

もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会（第7回）

議事次第

日時：平成26年3月18日（火）15：20-17：00

場所：東京（田中田村町ビル）

1. 委員長挨拶、配布資料の確認、出席委員、前回議事録の確認
2. 議事
 - 1) 前回委員コメントと対応について
 - 2) 制御室及び緊急時対策所に関する被ばく評価の考え方について
 - 3) コメント回答：原子炉停止系の考え方
 - 4) その他

以 上

「もんじゅ」安全対策ピアレビュー委員会
第 6 回審議の議事内容（案）

平成 26 年 3 月 17 日

「もんじゅ」安全対策ピアレビュー委員会事務局

開催日時：平成 26 年 3 月 12 日（水）13：00～16：30

開催場所：田中田村町ビル 第 6A 会議室

出席者（敬称略）：

委員長 齋藤 伸三

委員長代理 岡本 孝司

委員 片岡 勲、一宮 正和、近藤 悟、杉山 憲一郎、村松 健、与能本 泰介

原子力機構 中井 良大、堺 公明、小野田 雄一、飛田 吉春、市川 健太、

月森 和之、森菌 孝次、村上 久友、浜田 広次 他

配付資料：

資料 6-1 前回議事録

資料 6-2 前回委員コメントと対応について

資料 6-3-1 格納機能確保のための重要事故シーケンスについて

資料 6-3-2 原子炉停止機能喪失事象対策と適合の考え方について

資料 6-3-3 除熱機能喪失事象対策の考え方について

資料 6-4 シビアアクシデント時の構造健全性判断基準について

資料 6-5 内部溢水及び内部火災に関する考え方

資料 6-6 第 4 回委員会のご質問回答（設備関係）

資料 6-7 コメント回答：ナトリウム炉特有事象

（無番） 「もんじゅ」実地調査結果

【議事内容】

I. 前回委員コメントと対応について （資料 6-2）

質問・コメントは無かった。

II. 格納機能確保のための重要事故シーケンスについて （資料 6-3-1）

①p. 11 の新規制基準 37 条について、本委員会としてはどのようなスタンスを取り、最終報告にまとめるかという点が重要である。

②(5)項事象で取り扱った事象は仮想的に実施した。案 2 で包絡性の確認を明確にすればよいと考える。

- ③規制委員会はハード対応のみを求めている。福島事故は IC の作動特性に気づかなかった運転経験の問題である。福島の教訓を生かした基準・対応であることを最終報告書に盛り込むべきである。
- ④(JAEA)SA の対策は設計基準を超えた第 4 層において、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。従来の(5)項は案 2 を基本とし、第 4 層の事象の包絡性で整理したい。
- ⑤(5)項事象で想定されている有り得ないことは包絡性を考えて対処するのが正しいアプローチである。発生確率 10^{-7} の信頼性は低い。
- ⑥従来の(5)項事象は 37 条の包絡性で議論し、56 条はなくすべきである。

III. ①原子炉停止機能喪失事象対策と適合の考え方について (資料 6-3-2)

- ①燃料破損に伴い放出される FP ガスがたまって ACS が機能しないシナリオも考えられるのではないか。
- ②原子炉容器の外面冷却により I VR できるとするとメルトスルーはない。概略でも放熱は検討しておいた方がよい。ACS で除熱できなくとも、配管放熱、炉容器外面等でかなり除熱できると思う。
- ③燃料とスチールとの溶け方について、燃料とスチールの不均一性はどうか？
→低圧プレナム移行直後は燃料もスチールも溶けていて層状化すると考えている。

IV. ②除熱機能喪失事象対策の考え方について (資料 6-3-3)

- ①深層防護の深さとして、DG の起動失敗を想定する必要がある。
→SA 1 として DG 起動失敗を想定した自然循環除熱がある。自然循環はロバスト性の高い対策であり、従来はこれだけで説明してきた。それに加えて、SA 2 として代替電源によるメンテナンス冷却系の強制循環除熱を検討している。
- ②SA 1 も含めて「除熱機能喪失事象対策の考え方」と題するこの資料にまとめるべきである。その際、自然循環を守る方策、頑強性、状態把握なども含めるべきである。
→電源車給電により計器を生かす対策がある。また、テスターを用いて盤で直接計測することもできる。自然循環については、手順書の整備や訓練が実施されている。
- ③この対策の説明の考え方は、PRA などで定量的な根拠を示すべきである。
- ④サイフォンブレイクに要する時間は？
→8 時間 + α である。ベント弁の固化したナトリウムの溶融に時間が掛かる。ヒータの増強により時間の短縮が可能である。
- ⑤東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえると固化しておくことが良いのか検討すべきである。

