことから燃料損傷防止策には時間余裕がある。また、複数の水源を設けた代替注水 (自衛消防隊による給水) により、燃料池の水位は確保され燃料損傷には至らない。

2) 水位が低下する事故の重要事故シーケンス（燃料池水冷却浄化装置の低部において配管破損発生。加えて逆止弁「開」固着により燃料池水流出）の事象進展を付録 5.2 図-7 に示す。燃料池水冷却浄化装置による燃料池水冷却運転中に、燃料池水冷却浄化装置入口配管低部において配管が破損する。加えて何らかの原因により逆止弁が「開」固着となり、燃料池水は燃料水冷却浄化系室内に流出する。床に溜まった燃料池水は床ドレン配管を通り、ホットドレンサンプタンクに回収される。運転員の操作によって燃料池戻り配管ベント「開」によるサイフォンブレイクにより燃料池水の流出を停止することは可能であるが、配管サイフォンブレイカ設置による冷却材流出停止により、必要な液位を確保できるため、燃料損傷に至らない。

付録 5.2 表-1 使用済燃料貯蔵槽内燃料の著しい損傷防止策の有効性評価の検討例

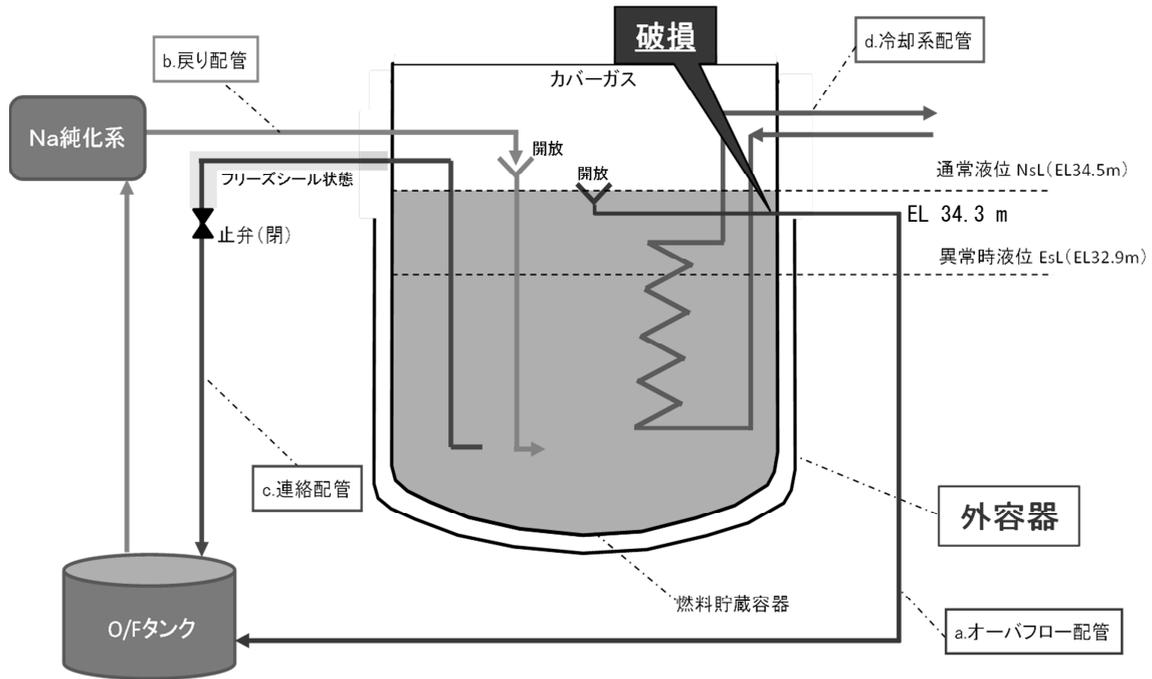
(1) 炉外燃料貯蔵槽

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	損傷防止策	燃料損傷防止の判断基準	有効性評価の検討結果例
ナトリウム温度が上昇する事故 炉外燃料貯蔵槽の冷却機能が喪失することにより、燃料貯蔵容器内のナトリウム温度が上昇する事象	炉外燃料貯蔵槽冷却系全ループのポンプ(3台)が機能喪失し、強制循環による崩壊熱除去機能が喪失	炉外燃料貯蔵槽冷却系による自然循環除熱	(a) 冷却材バウンダリの機能を維持すること。 (b) 貯蔵容器内液位が冷却に必要な液位 (EL 32.9 m) を下回らないこと。	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉外燃料貯蔵槽冷却系による自然循環除熱対策により冷却されることから燃料損傷に至らない。</li> <li>自然循環除熱により事象終息。</li> </ul>
ナトリウム液位が低下する事故 燃料貯蔵容器配管貫通部でナトリウムの小規模な漏えいが発生し、燃料貯蔵容器のナトリウム液位が低下する事象	燃料貯蔵容器配管貫通部のうち、最も低いオーバーフロー配管貫通部(EL 34.3 m)での燃料貯蔵容器のナトリウムの小規模な漏えい	(炉外燃料貯蔵槽内のナトリウムレベルは、冷却に必要な液位(EL 32.9 m)以上で自然に整定するため、さらなる対策は設けない。)		<ul style="list-style-type: none"> <li>炉外燃料貯蔵槽内のナトリウムレベルは、冷却に必要な液位(EL 32.9 m) 以上で自然に整定。</li> </ul>

(2) 燃料池

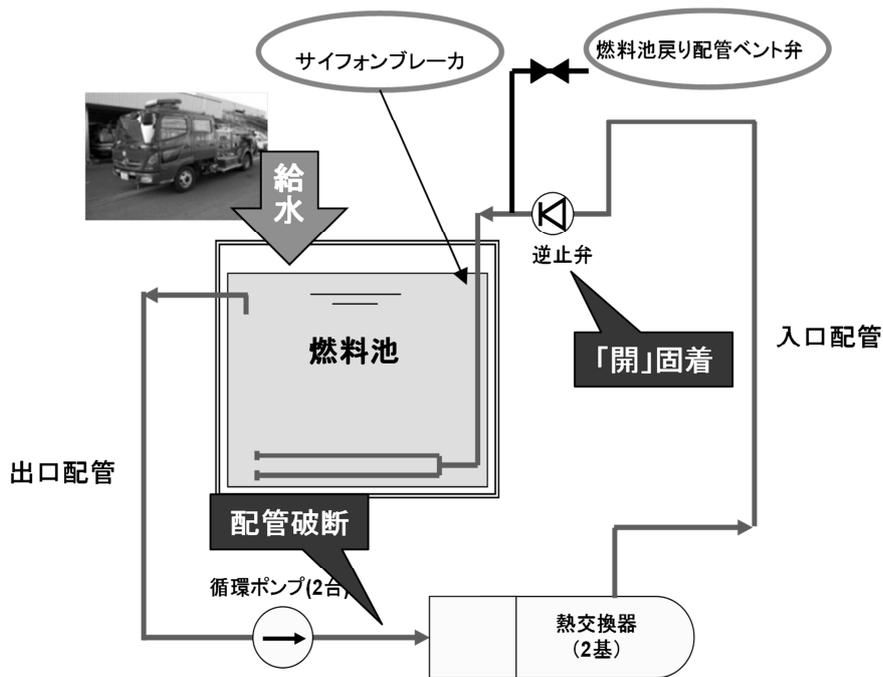
事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	損傷防止策	燃料損傷防止の判断基準	有効性評価の検討結果例
水温が上昇する事故 燃料池の冷却機能、又は注水機能が喪失することにより、燃料池の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事象	燃料池水冷却系、及び補給水系の機能喪失	代替注水（自衛消防隊の給水）による冷却水位保持	(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (c) 未臨界が維持されていること。	<ul style="list-style-type: none"> <li>代替注水（自衛消防隊の給水）による冷却水位保持対策により、放射線の遮蔽が維持され、水位は十分に確保されることから、燃料損傷に至らない。</li> </ul>
水位が低下する事故 サイフォン現象等により燃料池の水の小規模な喪失が発生し、燃料池の水位が低下する事象	燃料池水冷却浄化装置の低部における配管破損が発生。加えて逆止弁「開」のまま固着により燃料池水が流出	配管サイフォンブレイクによる冷却材流出停止		<ul style="list-style-type: none"> <li>配管サイフォンブレイクによる冷却材流出停止対策により、放射線の遮蔽が維持され、水位は十分に確保されることから、燃料損傷に至らない。</li> <li>貯蔵ラックは、容量いっぱい燃料を収納しても十分な未臨界性を確保できるよう設計・製作されている。</li> </ul>





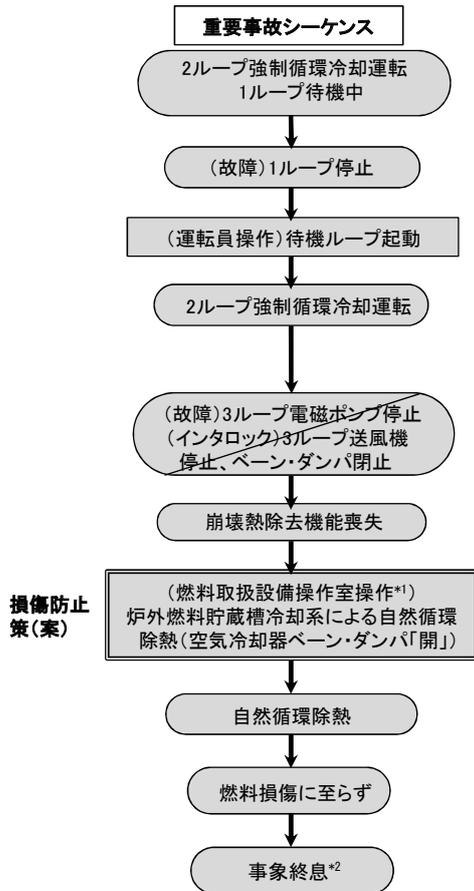
- a.オーバーフロー配管: NsLより約20cm下方の高さで容器を貫通するため、貫通部が破損した場合、槽内ナトリウムは汲み出される。
- b.戻り配管: 液面近傍において配管の一部がカバーガス中に開放されており、配管が破損しても槽内ナトリウムが汲み出されない構造。
- c.連絡配管: 止め弁より容器側はフリーズシール状態。止め弁は常時「閉」状態(運転操作等で「開」することはない)。
- d.冷却系配管: 冷却系は槽内ナトリウムとは独立。NsLよりも高所引き回し。

付録 5.2 図-3 炉外燃料貯蔵容器の貫通配管とナトリウム液位

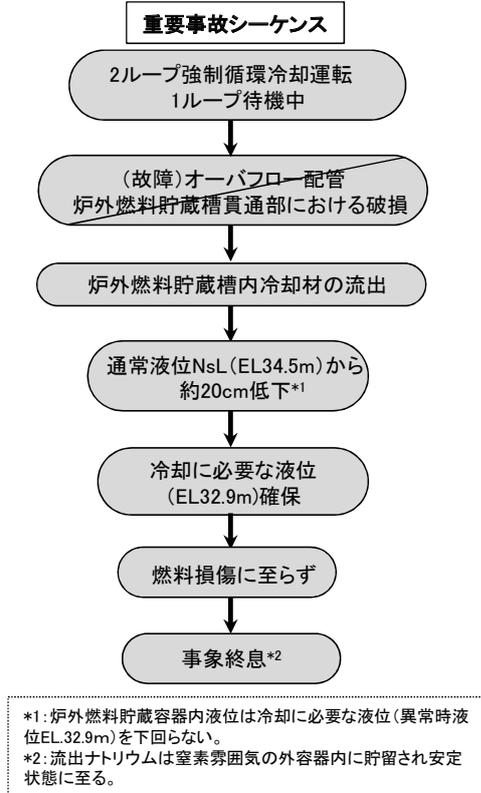


付録 5.2 図-4 燃料池の重要事故シーケンスと燃料損傷防止策

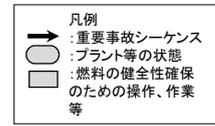
(1)ナトリウム温度が上昇する事故



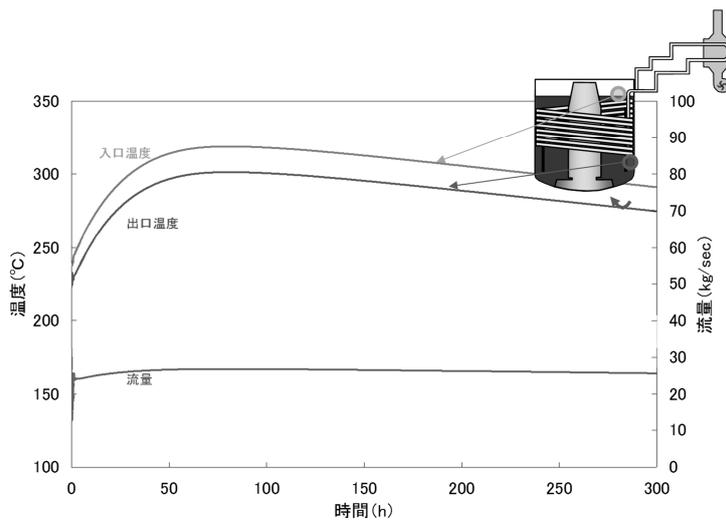
(2)ナトリウム液位が低下する事故



\*1: 外部電源喪失時でも非常用ディーゼル発電機からの給電により操作可能。全交流動力電源喪失時は現場手動により操作可能。  
\*2: 自然循環除熱後、場合によっては系統ナトリウムはドレンタンクに移送保管を計画中。



