JAEA-Review
2015-029
DOI:10.11484/jaea-review-2015-029

「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」の国際レビュー報告書（翻訳資料）

International Review on Safety Requirements for the Prototype Fast Breeder Reactor "Monju" (Translated Document)

もんじゅ運営計画・研究開発センター
Monju Project Management and Engineering Center

高速炉研究開発部門
Sector of Fast Reactor Research and Development

February 2016
Japan Atomic Energy Agency
日本原子力研究開発機構

JAEA-Review

本レポートは国立研究開発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。

国立研究開発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大字白方 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, 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, 2016

JAEA-Review 2015-029

「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」の国際レビュー報告書
（翻訳資料）

日本原子力研究開発機構　高速炉研究開発部門
もんじゅ運営計画・研究開発センター

（2015 年 9 月 24 日受理）

東京電力福島第一原子力発電所における重大事故から得られた教訓に鑑み、日本原子力研究開発機構が設置した「もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会」は、高速炉特有の安全特性を考慮して、報告書「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」を 2014 年 7 月に作成発行した。

同報告書につき、独立した客観的な立場からの公正な評価を得るべく、5 か国及び 1 国際機関の高速炉安全性に関する主導的専門家によるレビューを実施した。各小節につき国際レビューにより得られたコメントを収集・整理し、それに基づいてレビュー会議の議論や個別のフィードバックを経て、最終的な結果をまとめた。

その結果、「もんじゅ」の重大事故の発生防止と影響緩和に関する基本的考え方は、高速炉特有の安全特性を考慮すれば適切であり、また、国際的な共通認識にも一致していることが確認できた。

本報告書は 2016 年 1 月に発行された報告書（JAEA-Evaluation 2015-013）の翻訳である。

もんじゅ運営計画・研究開発センター：〒919-1279 福井県敦賀市白木 1

JAEA-Review 2015-029

International Review on Safety Requirements for the Prototype Fast Breeder Reactor "Monju" (Translated Document)

Monju Project Management and Engineering Center
Sector of Fast Reactor Research and Development
Japan Atomic Energy Agency
Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received September 24, 2015)

In response to the lessons learned from the serious nuclear accidents at the TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations, an advisory committee, which was set up by the Japan Atomic Energy Agency, issued the report "Safety Requirements Expected to the Prototype Fast Breeder Reactor Monju" taking into account the SFR specific safety characteristics in July 2014.

The report was reviewed by the leading international experts on SFR safety from five countries and one international organization in order to obtain independent and objective evaluation. The international review comments on each subsection were collected and compiled, and then a summary of results was derived through the discussion at the review meeting and individual feedbacks.

As a result the basic concept for prevention of severe accidents and mitigation of their consequences of Monju is appropriate in consideration of SFR specific safety characteristics, and is in accordance with international common understanding.

Keywords: Monju, Sodium-cooled Fast Reactor, Safety, Severe Accident, New Regulatory Requirement

---

This document is a translation of JAEA-Evaluation 2015-013 published in January 2016.

目　次

1.　序言 ····· 1

2.　国際レビューの方法 ····· 2
　2.1　レビュー者 ····· 2
　2.2　レビュー方法 ····· 2
　2.3　レビュー会議 ····· 3

3.　国際レビューの結果 ····· 7
　3.1　原報告書第 4 章について ····· 7
　3.2　原報告書第 7 章について ····· 14

4.　結論 ····· 20

謝辞 ····· 21
参考文献 ····· 21

付録 1　　レビュー者一覧表 ····· 22
付録 2　　「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」報告書抜粋 ····· 23
付録 3　　レビュー者からのコメント ····· 24
付録 4　　レビュー評価表 ····· 47

Contents

1. Introduction 1

2. Method of International Review 2
2.1 Reviewers 2
2.2 Procedure of the Review 2
2.3 Review Meeting 3

3. Results of International Review 7
3.1 For Chapter 4 of the Report 7
3.2 For Chapter 7 of the Report 14

4. Conclusion 20

Acknowledgment 21
Reference 21

Appendix 1 List of Reviewers 22
Appendix 2 Excerpt from the Report, "Safety Requirements Expected to the Prototype Fast Breeder Reactor 'Monju'" 23
Appendix 3 Reviewers' Comments 24
Appendix 4 Score Sheet of Reviewers' Ratings 47

1．序言

2011 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震と、それに引き続く東京電力福島第一原子力発電所での重大事故（以下、東京電力福島事故）以来、我が国のほぼ全ての原子力発電所は運転を停止している。全原子力施設は、東京電力福島事故を教訓として策定された新規制基準に基づき、新設された原子力規制委員会（以下、NRA）による許認可手続きを経なければならないとされている。2013 年 7 月に施行された実用発電用原子炉である軽水炉に対する新規制基準では、重大事故と自然ハザード等に対して、新たな厳しい要求が課されている。この実用軽水炉に対する基準と同時に、NRA は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に対する規制基準を施行した。

この研究開発段階発電用原子炉に対する規制基準は、今後 NRA において安全審査を行うまでに、パブリックコメントによる意見も含め改めて検討し基準を見直すこととされている。これを受けて、日本原子力研究開発機構（JAEA）は、科学的および技術的知見・洞察を踏まえて重大事故を考慮した「もんじゅ」の安全確保の考え方を自ら独自に確立すべく、「もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会」を設置した。同委員会は、高速炉技術および安全性研究に精通した専門家により構成した。同委員会は公開報告書 [1)]「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」（以下、原報告書）を作成発行し、2014 年 7 月に NRA へ提出した。

この原報告書について、独立したより客観的な立場からの公正な評価と、記載された「もんじゅ」の安全確保の考え方や要求事項が国際的な共通認識に適合しているかどうかの確認を得るため、国内及び国際的な高速炉安全性の専門家に、同時併行してレビューを依頼した。本報告書では、その内でも国際レビューの実施と結果について報告する。

２．国際レビューの方法

2.1　レビュー者

本レビューは、各国の高速炉安全性に関する主導的な専門家に委託して実施した。付録 1 に示すように、中国、仏国、韓国、ロシア、米国、及び EU（欧州連合）から計 9 名の専門家を選任しており、いずれも各国の高速炉計画に於いて高速炉安全設計・評価に責任ある立場の方や国際的組織を代表する方々である。全員が、例えば第 4 世代原子力システム国際フォーラム（GIF）や国際原子力機関（IAEA）のような国際協力プログラムにおける重要メンバーとして活躍している。

2.2　レビュー方法

(1)　レビュー対象

「もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会」の原報告書（日本語版）は、全部で 270 ページあり、次の通り「もんじゅ」の安全確保の考え方とアプローチ全体を含んでいる：「もんじゅ」の安全確保の考え方に関する検討の視点（第 2 章）、設計基準事故対応策の強化に関する考え方（第 3 章）、重大事故の防止と影響緩和に関する考え方（第 4 章）、著しい外部事象に関する対策の考え方（第 5 章）、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（第 6 章）、安全確保の考え方［16 の要求事項］（第 7 章）。本国際レビューを効果的、かつ効率的に進めるため、原報告書の中でも特に重要な第 4 章（重大事故の防止と影響緩和に関する考え方）と第 7 章（安全確保の考え方）をレビュー者による詳細評価の対象とした。英訳版の原報告書抜粋（付録 2）を事前にレビュー者に配布し、レビュー結果は、レビュー会議（2.3 節参照）での更なる議論とその後のレビュー者の最終確認、すなわち合意を経てとりまとめた。

(2)　評価方法

レビュー者には、原報告書の個々の内容につき、項目毎に以下の 1 から 5 までの 5 段階で評価するよう依頼した。評価対象とした項目は、同報告書の各節、または小節に対応している。レビュー対象項目の全体一覧を、レビュー・シート（表 1）に示す。また、レビュー者には、評価の理由と、より重要な点として、自らの経験や専門性に基づく科学的、技術的コメントを記載するよう依頼した。

評価基準

5:　全くそう思う。

4:　どちらかと言えばそう思う。

3:　どちらとも言えない。

2:　どちらかと言えばそう思わない。

1:　全くそう思わない。

レビュー者からのコメントは付録 3 に示す通りであり、主要な肯定的、或いは否定的コメントをレビューの予備的まとめとして整理し、レビュー会議（2.3 節参照）を含めた継続的修正作業により、更に適正化して改訂した。全レビュー者が合意に達した最終版のまとめは、本報告書の第 3 章に示す。レビュー者の評価表を付録 4 に示す。平均点は、4 と 5 の中間であり、これは原報告書が国際的専門家からも高い肯定的評価（支持）を得たことを意味する。

2.3　レビュー会議

レビュー会議は、国際的専門家を招聘して、2015 年 5 月 13 日に文部科学省と共同で東京にて開催した。参加できなかったレビュー者を含む全ての主要なコメントをレビュー結果の予備的まとめとして整理し、詳細な討議に付した。その結果に基づき、まとめの内容を承認、削除、または修正・適正化した。このようにして改訂したまとめ（本報告書のドラフト版）をレビュー者に配布して、更にコメントを依頼し、全てのレビュー者が合意に達した最終版のまとめを第 3 章に示す。

表 1　レビュー・シート（1/3）

評価		
	5	全くそう思う。
	4	どちらかと言えばそう思う。
	3	どちらとも言えない。
	2	どちらかと言えばそう思わない。
	1	全くそう思わない。

番号	章・節・小節番号	評価項目	評価点	評価の理由とコメント
1	4.1	深層防護概念レベル 4 に対応する設計基準外事故についての基本的な考え方と評価方法		
2	4.2.1	プラントの内部事象から抽出される事故シーケンスグループの選定方法と選定結果		
3	4.2.1	地震･津波来襲から選定される事故シーケンスグループの選定方法と選定結果		
4	4.2.1	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		
5	4.2.2	「もんじゅ」炉外燃料貯蔵槽の特徴を踏まえた事故シーケンスグループの想定		
6	4.2.2	「もんじゅ」燃料池の特徴を踏まえた事故シーケンスグループの想定		
7	4.2.3	運転停止中の事故シーケンスグループの想定		
8	4.2.4	格納機能確保対策の有効性評価のための事故シーケンスグループの選定方法と選定結果		
9	4.2.4	ATWS 事象に対する重要事故シーケンスの選定方法と選定結果		
10	4.2.4	LOHRS 事象に対する重要事故シーケンスの選定方法と選定結果		
11	4.3.1	炉心等の著しい損傷防止についての考え方		
12	4.3.2	使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止についての考え方		