⑥漏洩箇所の特定はしているのか？ メンテナンスとの関係を考えて検討すべきである。

V. シビアアクシデント時の構造健全判断基準について (資料 6-4)

①格納容器は温度では無く、重要なのは圧力ではないのか？

→200℃を下回る条件での耐圧性を確認している。

②評価している圧力は何気圧くらいか？

→ゲージ圧で2、3気圧程度を見込んでいるが対策の評価は今後実施する。

③水素のリスクや水素が発生する事象の生じる頻度を整理する事が必要である。

→安全上の評価は実施中であるが、ここでは、それらに対する構造の判断基準を説明した。

④破断時間は、1桁余裕が有るのではないか？

→保守的な評価をしている。

⑤この評価はすべての事象をおさえていない。概念レベルの基準では無いか。

→一次応力が低くて温度が下まわれば、詳細解析は不要と考える。

⑥耐性の裕度をみているストレステストと理解する。シビアアクシデント時にどこが健全でどこがそうでないものを判断する基準と考える。

→SA 時の強度的な判断基準を説明している。

⑦全体の評価体系を示してほしい。

⑧地震荷重との組み合わせはどのように考えるのか？

→今後、整備していかなければならないと考える。

VI. 内部溢水及び内部火災に関する考え方 (資料 6-5)

①もんじゅ特有の点を説明すべきである。

②もんじゅの水を使えない中で、どのように消火設備を使い分けるのか等について検討が必要である。

③格納容器内で、運転中にケーブル火災が起きたらどうするのか？

→人による消火が困難なところには、遠隔操作で対応できるような設備を追加する必要がある。そこが禁水区域である場合は、水消火は行えず、ガス系消火設備を検討する必要がある。

④米国では防止対策として対応コストまで考慮して検討している。もんじゅでもそこまで考慮して検討して欲しい。

VII. 第4回委員会のご質問回答：設備関係 (資料 6-6)

質問・コメントは無かった。

VIII. コメント回答：ナトリウム炉特有事象（資料 6-7）

①全数本破断の評価にSWACSは使えるのか？ 水素が多量に発生する状況でも評価はできるか？ 実験の水リーク規模は？

→発生圧力は放出系の流動パターンで決まる。多数本破断の水リークでもこの流動パターンは変わらない。よって実験で検証されているSWACSでも適用可能と考える。特に、多数本破断では未反応水・蒸気存在により発生圧力を保守的に評価することになるので、現状評価でバウンダリの健全性が保てるという結論自体は変わらないと考えている。

IX. その他(委員現地視察等)

委員の現地視察報告については、時間がオーバーしたため、次回回しとなった。

今後の委員会の開催について、まだ、十分に議論が尽くされていないため、次回の第7回委員会後も委員会を継続したい旨委員長から提案があり、了承された。

以上

第6回委員コメントと対応について

日本原子力研究開発機構 FBR安全技術センター

1

第6回会合での主な委員コメントと対応事項(1/3)

委員コメント	対応
6-(1) 格納機能確保のための重要事故シーケンスについて	
6-(1)-1 (5)項事象のうち局所的燃料破損事象(LF)と1次主冷却系配管大口徑破損事象(LOPI)については、事象の包絡性から整理して提言していくべきである。	(5)項事象のLFとLOPIについては、「発生頻度が極めて低いと考えられる事象想定に鑑み、評価の目的は、影響の包絡性(例えば、ULOF時の炉心損傷との比較)の確認とし、その他の第37条の評価対象事象とは明確に区別する。」ことを報告書に記載する。
6-(1)-2 (5)項事象のうち1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象(ULOF)及び制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象(UTOP)については、56条ではなく37条として提言していくべきである。	ULOF及びUTOPについては、「第37条に基づいて炉心の著しい損傷の防止と格納機能の確保のための評価対象事象として抽出する。」ことを報告書に記載する。
6-(2) ①原子炉停止機能喪失事象対策と適合の考え方について	
6-(2)-1 炉心損傷後の冷却性評価は、より現実的な評価となるように配管放熱の効果等も検討していくべきである。また、ガス気泡のエントレインメントの影響等を評価するべきである。	拝承。炉心損傷後の冷却性に関する評価において留意して実施したい。
6-(2)-2 溶融燃料のデブリ化挙動は、現実的なモデルを検討するべきである。	拝承。デブリ化挙動の実験等も視野に入れて、評価を実施したい。