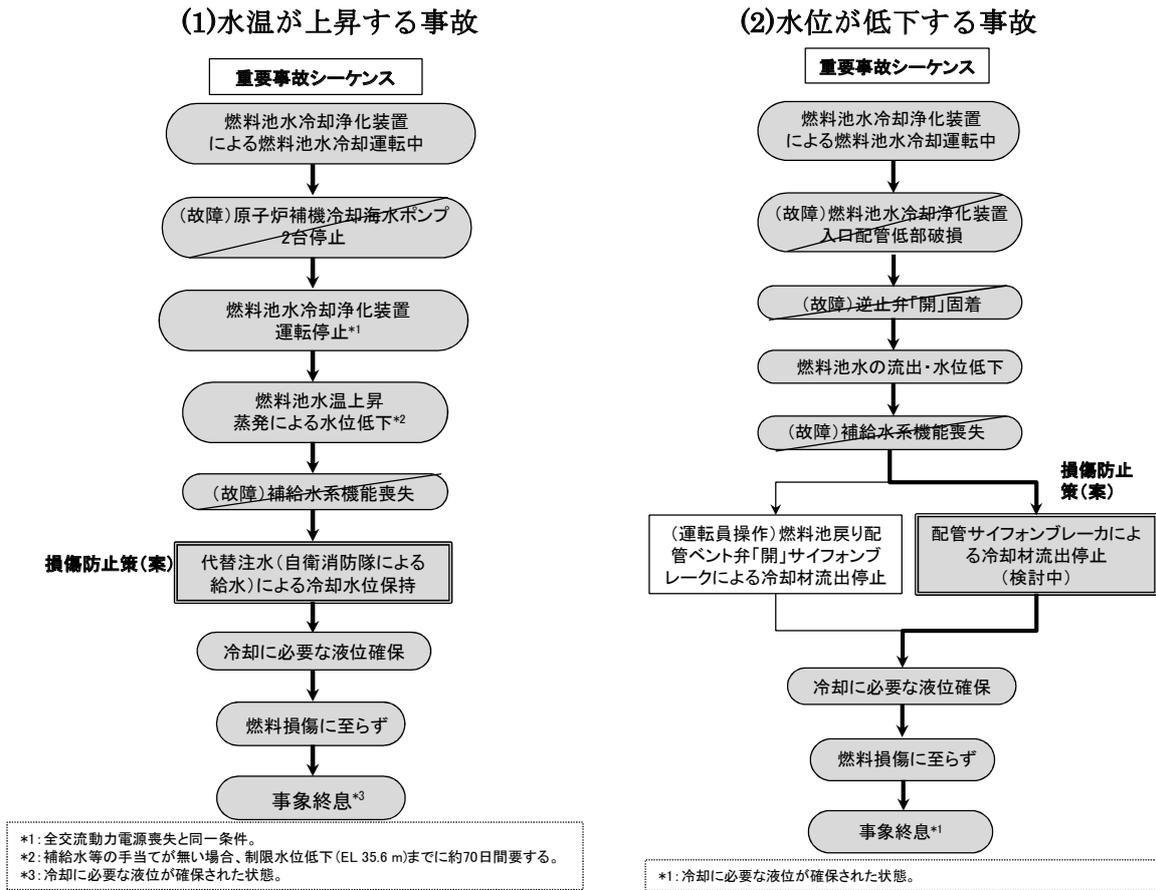
付録 5.2 図-5 炉外燃料貯蔵槽の重要事故シーケンス



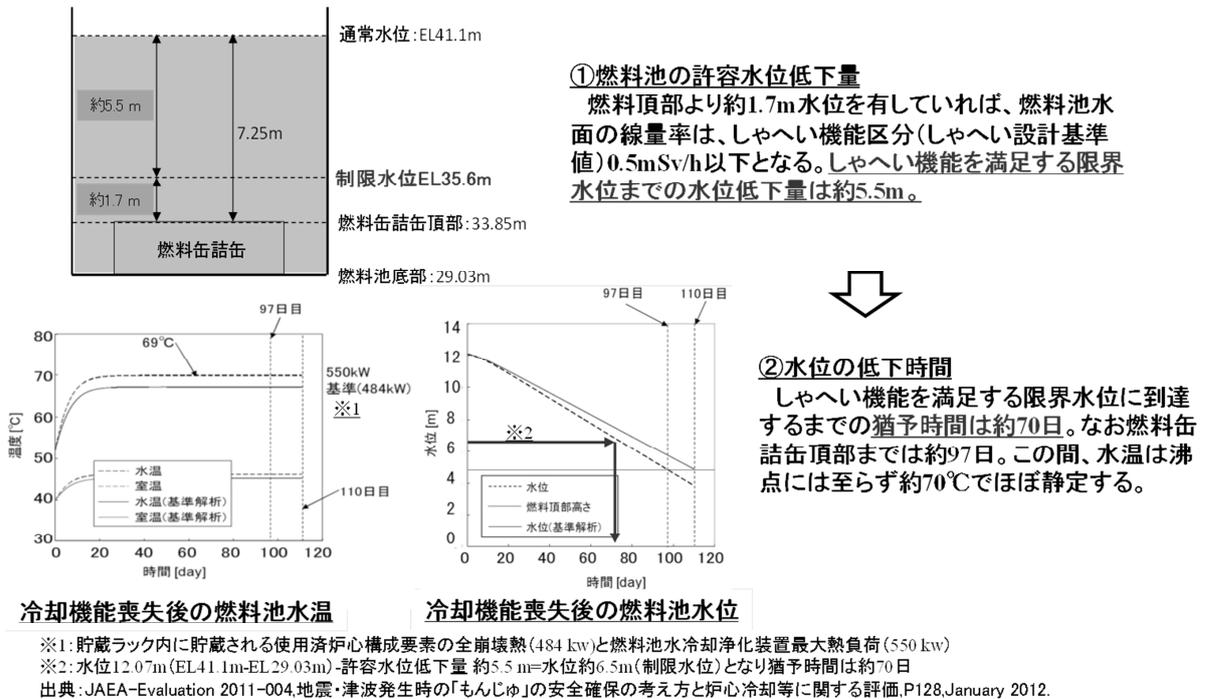
出典：JAEA-Evaluation 2011-004,地震・津波発生時の「もんじゅ」の安全確保の考え方と炉心冷却等に関する評価,P97,January 2012.

付録 5.2 図-6 炉外燃料貯蔵槽のプラント過渡応答解析結果例

(全交流動力電源喪失時の3ループ自然循環冷却)



付録 5.2 図-7 燃料池の重要事故シーケンス



付録 5.2 図-8 燃料池水の水温及び水位の評価結果例

### 付録5.3 運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷防止

#### (1) 事故シーケンスグループの選定

運転停止中原子炉における燃料損傷に至る起因事象とその事象推移は、出力運転時のそれと基本的に同じである点を考慮した上で、出力運転時の PRA の結果を参考に、以下の事故シーケンスグループが選定された。

##### ① 反応度の誤投入

出力運転時の原子炉停止機能喪失に該当する。原子炉の反応度制御は、制御棒のみによって行われ、運転停止中は炉心に全ての制御棒が全挿入されている。何らかの異常により制御棒が誤って引抜かれることが想定された。

##### ② 原子炉冷却材の流出

出力運転時の原子炉容器液位確保機能喪失に該当する。メンテナンス時には、付録 5.3 図-1 に示すように原子炉容器液位が出力運転時よりも低い場合があり、その場合には漏えい事象に対する耐性が出力運転時に比して相対的に低い。

##### ③ 崩壊熱除去機能喪失

出力運転時の崩壊熱除去機能喪失と事象推移は同じである。系統温度が低く、かつ原子炉における発熱は崩壊熱レベルであるので、燃料損傷に至る時間が出力運転時よりも長くなる。

##### ④ 全交流動力電源喪失

出力運転時と同様に外部事象から選定され、事象推移は崩壊熱除去機能喪失と同じである。

#### (2) 判断基準の設定

##### ① 反応度の誤投入

未臨界が確保されていれば燃料損傷に進展しないことから、当該事故に対する燃料損傷防止対策の有効性評価の判断基準は「未臨界を確保すること」と設定された。

##### ② 原子炉冷却材の流出

崩壊熱除去に必要な冷却材循環液位が確保されれば燃料の著しい損傷には至らない。当該事象に対する燃料損傷防止対策の有効性評価の判断基準は、「崩壊熱除去に必要な原子炉容器液位が確保されること（ただし、燃料の健全性に影響を与えない一時的な液位低下は除く）」と設定された。

##### ③ 崩壊熱除去機能喪失

冷却系の健全性が確保されれば著しい燃料損傷に進展しないので、当該事象に対する燃料損傷防止対策の有効性評価の判断基準は、「原子炉冷却材バウンダリの機能が維持されること。」と設定された。

## ④ 全交流動力電源喪失

崩壊熱除去機能喪失の事故進展とほぼ同様であり、燃料損傷防止対策の有効性評価の判断基準は「原子炉冷却材バウンダリの機能が維持されること。」と設定された。

## (3) 重要事故シーケンスの選定と損傷防止策の抽出

運転停止中に想定される原子炉容器液位、冷却材が冷却系統から抜き取られた状態か否かなどを考慮して重要事故シーケンスを選定する。

## ① 反応度の誤投入

制御棒の誤引抜き防止の設計及び運用を踏まえて、付録 5.3 図-2 に示すように制御棒 2 体の誤引抜きを重要事故シーケンスとして選定した。この重要事故シーケンスに対しては、運転停止中は 17 体の制御棒が全挿入状態であり未臨界が維持され则认为られる。

## ② 原子炉冷却材の流出

重要事故シーケンスは、1 次主冷却系 B ループとメンテナンス冷却系のみが運転中のメンテナンス状態で 1 次主冷却系 B ループの SsL より低い箇所で漏えいを選定した。事故シーケンスで想定した機能喪失の影響を受けない設備による損傷防止策として、メンテナンス冷却系による崩壊熱除去が抽出された。以下に選定の考え方を述べる。

## 1) 原子炉容器ナトリウム液位

運転停止中に想定される各系統の状態を整理したものを付録 5.3 表-1 に示す。運転停止中の特徴を踏まえ、まず、原子炉容器ナトリウム液位に着目する。1 次主冷却系の冷却材をドレンしてメンテナンスを実施するためには、原子炉容器ナトリウム液位を出力運転時よりも約 3m 低い高さ (SsL) まで下げる必要がある。その場合には 1 カ所の低所漏えいで 1 次主冷却系 3 ループとも冷却経路を喪失する場合があります、その点で出力運転時よりも厳しいプラント状態であることから、事故シーケンスの候補として抽出される。

## 2) ナトリウム漏えい部位

原子炉容器液位喪失のおそれのあるナトリウム漏えい箇所は、系統構成上、1 次主冷却系及び 1 次メンテナンス冷却系の SsL より低所に限られる。このうち、1 次メンテナンス冷却系には止め弁があり、ナトリウム漏えいが生じた際に漏えい箇所を原子炉容器から隔離によって原子炉容器液位確保可能である。一方、1 次主冷却系には止め弁がなく、原子炉容器からの隔離が不可能である点で、1 次メンテナンス冷却系での漏えいよりも厳しいことから、事故シーケンスの候補として抽出される。

## 3) 原子炉容器液位確保手段の有無

1 次ナトリウムオーバフロー系は、オーバフロータンク内の冷却材ナトリウムを原子炉

容器に汲上げることによって原子炉容器ナトリウムの補給が可能な設計となっており、運転停止中の 1 次冷却材漏えい時に原子炉容器液位確保手段として期待される。一方、このシステムの主たる設備は、1 次主冷却系 A ループの設備と同じ空調区画に配置されていることから、A ループをドレンしてメンテナンスする際には 1 次ナトリウムオーバーフロー系もドレンする運用である。1 次ナトリウムオーバーフロー系がドレンされた状態では、1 次冷却材漏えいが生じたとしても原子炉容器液位確保手段として汲上げによるナトリウムの補給が不可能な点で厳しいことから、事故シーケンスの候補として抽出される。

#### 4) 運転停止中の冷却ループ数

1 次冷却材漏えい時に冷却経路の喪失に至る可能性として運転中の冷却ループ数に着目し、より厳しい条件を抽出する。1 次主冷却系 B ループ設備の一部と 1 次メンテナンス冷却系設備の一部が同一部屋に設置されており、また、別の部屋に設置されている設備については同一の空調設備によって雰囲気調節が行われている。この特徴から、B ループをドレンしてメンテナンスする際には 1 次メンテナンス冷却系もドレンする運用である。このほかに、メンテナンスを効率的に実施するために C ループをドレンメンテナンスする際には A ループもドレンする運用が検討されている。以上を踏まえて、1 次主冷却系 A ループと C ループが同時にドレンされた状態、すなわち、1 次主冷却系 B ループとメンテナンス冷却系のみが運転中の状態で 1 次主冷却系 B ループの SsL より低い箇所でも漏えいが生じる場合が最も厳しい条件となることから、重要事故シーケンスとして選定された。

#### ③ 崩壊熱除去機能喪失

「原子炉冷却材の流出」での検討を踏まえ、崩壊熱除去に利用可能なループ数が最も少ない状況が厳しいと判断し、A・C ループメンテナンス中の B ループ補助冷却系での強制循環除熱機能喪失を重要事故シーケンスとして選定した。事故シーケンスで想定した機能喪失の影響を受けない設備による損傷防止策として、B ループ補助冷却系での自然循環除熱が抽出された。

#### ④ 全交流動力電源喪失

「崩壊熱除去機能喪失」より初期状態としては最も冷却ループ数が少ない状態として A・C ループメンテナンス中の B ループ補助冷却系を選定し、事故シーケンスとしては出力運転時の検討を踏まえ外部電源喪失と非常用ディーゼル発電機の機能喪失の重畳を重要事故シーケンスとして選定した。事故シーケンスで想定した機能喪失の影響を受けない設備による損傷防止策として、全交流動力電源喪失信号による B ループ補助冷却系での自然循環除熱が抽出された。

#### (4) 燃料損傷防止の有効性評価の検討

反応度の誤投入は、更なる損傷防止対策を設けなくても未臨界を維持できることから、ここ

では原子炉冷却材の流出、及び崩壊熱除去機能喪失+全交流動力電源喪失の重要事故シーケンスの事象進展の分析と損傷防止策の有効性検討例を示す。

なお、事故シーケンスグループ、重要事故シーケンス、損傷防止策、判断基準及び有効性評価の検討結果を整理して付録 5.3 表-2 に示す。

#### ① 原子炉冷却材の流出

重要事故シーケンス（A 及び C ループのメンテナンス中に B ループの SsL より低所での漏えい）の事象進展を付録 5.3 図-3 に示す。

原子炉容器ナトリウム液位 SsL の状態から 1 ヶ所の 1 次冷却材漏えいが生じると、液位は EsL を下回り、原子炉容器液位確保機能喪失に至る可能性がある。この場合でも、メンテナンス冷却系の循環運転に必要な液位（内筒フローホール高さ）は確保されることから、原子炉容器液位確保機能喪失後もメンテナンス冷却系による崩壊熱除去が継続運転され、燃料損傷に至ることはない。漏えいした主冷却系は、予熱状態を維持し、漏えいナトリウムは窒素雰囲気ガードベッセル内で貯留され安定状態に至り事象終息となる。

#### ② 崩壊熱除去機能喪失+全交流動力電源喪失

重要事故シーケンスの事象進展を付録 5.3 図-4 に示す。

A 及び C ループのメンテナンス中に B ループ 1 次及び 2 次主冷却系循環ポンプポニーモータのそれぞれが故障により停止し、補助冷却系による強制循環除熱に失敗し、崩壊熱除去機能喪失となる。ここで外部電源喪失と非常用所内電源喪失に至ると全交流動力電源喪失となり、メンテナンス冷却系も運転停止する。