表 1　レビュー・シート（2/3）

番号	章・節・小節番号	評価項目	評価点	評価の理由とコメント
13	4.3.3	運転停止中原子炉内の燃料損傷防止についての考え方		
14	4.4.1	ATWS 事象についての基本的な考え方		
15	4.4.1	ATWS 事象に関する最も確からしい事象進展（起因過程、遷移過程、事故後物質再配置過程、事故後崩壊熱除去過程）		
16	4.4.1	最も確からしい事象進展（起因過程、遷移過程、炉容器応答過程、事故後物質再配置過程、事故後崩壊熱除去過程）に支配的な因子の不確定性が与える影響の評価方法と評価結果		
17	4.4.2	LOHRS 事象についての基本的な考え方		
18	4.4.2	LOHRS 型事象時における格納機能確保の考え方		
19	4.4.2	高速炉における格納機能確保の考え方の整理結果		
20	4.4.2	重大事故時における計装の考え方		
21	7	要求事項 1		
22	7	要求事項 2		
23	7	要求事項 3		
24	7	要求事項 4		
25	7	要求事項 5		
26	7	要求事項 6		
27	7	要求事項 7		
28	7	要求事項 8		
29	7	要求事項 9		
30	7	要求事項 10		
31	7	要求事項 11		
32	7	要求事項 12		
33	7	要求事項 13		
34	7	要求事項 14		
35	7	要求事項 15		

表 1　レビュー・シート（3/3）

番号	章・節・小節番号	評価項目	評価点	評価の理由とコメント
36	7	要求事項 16		
37	-	高速炉に対する安全上の要求事項についての全体を通じたご意見、又はコメント（点数評価は不要）。		

３．国際レビューの結果

全レビュー者が合意に達したレビューまとめの最終版を、国際レビューの結果として本章に示す。既述の通り、本レビューは公開報告書「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」の第 4 章と第 7 章を対象として、9 名の国際的専門家へレビュー用に事前送付して実施した。レビュー結果は、コメントや意見と共に収集整理し、更にレビュー会議での議論を踏まえて改訂した。以下、レビューの結果を、原報告書の元の章番号、節番号、表題（イタリックで記載）を参照しまとめた。

3.1　原報告書第 4 章について

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

事故シーケンスグループと重要事故シーケンスの選定は、高速炉の安全上の特徴を考慮しつつ、確率論的リスク評価（PRA）から得られる洞察と高速炉重大事故に関する安全研究の知識ベースを考慮して、系統的、かつ網羅的になされており、重大事故の発生防止と影響緩和に関する基本的な考え方は妥当である。この選定過程では、PRA からの情報が重要となるが、その過程に内在する不確かさに対しては、細心の考慮が望まれる。

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

(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

プラントの内部事象に起因する事故シーケンスが、「もんじゅ」の設計上の特徴に特有のシーケンスも含め、網羅的 PRA と決定論的評価に基づいて系統的に特定されている。よって、事故シーケンスグループの選定方法と選定結果は、適切なものと判断する。これらは、例えば IAEA が整備した一連の安全基準のような、最新の国際標準にも基本的に適合するものである。

(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

外部事象に起因する事故シーケンスグループが、地震及び津波に関するイベントツリ

一分析の結果に基づき、適切に特定されている。全交流電源喪失（以下、SBO）シナリオを過酷外部ハザードの代表的事象進展の帰結として選定することは、全ての主要な外部起因事象に対処するためには妥当なものである。本レビューの対象外ではあるが、公開報告書の他の章に記載の考え方によれば、地震と津波以外の外部ハザードについても、同様に検討することとされている。

(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

局所事故や気泡炉心通過、或いはナトリウム漏洩や他のナトリウム反応事象は、SFR（sodium-cooled fast reactor）に固有の事故起因事象候補として重要であり、これらは事故の発生防止と影響緩和のための安全設計と共に、設計基準事故（DBA）の範疇で網羅的に扱われる。

ここでは重大事故を念頭に置いており、例えば集合体入口瞬時完全閉塞（TIB）のような、どちらかと言えば重大な局所事故の取扱いが論点となる。しかしながら、極度に仮想的な特性や極めて低い発生頻度に照らしてみると、このような事象を重大事故として位置づけることは不適切であると考えられる。したがって、TIB 事象は事故シーケンスグループからは実質的に除外できるものと判断され、この考え方は世界共通で採用されている最新の SFR 安全アプローチとも一致する。

各種局所事故シーケンスを代表し包絡する安全評価のために、TIB 事象を非機構論的、且つ決定論的な方法で、BDBA（設計基準外事故）の範疇に含める、と言うアプローチもあり得るかも知れないが、「もんじゅ」の場合、発生確率が無視できる程度に小さく、その影響は炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）事故に代表される全炉心事故に十分包絡されるので、事故シーケンスグループとしては選定する必要はない。

4.2.2　使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止

(1) 炉外燃料貯蔵槽（EVST）

EVST に関する事故シーケンスグループ選定の考え方と選定結果は、「もんじゅ」の設計上の特徴を踏まえており妥当である。すなわち、EVST 崩壊熱除去系の多重性と多様性を持たせた設計や、その妥当性を実証する事故解析結果を踏まえて同グループが選定されている。燃料移送中や取扱中の潜在的事象や臨界事故についても配慮されている。

(2) 燃料池

燃料池に関する事故シーケンスグループ選定の考え方と選定結果も、燃料池に移送される使用済み燃料の崩壊熱レベルは十分に低いため十分な猶予時間がある、と言う「もんじゅ」の設計上の特徴を踏まえており妥当である。

4.2.3　運転停止中原子炉内の燃料損傷防止

選定された事故シーケンスグループは、「もんじゅ」運転停止中の多種多様な事故を包含している。また、既往の設計対応は、それらシーケンスにおける燃料損傷を回避するに十分なものと判断する。

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

格納機能確保対策の有効性評価のための重要事故シーケンスの選定対象となる事故シーケンスグループは、内的、外的両事象に起因する多種多様な事故を包含しており、著しい炉心損傷の発生防止対策評価のために選定されたものと本質的には同一であるので、妥当である。SFR に特有の設計上の特徴や事象進展も考慮されている。

(2) 重要事故シーケンスの選定

(a) 原子炉停止機能喪失（ATWS）

ATWS に分類される 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 つの事故グループに対し、評価すべき重要事故シーケンスを、系統的、且つ整合性を以て適切に特定している。重要事故シーケンスの選定方法と選定結果は、妥当と判断する。「もんじゅ」での ULOHS 事故については、炉心損傷防止対策の強化のために、新たなインターロックの追加が提案されている。典型的な ULOHS における比較的長い猶予時間と相まって、この新たな設計対策により、同事故グループは実質上十分に除外できる。

(b) 原子炉容器液位確保機能喪失（LORL）及び崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）

LOHRS 事象に分類される原子炉容器液位確保機能喪失（LORL）及び崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）の二つの事故グループに対し、評価すべき重要事故シーケンスを、系統的、且つ整合性を以て適切に特定している。なお、SBO 事故は、炉心冷却喪失に繋

がるので、PLOHS グループに含まれる点に留意すべきである。

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

著しい炉心損傷の設計防止対策とその有効性評価のための全体的アプローチは、SFR 特有の設計上の特徴を適切に考慮しており、適切なものと判断する。SFR において炉心損傷に至り得る重要事故シーケンスが適切に選定されている。

著しい炉心損傷防止のためには、原子炉停止系と崩壊熱除去系に多重性又は多様性及び独立性を持たせることが、決定的に重要である。外部電源喪失を想定しても、少なくとも一つの系統が確実に起動しなければならない。また、崩壊熱除去系は、外部ハザードに起因する事故シーケンスにおいても、その機能を失わないことが要求される。

「もんじゅ」における崩壊熱除去喪失の防止対策は、著しい炉心損傷回避のために幅広い起因事象に対して単相のナトリウムによる自然循環が可能と言う利点を活用することで、信頼性の高い安全機能を有する。「もんじゅ」が有する安全設計上の特徴は、既に実施済みの蓄電池や手動操作などの追加的対策と相俟って、自然循環モードへの自動的な移行を確実なものとし、また同時に設計基準を上回るレベルの外部事象に対する追加的な防護層を提供するものとなっている。

4.3.2　使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止

使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷設計防止対策とその有効性評価のための全体的アプローチは、強制循環及び自然循環からなる多様な冷却材循環モードを有する「もんじゅ」の設計上の特徴を適切に考慮しており、適切なものと判断する。設計基準外の事故シーケンスにおける燃料損傷防止には、自然循環が有効であるが、例えば空気冷却器を補助的な可搬型ブロワにて冷却するなどの追加的なアクシデントマネジメント策を策定することは、「もんじゅ」における防止対策の多様性を更に強化するものである。

4.3.3　運転停止中原子炉内の燃料損傷防止

運転停止中の著しい炉心損傷防止対策は、炉心損傷回避に十分なものと判断する。

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（ATWS）

(1) 基本的な考え方

格納機能確保の評価に対し、ATWS 事象の代表として ULOF 事象を考慮すると言う基本的な考え方は、SFR に関して国際的にも広く実践されている安全評価アプローチに一致するものと判断する。また、SFR の固有の安全特性を最大限活用して、損傷炉心物質の炉容器内保持に重点を置いた格納機能確保が最も重要なアプローチであることは共通認識となっている。