2

第6回会合での主な委員コメントと対応事項(2/3)

委員コメント	対応
6-(3) 除熱機能喪失事象対策の考え方について	
6-(3)-1 自然循環による炉心損傷防止策との関連において、対策を整理すべき。基準との整合のために格納機能確保対策とする必要はない。	拝承。LOHRS系事象の対策は、第2段階のSA対策も炉心損傷防止策であることを報告書に明記し、対策の位置づけを検討していきたい。
6-(3)-2 サイフォンブレイク操作は、操作時間の短縮策を検討すべき。その際、リスクを増大しないよう配慮することが重要である。	拝承。リスクを増大しない範囲において、対策の強化を検討したい。
6-(4) シビアアクシデント時の構造健全判断基準について	
6-(4)-1 構造健全性の判断基準はSA対策の有効性評価の観点等についての全体的な評価体系の整理が必要である。	SA対策の評価の観点から判断基準を設定しているが、報告書作成の際に留意したい。
6-(5) 内部溢水及び内部火災に関する考え方	
6-(5)-1 高速炉特有の対策に着目した検討が重要であり、具体策を示すべきである。	拝承。対策が必要な箇所の洗い出しを実施し、個々の対象箇所について、具体的な対策を構築していく。報告書にはより具体的な対策例を提示して行きたい。

3

第6回会合での主な委員コメントと対応事項(3/3)

委員コメント	対応
6-(6)コメント回答:ナトリウム炉特有事象	
6-(6)-1 SWACS コードの外挿性や評価モデルの現実性・妥当性について依然疑問があるので、説明を強化して欲しい。	拝承。再度観点を整理するとともに、報告書作成の際に留意したい。

4

中央制御室及び緊急時対策所の被ばく評価 に関する考え方について

日本原子力研究開発機構
高速増殖炉研究開発センター

内 容

1. 中央制御室、緊急時対策所の位置付け
- 2.もんじゅの被ばく評価における事象選定の考え方
3. 従来のもんじゅにおけるソースターム評価
4. 居住性評価のためのソースターム評価方針
 - 4.1 設計基準としての中央制御室評価
 - 4.2 重大事故時の中央制御室評価
 - 4.3 重大事故時の緊急時対策所評価
5. 重大事故時の被ばく経路イメージ
6. 重大事故評価の課題
7. まとめ

1. 中央制御室、緊急時対策所の位置付け

○中央制御室※1,2

設計基準事故やそれを超える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ができる機能を有する。

→格納容器の機能喪失までの対応(SA対策有効)