この場合、中央制御室の運転操作により、B ループ補助冷却系での自然循環除熱に移行し、燃料損傷を防止できる。

非常用所内電源を確保することによって、B ループは系統予熱状態を維持し、メンテナンス冷却系は除熱運転に復帰することで、本事象は終息する。

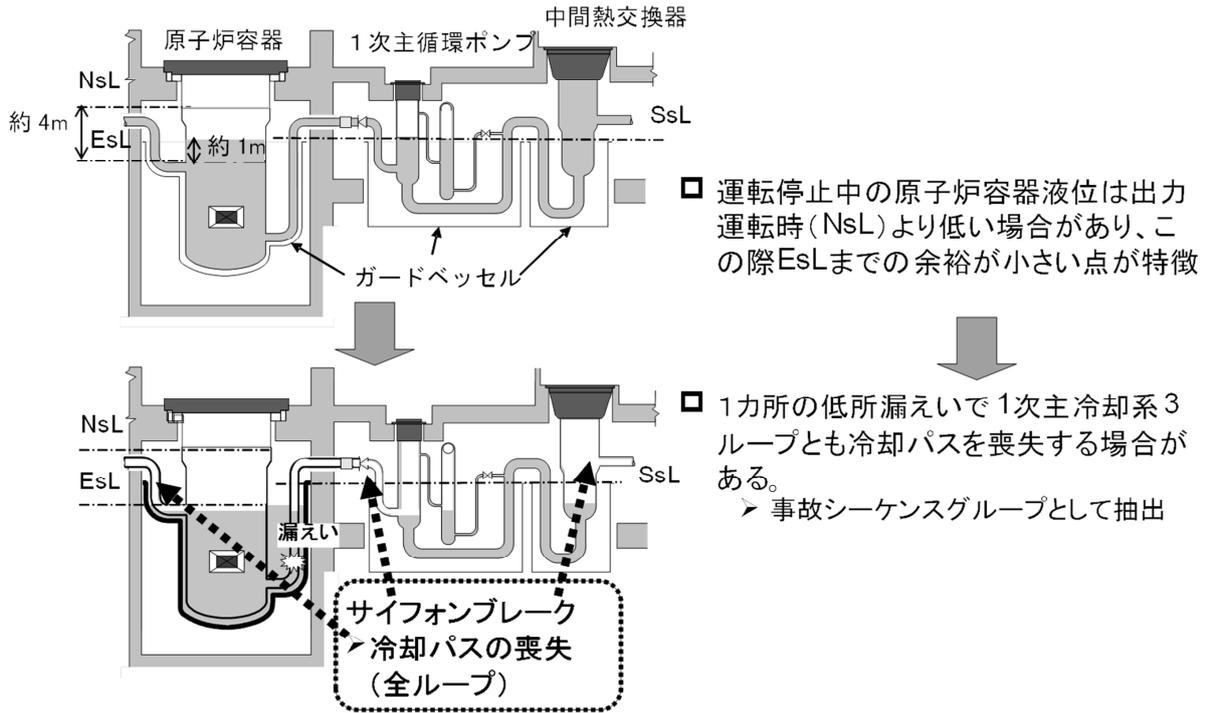
付録 5.3 表-1 原子炉停止中の燃料交換及び主冷却系メンテナンス工程の基本パターン

1. 原子炉冷却系の初期状態							2. 起回事象 (1次ナトリウム漏えい) 発生部位
整理番号	説明	原子炉容器液位	1次系				
			A ループ	B ループ	C ループ	メンテナ ンス 冷却系	
#01	停止	NsL	運転	運転	運転	充填・待機	A, B, C 又は RV メ冷系 SsL より低所
#02	燃料交換	NsL	運転	運転	運転	充填・待機	A, B, C 又は RV メ冷系 SsL より低所
#03	燃料交換+メンテナンス冷却系メンテ	NsL	運転	運転	運転	メンテ	A, B, C 又は RV
#04	A ループメンテ+補機 A 系点検	SsL	メンテ	運転	運転	運転	B 又は C SsL より低所
							RV SsL より低所
							メ冷系 SsL より低所
#05	C ループメンテ+補機 C 系点検	SsL	ドレン	運転	メンテ	運転	B SsL より低所
							RV SsL より低所
							メ冷系 SsL より低所
#06	B ループメンテ+補機 B 系点検	SsL	運転	メンテ	運転	ドレン	A 又は C SsL より低所
							RV SsL より低所

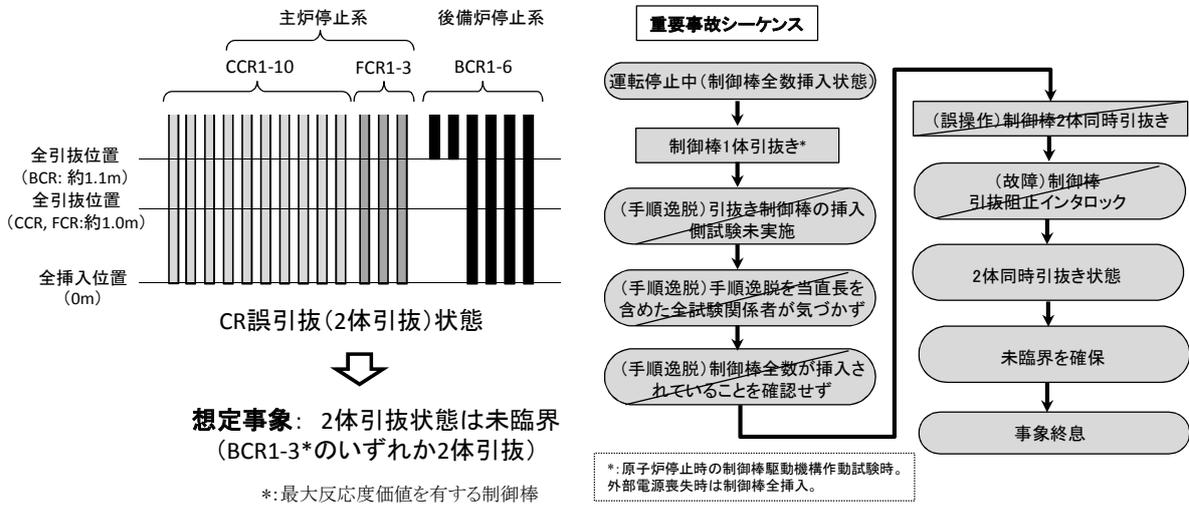
(注)メンテ：メンテナンス状態、メ冷系：メンテナンス冷却系

付録 5.3 表-2 運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷防止策の有効性評価の検討例

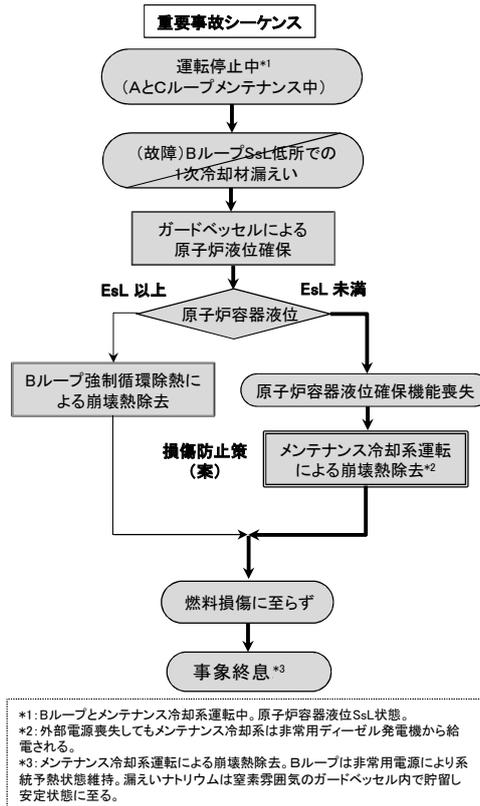
事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	炉心損傷防止策	炉心損傷防止の判断基準	有効性評価の検討結果
反応度の誤投入	制御棒2体の誤引抜き	(17体の制御棒が挿入状態であり未臨界が確保されることから、さらなる対策は設けない)	(a) 未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)	・運転停止中、2体の制御棒の同時引抜きにより反応度が投入されても未臨界は確保される
原子炉冷却材の流出	A及びCループのメンテナンス中にBループのSsLより低い場所での漏えい	EsL未満の液位にて、メンテナンス冷却系運転による崩壊熱除去	(b) 崩壊熱除去に必要な原子炉容器液位が確保されること(ただし、燃料の健全性に影響を与えない一時的な液位低下は除く。)	・メンテナンス冷却系運転による崩壊熱除去対策により原子炉内燃料は冷却され損傷に至らない・メンテナンス冷却系運転により事象終息
崩壊熱除去機能喪失	A及びCループのメンテナンス中にBループ補助冷却設備での強制循環除熱機能喪失	Bループ補助冷却設備での自然循環除熱	(c) 原子炉冷却材バウンダリの機能を維持すること。	・補助冷却設備での自然循環除熱対策により原子炉内燃料は冷却され損傷に至らない ・自然循環除熱後、予熱待機状態により事象終息
全交流動力電源喪失	「外部電源喪失」と「非常用所内電源喪失」	全交流動力電源喪失信号によるBループ補助冷却設備での自然循環除熱		・補助冷却設備での自然循環除熱対策により、原子炉内燃料は冷却され損傷に至らない ・自然循環除熱後、強制循環除熱復帰により事象終息



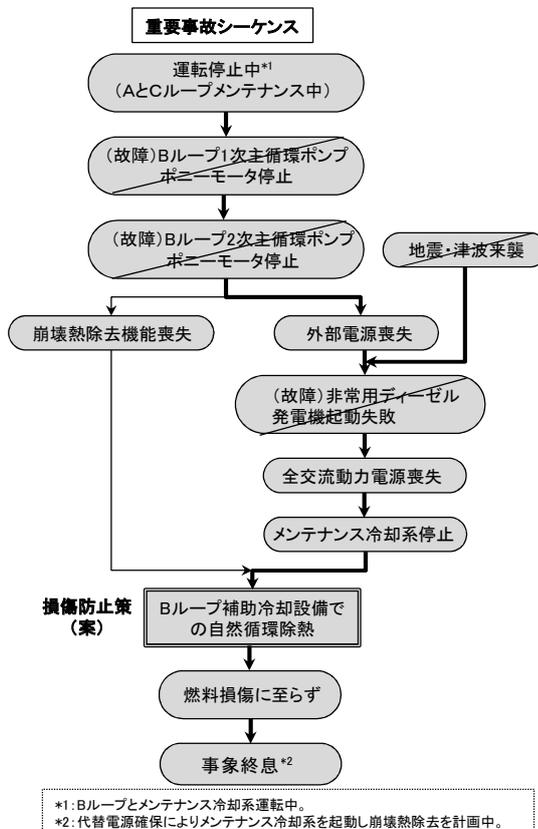
付録 5.3 図-1 運転停止中（メンテナンス中）の原子炉容器ナトリウム液位



付録 5.3 図-2 運転停止中反応度誤投入の重要事故シーケンス



付録 5.3 図-3 運転停止中原子炉冷却材の流出の重要事故シーケンス



付録 5.3 図-4 運転停止中崩壊熱除去機能喪失 (全交流動力電源喪失) の重要事故シーケンス

## 付録6 原子炉停止機能喪失事象に係る CABRI、EAGLE 試験による知見

### (1) CABRI 炉内試験

設置許可申請後、実際に燃料ピンを原子炉を用いて破損させる CABRI 試験データが多数得られている。これらの試験解析研究を通じて、現象をより適切に把握することが可能となり、起因過程の解析条件選定において考慮すべき不確定性の幅（すなわち、物理的に合理的な解析条件の範囲）が縮小できるようになってきた。このことから、本解析においては、このような CABRI 試験データに基づき設定の妥当性を確認したより合理的な解析条件を基本として用いるとともに、結果の厳しさに大きな影響を与える要素については不確かさを十分に考慮して保守的条件設定を適用した保守側解析ケースを設定することとした。

CABRI 試験結果から、燃料ピンの被覆管破損は燃料溶融領域の圧力と被覆管強度によって定まることが明らかとなった（付録6 図-1）。そのため、破損が発生する燃料の限界エネルギーレベルの高い低スミア密度の「もんじゅ」燃料では、被覆管温度が高く被覆管強度が低下している炉心高さの70%以上の位置で破損することになる。この結果、破損後の破損孔に向かっての燃料移動による反応度は負となり、かつボイド反応度の増加率も炉心中心部での損傷に比べて緩慢となる。本解析評価では、この CABRI 試験結果に基づく最新知見を反映させて、溶融燃料圧力と被覆管破損強度を比較して被覆管の破損を判断する解析条件が採用されている。

### (2) EAGLE 試験

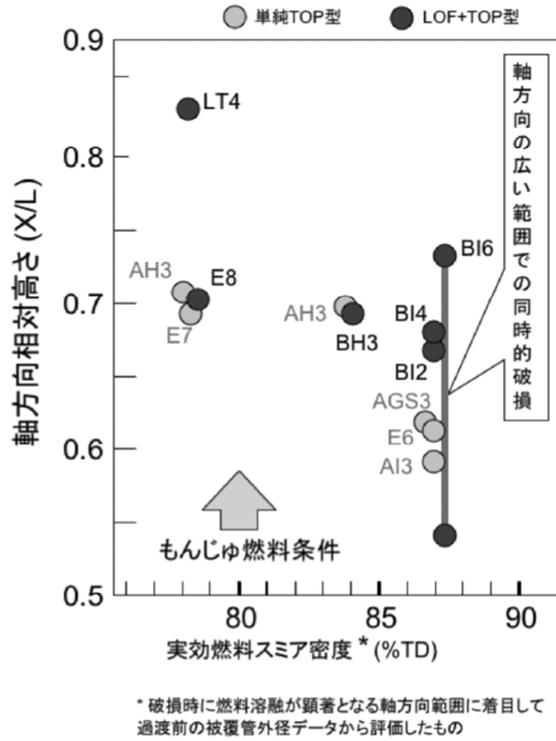
本解析評価においては溶融炉心物質から周囲の CRGT 等の構造材の壁面への熱流束、CRGT が周囲の溶融炉心物質からの熱的負荷によって破損する際の CRGT 内部のナトリウムと溶融炉心物質の相互作用による圧力発生挙動など、遷移過程の事象推移に影響を与える重要な現象に関して、カザフスタンの国立原子力センター（NNC）との共同研究で実施した EAGLE 試験において得られた試験的知見を反映した解析条件が採用された。EAGLE 試験の主要な炉内試験の概念図を付録6 図-2 に示す。EAGLE 試験ではナトリウムを内包するステンレス製ダクトの周囲に約8kgの燃料を含む燃料ピン束を設置した試験体を NNC が有する試験炉 IGR の試験孔内に設置し、燃料ピン束を核加熱によって急速に溶融させて炉心損傷事故における炉心溶融状態を模擬した。本試験において、内部ダクトの溶融炉心物質からの熱負荷による内部ダクトの溶融破損、内部ダクト内のナトリウムと溶融炉心物質の相互作用、溶融炉心物質の内部ダクトを通じた流出、流出先のナトリウムプレナム内のナトリウムとの相互作用など、炉心損傷事故における一連の現象を実現した試験を実施した。