(2) 最も確からしい事象進展

SFR では炉心がその最大反応度体系では無いため、炉心物質の移動（再配置）が、正の反応度効果を及ぼし得る。また、炉心中心領域では冷却材ボイド反応度が正になる点にも配慮が必要である。歴史的には、再臨界事象及びその結果生ずる機械的エネルギー放出の潜在的可能性が、SFR における最大の安全上の懸念となっている。過去数十年、この分野において重要な進歩は、機構論的解析コードの開発と CABRI 及び EAGLE 実験による新たな実験的知見の獲得である。最新の解析コードを用い、最も確からしい想定で解析すると、事故進展は即発臨界に至らず機械的エネルギー放出も殆ど無いと言う、非常に穏やかなものとなり、これが ATWS の最も確からしい事象進展である。

(3) 最も確からしい事象進展に重要な因子の不確定性が与える影響の評価

ATWS 解析に使用される最新技術レベルの解析コードでは、「もんじゅ」炉心及び冷却系を詳細且つ精密にモデル化することができ、事故進展における様々な物理現象を模擬することができる。設計基準事故解析とは異なり、重大事故解析では保守的な想定は必ずしも要求されないが、特に燃料損傷以降に起きる事象に関しては比較的大きな不確かさが残っていることを認識すべきである。よって、これらの不確かさの影響の評価は、評価結果の信頼性と頑健性のために非常に重要である。

不確かさの範囲は、最新知見を反映して合理化されるべきではあるが、その範囲内において、機械的、熱的影響の両面から評価することになる。前者については、再臨界事象が起きるとする上限包絡シナリオにおいても、原子炉冷却材バウンダリの健全性は維持されることが確認されている。熱的影響については、損傷炉心物質が炉容器内の炉心

下部構造物上に安定に保持され得る、と評価されている。この炉容器内保持（IVR）シナリオは、低圧系で熱輸送特性に優れた単相ナトリウムを冷却材として使用する SFR 固有の安全で信頼性の高い崩壊熱除去能力を反映したものとなっている。

4.4.2　除熱機能喪失事象関係（LOHRS）

(1) 基本的な考え方

炉心損傷防止による格納機能確保のために多重の対策を設けて LOHRS 型事象に対処すると言う基本的考え方は適切である。「もんじゅ」においては、炉心損傷防止対策に失敗した際には、更に追加的なバックアップ対策を講じて炉心損傷を防止し、格納機能確保のために原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持することが重要である。

(2) 事故シーケンス

LOHRS 型事象における格納機能確保の考え方では、補助冷却系（ACS）を用いた自然循環及びメンテナンス冷却系を利用した除熱を含め、多重の対策を採用している。これら複数の対策は、炉心損傷及び原子炉冷却材バウンダリ破損に対して、DBA 緩和対策の失敗時においても、信頼性の高い適切な防護策となっている。これらより、LOHRS 型事象に対する格納機能確保の考え方は妥当なものとなる。

(3) 格納機能確保の考え方の整理

SFR に固有の設計上の特徴や格納機能確保の鍵となる設計上の対策が適切に考慮されている。SFR においては、LOHRS 型事象における炉心損傷までの長い猶予時間により、大きな安全余裕があり、それ故、複数の防護対策により炉心損傷を防止することで、原子炉冷却材バウンダリ破損回避による格納機能確保が可能である。高圧系である軽水炉とは対照的に、SFR ではガードベッセルにより炉心冷却に必要な液位レベルの維持が可能であり、格納機能維持のための圧力逃し弁システムや再循環ユニットなどの設備は不要である。

SBO 事故については、現実に東京電力福島第一発電所で発生した重大事故であり、また最も代表的な LOHRS 型シーケンスの一つであるが、複数の冷却経路の内、SFR では一つでも利用可能であれば、格納機能喪失に至る可能性は極めて低い。

(4) 重大事故（SA）時における計装の考え方

重大事故時における計装の考え方については、重大事故の進展に則した意思決定のために適切な対策が示されている。重大事故時における計装については、中央制御室だけでなく緊急時対策所においても使用できるようにすることを推奨する。

3.2　原報告書第 7 章について

7.　安全確保の考え方

要求事項　1

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。

本要求は基本的要求事項であり、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の設計及びその運用に対する一般的、且つ包括的な安全確保の枠組みを規定するものとして適切であり、第 4 世代 SFR のために整備された安全設計クライテリアとも整合している。

要求事項　2

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。

原子炉停止能力に関し、多重性又は多様性及び独立性を以てこれを確保するよう要求することは妥当である。この安全上の要求事項は、通常運転時、想定される運転上の異常時、及び事故時において、大きな安全余裕をもって原子炉を迅速、且つ確実に停止させるに十分な能力を持つ二つの独立した原子炉停止系により、適切に満足される。

要求事項　3

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。

深層防護のレベル 3 における崩壊熱除去系に対する要求事項が、SFR の特徴も踏まえた上で、適切に記述されている。多重性又は多様性及び独立性、及び所要のナトリウム・インベントリ確保の重要性を明記するよう推奨する。

要求事項　4

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。

内部火災、内部溢水に対する本要求は、共通要因故障に起因する安全機能喪失を防止してプラントの安全性を向上させることとなるので、適切である。この要求を満足させるためには、安全対策の有効性評価が必要であり、また必要に応じて追加対策を講ずることが求められる。

要求事項　5

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。

この要求は、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、十分な安全対策を講ずるよう要求するものであるので、適切である。また、設計基準を超える重大事故への進展の可能性につき評価し、必要に応じて追加的対策を実施するよう要求している。併せて、1 次系ナトリウム漏えいについても、不活性雰囲気化などの重大事故への進展防止対策を要求するよう推奨する。消火作業などの対応手順においては、ナトリウムの化学反応により発生する有毒物質の影響にも配慮すべきである。

要求事項　6

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。

PRA から得られる洞察と事象進展の評価結果を考慮して、ATWS 及び LOHRS に対して有効な AM 策を、ハード、ソフトの両面から系統的に要求することは、妥当である。

要求事項　7

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。

SFR の設計上の特徴を考慮すれば、ATWS 事象の発生を防止するために、多重性と独立性のある、それ故信頼性の高い原子炉停止系を要求することは、妥当と判断する。事象進展を緩和し、それによって炉容器内保持を達成して格納機能を確保するために、ハード、ソフトの両面から成る AM 策を適切に講ずるべきである。

要求事項　8

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。

LOHRS 型事象に対する AM 策についての要求を、SFR の設計上の特徴に配慮しつつ、適切に規定している。幅広い温度領域でナトリウムが単相であること、自然循環による崩壊熱除去が実現可能であること、及び十分な猶予時間があること、などの SFR 固有の利点を活用することにより、有効な AM 策を策定することで安全性を向上させることができる。なお、複数のナトリウム漏洩事象発生に際して、サイフォンブレーク操作に失敗した場合の AM 策も講ずるよう推奨する。

要求事項　9

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。

この要求は、SFR 固有の安全上の特徴的利点を考慮しており、妥当である。

著しい炉心損傷が避けられない ULOF 事故に代表される ATWS 事象については、事故進展中における機械的、熱的影響により格納機能が脅かされる可能性がある。炉心内での機械的エネルギー放出により炉上部遮蔽プラグから噴出したナトリウムの燃焼が格納容器（CV）圧力を上昇させることは、最新知見に基づく事象シーケンスの詳細検討によると懸案事項では無い。熱的影響については、幅広い温度範囲で液相であり高い熱伝達能力を持つナトリウム固有の利点を、事象進展の詳細検討において最大限利用する

ことができる。その結果、溶融炉心物質の原子炉容器内保持（IVR）を達成することで格納機能を確保するというアプローチは、SFR においては適切かつ妥当であり、格納機能確保方策の有効性評価においては、必ずしも原子炉容器破損を前提とする必要は無い。それ故に、不確かさを考慮に入れて事象進展を正確に評価することが重要となる。

LOHRS 型事象については、例えば SFR では系統圧力が低く、原子炉冷却材バウンダリ破損に対して、ガードベッセルのような設計対策により炉心冷却に必要な液位維持が可能な点が SFR の利点である。著しい炉心損傷に至るまでの大きな猶予時間や崩壊熱除去についての多重性を持った設計対策、さらに自然循環による固有で信頼性の高い熱除去や、メンテナンス冷却系の利用などの追加的な AM 策を考慮すれば、LOHRS 型事象が炉容器破損に至り、さらに格納機能喪失に至る可能性は、実質上除外できる。

要求事項　10

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。

東京電力福島事故から得られた教訓を反映し、PRA を利用して外部事象のリスクを評価し、設計対策を策定して、設計基準外事象に対する AM 策を講ずるよう要求することは、適切である。複数の連続したハザード（例えば地震と津波）や外部事象に引き続く共通要因故障、などの複雑なシナリオを評価することについても、追加的配慮をすべきである。評価に際しては、外部事象のプラント自体への影響だけでなく、同様に影響を受けるであろうサイトを取り巻くインフラ全体への影響にも配慮すべきである。また、自然ハザードだけでなく、外部の産業施設からのハザードも必要に応じ考慮に入れるよう推奨する。

要求事項　11

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。

航空機衝突やその他テロ攻撃が、炉心冷却や格納機能などの安全機能の喪失に及ぼす影響につき検討する必要性が、AM 策の有効性やサイト固有の条件にも配慮しつつ、発生防止及び影響緩和対策の実施も含めて、適切に特定されている。

安全と核セキュリティに関する設計の評価手法を調和させることが必要であり、これ

は将来の原子力プラントの総合的な安全性向上のための明確な目的の一つとして、国際的合意となっている。

要求事項　12

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。

東京電力福島事故を反映し、安全性向上対策の一環として水素爆発に対する適切な AM 策を講ずるとする考え方は、設計基準外のナトリウム化学反応から水素が発生する可能性を考慮すれば適切である。ただし、大規模な水素発生は SFR 炉心では起こらないため、そのような AM 策は SFR では必ずしも必要では無いことも認識される。