※1 研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 第37条

※2 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 第60条

○緊急時対策所※3

上記重大事故をさらに超える、大規模な放射性物質の放出を伴う事故が発生した場合においても、各種要員がとどまり、必要な指示または対処ができる機能を有する。

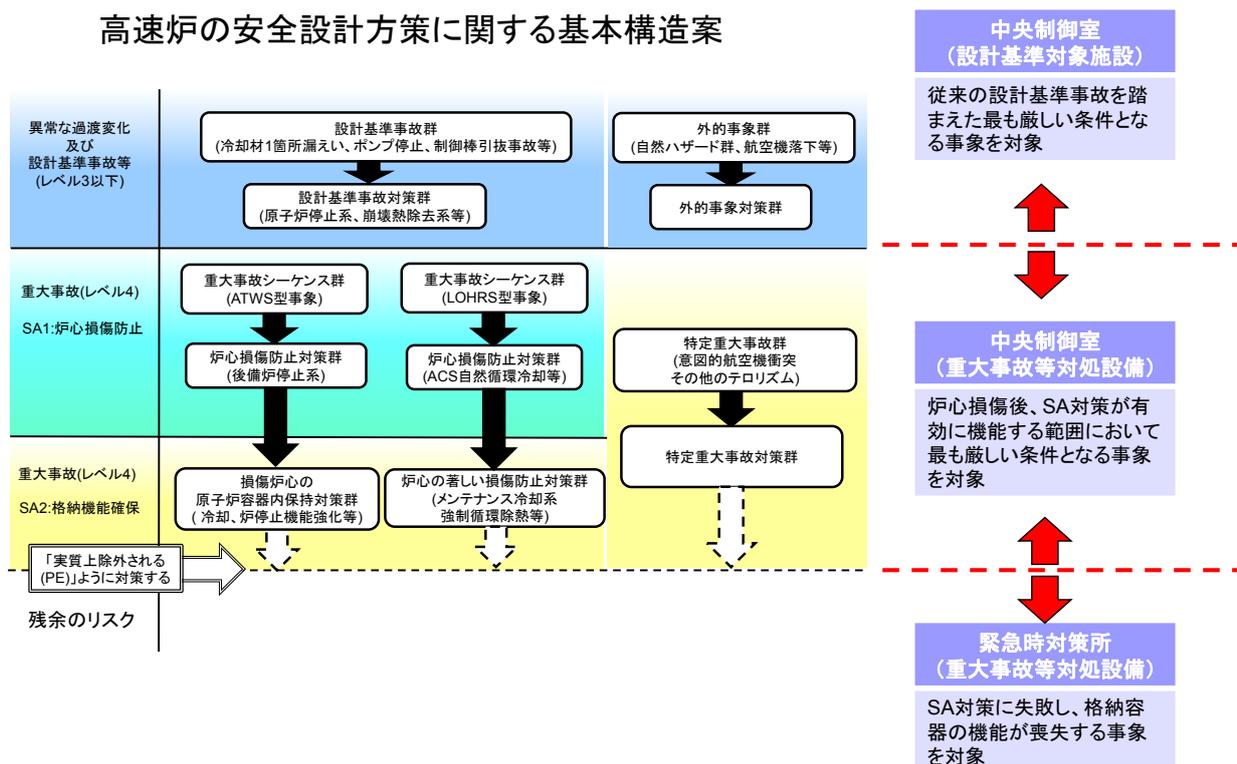
→格納容器の機能喪失後の対応(SA対策失敗)

※3 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 第62条

⇒考え方は軽水炉、高速炉問わず共通であると認識

2. もんじゅの被ばく評価における事象選定の考え方

高速炉の安全設計方針に関する基本構造案



3. 従来のもんじゅにおけるソースターム評価(1/3)

- 従来のもんじゅの安全評価(設置許可申請書 添付書類十)は、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」¹⁾に従い事象を選定し、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」²⁾を参考に、高速炉の特徴を踏まえたものとなっている。
 - 事故
 - 1次冷却材漏えい事故
 - 1次ナトリウム補助設備漏えい事故
 - 1次アルゴンガス漏えい事故
 - 燃料取替取扱事故
 - 気体廃棄物処理設備破損事故
 - 技術的に起こるとは考えられない事象((5)項事象)
 - 1次主冷却系配管大口径破損事象
 - 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象
 - 旧立地評価
 - 旧重大事故(1次冷却材漏えい事故、1次アルゴンガス漏えい事故)
 - 旧仮想事故

1) 昭和55年11月6日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日

2) 平成2年8月30日原子力安全委員会決定、一部改訂平成13年3月29日

3. 従来のもんじゅにおけるソースターム評価(2/3)

- 設計基準事故を超える事象の格納容器内放出量
 - 格納容器内への放射性物質の放出は、解析結果を踏まえ保守的に設定。
 - 「1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象」、旧「仮想事故」では、安全評価で求められる希ガス、よう素に加え、プルトニウムも大気中へ放出されるものとして評価。