付録6 図-3 に EAGLE 試験の主要な試験結果の分析から評価された内部ダクト構造材表面への溶融炉心物質からの熱流束を示す。図中、赤丸でプロットされている結果が EAGLE 炉内試験の結果であるが、溶融した燃料と被覆管の混合物からなる溶融炉心条件では、約8~12 MW/m<sup>2</sup>という極めて高い熱流束が発生するとの知見が得られている。この熱流束による内部ダクトの溶融破損挙動を SIMMER-III コードを用いて解析した結果を付録6 図-4 に示す。SIMMER-III コードによる試験解析において、溶融炉心物質から構造材壁面への熱流束を SIMMER-III コードの標準的モデルの約3~5倍とすることで試験結果における破損時刻を再

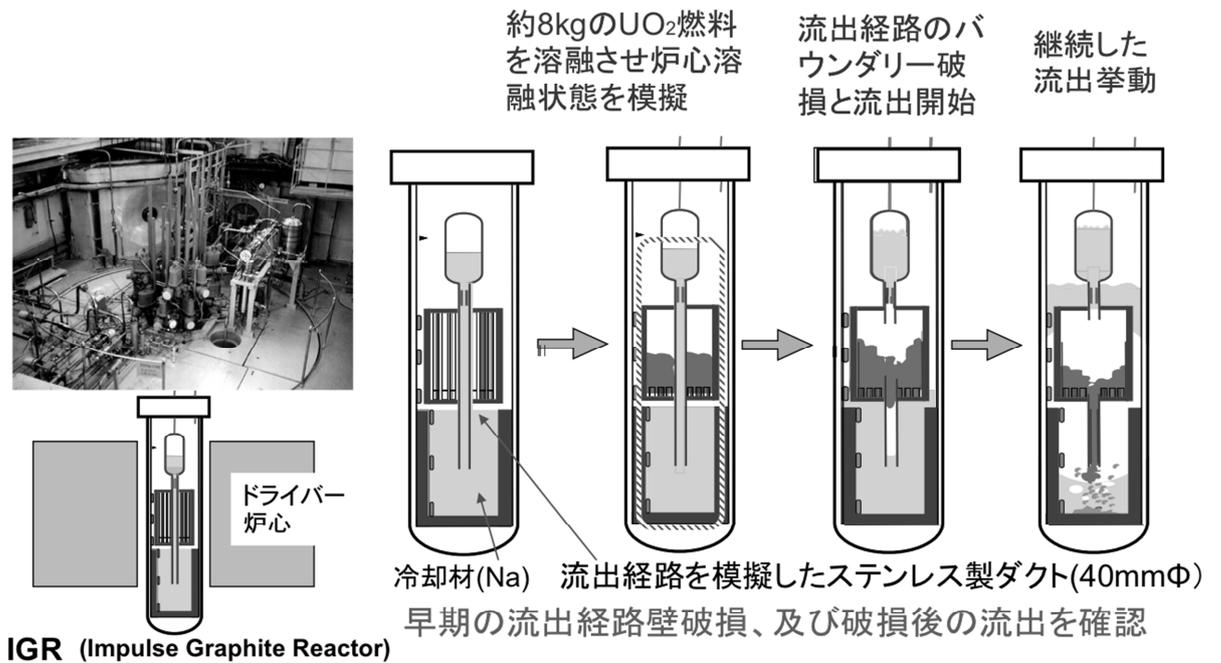
現できる。この構造材表面への熱伝達は遷移過程の事象推移において制御棒案内管の破損による燃料流出開始タイミングを支配する重要な現象であり、EAGLE 試験の知見を反映することで現実に即した評価を行うことが可能となった。

EAGLE 試験から内部ダクトの破損時点における熔融炉心物質とナトリウムの相互作用(FCI)によるナトリウムの蒸気圧発生に係る知見も得られている。FCI の発生圧力は炉心内の熔融燃料の流動を加速し、燃料集中による反応度上昇を引き起こす駆動力となることから、その規模を適切に評価することが重要である。付録 6 図-5 に EAGLE ID-1 試験、ID-2 試験における内部ダクト破損時の熔融炉心物質の圧力変動の測定値と SIMMER-III コードによる解析結果を示す。ID-1 試験では出力上昇開始後約 5 秒、ID-2 試験では約 6 秒で内部ダクトが破損しており、FCI による圧力発生が測定されている。ただし、その圧力上昇はそれぞれ数気圧未満であり、極めて緩慢なものであることが確認される。これらの試験を SIMMER-III コードで解析し、圧力変動を再現するナトリウム蒸気発生量を評価したところ、それぞれ約 1g 以下と極めて限定された値となるとされた。

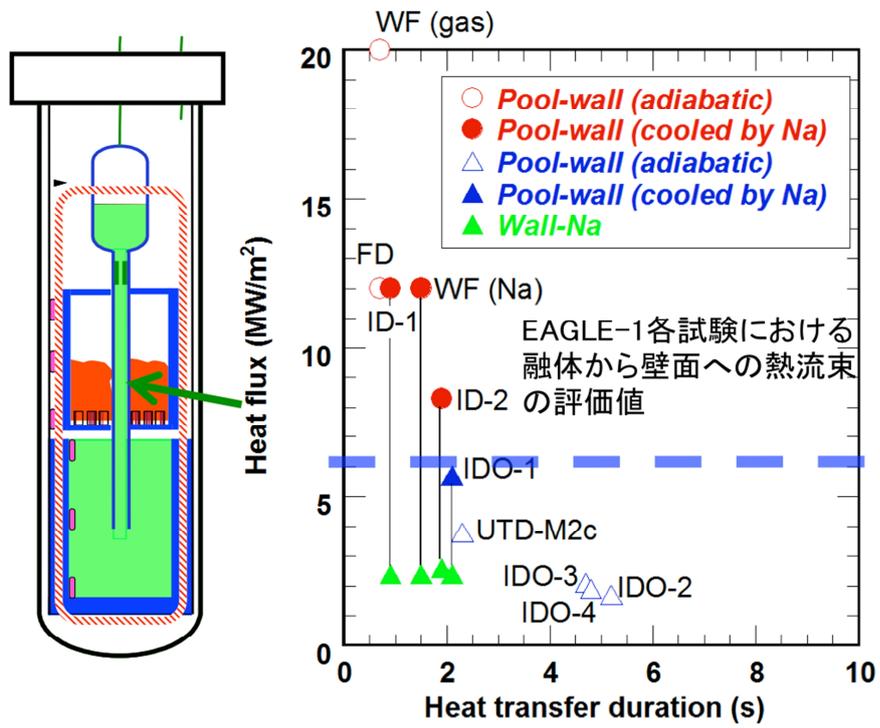
これらの実験的知見を背景として、「もんじゅ」の CRGT 破損時の破損孔サイズの想定を検討するため、付録 6 図-6 に示すように CRGT の側面の破損孔を想定し、破損孔を 10×10 のメッシュで詳細に模擬した SIMMER-IV コードによる 3 次元体系の解析を行った。この結果、破損孔サイズを 5cm<sup>2</sup> とした場合の熔融炉心物質内に混入するナトリウム量が 0.5g となり、EAGLE 試験で観測された圧力履歴を再現するナトリウム量と同程度となることから、CRGT 等のナトリウムを内包するダクトが周囲の熔融炉心物質によって熔融破損する際の代表的な破損孔サイズは直径 2～3cm 程度と推定することが適切であるとしている。また、CRGT 破損時の FCI は炉心熔融物質の運動を駆動するため、この FCI の結果への影響を図る目的で、試験から得られた破損孔サイズ 5cm<sup>2</sup> の不確かさを工学的判断により 10 倍とし、50cm<sup>2</sup> の破損孔を想定して 3 次元解析を行った。その結果、ナトリウム混入量として約 20g を得ている。この解析結果から、CRGT 破損の際のナトリウム混入量は最も確からしい条件で 0.5g、不確かさの影響を評価する条件では 20g を破損位置の熔融プール内に投入されることとされた。



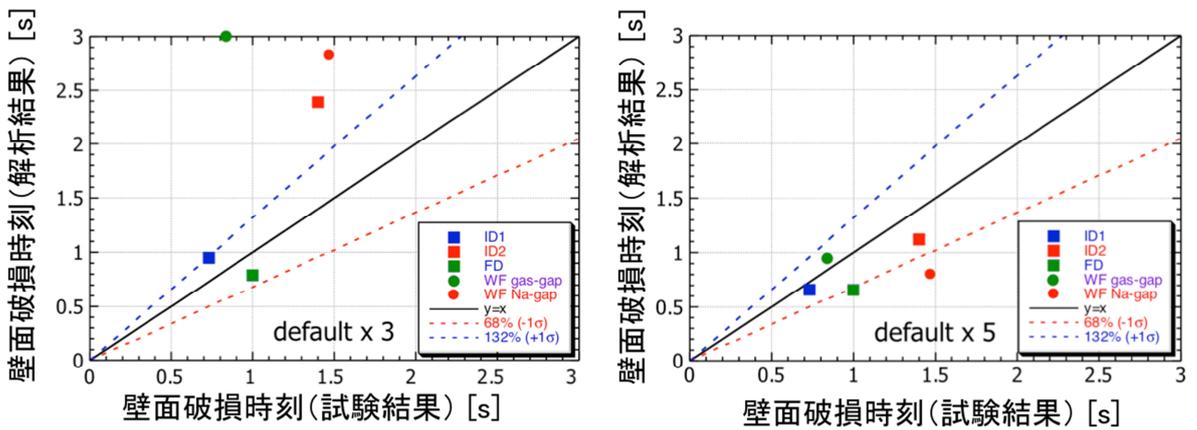
付録 6 図-1 未沸騰領域破損を生じた CABRI 高過出力試験での破損位置とスミア密度



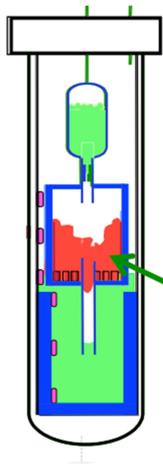
付録 6 図-2 EAGLE 試験の炉内試験例 (ID-1 試験)



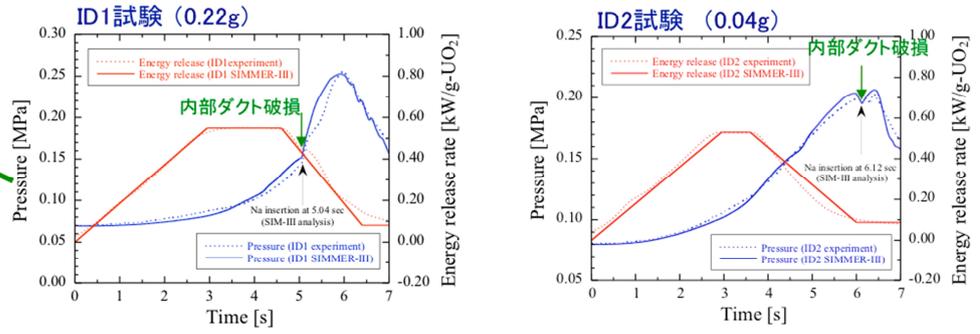
付録6 図-3 EAGLE 試験の炉内試験例 (ID-1 試験)



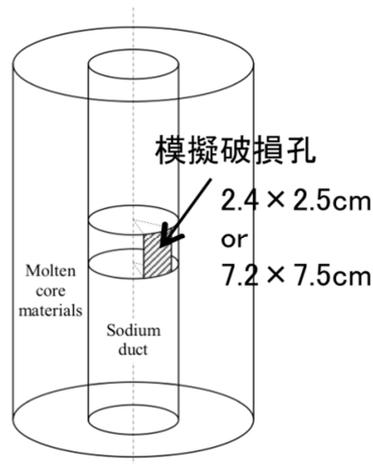
付録6 図-4 EAGLE 炉内試験の壁破損時刻の SIMMER-III による解析結果



- EAGLE試験における内部ダクト破損時のFCI圧力は0.1~0.2MPa程度の非常に緩慢な圧力上昇。
- EAGLE試験のSIMMERコードによる解析において、内部ダクト破損時刻に所定量のナトリウムを融体内に投入し、融体容器内の圧力履歴を再現するナトリウム量を評価。