要求事項　13

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。

本要求は、SFR の設計上の特徴を考慮すれば、使用済燃料貯蔵槽における燃料破損防止対策として適切である。

要求事項　14

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。

中央制御室及び緊急時対策所の居住性評価に際して、LWR とは異なる、SFR の事故における事象進展の特徴に鑑みたソースタームを想定することは適切である。共通要因による中央制御室及び緊急時対策所の同時機能喪失を回避するため、両者の独立性に関する追加的要求を含めることが必要である。

要求事項　15

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。

本要求は、重大事故時における原子炉及びプラント状態の監視のために、適切な機器を設置する必要性を的確に特定している。IVR の達成は、既設の様々な計測機器により確認可能である。

要求事項　16

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。

本要求は、安全の確保及びその継続的改善に関する一般的アプローチとして適切である。すなわち、SFR プラントに固有の AM 策につき、その実施、改善、及び向上に関する十分な配慮がなされている。AM 策は、炉心損傷の発生防止と影響緩和、格納容器健全性維持、及びサイト外放射能放出量の最小化のため、運転員に対する重大事故（SA）対処指針を提供するとの目的に則り、プラント固有の SA 対処指針（SAMG）として入念に策定すべきである。そのような指針については、運転経験や最新知見に基づいて定期的に評価するよう要求するのが適切である。LWR 向けの国際的安全基準に従い、SAMG に加えて緊急時操作手順（EOP）を運転員向けに作成すべきである。

４．結言

公開報告書「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」のレビューが主導的な国際的専門家によって行われた。主なレビュー結果は、以下の通りである。

(1) 事故シーケンスグループと重要事故シーケンスの選定が、PRA から得られる洞察を適切に考慮しつつ系統的、且つ網羅的に実施されており、重大事故の発生防止と影響緩和に対する基本的考え方は妥当なものであることが国際レビュー者間で合意された。

(2) 「もんじゅ」における ATWS 事象の機械的・熱的影響が、様々な不確かさも考慮して適切に評価されている。機械的影響については、再臨界事象が起きるとする上限包絡シナリオにおいても、結果として放出される機械的エネルギーに対して原子炉冷却材バウンダリの健全性が確保されるものと確認されている。熱的影響としては、損傷炉心物質が炉容器内の下部炉心構造物上に保持されるものと評価されている。この IVR シナリオは、高速炉の持つ固有の安全性と信頼性の高い崩壊熱除去能力を反映したものであり、高速炉安全における最新のアプローチにも一致する。

(3) 高速炉における LOHRS 型事象では、炉心損傷に至るまでの長い猶予時間によって大きな安全余裕が確保され、補助冷却系による自然循環やメンテナンス冷却系の利用による熱除去を含めた複数の炉心損傷防止対策が可能となっている。高速炉では系統圧力が低いため、ガードベッセルにより炉心冷却に必要な冷却材液位が十分確保できる。これらのことから、「もんじゅ」の格納機能確保を炉心損傷防止により達成する考え方は妥当である。

(4) 外部事象に対する要求事項は、東京電力福島事故の教訓を反映して、設計基準を超える外部事象に対し、その事象の影響、並びに高速炉の構造物、系統及び機器の耐性と設計上の特徴を考慮しつつ、PRA によるアプローチを利用して設計対策を講じ、AM 策を策定することとしており、妥当なものである。

謝　辞

本国際レビューに積極的にご参加頂いた国際専門家から貴重な貢献と好意的なご協力を頂いたことに対して、深く感謝する。本国際レビューはこれら専門家の献身的な助力と努力無くしては不可能であった。

参考文献

１）　(編) もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会，高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方，JAEA-Evaluation 2014-005，2014，275p.

付録 1

レビュー者一覧表

氏名	国名	所属1	所属2	肩書
Ammirabile Luca	EU	EC 共同研究センター (EC/JRC)	原子炉安全評価ユニット	プロジェクトリーダー、科学官
Tsige Tamirat Haileyesus	EU	EC 共同研究センター (EC/JRC)	原子炉安全評価ユニット	主席責任者、科学官
Liu Yizhe	中国	中国原子能科学研究院 (CIAE)	高速炉研究設計部設計課	次長
Ren Lixia	中国	中国原子能科学研究院 (CIAE)	高速炉研究設計部	部長
Dufour Philippe	仏国	原子力・代替エネルギー庁（CEA)	原子力エネルギー部門、研究炉部、革新的設備研究領域	ナトリウム冷却高速炉の科学アドバイザー
Kang Seok-Hun	韓国	韓国原子力研究所 (KAERI)	ナトリウム冷却高速炉炉心設計部	主任研究員
Lee Tae-Ho	韓国	韓国原子力研究所 (KAERI)		主幹研究員
Ashurko Yury	露国	物理エネルギー研究所 (IPPE)	原子炉・熱物理研究所	所長
Sofu Tanju	米国	アルゴンヌ国立研究所 (ANL)	原子力工学局、工学解析部	部長

付録 2

「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」報告書抜粋

原報告書[1)]（JAEA-Evaluation 2014-005）「高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方」の４章と７章の英訳資料を次ページより添付する。

（なお、本邦訳資料においては、邦文の原報告書[1)]が公開されているため、添付を行わないこととする。）

付録 3

レビュー者からのコメント

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

深層防護概念レベル 4 に対応する設計基準外事故についての基本的な考え方と評価方法

基本的考え方と手順は、良く定義されている。

基本的な設計の考え方と(5)項事象に対する評価手順は、適切である。

基本的な考え方と設計基準外事故（BDBA）の評価手順に則り、事故シーケンスグループと重要事故シーケンスの選定、損傷防止対策の特定と損傷防止策の有効性評価に対して、確率論的リスク評価（PRA）に基づく洞察を踏まえた適切な配慮をしている。不確かさの影響についても、考慮されている。

重大事故の発生防止と影響緩和に対する考え方を、深層防護の枠組の中で説明しており、炉心損傷及び格納機能喪失に至る事故シーケンスの特定方法を良く説明している。

解析は、PRA 検討結果に強く依存する。一般論として、想定する起因事象は、工学的判断と決定論的評価及び確率論的評価の組み合わせに基づいて特定されるべきである。それらは、構築物、系統及び構成機器の予見し得るあらゆる故障・破損を網羅すべきである。また、誤操作や内的・外的ハザード（地震や津波だけでなく）から起こり得る（可能性のある）不具合も包含しなければならない。それも、定格出力、低出力、或いは炉停止状態（燃料取扱操作も含めて）に拘わらず想定すべきである。

設計では、二つの独立した即応炉停止系が設置されている。しかも、それぞれが他の系統が不作動でも、予測される異常な過渡変化を終息させられる機能を有しなければならないとされている。これらの系統は、可能な限り機能的に多様な信号により作動されるべきである。想定される共通要因故障により炉停止系が機能不全となる可能性を最小化すべく、機器の多様性を設計に持たせるべきである。中性子吸収集合体の設計、制御棒駆動機構の設計、及び切り離しと挿入方式が違ったものとなるよう考えるべきである。

「もんじゅ」安全解析に採用された基本的考え方は、次の手順を想定している。
(1) 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炉心損傷防止策の特定
(4) 重要事故シーケンスに対する発生防止策の有効性評価
そのため、重要事故シーケンスは、PRA に基づき選定され（例えば、燃料集合体断面の瞬時完全流路閉塞（TIB）事故は、その低発生確率に照らして排除される）、炉心損傷防止対策は、重要事故シーケンスが他の事故シーケンスを包含するものと仮定して、同シーケン

スに対してのみ特定される。
レビュー者の考えでは、解析は代表的 BDBA だけでなく、技術的に実現可能性ある全ての BDBA について実施すべきであり、発生防止対策の有効性も、全ての BDBA に対して評価すべきである。

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

(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

事故シーケンスグループを、適切に選定している。

「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮した系統的アプローチである。

プラント内部事象に起因する事故シーケンスグループを、網羅的 PRA に基づいて決めている。高速炉において炉心損傷に至る事故シーケンスグループを、レベル 1-PRA の結果に基づき、適切に特定している。これらは現在の高速炉安全評価における国際的な考え方とも完全に一致するものである。

内部事象につき、網羅的 PRA に基づく事故シーケンスの選定を十分に説明している。結果として特定された原子炉停止機能喪失（ATWS）や原子炉容器液位確保機能喪失（LORL）、崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）は、考慮すべき多種多様な内部事象を十分に包絡している。

再度言うが、想定する起因事象は、工学的判断と決定論的評価及び確率論的評価の組み合わせに基づいて特定すべきである。

(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

事故シーケンスグループを、適切に選定している。

同上（「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮した系統的アプローチである）。

事故シーケンスグループの選定に採用された方法には、首尾一貫性があると思われる。

プラント外部事象に起因する事故シーケンスグループを、地震と津波に関するイベントツリー解析の結果に基づき選定している。後続の選定アプローチにより、適切な事故シーケンスグループを特定している。

外部事象に起因する事故シーケンスの選定につき、十分に概説している。また、あらゆる主要な外部起因事象に対応するための代表事象として（地震及び津波事象の両方によりディーゼル発電機が機能喪失する可能性が比較的高いことに鑑み）、全交流電源喪失（SBO）を選定することは、適切であり妥当である。

全ての溢水事象に津波を含める事や、過酷な気象事象（台風、雪、氷など）を追加する事が、有効かも知れない。

(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

候補については、適切に検討し選定している。

発生可能性のある起因事象についての考察に基づき、瞬時完全集合体流路閉塞（TIB）と大規模気泡炉心通過を排除している事は、極めて合理的である。

選定された起因事象は、炉心損傷防止対策の有効性評価に適切なものである。瞬時全集合体流路閉塞や大規模気泡炉心通過を実質上除外できると考える判断は、現状の高速炉安全性へのアプローチにも合致するものである。