	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径破損事象	・運転中1%燃料破損による分と事故により損傷した燃料被覆管からの放出分が冷却材中へ移行し、これらを含む冷却材が漏えいすることを想定 ・漏えいNa中希ガスの全量、燃焼Na中のよう素、その他FPの全量が雰囲気中へ移行
	1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象	・炉心損傷による冷却材の噴出に伴い、炉内存在量に対して1%の希ガス、よう素が格納容器床上へ放出 ・Pu、その他FPは、よう素の1/10(0.1%)が格納容器床上へ移行
旧立地評価	1次冷却材漏えい事故(旧重大事故)	・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%、その他:0.1%の割合で瞬時に格納容器床上へ移行するものとして評価
	1次アルゴンガス漏えい事故(旧重大事故)	・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
	旧仮想事故	・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 ・炉内存在量に対し、希ガス:100%、よう素:10%、Pu:1%、その他:1%の割合で瞬時に格納容器床上へ移行するものとして評価

3. 従来のもんじゅにおけるソースターム評価(3/3)

■ 放射性物質の大気放出過程

ナトリウムからカバーガスへの移行	<ul style="list-style-type: none"> ■ 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
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"> ■ よう素、プルトニウム、その他FP(Cs, Sr, etc.)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
格納容器雰囲気中での挙動	<ul style="list-style-type: none"> ■ よう素に対しては、ナトリウム燃焼実験に基づき、ガス状、エアロゾル状の形態割合を設定 ■ プルトニウム、その他FPに対しては、全てエアロゾル状を設定 ■ 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)を考慮
格納容器から大気中への放出	<ul style="list-style-type: none"> ■ ナトリウム燃焼解析に基づく格納容器漏えい率を保守的に設定 ■ アニュ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

⇒重大事故評価においてもFBRの特徴を踏まえ、これらの条件設定を行う必要がある。

4. 居住性評価のためのソースターム評価方針(1/3)

4.1 設計基準としての中央制御室評価

- **設計基準事故対象施設**として、設計基準事故等が発生した場合においても運転員が必要な期間、滞在可能なことを確認する。
- 中央制御室の重要性を考慮し、十分な保守性を持たせた評価を行う。
- 事故シナリオは従来安全評価に基づき保守的に設定する。
- 放射性物質の放出は従来安全評価の想定を踏襲する。
- 具体的には、旧仮想事故相当の評価を実施する。

4.2 重大事故時の中央制御室評価

- **重大事故等対処設備**として、重大事故が発生した場合においても、格納容器の機能を確保できるよう、運転員が必要な期間、滞在可能なことを確認する。
- SA対策が有効な範囲において、運転員の被ばくが最も厳しくなる重大事故シーケンスを評価対象とする(格納機能が確保される重大事故シーケンス)。

4. 居住性評価のためのソースターム評価方針(2/3)

4.2 重大事故時の中央制御室評価(続き)

- 想定される重大事故シーケンスは大別してATWS系事象とLOHRS系事象であり、これらのうち放出量が厳しくなる事故シナリオを選定する。

	ATWS系事象	LOHRS系事象
格納容器内への放射性物質の放出	炉心損傷後、遮へいプラグ間隙からのナトリウム噴出に伴う放射性物質の放出	炉心損傷後、核燃料物質の炉容器メルトスルーに伴う放射性物質の放出
炉心の損傷に至るまでの時間	LOHRS系に比べて短い(数十秒~数分)	ATWS系に比べて長い(数十時間)
アニュラス循環排気装置の作動	事故シナリオに依存	事故シナリオに依存
原子炉格納容器の加圧	ナトリウム噴出・スプレイ燃焼による加圧	ナトリウム燃焼、水素蓄積燃焼による加圧

- 現実的な評価として、大気中へ放出される核種には、従来の安全評価で考慮している希ガス、よう素に加え、Cs類、Te類等のFP核種や放射化Na、Pu等、FBR特有の核種も対象する。
- 大気中への放出過程においては、従来の安全評価同様、FBRの特徴を踏まえた評価とする。

重大事故時の評価対象核種

希ガス
 よう素
 Cs類, Te類, Ba類, etc.
 放射化Na, Pu, etc.