付録 6 図-5 EAGLE 炉内試験の壁破損時刻の SIMMER-III による解析結果



付録 6 図-6 「もんじゅ」CRGT 破損時の FCI 挙動解析体系

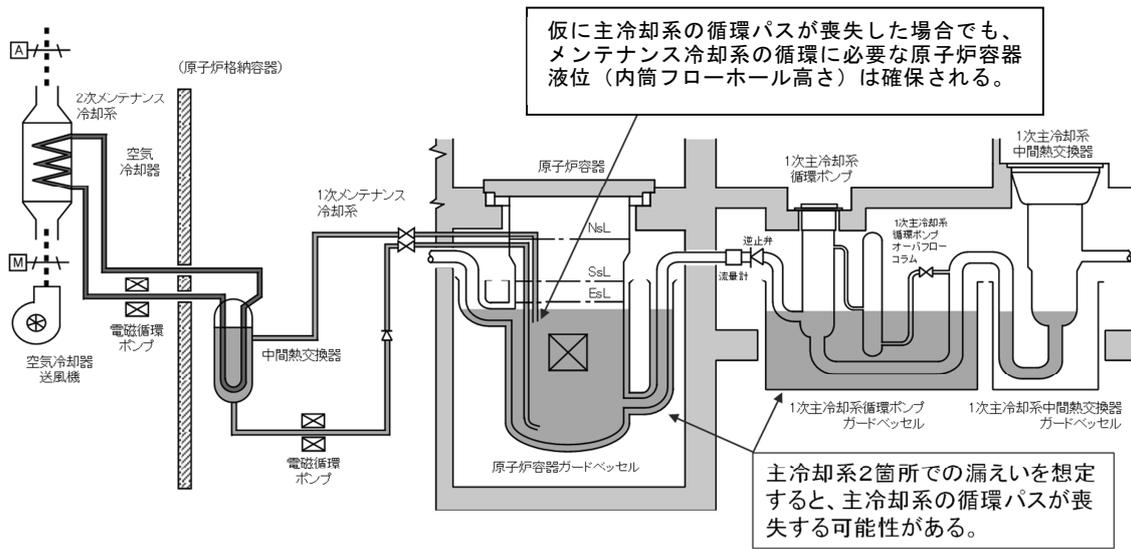
## 付録 7 格納機能確保対策としてのメンテナンス冷却系の概要

格納機能確保対策は、メンテナンス冷却系による崩壊熱除去が主な対策となる。以下に、メンテナンス冷却系の概要を示す。

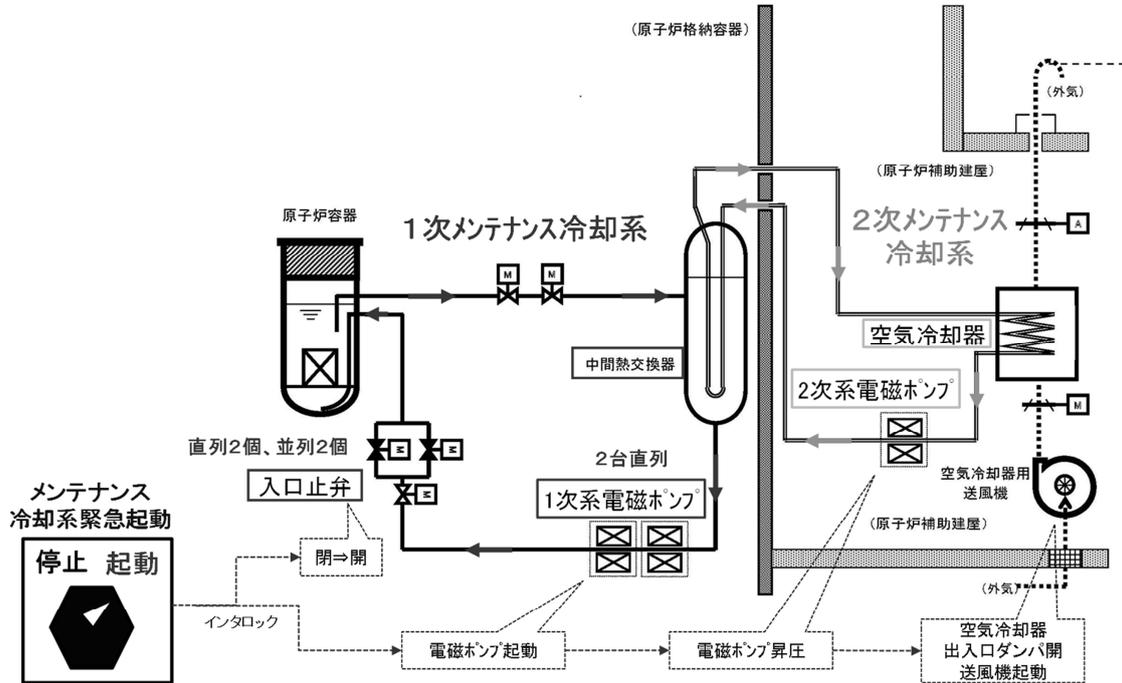
付録 7 図-1 にメンテナンス冷却系循環パスの概念図を示す。仮に、原子炉容器の液位が EsL 以下となり、1 次主冷却系 3 ループがサイフォンブレイクした場合でも、メンテナンス冷却系の循環に必要な原子炉容器液位（内筒フローホール高さ）は確保され、メンテナンス冷却系の循環パスが喪失することはなく、流路確保に対して頑健性を有する設計となっている。

付録 7 図-2 にメンテナンス冷却系の緊急起動の概要を示す。原子炉容器 Na 液位計の信号等により、1 次主冷却系 3 ループの循環パスが喪失していることが判断された場合、中央制御室にてメンテナンス冷却系を緊急起動する。メンテナンス冷却系の起動に必要な動的機器である入口止弁及び 1 次系電磁ポンプは多重化されており、動的機器の単一故障を想定しても、機能喪失に至ることはない。2 次メンテナンス冷却系は、空気冷却器を有するため、系統内の温度分布緩和の目的で、待機状態でも低流量でナトリウムを循環させる運用としている。緊急起動信号により、電磁ポンプは昇圧されて 2 次メンテナンス冷却系は定格流量となる。空気冷却器は、緊急起動信号により、出入口ダンパを開として、送風機が起動する。その後は、空気冷却器の出口温度を送風機の入口ベーン開度で制御する運転となる。なお、2 次メンテナンス冷却系及び空気系は、自然循環も可能な設計となっている。

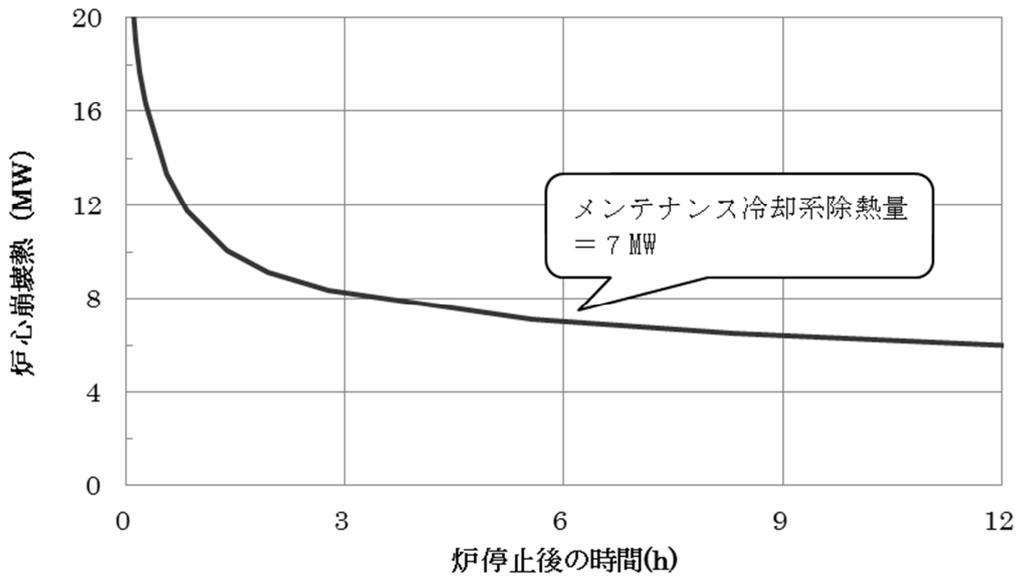
付録 7 図-3 に炉心崩壊熱曲線を、付録 7 図-4 にメンテナンス冷却系を起動しない場合の系統温度上昇の例を示す。メンテナンス冷却系のサイジング条件は、除熱量 7MW（中間熱交換器胴側入口温度 529℃条件）である。これは、炉停止約 6 時間後の崩壊熱に相当する。よって、メンテナンス冷却系が起動していれば、炉停止約 6 時間以降は、炉心崩壊熱よりも除熱量が大きいため、系統温度は下降傾向となる。「もんじゅ」は、系統ナトリウム及びプラント構造物の熱容量が大きいことから、除熱機能喪失時の温度上昇が緩慢であり、炉心損傷までに十分な時間余裕がある。メンテナンス冷却系の緊急起動に必要な時間は、約 10 分であり、事象は安全に終息し、格納機能確保（炉心損傷回避）が可能である。



付録 7 図-1 メンテナンス冷却系循環パスの概念図

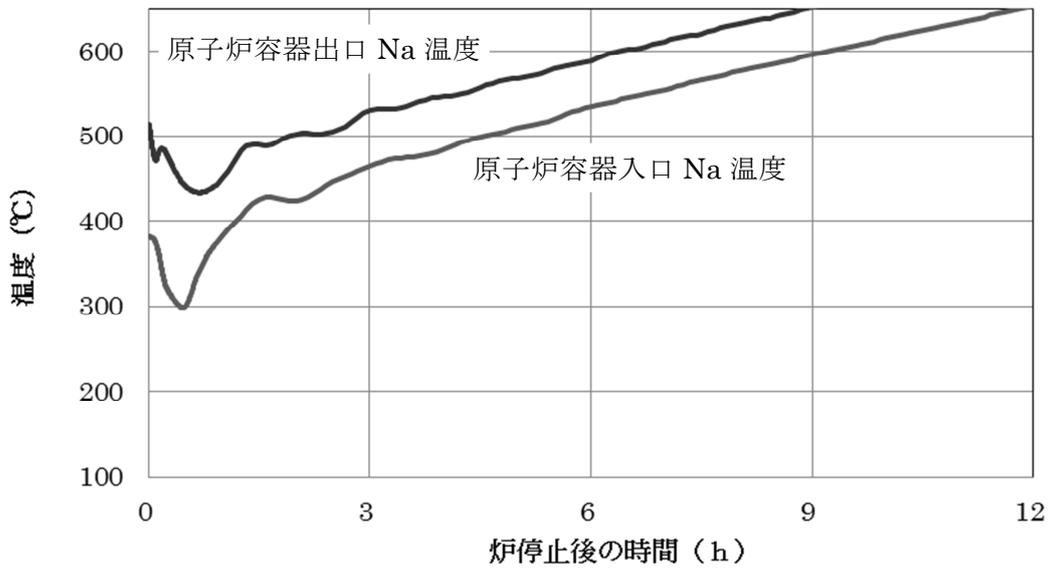


付録 7 図-2 メンテナンス冷却系の緊急起動の概要



注) 設置許可申請書 添付評価条件

付録 7 図-3 炉心崩壊熱曲線

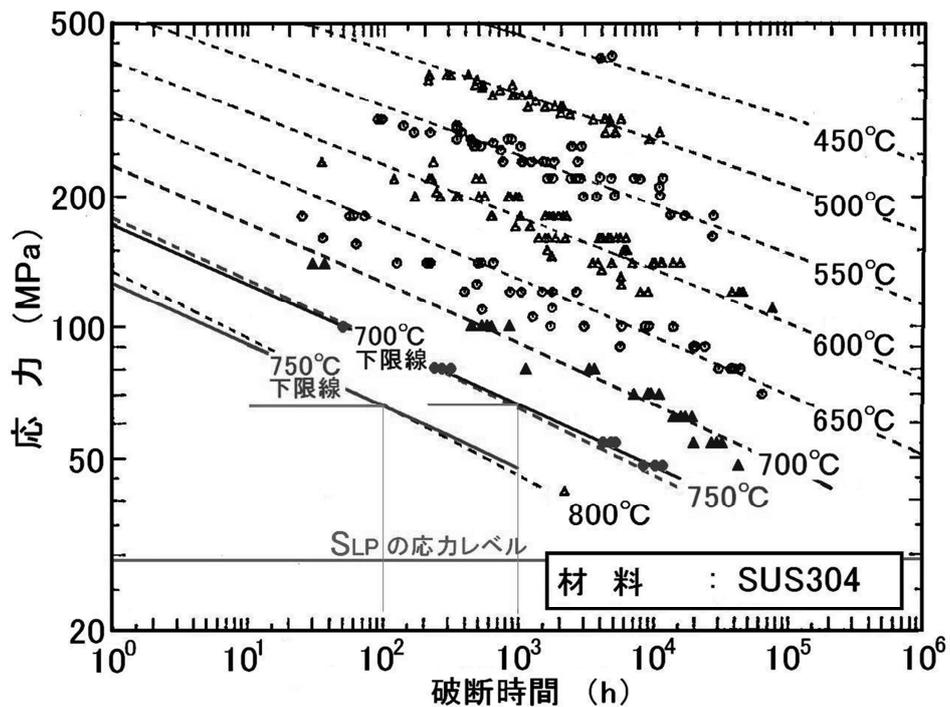


注) 補助冷却系 3 ループのベーン・ダンパ開失敗時の過渡解析結果 (空気冷却器ベーン、ダンパ、出口止め弁「開」失敗条件。なお、5 時間後に中間熱交換器 2 次側断熱条件)

付録 7 図-4 メンテナンス冷却系を起動しない場合の系統温度上昇の例

付録8 構造材健全性に係る評価クライテリアの根拠

疲労など繰返し負荷が想定されず、また、1次荷重が低く、高温の場合に考えなければならぬのはクリープ破断である。付録8図-1は、材料SUS304について横軸を破断時間、縦軸を応力として450℃から800℃まで50℃おきにクリープ破断曲線を描いたものである。「もんじゅ」の設計では、ナトリウム冷却高速炉の特徴（高温、低圧）を踏まえて、長期1次応力 $S_{LP}$ が低い場合の基準（1次局部膜応力+1次曲げ応力 $\leq S_{LP}$ ）を定めており、1次系の機器はこの条件に該当する。図からわかるように、原子炉出口温度529℃における $S_{LP}$ 値相当の1次応力が重大事故等において維持されても、700℃-1,000時間や750℃-100時間でのクリープ破断強さ（下限線）は、応力レベルで2倍以上の余裕がある。これは、簡便かつ余裕のある判断基準である。したがって、これを超えたとしても、シナリオ成立を阻害するとは限らない。そこでそのような場合には、上記のとおり、詳細な評価法によって健全性を示すこととした。



付録8図-1 700℃-1,000時間/750℃-100時間の根拠

## 付録 9 用語集

本報告書で用いる用語の解説を以下に示す。前半は五十音順、後半はアルファベット順に解説を記載している。

### (五十音順)

#### アクシデントマネジメント (AM)

設計基準上では想定していないような事態発生に備えてあらかじめ設置した機器や、設計上使用できる保証がなくても実際には使用可能な機器などを活用することによって、事故のシビアアクシデントへの発展を防止するために採られる措置。若しくは、万一シビアアクシデントに至った場合でも被害を最小限にとどめるために採られる措置。

(他項目参照：シビアアクシデント)

#### アニュラス

格納容器と外周コンクリート壁との間の空間。事故時にアニュラス部に漏えいする放射性物質を除去し、サイト周辺公衆の被ばくを最小限にするため、出力運転時及び事故時に負圧に保たれる。

(他項目参照：格納容器)

#### 安全保護系

運転時の異常な過渡変化時あるいは事故時に際し、燃料の健全性を維持し、原子炉冷却材バウンダリを確保するため、原子炉停止系を作動させ原子炉を自動停止させるための系統。