「もんじゅ」で採用済みの設計上の特徴から、発生の可能性が非常に小さいとして、瞬時全集合体流路閉塞や大規模気泡炉心通過シナリオを排除することについては、レビュー者としても全く同意する。

レビュー者としては、大規模集合体流路閉塞が他国で事故シーケンスグループとして選定されているかどうか、それを提示する情報を追加するよう進言したい。

格納機能の確保の観点から、大規模ナトリウム火災につき記載すべきと考える（ナトリウム火災は、格納容器設計基準として利用できる）。

TIB 事故の確率は著しく低いが、しかし対応することはできる。よって、「もんじゅ」でこの事故の影響を解析する事は、同事故に対する自己防護性を評価するのには合理的であろう。

4.2.2 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止

(1) EVST

事故シーケンスグループを、適切に選定している。

事故シーケンスグループの選定は、「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮すれば適切である。

想定された事故シーケンスグループは、「もんじゅ」の EVST 内での燃料破損防止評価に対して適切なものである。

EVST には多重性（三つの独立したナトリウム強制循環冷却系）と、自然循環に依拠すると言う柔軟性があり、崩壊熱除去能力には頑健性がある。タンク外側を囲む外容器により、ナトリウム液位確保にも十分な対策を講じている。

新燃料及び使用済み燃料の貯蔵配置については、減速材の混入や運転員による誤装荷なども想定して、事故状態でも未臨界を維持できる適切な余裕を持たせるべきである。

全ての通常運転、及び運転員の過誤を考慮した事故状態に対して、全面的な臨界安全性評価を実施すべきである。燃料組成が変わった場合には、この評価をやり直すべきである。

乾式で、或いはナトリウム中に有意な量の燃料が貯蔵される燃料輸送ルート領域では、消火設備には水、またはその他の中性子減速に有効な物質を使用すべきではない。

(2) 燃料池

事故シーケンスグループを、適切に選定している。

同上（事故シーケンスグループの選定は、「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮すれば適切である）。

想定された事故シーケンスグループは、「もんじゅ」の使用済み燃料貯蔵プールにおける燃料破損防止評価に対して適切である。

燃料池には十分は猶予時間があり、また弁固着による水漏洩の懸念について適切に対応している。

壁面からの漏洩を事故として考慮している兆候が見られない。

4.2.3　運転停止中原子炉内の燃料損傷防止

運転停止中の事故シーケンスグループの想定

事故シーケンスグループを、適切に選定している。

同上（事故シーケンスグループの選定は、「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮すれば適切である）。

事故シーケンスグループの選定で採用された方法には、首尾一貫性があると思われる。

想定された事故シーケンスグループは、炉停止中に炉内装荷された燃料損傷防止評価に対し適切である。

反応度投入、冷却材漏洩、崩壊熱除去喪失、SBO は、「もんじゅ」がメンテナンス中に経験し得る広範囲な脅威を適切に包絡しており、また、これらのシナリオにおける燃料破損は、対応可能な設計対策により十分回避し得るものとなっている。

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

事故シーケンスグループを、適切な方法で適切に選定している。

首尾一貫性のあるアプローチである。

事故シーケンスグループの選定に採用された方法には、首尾一貫性があると思われる。

事故シーケンスグループは、炉心損傷に対するものと同じであり、格納機能確保対策の有効性評価に対し適切なものである。

著しい炉心損傷に至る事故シーケンスだけが、格納機能への脅威として特定されている。

レビュー者としては、大規模ナトリウム火災についても、格納容器の耐性が期待される広範な脅威に含めるべきと感じられる。

(2) 重要事故シーケンスの選定

(a) 原子炉停止機能喪失（ATWS）

事故シーケンスグループを、適切な方法により適切に選定している。

「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮した系統的アプローチである。

事故シーケンスグループの選定に採用された方法には、首尾一貫性があると思われる。

ATWS 事象に対する重要事故シーケンスグループの選定は、現在の高速炉安全評価の慣行に沿ったものである。解析、及びその結果は、現在の高速炉安全性アプローチの慣行に合致するものである。

選定された事象（ULOF, UTOP, ULOHS）は、広範な ATWS を適切に包絡している。

(b) 原子炉容器液位確保機能喪失（LORL）及び崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）/ 除熱機能喪失（LOHRS）

事故シーケンスグループを、適切な方法で適切に選定している。

同上（「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮した系統的アプローチ）。

事故シーケンスグループの選定に採用された方法には、首尾一貫性があると思われる。

LOHRS 事象に対する重要事故シーケンスグループの選定は、現在の高速炉安全評価の慣行

に沿ったものである。

炉容器内液位確保及び崩壊熱除去の機能喪失に至る起因事象に対して、代表的な事故シーケンスとなっている。

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

考え方は、良く定義されている。

炉心損傷防止対策と要求事項は、「もんじゅ」の設計上の特徴を考えれば適切である。

著しい炉心損傷防止の考え方は、高速炉に固有の特徴を考慮しつつ、軽水炉安全審査指針に沿ったものとなっている。重大事故シーケンスを選定し、事象進展を解析して、対策の有効性が評価されている。

主に、3 ループの内、少なくとも 1 ループによる自然循環崩壊熱の確実な除去や、ナトリウム・インベントリの維持、凍結防止用ナトリウム予熱系や、継続的状態監視、などに基づく発生防止対策を、幅広い起因事象に対して、著しい炉心損傷が十分確実に回避できるように講ずるべきである。蓄電池や手動操作による自然循環への確実な移行や、「もんじゅ」の安全上の特徴、例えばサイフォン・ブレーク操作、可搬型電源車の配備、緊急時アクセスルートの確保などの緊急時対応手順は、外的事象に対して設計基準を超えるレベルでの確実性を提供する追加的防護層（レイヤー）を付加する対策となっている。

崩壊熱除去系の多様性と多重性については、全ての所要補修業務や補給品も含めて、個々の故障状態についての信頼性要求に適合させるべきであり、また、そのためには、要求される信頼性に対して適切な比率で寄与するような、それぞれの経路（ルート）を利用すべきである。

崩壊熱除去系は、他の潜在的に悪影響を及ぼし得る系統とは物理的に隔離し、それらの系統の故障の影響や、内的或いは外的ハザードにより、崩壊熱除去が悪影響を受けることがないよう防止すべきである。

崩壊熱除去系の設計では自然循環を促進するべきである。自然循環による崩壊熱除去は運転開始の段階で適切に試験すべきである。

4.3.2　使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止

考え方は、良く定義されている。

同上（「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮すれば、設計防止対策と要求事項は適切）。

使用済燃料の損傷防止対策は、現在の高速炉における安全確保の考え方にも整合するものと思われる。

EVST に関する使用済燃料の損傷防止対策についての考え方は、軽水炉についての安全審査指針と同等なものとなっている。

4.3.3　運転停止中原子炉内の燃料損傷防止

考え方は、良く定義されている。

同上（設計防止対策と要求事項は、「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮すれば適切である）。

炉停止中の炉内貯蔵燃料に対する損傷防止対策は、現在の高速炉における安全確保の考え方に整合するものと思われる。

炉停止中の炉内貯蔵燃料に対する損傷防止対策についての考え方は、軽水炉安全審査指針と同等のものとなっている。

防止対策として、炉を未臨界状態に維持し（不用意な反応度投入リスクを排除し）、崩壊熱除去を促進する液位レベルにナトリウム冷却材を維持して、自然循環を促進することにより、炉停止中の炉心損傷に対して頑健で十分な回避能力を持たせている。

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（ATWS）

(1) 基本的な考え方

基本的考え方は、良く定義されている。

評価の対象と事象進展は、酸化物燃料に典型的なものとなっている。

格納機能確保の評価に関して ULOF を ATWS 事象の代表とする基本的考え方は、高速炉の安全評価で確立されたアプローチに沿ったものである。事故進展の評価では、最も厳しい条件を考慮しつつ、炉容器内保持（IVR）が実現可能である事を提示している。IVR の実現可能性は、適切なアクシデント・マネジメント策を確立する事で更に向上できる。

(2) 最も確からしい事象進展

事象進展の特定は適切である。

事故進展は、最新の現象の理解に整合するものと考えられる。

一連の事故進展、すなわち起因過程、遷移過程、事故後物質再配置、及び事故後熱除去過程が、即発再臨界と機械的エネルギー放出無しで推移するとことは最新の現象の理解に合致するものである。

レビュー者としては、上記の各コメントに概説された事象進展は適切なものであると同意する。

(3) 最も確からしい事象進展に重要な因子の不確定性が与える影響の評価

不確かさを適切な方法によって正当に評価している。

不確かさの影響に関する評価に首尾一貫性があると思われる。

ATWS に関する最も確からしい事象進展につき、支配的要因の不確かさが与える影響を評価する事は、結果の保守性を高めるものである。

ATWS 事象に対する「もんじゅ」の応答を、最新の手法/コードにより評価している。燃料溶融に至る事故に対して、「もんじゅ」炉心と 1 次冷却系のモデル化手法（アプローチ）は、十分に詳細以上のものであり、許認可での安全審査において要求される基準に達している。解析結果の妥当性については、炉内試験に基づくデータにより確認されている。さらに、不確かさの影響も考慮している。これらの解析結果から導かれた結論は、レビュー者が「もんじゅ」のような頑健なプラントに対して期待する通りのものとなっている。

4.4.2　除熱機能喪失事象関係（LOHRS）

(1) 基本的な考え方

考え方は良く定義されている。

LOHRS に対処すべく、多重な対策を講ずると言う戦略は適切である。

LOHRS 事象に対する格納機能確保対策について、報告書に記載の基本的考え方は適切である。焦点となるのは、炉心損傷防止対策の失敗を想定して、追加的設備により崩壊熱を除去する事により、原子炉容器の健全性を確保する事である。

DBA 緩和対策の失敗と炉心損傷防止対策の失敗を想定しても、格納機能を確保すると言う基本的アプローチは、適切と言うよりそれ以上のものである。そのような事象シーケンスの発生頻度は、通常、残余のリスクの範疇に入る事故の閾値よりずっと低くなる。