(他項目参照：バウンダリ、原子炉停止系)

#### 1次アルゴンガス系

ナトリウム冷却高速炉において、原子炉容器及び1次主冷却系機器のナトリウム自由液面を、化学的に不活性なアルゴンガスで覆うための設備を有する系統。

#### 1次局部膜応力

形状不連続部において、荷重制御による外力によって断面に平均的に発生する応力。

#### 1次主冷却系

炉心で発生した熱を中間熱交換器を介して2次主冷却材へ伝えるための1次冷却材が循環する流路を構成する系統。

(他項目参照：中間熱交換器、2次主冷却系、1次冷却材)

#### 1次主冷却系循環ポンプ

1次冷却材の循環用機械式ポンプ。プラント出力運転時の炉心冷却及び低温停止時や事故時の炉心崩壊熱除去に必要な流量を供給する。

(他項目参照：低温停止、1次冷却材)

#### 1 次ナトリウムオーバフロー系

原子炉容器内の液位を一定に保持するために、原子炉容器におけるナトリウムの排出及び汲み上げ、並びにオーバフロータンクから 1 次ナトリウム純化系へナトリウムを汲み上げるための系統。

(他項目参照：1 次ナトリウム純化系)

#### 1 次曲げ応力

荷重制御により発生する曲げモーメントによって断面内で引張から圧縮に線形に変化する応力。

#### 1 次冷却材

炉心の発熱を除去し、2 次主冷却系へ熱輸送する放射化した冷却材ナトリウム。

(他項目参照：2 次主冷却系)

#### 1 次ナトリウム充填ドレン系

冷却材であるナトリウムを受け入れ、これを 1 次主冷却系に充填し、あるいは必要に応じてドレンしたナトリウムを貯蔵するための系統。

(他項目参照：1 次主冷却系、ドレン)

#### 1 次ナトリウム純化系

1 次ナトリウムの純度管理及び純化を行う系統。

(他項目参照：1 次冷却材)

#### イベントツリー

システムに不具合が発生したとき、それを補償する各種の安全対策が失敗するか成功するかを網羅的に調べ上げる樹形図のこと。

#### インタロック

運転員が誤って制御棒を引き抜こうとしても、制御棒の引き抜きができないようになっているなど、誤った操作や温度、流量等の状態量が通常範囲を超えた場合に、事象の拡大を未然に防止するシステム。

#### インベントリ

原子炉などの原子力施設や設備・機器内に存在する放射能の総量や燃料の総量などのこと。

#### エルボ

配管接合継手の形状で、L 字形のもの。

#### 延性破壊

構造物に引張力を加えた場合に、塑性的に引き延ばされ、その後、破壊に至る現象。

#### 応答スペクトル

構造物を 1 質点のモデルに置き換えた時に、地震動が構造物の応答に与える最大の影響を示す地震波の特性の一つ。横軸を周期、縦軸を応答とし、地震波を入力した時の質点の最大応答を周期ごとに結んで得られる曲線を「応答スペクトル図」という。地震動の大きさを応答スペクトルにより定めたものを、「応答スペクトル法に基づき策定する地震動」という。

#### ガードベッセル

ナトリウムを冷却材に使用する高速炉の安全設備の1つ。原子炉容器や1次主冷却系の損傷によって1次冷却材のナトリウムが漏えいした場合であっても、炉心崩壊熱除去に必要な最低ナトリウム液位を確保できるように、原子炉容器、1次主冷却系の機器などを覆う容器のこと。なお、使用済燃料をナトリウム中で貯蔵・冷却する炉外燃料貯蔵槽は外容器と称する。

(他項目参照：原子炉容器、1次冷却材、炉外燃料貯蔵槽)

#### 外部事象

地震、洪水等の原子力発電所の外部で発生する自然現象に起因して、事故が生じる事象。

#### 外部電源

施設外部の送電網や施設内部の主発電設備から、原子力施設を構成する装置へ供給される電力。

#### 化学体積制御設備

PWRにおいて、1次冷却材の水質及び水量を制御するための設備。1次冷却材の保有量を適正に調整する機能や反応度制御のため1次冷却材中のホウ素濃度の調整機能、1次冷却材の不純物浄化機能などを有する。

(他項目参照：PWR)

#### 核的パラメータ

炉心設計上の特性、すなわち停止余裕、反応度の内訳、制御棒価値、出力分布、中性子束分布、反応度係数、燃焼係数等をいう。

#### 格納容器

原子炉容器、1次主冷却系、中間熱交換器等を格納するための設備。

(他項目参照：原子炉容器、1次主冷却系、中間熱交換器)

#### 格納容器スプレイ注水設備

軽水炉において、蒸気等混合物の流入による格納容器の破損を防止するために冷却水をスプレイし、格納容器内雰囲気冷却と減圧を行うとともに放射性ヨウ素等の放射性物質濃度を低下、除去するための設備。

(他項目参照：格納容器)

#### 格納容器破損頻度 (CFF)

格納容器破損が発生する頻度。年あたりの回数 (/年) で表す。

#### 核分裂生成物

核分裂によってできた核種又は核分裂生成物 (核分裂片) から放射性崩壊によってできた放射性物質 (核種)。

#### 確率論的安全評価

発生する可能性のあるさまざまな事象について、その発生確率を考慮して安全性を評価することをいう。例えば、確率論的リスク評価 (次項目参照) によってリスクを分析して安全に繋げていく評価などである。

### 確率論的リスク評価

事象の結果とその発生確率の関係として、リスクを定義しそのリスクの度合いを評価すること。

### 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

制御棒が連続して引抜かれることにより、炉心に異常な反応度が挿入され（制御棒異常引抜時）、安全保護系の動作により原子炉の自動停止が必要とされる時点で、原子炉停止機能喪失が重なることを仮定した事象。

### 仮想事故

旧原子力安全・保安院による原子力発電所の設置に先立って行う安全審査の際、その立地条件の適否を判断するための「原子炉立地審査指針」において、重大事故を超えるような、技術的見地からは起こるとは考えられない事故を仮想事故と定義している。この指針では、仮想事故が発生した場合においても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないことを求めている。

### 活断層

一般的に、最近の地質時代に繰り返し活動し、将来に活動する可能性のある断層をいう。新規基準においては、原子力施設の評価に当たって「『将来活動する可能性のある断層等』とは、後期更新世以降（約 12～13 万年前以降）の活動が否定できない断層等とする。」とされている。

### 過熱器

ナトリウムと蒸気の熱交換器。「もんじゅ」の蒸気発生器は、蒸発器と過熱器で構成し、それぞれ胴側に 2 次系ナトリウムを流すことにより伝熱管内の水・蒸気を加熱する。過熱器は、蒸発器のあと過熱蒸気をつくりタービンへ供給するための設備。

（他項目参照：蒸気発生器、蒸発器）

### カバーガス

容器に入った液体が空気に触れて反応することを防ぐ目的で、液面上部に充填する気体をいう。例えば、ナトリウム冷却の高速炉では、液体ナトリウムが活性なので原子炉容器の上部には不活性気体のアルゴンガスを充填する。

（他項目参照：原子炉容器）

### ガル (Gal)

加速度の慣用単位。1 gal =  $10^{-2}$  m/s<sup>2</sup>。

### 起因過程

ULOF 事象においては炉停止に失敗した状態で 1 次冷却材流量が減少し、秒オーダーにて炉心ナトリウムの沸騰が生じる。ナトリウム沸騰によって通常の高速度炉では出力が増加し、燃料ピン被覆管の破損・溶融、さらには燃料の溶融に至る可能性がある。この炉心溶融の初期段階では燃料集合体のラップ管は健全性が保たれており、溶融炉心物質はラップ管内に保持され、軸方向の移動が生じる。このような軸方向の物質移動が生じる炉心損傷の初期段階のこと。

（他項目参照：ULOF、ラップ管）

#### 機器冷却系

1次主冷却系循環ポンプ、1次主冷却系循環ポンプポニーモータ及び関連設備、1次主冷却系循環ポンプ潤滑油系の油冷却器、1次ナトリウムオーバフロー系、1次メンテナンス冷却系電磁ポンプの冷却のための系統。

(他項目参照：1次主冷却系循環ポンプ、ポニーモータ)

#### 基準地震動

施設の設計に当たり想定する地震動のこと。新規規制基準において「基準地震動」は、「最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なもの」と規定されている。

#### 気体廃棄物処理設備

ナトリウム冷却高速炉において、1次アルゴンガス系、燃料取扱及び貯蔵設備、炉上部機器等から排出される廃ガス中に含まれる放射能を低減させた後、排気筒を經由して環境に放出するための設備。

(他項目参照：1次アルゴンガス系)

#### 逆止弁

弁体が流体の背圧によって逆流を防止するように作動するバルブの総称。原子炉容器入口配管（1次主冷却系循環ポンプ下流）に設置し、1次主冷却系運転ループを減らした場合等における逆流防止。

(他項目参照：1次主冷却系循環ポンプ)

#### 強制循環

循環ポンプあるいは電磁ポンプの駆動力による冷却材循環。

#### ギロチン破断

配管が瞬時に真二つに割れ、両方の破断口から流体がそれぞれ干渉せずに流出するような破損形態。両端完全破断ともいう。

#### 緊急時対策所

原子炉施設の事故時に、必要な対策指令を発するために原子炉施設敷地内に設けられている施設。原子炉施設とは別の建屋内に設置され、中央制御室の運転員を支援するための必要な情報を得る。

#### 空気冷却器

ナトリウムをフィン（効率良く放熱するために設けた突起状の構造物）の付いた伝熱管群に流して、空気により除熱する空冷の熱交換器。

#### クエンチ

高温の物体を液体で冷却する際、表面温度が高い間は膜沸騰状態が続くが、次第に温度が下がるとある点で急に核沸騰状態に移行し、物体表面は急冷されて飽和温度に近くなる現象のこと。

#### クライテリア

判断の目安、若しくはそのしきい値。

#### クリープ

一定応力のもとで、構造物の塑性変形が時間とともに次第に増加する現象。

#### クリープ損傷和

構造物の材料がある時間の間、ある一定の応力と温度条件下に置かれた場合に生じる損傷の度合いを時間積分したもの。

#### クリープ破断

長時間、クリープを発生する荷重を加え続けることで、クリープにより変形が進行し、やがて破断に至ること。

#### クリフエッジ

地震等の自然現象（若しくは初期事象/事故）の大きさと、それがプラントへ与える影響の関係において、ある規模を超えて自然現象が大きくなると、プラントへの影響が急速に増大する境界点。

#### 系統分離

複数の系統を有する設備において、ある系統における火災等の影響が、その他の系統に影響しないよう各系統を物理的に分離すること。

#### 系統予熱状態

ナトリウムの充填等に先立ち機器・配管類が所定の温度まで昇温・保持されている状態。

#### 径方向ブランケット

高速増殖炉において、炉心燃料集合体を径方向に取り囲むように配置し、核分裂性物質に転換させる親物質となるウラン 238 等で構成される燃料。

#### 原子炉隔離時冷却系（RCIC）

BWR において、制御棒が挿入されて原子炉が停止し、主蒸気隔離弁が閉鎖して原子炉が外部と隔離された後に（原子炉隔離時）、タービン・復水器による通常の除熱機能が喪失した場合に冷却水を原子炉に供給し、原子炉の崩壊熱を除去するための系統。

（他項目参照：BWR）

#### 原子炉停止系

制御棒等により炉心を未臨界とし、原子炉を停止させるための系統。

#### 原子炉補機冷却海水系

非常用ディーゼル発電機等に冷却水としての海水を供給し、その設備の機能を維持できるよう除熱することを目的とする系統。

（他項目参照：非常用ディーゼル発電機）

#### 原子炉補助建物

2次主冷却系設備、補助冷却系設備、電気設備、1次アルゴンガス系設備、廃棄物処理設備、燃料受入貯蔵設備、換気空調設備、補機冷却水設備等を収容している鉄筋コンクリート造の建物。

#### 原子炉容器

炉心、炉内構造物、1次冷却材等を収容する容器。

#### 原子炉容器内終息 (IVR)

炉心損傷事故時において、損傷した燃料物質を原子炉容器内に保持して冷却し、事故を終息させること。

(他項目参照：炉心損傷、原子炉容器)

#### 広域系中性子束

低出力状態から出力状態までの中性子検出系である広域系中性子束検出系において測定される中性子束。

#### 工学的安全施設

原子炉施設の破損、故障等に起因して原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これを抑制又は防止すると同時に炉心崩壊熱を除去するための設備群。

#### 交番荷重

大きさとともに荷重の方向が繰り返し変わる荷重のこと。

#### 後備炉停止系

主炉停止系とは独立した原子炉停止系であり、「もんじゅ」では6本の後備炉停止棒(制御棒)からなる。原子炉の緊急停止のみに使用される。

#### コールドレグ

冷却系統において、熱交換機器を境に低温側となる機器・配管部分。高温側はホットレグ。

(他項目参照：ホットレグ)

#### 最終ヒートシンク

最終的な熱の逃がし場。

#### 再循環ポンプ

軽水炉において原子炉圧力容器より1次冷却材を取り出し、再び容器内に戻すことにより炉心に冷却材を供給するためのポンプ。

#### 再配置・事故後冷却過程

ULOF 事象での起因過程、遷移過程後の事象をいう。起因過程、遷移過程で大きな出力上昇がなく、緩慢な事象推移となった場合は、炉心部への残留燃料の量が相対的に大きく、また炉心から周辺へと移動した燃料の分散配置の度合いも小さい。この場合の事故後過程では、熔融燃料がナトリウムと混合して生成されたデブリが炉容器内に分散配置(再配置)されてデブリの堆積物を形成し、ここで崩壊熱が冷却される状態になる。

(他項目参照：ULOF、起因過程、遷移過程)

#### 再臨界

炉心損傷事故において、熔融した炉心燃料が大規模に集中して臨界に至る事象のこと。

#### サンプリング型ナトリウム漏えい検出器

ナトリウムを内包する機器、配管と保温材間の雰囲気を、サンプリング配管により検出器に導き、ナトリウムが漏えい時にサンプリングガス中に含まれるナトリウムエアロゾルにより漏えいを検出するナトリウム検出器。ナトリウムイオン化式検出器、差圧式検出器、放射線イオン化式検出器がある。

#### 残余のリスク

技術的に考えられるあらゆる対策を講じても、完全にはなくすことのできないリスク。

#### 残留熱

崩壊熱の項を参照。

#### 事故シーケンス

原子力施設の異常をもたらす事象の進展の流れ。

#### 事故シーケンスグループ

複数の事故シーケンスを類型化して分類したもの。事故シーケンスグループの中で代表する事故シーケンスを重要事故シーケンスあるいは評価事故シーケンスという。

(他項目参照：事故シーケンス)

#### 自然循環

冷却材循環ポンプを停止した際にも、冷却材の密度差によって冷却回路内に冷却材の循環が生じること。

#### 「実質上除外される」シーケンス

基本的な設計思想と AM 策によって発現しないと判断される事象であり、IAEA の安全設計要求 (SSR-2/1) は、「実質上除外される」と判断する考え方を以下のように定義している。

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

(他項目参照：本文第 2 章)

#### シビアアクシデント

設計上想定していない事態が起こり、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の制御ができない状態になり、炉心溶融又は原子炉格納容器破損に至る事象。重大事故ともいう。

#### 使命時間

機能を維持しなければならない時間。

#### 遮断器

電力回路・電力機器の正常動作時の負荷電流を開閉するとともに、保護継電器と連携して短絡事故電流などを遮断することにより負荷側の設備を保護し、上流側への事故波及を防止する開閉器。

(他項目参照：保護継電器)

#### 遮蔽プラグ

原子炉容器上部に設置され、炉心からの放射線と熱を遮蔽し、原子炉カバーガス等のバウンダリを形成する構造物。

(他項目参照：バウンダリ、カバーガス、原子炉容器)

#### シャントトリップコイル

コイルを励磁させることにより原子炉トリップ遮断器を開放するための設備。

(他項目参照：トリップ)

#### 終局強度

構造物が破壊、崩壊する強度。

#### 出力領域中性子束

出力状態での中性子検出に利用される出力領域中性子束検出系において測定される中性子束。

#### 主炉停止系

原子炉の出力制御及び緊急停止に用いられる原子炉停止系。「もんじゅ」の主炉停止系は3本の微調整棒と10本の粗調整棒の計13本の制御棒からなる。

#### 常温活性炭吸着塔

1次アルゴンガス中に含まれる長半減期の放射性希ガスを所定の時間保持し、減衰させるための設備。

#### 浄化フィルタユニット

放射性物質の除去を行うためのフィルタを内蔵した設備。

#### 蒸気発生器

ナトリウムと水・蒸気の熱交換を行うための設備。「もんじゅ」においては蒸発器と過熱器からなり、胴側に2次系ナトリウムを流すことにより伝熱管内の水・蒸気を加熱する設備。

#### 蒸気発生器伝熱管水漏えい

蒸気発生器では、伝熱管を隔ててナトリウムと水・蒸気が接している。その伝熱管が破損することにより水・蒸気がナトリウム中に漏えいし、両者が直接接するナトリウム・水反応事故のこと。

(他項目参照：蒸気発生器)

#### 使用済燃料貯蔵槽

炉内から取り出された使用済燃料をサイト外へ搬出するまでの間、中継及び崩壊熱減衰のための貯蔵を行うための設備。「もんじゅ」ではナトリウム中に貯蔵・冷却する炉外燃料貯蔵槽と水中に貯蔵する燃料池がある。

(他項目参照：炉外燃料貯蔵槽、燃料池)

#### 蒸発器

ナトリウムと水・蒸気の熱交換器。「もんじゅ」では、胴側に2次系ナトリウムを流すことにより伝熱管内の蒸気を加熱する設備。

## 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）

除熱源喪失と原子炉停止機能喪失が重畳する事象。

### ジルコニウム

中性子吸収断面積が小さいという特徴を有しており、軽水炉において燃料被覆管材として合金の形で用いられる金属材料。

（他項目参照：燃料被覆管）

### 深層防護

原子力施設の安全性確保の基本的な考え方の一つで、「異常の発生防止」、「異常の拡大及び事故への発展の防止」、「周辺環境への放射性物質の異常放出の防止」という三つの観点から、安全対策が多段的に構成されていること。レベル 1「異常の発生防止」、レベル 2「異常の制御」、レベル 3「設計基準事故の制御」、レベル 4「重大事故への進展防止と影響緩和」、レベル 5「放射性物質の重大な放出に対する影響緩和」として定義され、レベル 1 からレベル 5 までの各レベルの安全対策の総体として原子力プラントの安全性を確保する考え方である。

### スクラム

原子炉運転中に、原子炉の安全性を損なうおそれのある事象が発生し、原子炉を緊急に停止することが必要な場合、手動又は自動で緊急に制御棒を炉心に挿入し、核反応を停止させること。トリップともいう。

### スペクトルモーダル解析

複数の支持点があり複雑な揺れ方をする機器や配管について、それらの固有周期や固有周期における応答加速度などから、最大応答加速度を解析し、発生する応力等を算定する方法。

### スロッシング

容器内の液体が外部からの比較的長周期な振動によって揺動すること。

### 制御棒

原子炉出力制御や緊急停止のために用いられる、ホウ素 10 等で構成される中性子吸収材。

（他項目参照：本文第 3.8 節）

### 制御棒案内管

ナトリウム冷却高速炉において、制御棒の引抜、挿入を案内するために制御棒集合体内に組み込まれた円筒管。

### 制御用圧縮空気設備

空気作動弁、空気式制御用機器及び計測機器等に使用する清浄で乾燥した圧縮空気を必要な機器に供給するための設備。

### 静的機器

外部からの動力供給を必要とせずに作動し、機能を果たす機器。

#### 設計基準事故

発生頻度が運転時の異常な過渡変化より低い異常な状態であって、当該事象が発生した場合には発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして、安全設計上想定すべき事象。

#### 設計基準事故対処設備

設計基準事故に対処するための安全機能を有する設備。

(他項目参照：設計基準事故)

#### 設計基準対策

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要な対策。

(他項目参照：設計基準事故)

#### 接触型ナトリウム漏えい検出器

検出器の電極間あるいは電極とアース間に漏えいナトリウムが付着すると電氣的に短絡し、これにより漏えいを検出するナトリウム検出器。ナトリウムを内包する弁のベローズからの漏えい又は機器、配管からの漏えいを監視する。

#### セルモニタ

ナトリウム内包機器が設置される部屋に設置される、煙感知器と熱感知器で構成されるナトリウム検知システムのこと。

#### 遷移過程

ULOF 事象においては、起因過程において大きな出力上昇に至ることなく事象が推移すると、燃料集合体のラップ管が熔融し、熔融炉心物質は集合体間で互いに移動できるようになる。このような炉心全体での熔融炉心物質の運動とそれによる炉心反応度の変化が生じる過程のこと。

(他参照項目：ULOF、ラップ管)

#### 線源領域中性子束

原子炉起動時の極低出力状態での中性子検出に利用される線源領域中性子束検出系において測定される中性子束。

#### 全交流動力電源喪失

発電所の機器を駆動するための所内電源及び外部電源が喪失し、かつ非常用ディーゼル発電機が全て起動失敗したため、交流電源が給電できなくなる状態。

(他項目参照：外部電源、非常用ディーゼル発電機)

#### せん断ひずみ

部材の断面に平行な方向に発生するひずみ。

#### 双安定回路

2 個の安定状態を持ち、入力トリガー信号により状態が反転する回路。フリップフロップ回路ともいう。

#### ソースターム

原子炉格納容器又は大気中に放出される放射性物質の種類、性状、放出量、放出時期、放出期間及び放出エネルギー。

#### 即発臨界

核分裂に伴う中性子放出においては、核分裂と同時に放出される即発中性子と、一定時間後に放出される遅発中性子とがある。即発臨界とは、遅発中性子に頼ることなく即発中性子の寄与分のみで臨界となる状態。急激な出力上昇を伴う。

#### 損傷モード

格納機能確保の方策検討における、容器破損起因事象とシナリオ（事象進展）に基づく損傷の分類。

#### 耐火バリア

耐火性能を有する壁物。

#### 大口徑破損

設計基準事故の1次冷却材漏えい事故の配管破損規模（Dt/4）を超える、破断面積の大きい配管破損形態。

#### 耐震サポート

原子力発電所内の建屋や機器の耐震性を高める目的で実施されている耐震補強。

#### 代替海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプが故障した際、非常用ディーゼル発電機等へ冷却用海水を供給するための設備。

（他項目参照：非常用ディーゼル発電機）

#### 多重性

予備機・予備システムを設けて、一つが故障しても残った設備が作動すること。

#### 多様性

異なる機構の設備を複数機備えること。

#### 単一故障

単一の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失うこと。単一の原因によって必然的に発生する要因に基づく多重故障を含む。

#### 断層モデル

活断層で発生する揺れ（地震動）を評価するに当たり、震源断層「面」を所定の手法によりモデル化したもの。断層モデルは断層面の向きや傾き、大きさ、面上でのずれの量、破壊の進行速度などの断層パラメータで表現される。

#### 中央制御室

原子力発電所の諸設備の運転を遠隔操作により集中管理する場所。

#### 中間熱交換器

1次主冷却系のナトリウムの熱エネルギーを2次主冷却系のナトリウムに伝えるための熱交換器のこと。「もんじゅ」の中間熱交換器では、伝熱管の内側を2次系ナトリウムが流れ、外側を1次系ナトリウムが流れる。

(他項目参照：1次主冷却系、2次主冷却系)

#### ティ

配管接合継手の形状で、3方向分岐のT字形のもの。

#### 低温停止

「もんじゅ」においては、原子炉運転モードスイッチが「停止」又は「メンテナンス」の位置にあり、制御棒が全挿入状態、1次冷却材温度が180℃以上、250℃以下の原子炉運転状態。

(他項目参照：制御棒、1次冷却材)

#### ディッププレート

出力運転時の原子炉容器内ナトリウム液面の異常な波立ちを抑え、自由液面からのカバーガス巻込みを低減するために設置されているステンレス製の板状構造物。

(他項目参照：原子炉容器)

#### デブリ

炉心損傷事故時において、熔融又は崩壊した燃料ピン構成物などが冷却され、がれき(debris)状となったもの。

(他項目参照：炉心損傷事故)

#### 等エントロピー膨張

可逆断熱的に膨張する過程。

#### 特定重大事故等対処施設

重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損に伴う放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための施設をいう。

#### 独立性

二つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことをいう。

#### ドブプラ反応度

燃料温度の増加に伴い、炉心に挿入される負のフィードバック反応度の一つ。正の反応度投入により出力上昇してもドブプラ反応度により出力上昇は抑制される。

#### トリップ

スクラムの項を参照。

#### トリパタイト

正弦波  $\sin(\omega t)$  を微積分すると円振動数( $\omega$ )倍又は円振動数( $\omega$ )分の 1 という関係になることを利用して、地震による応答を変位・速度・加速度の関係を 1 つのグラフに示した図。本文中における図 3.3-2 の右上の数値 ( $h=$ ) は減衰率を示す。

#### ドレン

配管系統に充填されている流体を一時的に排出すること。

#### 内部事象

原子力発電所の内部で発生する事象に起因して、事故が生じる事象。

#### ナトリウムエアロゾル

ナトリウムの蒸気又はナトリウムの燃焼によって生じるナトリウム酸化物等化合物の微小な浮遊粒子（煙）の総称。

#### ナトリウムボイド反応度

ナトリウム中に気泡（ボイド）が生じた場合の反応度変化。

#### 2 次主冷却系

中間熱交換器を介して 1 次主冷却系から受け取った熱を蒸発器及び過熱器を介して水・蒸気系へ伝えるための 2 次冷却材が循環する流路を構成する系統。

（他項目参照：中間熱交換器、蒸発器、過熱器、1 次主冷却系）

#### 燃料池

新燃料等や使用済炉心構成要素の一時貯蔵を行うための水冷循環冷却設備。

#### 燃料池水冷却浄化装置

燃料池貯蔵中の炉心構成要素の冷却及び燃料池水の温度、純度管理を行うための設備。

#### 燃料缶詰缶

使用済燃料集合体をボルト締め密封するための円筒型容器。

#### 燃料集合体

燃料ピンを束ねた炉心構成要素。ナトリウム冷却高速炉においては、ワイヤスペーサにより炉心燃料要素を正三角形形状に配列保持し、ラップ管に収納したものを指す。

（他項目参照：ラップ管、燃料ペレット）

#### 燃料被覆管

燃料棒（燃料要素、燃料ピンともいう）から核分裂生成物などが外部に漏れることを防ぐため核燃料を密封する金属製のさや管のこと。核燃料を装填後、両端部を溶接密封する。軽水炉ではジルコニウム合金製、高速増殖炉では、ステンレス鋼製などを使用している。

#### 燃料ペレット

粉末状の核分裂性物質を圧縮焼結して、円柱状のセラミックス質にしたもの。積み重ねて被覆管に挿入したものを燃料ピンという。

#### ばい煙

すすと煙。炭素化合物が不完全燃焼して生ずる微細な浮遊物。

#### バイステーブルリレーコイル

コイルに一定方向の励磁電流を通電したとき動作（又は復旧）し、励磁電流をゼロとした後も、その状態を保つリレーのこと。双安定回路に用いられる。

#### バウンダリ

異なる2つの環境を分離するための境界となる障壁のこと。

#### 非常用ディーゼル発電機

発電所における非常用予備電源として外部電源が喪失した際、プラントを安全に停止するために必要な補機に電源を供給するとともに、更に工学的安全施設作動のための電源を供給することを目的とする設備。

（他項目参照：外部電源、工学的安全施設）

#### 非常用復水器

BWRの原子炉隔離時における原子炉の除熱装置。原子炉蒸気を2次側の水により冷却し、復水として自然循環により原子炉に戻すもの。

（他項目参照：BWR）

#### 疲労破壊

時間的に変動する荷重によって発生したき裂が、繰り返しを重ねるごとに徐々に進行して破壊に至る現象。

#### フェイルセーフ

失敗があっても安全であること。装置の一部故障や安全保護装置の働きに異常が生じても、装置の本来の機能を危険に陥れることなく安全な状態になるよう設計されている状態。

#### 富化度

核燃料に含まれるプルトニウムの割合。正確には、燃料に含まれる重金属（アクチノイド元素金属）の重量に対するプルトニウム金属の重量の比で表される。

#### 不足電圧コイル

コイルを無励磁とすることにより原子炉トリップ遮断器を開放するための設備。

（他項目参照：トリップ）

#### フリーズメルト

ドレン配管やベント配管において、弁のシートパス及び誤操作などによって不用意にそれらの弁が開かれたとしても、系統内のナトリウムがドレンされることのないように、配管の予熱を停止することによりナトリウムを凝固させることをフリーズシールという。フリーズメルトとは、フリーズシールされたナトリウムをヒータ加熱により融解させることをいう。