メンテナンス冷却系は、中央制御室だけでなく緊急時対策所からも作動させられるようにしておくべきである。

(2) 事故シーケンス

考え方は、良く定義されている。

「もんじゅ」の設計に対しては、LOHRS に対する多重の対策が、炉心損傷と炉容器破損を防止するのに有効と考えられる。

LOHRS 型事象につき格納機能確保の為に取られたアプローチは、現在の高速炉における安全確保の考え方とも整合するものと思われる。

LOHRS 型事象についての格納機能確保の為の考え方では、補助冷却系を利用した自然循環とメンテナンス冷却系による熱除去など、多重の対策を採用している。これら多重の対策は、炉心損傷と炉容器破損に対して、例え DBA 緩和策が失敗した場合でも、高い信頼性での適切な発生防止策となっている。

提示された考え方は、例えばサイフォン・ブレークとか炉心冷却のための様々なモードや場など、種々の要因を含んでおり、考慮すべき二つの事象（漏洩による炉容器内液位喪失と崩壊熱除去能力喪失）を適切に包絡している。レビュー者としては、軽水炉と高速炉では格納容器構造の特徴が異なることに同意するものであり、高速炉の格納構造では、圧力逃し系や再循環ユニットは不要であることに同意する。また、レビュー者は、原子炉炉心がナトリウム中に維持され、炉心デブリ冷却達成の為に自然循環経路が利用できる限り、炉心支持構造物や 1 次冷却材バウンダリの破損は、実質上除外できることにも同意するものである。またレビュー者としては、水素爆発が「もんじゅ」格納容器への脅威になることは無いものと確信している。

(3) 格納機能確保の考え方の整理

まとめとしては良く書けている。

高速炉に固有で特有の設計上の特徴と、格納機能確保の為の IVR にとって鍵となる設計対策が、高圧系である軽水炉との対比において、適切に述べられている。

LOHRS 及び ATWS 事象では、格納容器への機械的負荷は存在しない。

格納機能確保のために取られたアプローチは、現在の高速炉における安全確保の考え方とも整合するものと思われる。

高速炉では、LOHRS 型事象における炉心損傷までの猶予時間には、大きな安全余裕がある。多重の防護対策により、炉心損傷と炉容器破損は回避できる。多重性のある対策を準備しておくことで、安全余裕は更に拡大する。記載された考え方は、格納機能確保に対して適切である。

レビュー者としては、重大事故に対して多重の対策を講ずることにより、1 次系冷却材バウンダリ破損を回避して、格納機能を達成する、と言うアプローチの採用に同意するものである。

「これはナトリウムが幅広い温度範囲で液相であることによる」とあるが、重要なのは、ナトリウムの沸点では無く、炉容器の耐性を確保できる温度である。

(4) 重大事故（SA）時における計装の考え方

考え方は、良く定義されている。

全体としての計測整備の方針は、SA 進展状況の把握に適切なものである。

重大事故時の計装と状況把握についての考え方は、事故進展状況に関する工学的判断に適切な手段を提供するものである。

標準的な計装に加え、ナトリウム漏洩に備えて炉容器内のナトリウム液面を監視したり、燃料破損の指標としての遅発中性子検出器を用いることにより、炉容器内保持（IVR）の達成を十分に確証できる。

SA 時の計装と監視については、中央制御室だけでなく、緊急時対策所からも可能とするよう推奨する。

7. 安全確保の考え方

要求事項 1

全体的な安全及び信頼性目標に対処するために適切な、一般的設計要求事項である。

この要求は、合理的に達成し得る最高レベルの安全性を、設計において達成させるものである。この最高レベルの安全性は、事故防止と影響緩和の為の深層防護の考え方を実行に移す事により、安全目標に整合させつつ達成できる。この要求は、第 4 世代高速炉（Gen-IV SFRs）の安全設計基準（SDC）における基準 6 と 7 に等価なものである。

同意できるかどうかは、何が社会的に受容し得るのかに依存する。被ばく限度については、社会的に受容し得る値では無く、規制上の要求値が基準とされるべきである。

安全性レベルを向上させる幾つかの特性については、出来うる限り網羅的にリスクを特定する必要がある。基本的安全機能の充足性を阻害し得るあらゆるリスクを特定しなければならない。個別の対応の失敗に引き続く潜在的な短いシーケンスの排除も要求される。重大な結果に至るシーケンス、安全な状況を復活させ得る如何なる可能性も無いシーケンスを排除しなければならない。物理パラメータの逸脱から重大事故に至る潜在的「クリフエッジ効果」の除外も必要である。事故状況下での適切な猶予時間の確保も必要となる。また、プラント損傷状態の総発生頻度へ、過大に寄与する重大なシーケンスを無くす事も要求される。

要求事項 2

これは高速炉における典型的な設計要求である。

この要求は、「もんじゅ」に設置されている二つの炉停止系により適切に満足される。これらの炉停止系は、運転中、及び事故状態において、独立に十分な安全余裕をもって原子炉を確実に停止させるに十分な機能を有している。

DBA に対して多重性と独立性を持った炉停止能力を保証するよう要求する事は、妥当である。
しかしながら、軽水炉がホウ酸水注入系により達成しているような形での独立性を要求することは、規範に囚われ過ぎであろう。レビュー者としては、「もんじゅ」の炉停止系は安全目標達成に十分なものである、との考えを共有する。

要求の範囲を、制御棒に限定すると言うよりも、多重性、多様性、独立性、隔離性、信頼性、試験可能性などを考慮した、原子炉保護系全体にまで拡張した方が良いと考えられる。

要求事項 3

「もんじゅ」の三つの崩壊熱除去系は、炉心崩壊熱除去について多重性のある対応を可能とするものである。崩壊熱は、強制循環によっても 2 次系から空気へと放出される。更に、1 次系、2 次系両方の自然循環による崩壊熱除去能力も実現が可能なものである。

DBA に対して崩壊熱除去を保証するよう要求することは妥当である。崩壊熱除去系が、軽水炉で使用されているような高圧注水系（ECCS）とは異なる点は重要である。

崩壊熱除去系の多重性、多様性、独立性については、一般的設計要求事項として要求する必要があろう。

能動的な崩壊熱除去系は多様性と独立性の考え方に従って設備を設置すべきである。

ナトリウム漏洩の検知、2 次系のナトリウムインベントリの十分な保持、及び漏洩ループの隔離を確実にする為の適切な対策が必要である。

本要求事項 3 の記述「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」は、どちらかと言えば一般論である。レビュー者の考えでは、次のような要求の方がより適切である。「単一故障で機能喪失することが無いよう、多重性、多様性、独立性の考え方に沿って、崩壊熱除去系を設置すること。」

要求事項 4

共通要因故障（CCF）を防止する為の火災及び溢水に対する適切な設計要求である。

共通要因故障を回避する為に、火災及び溢水に対する対策の確保を要求する事は妥当である。

火災と内部溢水に対するアプローチは、共通要因故障により引き起こされる安全機能喪失を防止し、プラントの安全対策を向上させる事を目指すものとなっている。内部溢水の影響に対する評価が必要である。

要求事項 5

ナトリウム漏洩とナトリウム・水反応（SWR）に対する、事後措置も含めた適切な設計要求事項となっている。

設計基準対策は、漏洩検出やナトリウム・水反応の緩和も含めて、ナトリウムの特殊性に適切な配慮をしている。

高速炉に独特の事項として、ナトリウム冷却材の（化学的）活性に対処するよう要求する事は、妥当である。

有毒な環境での消火作業を考慮した適切な AM 策を講ずるべきである。

BDBA における適切な対策と必要に応じた追加的な対策を確立するための評価が必要である。

本要求事項 5 には、現行の 1 次冷却系におけるナトリウム漏えい対策の有効性についての配慮を含めるよう推奨する。

要求事項 6

第 4 章での議論を踏まえた適切な設計要求事項となっている。

事故シーケンスグループを、網羅的 PRA に基づいて特定している。ATWS と LOHRS の影響評価、防止対策の特定、防護対策の有効性評価を、適切に実施したものとなっている。更に、適切な AM の導入必要性も認識されている。

要求事項 7

「もんじゅ」については、十分な安全余裕がある。

「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮した適切な設計要求事項である。PWR では、補助給水とホウ酸水注入に加え、ATWS 対策として炉停止の為の多様な防護系（安全系グレードでは無い）を採用している。

ATWS 事象は、複数の多重で多様な安全対策が、多重に失敗した結果としてのみ発生する。発生頻度低減のための防止対策への設計上の配慮、影響緩和のための設計対策、及び IVR のための AM 手順が、安全上の要求事項を満足すべく確認されている。

ATWS 事象がどの程度早く進展するかは、事象に依存する（ULOHS では、ULOF に比べて著しく長時間を要するかも知れない）。

高速炉における ATWS 事象は、その炉心特性に起因して非常に速く進展する事を考慮すべきであると記述されているが、「非常に速く」と言うのは言い過ぎかも知れない。

ATWS については、極めて低い失敗率（$<10^{-6}$／年）のプラント保護系（PPS）或いは炉停止系とする事が、設計上の鍵となる。これは、二つの独立した早く作動するシステムにより達成され、それぞれ(1)多様な検出器、(2)多様なロジック、及び(3)多様な電気回路、を採用すべきである。また、それぞれが独立した多様な中性子吸収体を作動させるものであるべきである。一方、十分に高い信頼性（或いは低い失敗率）が達成できず、また実証もできない場合は、1 次系健全性、燃料健全性、格納容器健全性、長期的な崩壊熱除去と未臨界維持、及び事故の影響緩和システムが設計において考慮すべき重要な判断基準となるのではないか。

ULOF 事故では、炉心燃料集合体中心部だけでなく、集合体上端部でもナトリウムが沸点以上に加熱されることに注目すべきである。

要求事項 8

LOHRS に対する AM 策について、「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮した適切な設計要求となっている。