（他項目参照：ドレン）

#### プレートアウト

ナトリウムの燃焼により発生したエアロゾル状（空气中に粒子として浮遊している状態）の放射性物質が建物内の壁、床等へ付着、沈着することをいう。

プレナム（原子炉容器における）

原子炉容器内の空間部分であって、主として冷却材の混合が行われる箇所のこと。

（他項目参照：原子炉容器）

ブロー

機器、配管等から流体を放出すること。

ペDESTAL

原子炉容器を支える台座のこと。

ベントライン

ナトリウムの主冷却系への充填、ドレン時に用いる配管系統のこと。

（他項目参照：ドレン）

崩壊熱

放射性物質の崩壊によって生ずる熱。残留熱ともいう。放射性物質は $\alpha$ 線、 $\beta$ 線あるいは $\gamma$ 線などの放射線を放出して崩壊するが、このエネルギーは周辺の物質に吸収されて、最終的には熱に変わる。したがって原子炉の運転を停止しても、核分裂生成物のうち放射性の核種が崩壊熱を放出し続けるため、崩壊熱除去系の作動により炉心を冷却しなければならない。

防護服

放射線防護のために使用する衣服。

放射線管理

放射線防護のために、電離放射線又は放射能汚染の量を測定して、測定結果に基づいて適切な処置を行うこと。

防潮堤

津波の被害を防ぐために設置される堤防。

防潮壁

津波の被害を防ぐために設置される壁体。

補機冷却海水ポンプ

非常用ディーゼル発電機等に冷却水としての海水を汲み上げるためのポンプ。

保護継電器

短絡故障や地絡故障を計器用変成器を介して検出し、他所への故障による影響の波及を最小限に抑えるため、故障区間を選択し速やかに電力系統より切り離すよう遮断器へ制御信号を送出するための設備。

（他項目参照：遮断器）

ホットドレンサンプタンク

管理区域建屋から排出される水を収集することを目的とし、建屋の最下層に設けられるタンク。

ホットレグ

冷却系統において、熱交換機器を境に高温側となる機器・配管部分。

#### ポニーモータ

崩壊熱除去運転時に用いられる、主モータよりも低回転数の冷却材循環ポンプ駆動用モータ。

(他項目参照：崩壊熱)

#### 免震事務棟

重大事故等が発生した際に、現場対応体制を確保するとともに作業員の安全性を確保することを目的として設置される建屋及び設備。

#### メンテナンス冷却系

主冷却系の補助冷却系とは別に構成される 1 次ナトリウム系及び 2 次ナトリウム系からなる 1 ループの崩壊熱除去系。中間熱交換器、弁、循環ポンプ、空気冷却器等から構成され、崩壊熱は大気に放散される。

(他項目参照：本文第 3.9 節、中間熱交換器、空気冷却器、崩壊熱)

#### モニタリング

放射線を定期的に又は連続的に検査して、いろいろな場所の放射線量を測定すること。

#### モニタリングポスト

原子力施設周辺の環境モニタリングを実施するために設けられた施設。

#### 床応答加速度

機器・配管系の据付床面での地震動による、当該建造物の揺れ（応答）の加速度のこと。

#### 床ライナ

ナトリウムを内包する機器・配管がある部屋において、ナトリウムが漏えいしても床のコンクリートと直接接触することを防ぐために床に設置される鉄板。

#### ラップ管

ナトリウム冷却高速炉において、燃料ピンを束ね、収めるためのステンレス製六角形外筒管。

#### 立地評価

原子力発電所の設置に先立って行う安全審査の際、その立地条件の適否を判断するために実施する評価。

#### 漏えい先行型破損 (LBB)

ナトリウム冷却高速炉において、バウンダリを構成する鉄鋼材料の延性が大きく、かつ内圧が低いため、ナトリウムを内包する容器や配管などにき裂が生じてナトリウムの漏えいが起きても急激な破断に発展することはないという性質のこと。

#### 炉外燃料貯蔵槽 (EVST)

炉心から取り出された使用済炉心構成要素の中継貯蔵並びに使用済燃料の減衰待貯蔵を行うためのナトリウム循環冷却設備。

#### ロジックトレイン

論理回路の系統。

#### 炉心上部機構

ナトリウム冷却高速炉を例にとれば、回転プラグに据付けられ、制御棒駆動機構、燃料集合体出口温度・流量計及び燃料集合体出口温度計等を案内、保持するための設備であり、遮蔽プラグの一部として原子炉カバーガス等のバウンダリを形成する。

(他項目参照：カバーガス、バウンダリ)

#### 炉心損傷

原子炉の炉心の冷却が不十分な状態が続き燃料被覆管が損傷する、あるいは炉心の異常な出力上昇により、燃料温度が上昇し、炉心が損傷する事故。

#### 炉心損傷事故 (CDA)

炉心崩壊事故の項を参照。

(他項目参照：炉心崩壊事故)

#### 炉心損傷頻度 (CDF)

炉心損傷が発生する頻度。年あたりの回数 (/年) で表す。

#### 炉心崩壊事故

原子炉の炉心の冷却が不十分な状態が続き、あるいは炉心の異常な出力上昇により、燃料体が過熱、破損し、かなりの部分の燃料集合体が元の形状を失うような事故。炉心損傷事故ともいう。

(他項目参照：燃料集合体)

#### 炉心溶融

原子炉の炉心の冷却が不十分な状態が続き、あるいは炉心の異常な出力上昇により、炉心温度が上昇し、燃料溶融に至る事故。

#### 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

外部電源喪失等により炉心流量が減少し (1次冷却材流量減少時)、安全保護系の動作により原子炉の自動停止が必要とされる時点で、原子炉停止機能喪失が重なることを仮定した事象。

### (アルファベット順)

#### ACS

Auxiliary Cooling System の略。補助冷却設備のこと。補助冷却系における空気冷却器や送風機、ベーン、ダンパ、ダクト等を指す。

#### AM

Accident Management の略。アクシデントマネジメントの項を参照。

(他項目参照：アクシデントマネジメント)

#### ASSCOPS

ナトリウム漏えい時の燃焼挙動とそれに伴う熱・物質の移行を解析するコードで、スプレイ／プール状の漏えい燃焼及び2つのセル (部屋等の領域) 内の雰囲気ガスの状態量変化を解析する。

**ATWS**

Anticipated Transient Without Scram の略。原子炉停止機能喪失。

**B-DBA**

Beyond- Design Basis Accident の略。設計基準を超えた事故状態。

**BWR**

Boiling Water Reactor の略。沸騰水型軽水炉。減速材及び冷却材として普通の水（軽水）を用い、原子炉で水を沸騰させてできた蒸気を直接タービンに送って発電する原子炉。

**CABRI 試験**

仏 CEA のカダラッシュ研究所に設置された試験専用の原子炉（CABRI）を用いて実施された高速増殖炉の安全性に関わる試験。仮想的炉心崩壊事故時の挙動解明や将来的な高速炉燃料の設計高度化の基礎となるデータ取得を目的として実施された。

**CDF**

Core Damage Frequency の略。炉心損傷頻度。

（他項目参照：炉心損傷頻度）

**CFF**

Containment Failure Frequency の略。格納容器破損頻度。

（他項目参照：格納容器破損頻度）

**CRGT**

Control Rod Guide Tube の略。制御棒案内管。

（他項目参照：制御棒案内管）

**CV**

Containment Vessel の略。格納容器。

（他項目参照：格納容器）

**D/G**

Diesel Generator の略。非常用ディーゼル発電機。

（他項目参照：非常用ディーゼル発電機）

**DBA**

Design Basis Accident の略。設計基準事故。

（他項目参照：設計基準事故）

**DBA 緩和策**

安全評価において考慮された設計基準事故（DBA）対策。

（他項目参照：DBA）

**EAGLE 試験**

カザフスタン共和国の研究炉である IGR（炉心中心にある試験用のカプセル内で燃料を熔融させることのできる試験炉）を用いた日本とカザフスタンとの共同試験。炉心損傷事故時に熔融燃料を速やかに炉心外に排出する仕組みにより再臨界が生じないと見通しを実験的に得ることを目的としている。

**EL**

Elevation Level の略。標高を表す数値。

**EMP**

Electromagnetic Pump の略。外部電源からの電流と磁場によって、液体金属を循環させるためのポンプ（電磁ポンプ）。

**EsL**

Emergency Sodium Level の略。1次主冷却系循環運転による炉心冷却に必要なナトリウム液位。

**FCI**

Fuel-Coolant Interaction の略。燃料・冷却材相互作用。

**FLUENT** コード

非圧縮性から圧縮性までの全ての速度領域における伝熱流動を解析するコード。多成分、多相にも対応している。

**FP**

Fission Products の略。核分裂生成物。

（他項目参照：核分裂生成物）

**IGR**

カザフスタン・国立原子力センターが所有する試験用原子炉。原子炉内で発生した中性子を原子炉の中心に置かれた試験用の模擬燃料集合体に供給し、試験燃料を溶融させて、高速増殖炉の炉心溶融事故を模擬した試験を行っている。

**IHX**

Intermediate Heat Exchanger の略。中間熱交換器。

（他項目参照：中間熱交換器）

**IVR**

In Vessel Retention の略。燃料溶融事故が、原子炉容器内で終息すること。

（他項目参照：原子炉容器内終息）

**LBB**

Leak Before Break の略。漏えい先行型破損。

（他項目参照：漏えい先行型破損）

**LEAP** コード

蒸気発生器での伝熱管破損に伴う水漏えい時に発生する可能性のある隣接伝熱管の破損伝播挙動及びその時の水漏えい率変化を解析するコード。

**LF**

Local Fault の略。燃料要素の局所的加熱や燃料集合体内の流路閉塞により、局所的に燃料が破損する事象（局所的燃料破損事象）。

**LMFBR**

Liquid Metal Fast Breeder Reactor の略。液体金属冷却高速増殖炉。

**LOF**

Loss of Flow の略。ULOHS を詳細分類した事故シーケンスであり、冷却材を喪失する事象。

**LOHRS**

Loss of Heat Removal Systems の略。冷却材循環ポンプの停止等により、除熱機能を喪失する事象。

**LOHS**

Loss of Heat Sink の略。ULOHS を詳細分類した事故シーケンスであり、除熱源を喪失する事象。

**LOPI**

Loss of Pipe Integrity の略。1 次主冷却系配管の大口径破損が生じ、1 次冷却材が流出することを仮定した事象（1 次主冷却系配管大口径破損事象）。

**LORL**

Loss of Reactor Level の略。1 次冷却材漏えい等により、原子炉液位が喪失する事象（原子炉液位喪失）。

**NNC**

カザフスタン・国立原子力センター。

**NsL**

Normal Sodium Level の略。原子炉定格運転時の通常ナトリウム液位。

**PAM**

Post-Accident Monitoring の略。事故後監視。

**PDCA サイクル**

事業活動における生産管理や品質管理などの管理業務を円滑に進める手法の一つ。

Plan（計画）→ Do（実行）→ Check（評価）→ Act（改善）の 4 段階を繰り返すことによって、業務を継続的に改善することを目的とする。

**PFR**

英国原子力公社（UKAEA）により建設、運転された高速原型炉（Prototype Fast Reactor）。1974 年に臨界に達し、1994 年まで運転された。

**PLOHS**

Protected Loss of Heat Sink の略。崩壊熱除去機能喪失のこと。冷却材循環ポンプの停止等により、除熱源を喪失する事象。

**PWR**

Pressurized Water Reactor の略。加圧水型軽水炉。減速材及び冷却材として普通の水（軽水）を用い、原子炉で発生した熱を取り出す 1 次冷却系に約 100～160 気圧の高圧をかけ、沸騰を抑える形式の原子炉。1 次系の熱は蒸気発生器を通して 2 次系に伝えられ、蒸気発生器 2 次側で発生した蒸気をタービンに送って発電する。

**R2P2**

Reducing Risks, Protecting Peoples の略。英国の安全審査におけるリスク低減策に対する考え方の一つ。

**RCIC**

Reactor Core Isolation Cooling system の略。原子炉隔離時冷却系。

(他項目参照：原子炉隔離時冷却系)

**RELAP5 コード**

軽水炉過渡解析コードとして米国原子力規制委員会の援助のもとに Idaho National Engineering Laboratory で開発された熱流動解析コードで、幅広い熱流動現象に対して最新の最適予測を可能とする。

**RV**

Reactor Vessel の略。原子炉容器。

(他項目参照：原子炉容器)

**SA**

Severe Accident の略。シビアアクシデントの項を参照。

**SAS4A**

炉心損傷事故の起因過程の事象推移を解析する核熱流動の総合計算コード。炉心全体について、定常運転状態から炉心損傷が開始するまでの一連の物理現象を解析できる。

**SG**

Steam Generator の略。蒸気発生器。

(他項目参照：蒸気発生器)

**SIMMER**

炉心損傷事故において、燃料の損傷領域が集合体を超えて全炉心に拡大する事象推移を解析するための核熱流動を考慮した総合解析コード。

**SLP**

高速炉機器・配管の設計で長期一次応力が低いと判断される応力基準値。対象とする機器・配管の設計使用時間に基づいて定められる。

**SsL**

System Sodium Level の略。定期検査時に確保すべき液位。

**Super-COPD**

「もんじゅ」の原子炉設置許可における安全解析に用いられたプラント動特性解析コード COPD をベースに、機器、配管等の解析モデルをモジュール化し、これらを組み合わせることで多様なプラントシステムのプラント過渡挙動を解析できる汎用化された解析コード。

**SWACS コード**

蒸気発生器での大漏えいに伴うナトリウム・水反応時の影響を解析するコードで、事故時の蒸気発生器、2次主冷却系、放出系における圧力・流動の過渡現象を解析する。

**SWAT-3**

大型のナトリウム・水反応実験に使用した蒸気発生器安全性総合試験装置。

**ULOF**

**Unprotected Loss of Flow** の略。炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失のこと。

(他項目参照：炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失)

**ULOHS**

**Unprotected Loss of Heat Sink** の略。除熱源喪失時原子炉停止機能喪失のこと。

(他項目参照：除熱源喪失時原子炉停止機能喪失)

**UTOP**

**Unprotected Transient Over Power** の略。過出力時原子炉停止機能喪失のこと。

(他項目参照：過出力時原子炉停止機能喪失)

This is a blank page.

# 国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

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

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

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

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

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

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

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

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

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

表5. SI 接頭語

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

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

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

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

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

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

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

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

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

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

表10. SIに属さないその他の単位の例

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