LOHRS 事象に対して、高い信頼性を持つ AM 策の重要性につき、適切な配慮をしている。幾つかの AM 策については、改善の必要性を特定している。広範囲の温度領域で単相であるナトリウムの存在や、自然循環による崩壊熱除去の実現可能性、並びにそれによる長期の猶予時間、などの高速炉の特徴を考慮すれば、効果的な AM 策を設けることが、安全性の大幅な改善に寄与するであろう。
サイフォン・ブレーク操作に失敗した場合の AM 策を策定しておくよう推奨する。

要求事項 9

格納機能確保において高速炉の炉容器内保持（IVR）を位置づけた適切な設計要求である。

LOHRS に対する重大な炉心損傷までの長い猶予時間と、自然循環による崩壊熱除去の可能性を考慮すれば、多重の AM 策の実施は、溶融炉心物質による炉容器（RV）破損の可能性を実質上除外できる。ATWS 事象については、炉心損傷防止対策を適切に考慮している。事象進展と RV への負荷、IVR の実現可能性の精緻な評価の必要性が不確かさの影響を考慮して認識されている。

要求事項 10

福島事故から得られた教訓を反映した、自然現象に対する防護に関する適切な一般的設計要求事項である。

PRA を利用したリスク評価に基づき、十分な安全余裕をもって、設計基準としての外的事象対応の妥当性を検討するよう考慮されている。また、新たな知識や知見を反映した多重で多様な AM 策を講ずる為に、DBA を超えるハザードの可能性も調査する事が含まれている。これらのアプローチは、現在の高速炉における安全確保の考え方とも合致するものである。

原子力プラントの首尾一貫した安全評価にとって、自然ハザードの徹底的な解析はその中枢をなす。追加的な注意を払うべきなのは、自然ハザード発生後の共通要因故障も含めて、複数の連続したハザード（例えば、地震＋火災）を含む複雑なシナリオを評価する事である。評価では、自然災害のプラント自体への影響だけでなく、同様に影響を受けそうなサイト周辺のインフラ全体を考慮に入れるべきである。

要求事項 11

航空機衝突やその他のテロリストによる攻撃が炉心冷却と格納機能に関わる安全機能喪失に与える影響について、サイト固有の状況を考慮した適切な対策を検討する必要性があり、それを適切に特定している。

この要求事項には、航空機衝突に限定されず、セキュリティ上の懸念も含まれると思われる。

セキュリティに関する設計と安全評価手法の調和を図る必要性は、将来の原子力プラントの安全性向上の為に WENRA により策定された明確な目的のひとつに含まれている (WENRA Statement on Safety Objectives for new Nuclear Power Plants, November 2010)。
「O5.　安全と保安のインターフェイス：　安全対策とセキュリティ対策が統合的な方法で設計され実施されている事を保証すること。安全性とセキュリティ向上の共生が追及されるべきである。」
この目的の解釈については、Safety of new NPP designs － Study by the WENRA Reactor Harmonization Working Group RHWG March 2013 に WENRA が詳述している。

本要求事項 11 は、高速炉の安全性への潜在的な人為的外部影響に関するものであるが、外部の産業施設からの影響（インパクト）への配慮が含まれていない。要求事項 11 の最初の文章は、次の通り修文するよう推奨する。「外部の産業施設からの影響、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、重大事故の発生防止及び影響緩和策を講じること。」

要求事項 12

ナトリウム・水反応とナトリウム・コンクリート反応による水素発生防止対策についての適切な設計要求事項となっている。

高速炉では、大規模水素発生の懸念は存在しない。ナトリウム・コンクリート反応とナトリウム・水反応が、主要な水素発生源である。1 次系からの漏洩に対しては、ガードベッセル（GV）により、また床や壁を覆うライナーにより、ナトリウム・コンクリート間の接触が防止されている。ナトリウム燃焼は、機器の設置された部屋を不活性雰囲気化する事で防止されている。蒸気発生器（SG）内で発生した水素は、貯留タンクに排出される。これらの対策は、大規模な水素発生の防止に適切なものである。

レビュー者としては、水素爆発は「もんじゅ」格納容器に対する脅威にはならないと確信するものであり、この懸念に対する JAEA のアプローチに同意する。

高速炉には（このような要求事項は）必要無い。

要求事項 13

「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮した、使用済燃料貯蔵設備における燃料破損防止対策についての適切な設計要求事項となっている。

EVST 内での燃料破損防止の為に考えられた対策は適切である。

炉外燃料貯蔵槽と燃料池に対する要求事項は適切である。レビュー者としては、同要求事項に対応する為の JAEA のアプローチに同意するものである。

81 ページに記載の EVST と燃料池に関する機能要求の一覧に、追加項目 6 として次の要求を追加するよう推奨する。「EVST 及び燃料池では、使用済み燃料の崩壊熱除去失敗に至る緊急時液面レベル以下に液面が低下しないよう防止すること。」

要求事項 14

アクシデント・マネジメントの為の制御室の居住性についての適切な設計要求事項となっている。

制御室と緊急時対策所の居住性を確保する為に、適切な配慮をしている。

中央制御室と緊急時対策所の居住性に対応する要求事項は適切である。レビュー者としては、同要求事項に対応する為の JAEA のアプローチに同意するものである。

高速炉における事象進展は、軽水炉とは異なる。

AM 策では、プラント状態の監視計装系が使えない潜在的可能性に配慮すべきである。

この要求事項には、共通原因による中央制御室と緊急時対策所の同時機能喪失を排除できるよう、中央制御室と緊急時対策所の十分な独立性についての追加的要求を含めるべきと考える。

要求事項 15

SA 時のプラント状態監視と計測機器についての適切な設計要求事項となっている。

SA 時に原子炉とプラントを監視する為には適切な機器を設置する必要があり、それが適切に特定されている。

重大事故時には炉心と 1 次冷却材バウンダリを監視する必要があり、それへの対応を要求する事は妥当である。レビュー者としては、同要求事項に対応する為の JAEA のアプローチに同意するものである。

重大事故時に炉心状態を知る事は容易では無い。報告書に記載のように、IVR の達成は、ナトリウム液面計、温度計、接触型ナトリウム漏洩検出器、サンプリング型漏洩検出器で確認する事ができる。炉心状態については、これらの検出器によって確認できるかも知れない。

要求事項 16

一般的な AM 策についての適切な設計要求事項となっている。

プラントに固有の AM 策の策定と実施、すなわち、炉心損傷の緩和や、格納容器健全性の維持、並びにサイト外放射能放出の最小化の為の SA への対処について、運転員用の指針を提供すると言う目的に則り、プラントに固有の重大事故対処指針（SAMG）を整備することについて、適切な配慮をしている。

頑健性のある重大事故対処システムと指針への対応を要求する事は、妥当である。レビュー者としては、同要求事項に対応する為の JAEA のアプローチに同意するものである。

AM は、重大事故に対する補完的対策に過ぎない。

高速炉に対する安全上の要求事項についての全体を通じたご意見、又はコメント

このレビューは、報告書に提示された情報に基づいている。ここで提示した観点は、純粋にレビュー者の視点である。

ここで提示したコメントは、レビュー者の高速炉技術についての知識と経験に基づくものである。「もんじゅ」の安全解析書に関する詳細な知識が無いので、幾つかのコメントは、冗長なもの（重複している）かも知れない。
報告書に提示されたアプローチは、系統的なものであり、正当に裏付けられている。放射性物質は、全ての状態について、すなわち通常状態でも事故状態でも、炉心損傷状態も含めたプラント運転の全状態について、確実に格納すべきである。格納容器バイパスのリスクを制御する事と重大事故条件下における格納容器の性能については、特に注意を払うべきである。1 次系の機械的エネルギー放出への耐性や、建物の挙動、並びに補助システムの有効性にも注意が必要である。

BDBA に関する規制の枠組みは、米国においても未だ確立されていない。米国原子力規制委員会（NRC）には、追加的故障を想定した、設計基準事故よりも厳しい事故に耐えられるよう、プラントの耐性を向上させる事によって安全性を改善するべく、工学的判断や運転経験、決定論的、及び確率論的評価に基づいて、新たな要求事項（規制基準）を策定する権限がある。しかしながら、NRC は、これを限定的条件、すなわち全交流電源喪失（SBO）、原子炉停止機能喪失（ATWS）、及び或る種の外的脅威、例えば航空機衝突、爆発、火災、などの条件に対してしか策定していない。NRC としては、(SECY-13-0132)からの推奨事項を設計拡張（Design Extension (DE)）要求事項として公式に認定する事を考慮しつつある。10 CFR Part 52 に基づき建設・運転一括許可（COL：combined license）を取得しようとする申請者は、当該条件を特定し、最終安全解析報告書（Final Safety Analysis Report）においてそれらに対応しなければならない。NRC 職員によるこれら要求事項への適合性評価は、標準的審査計画（Standard Review Plan's ）の「新型炉のための確率論的リスク評価と重大事故評価（"Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation for New Reactors."）」に従って実施される。報告書の要求事項 6 から 11 は、この NRC のアプローチに整合するものと思える。

考慮すべき全ての BDBA に関して、発生防止対策とその他の AM 策の充足性につき、優先順位を付けることが有用であろう。

付録 4

レビュー評価表

評価　5　：全くそう思う。
4　：どちらかと言えばそう思う。
3　：どちらとも言えない。
2　：どちらかと言えばそう思わない。
1　：全くそう思わない。

番号	章・節・小節番号	評価項目	Ashurko (RU)	Dufour (FR)	Kang (KR)	Lee (KR)	Liu (CN)	Luca (EU)	Ren (CN)	Sofu (US)	Tamirat (EU)	平均
1	4.1	深層防護概念レベル 4 に対応する設計基準外事故についての基本的な考え方と評価方法	2	5	5	5	4	4	4	5	5	**4.3**
2	4.2.1	プラントの内部事象から抽出される事故シーケンスグループの選定方法と選定結果	4	5	4	5	5	4	4	4	5	**4.4**
3	4.2.1	地震・津波来襲から選定される事故シーケンスグループの選定方法と選定結果	5	4	5	5	5	4	4	5	5	**4.7**

番号	章・節・小節番号	評価項目	Ashurko (RU)	Dufour (FR)	Kang (KR)	Lee (KR)	Liu (CN)	Luca (EU)	Ren (CN)	Sofu (US)	Tamirat (EU)	平均
4	4.2.1	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	2	5	4	4	5	4	3	5	5	**4.1**
5	4.2.2	「もんじゅ」炉外燃料貯蔵槽の特徴を踏まえた事故シーケンスグループの想定	5	5	5	5	5	4	4	5	5	**4.8**
6	4.2.2	「もんじゅ」燃料池の特徴を踏まえた事故シーケンスグループの想定	5	4	5	5	5	5	4	5	5	**4.8**
7	4.2.3	運転停止中の事故シーケンスグループの想定	5	5	5	5	5	4	3	5	5	**4.7**
8	4.2.4	格納機能確保対策の有効性評価のための事故シーケンスグループの選定方法と選定結果	5	5	5	5	4	4	3	4	5	**4.4**
9	4.2.4	ATWS 事象に対する重要事故シーケンスの選定方法と選定結果	3	5	5	5	5	4	4	5	5	**4.6**
10	4.2.4	LOHRS 事象に対する重要事故シーケンスの選定方法と選定結果	5	5	5	5	5	4	4	5	5	**4.8**
11	4.3.1	炉心等の著しい損傷防止についての考え方	5	4	5	5	4	4	4	5	5	**4.6**

番号	章・節・小節番号	評価項目	Ashurko (RU)	Dufour (FR)	Kang (KR)	Lee (KR)	Liu (CN)	Luca (EU)	Ren (CN)	Sofu (US)	Tamirat (EU)	平均
12	4.3.2	使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止についての考え方	5	5	5	5	5	5	4	3	5	**4.7**
13	4.3.3	運転停止中原子炉内の燃料損傷防止についての考え方	5	5	5	5	4	5	4	5	5	**4.8**
14	4.4.1	原子炉停止機能喪失（ATWS）事象についての基本的な考え方	5	5	5	5	5	5	4	5	5	**4.9**
15	4.4.1	ATWS 事象に関する最も確からしい事象進展（起因過程、遷移過程、事故後物質再配置過程、事故後崩壊熱除去過程）	5	5	5	-	5	4	4	5	5	**4.8**
16	4.4.1	最も確からしい事象進展（起因過程、遷移過程、炉容器応答過程、事故後物質再配置過程、事故後崩壊熱除去過程）に重要な因子の不確定性が与える影響の評価方法と評価結果	5	4	4	-	5	4	4	5	5	**4.5**
17	4.4.2	除熱機能喪失（LOHRS）事象についての基本的な考え方	5	5	5	5	5	5	4	5	5	**4.9**
18	4.4.2	LOHRS 型事象時における格納機能確保の考え方	5	4	5	5	5	4	4	5	5	**4.7**

番号	章・節・小節番号	評価項目	Ashurko (RU)	Dufour (FR)	Kang (KR)	Lee (KR)	Liu (CN)	Luca (EU)	Ren (CN)	Sofu (US)	Tamirat (EU)	平均
19	4.4.2	高速炉における格納機能確保の考え方の整理結果	5	4	5	5	5	4	4	5	5	**4.7**
20	4.4.2	重大事故時における計装の考え方	5	5	5	5	5	5	5	5	5	**5.0**
21	7	要求事項 1	4	5		5	5	4	5	4	5	**4.6**
22	7	要求事項 2	5	5		3	5	4	5	4	5	**4.5**
23	7	要求事項 3	4	5		4	4	4	5	5	5	**4.5**
24	7	要求事項 4	4	5		5	5	5	5	5	5	**4.9**
25	7	要求事項 5	4	5		5	5	4	5	5	5	**4.8**
26	7	要求事項 6	5	5		5	4	4	5	4	5	**4.6**
27	7	要求事項 7	5	4		5	4	4	5	4	5	**4.5**
28	7	要求事項 8	4	5		5	5	5	5	4	5	**4.8**
29	7	要求事項 9	5	4		5	5	4	5	4	5	**4.6**
30	7	要求事項 10	5	5		5	5	5	5	4	5	**4.9**
31	7	要求事項 11	4	5		4	3	5	5	4	5	**4.4**
32	7	要求事項 12	5	5		5	3	5	3	5	5	**4.5**
33	7	要求事項 13	5	5		5	5	4	5	5	5	**4.9**
34	7	要求事項 14	4	5		5	5	5	5	5	5	**4.9**
35	7	要求事項 15	5	5		5	4	5	5	5	5	**4.9**
36	7	要求事項 16	5	5		5	4	4	5	5	5	**4.8**

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 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速さ，速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度，質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比体積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度[a]，濃度	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率[b]	（数字の）　1	1
比透磁率[b]	（数字の）　1	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	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン[b]	rad	1 [b]	m/m
立体角	ステラジアン[b]	sr[c]	1 [b]	m^2/m^2
周波数	ヘルツ[d]	Hz		s^{-1}
力	ニュートン	N		$m\ kg\ s^{-2}$
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m^2	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
仕事率，工率，放射束	ワット	W	J/s	$m^2\ kg\ s^{-3}$
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	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2\ kg\ s^{-3}\ A^{-2}$
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V	$m^{-2}\ kg^{-1}\ s^3\ A^2$
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
磁束密度	テスラ	T	Wb/m^2	$kg\ s^{-2}\ A^{-1}$
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	$m^2\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
セルシウス温度	セルシウス度[e]	℃		K
光束	ルーメン	lm	cd sr[c]	cd
照度	ルクス	lx	lm/m^2	$m^{-2}\ cd$
放射性核種の放射能[f]	ベクレル[d]	Bq		s^{-1}
吸収線量，比エネルギー分与，カーマ	グレイ	Gy	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
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[g]	Sv	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
酸素活性	カタール	kat		$s^{-1}\ mol$

(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	SI 基本単位による表し方
粘度	パスカル秒	Pa s	$m^{-1}\ kg\ s^{-1}$
力のモーメント	ニュートンメートル	N m	$m^2\ kg\ s^{-2}$
表面張力	ニュートン毎メートル	N/m	$kg\ s^{-2}$
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	$m\ m^{-1}\ s^{-1}=s^{-1}$
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s^2	$m\ m^{-1}\ s^{-2}=s^{-2}$
熱流密度，放射照度	ワット毎平方メートル	W/m^2	$kg\ s^{-3}$
熱容量，エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}$
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)	$m^2\ s^{-2}\ K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^2\ s^{-2}$
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	$m\ kg\ s^{-3}\ K^{-1}$
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m^3	$m^{-1}\ kg\ s^{-2}$
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	$m\ kg\ s^{-3}\ A^{-1}$
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m^3	$m^{-3}\ s\ A$
表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ s\ A$
電束密度，電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m^2	$m^{-2}\ s\ A$
誘電率	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3}\ kg^{-1}\ s^4\ A^2$
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m	$m\ kg\ s^{-2}\ A^{-2}$
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	$m^2\ kg\ s^{-2}\ mol^{-1}$
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)	$m^2\ kg\ s^{-2}\ K^{-1}\ mol^{-1}$
照射線量（X線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	$kg^{-1}\ s\ A$
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^2\ s^{-3}$
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=m^2\ kg\ s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2\ sr)$	$m^2\ m^{-2}\ kg\ s^{-3}=kg\ s^{-3}$
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m^3	$m^{-3}\ s^{-1}\ mol$

表５．SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^{-1}	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^{-2}	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^{-3}	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^{-6}	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^{-9}	ナノ	n
10^{9}	ギガ	G	10^{-12}	ピコ	p
10^{6}	メガ	M	10^{-15}	フェムト	f
10^{3}	キロ	k	10^{-18}	アト	a
10^{2}	ヘクト	h	10^{-21}	ゼプト	z
10^{1}	デカ	da	10^{-24}	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=60 s
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/10 800) rad
秒	”	1”=(1/60)’=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 $hm^2=10^4m^2$
リットル	L，l	1 L=1 l=1 $dm^3=10^3cm^3=10^{-3}m^3$
トン	t	1 t=10^3 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^{-19}J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10^{-27}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^{11}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=0.1MPa=100 kPa=10^5Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg≈133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10^{-10}m
海里	M	1 M=1852m
バーン	b	1 b=100fm^2=$(10^{-12}cm)^2$=$10^{-28}m^2$
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デシベル	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^{-7} J
ダイン	dyn	1 dyn=10^{-5}N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm^{-2}=0.1Pa s
ストークス	St	1 St =$1cm^2\ s^{-1}$=$10^{-4}m^2\ s^{-1}$
スチルブ	sb	1 sb =1cd cm^{-2}=10^4cd m^{-2}
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm^{-2} =10^4lx
ガル	Gal	1 Gal =1cm s^{-2}=$10^{-2}ms^{-2}$
マクスウエル	Mx	1 Mx = 1G cm^2=10^{-8}Wb
ガウス	G	1 G =1Mx cm^{-2} =10^{-4}T
エルステッド[a]	Oe	1 Oe ≙ $(10^3/4\pi)$A m^{-1}

(a) 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^{10}Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10^{-4}C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10^{-2}Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10^{-2}Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10^{-9}T
フェルミ		1 フェルミ=1 fm=10^{-15}m
メートル系カラット		1 メートル系カラット= 0.2 g = 2×10^{-4}kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリー	cal	1 cal=4.1858J（「15℃」カロリー），4.1868J（「IT」カロリー），4.184J（「熱化学」カロリー）
ミクロン	μ	1 μ =1μm=10^{-6}m

（第8版，2006年）