4. 居住性評価のためのソースターム評価方針(3/3)

4.3 重大事故時の緊急時対策所評価

- **重大事故等対処設備**として、格納容器の機能が喪失し、非管理放出の状態となった場合においても、必要な期間、各種要員がとどまることが可能なことを確認する。
- 上記のような事象として「福島第一原子力発電所事故(1F事故)」が挙げられるが、FBRの特徴を踏まえると、放射性物質の放出量等は**1F事故と同等**にはならない。

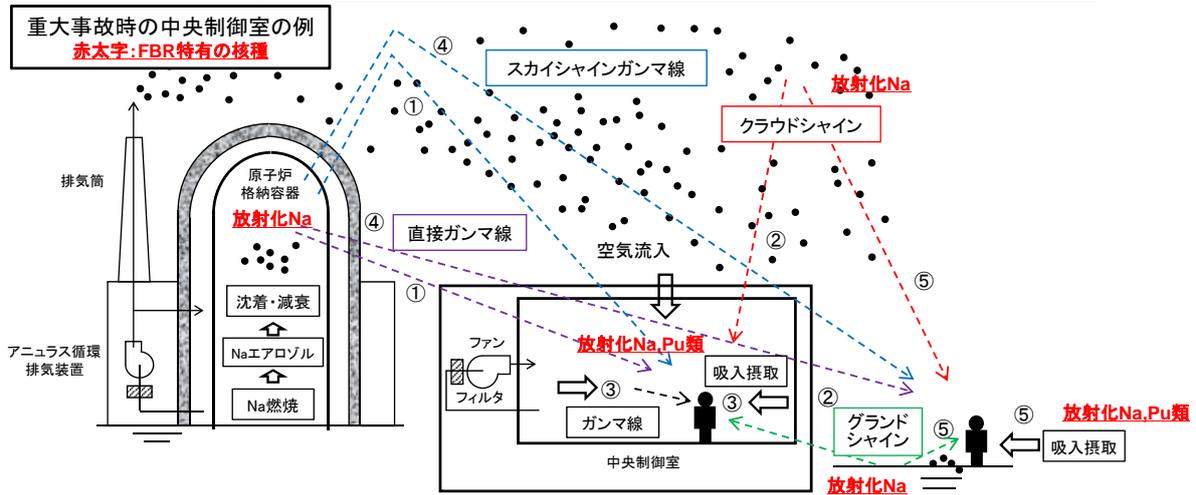
格納容器内線源の比較 (旧仮想事故)	
FBR	PWR
希ガス:100% よう素:10% プルトニウム:1% その他*:1%	希ガス:100% よう素:50% その他*:1%

※ 建物内ガンマ線源として考慮

- このことから、もんじゅの**1F事故に相当する**事象を評価する必要がある。
- 具体的には、重大事故シーケンスにおいて格納機能が喪失する場合を想定して評価する。
- 大気中への放出過程においてはFBRの特徴を踏まえるとともに、重大事故時の中央制御室評価と同様、希ガス、よう素以外の核種も評価対象とする。

5. 重大事故時の被ばく経路イメージ

室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく (クラウドシャイン及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく)
	③外気からの中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による被ばく (吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による被ばく (直接及びスカイシャインガンマ線による外部被ばく)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく (クラウドシャイン及びグランドシャインガンマ線による外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)



6. 重大事故評価の課題(1/2)

	評価事象	ソースタームの評価
中央制御室 (設計基準)	旧仮想事故相当	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉運転中の燃料破損、あるいは事象進展に伴う炉心損傷をベースに格納容器内線源を設定 DBAの事故シナリオに保守性を持たせて大気中への放出量を評価
中央制御室 (重大事故)	LOHRS系事象 ATWS系事象	<ul style="list-style-type: none"> SA対策が有効な範囲で現実的に評価。 もんじゅでは炉心は損傷しないか、あるいは炉心が損傷してもIVRが達成される方針。 ⇒放射性物質の放出量が小さく見込まれる可能性がある。 ⇒SA対策の有効性評価において、放射性物質の放出量を確認するため(従来の立地評価に相当)、これと整合させる必要がある。
緊急時対策所 (重大事故)	格納機能が喪失する事象	<ul style="list-style-type: none"> SA対策の失敗によって格納機能が喪失し、非管理放出となった状態を評価。 ⇒もんじゅの1F事故に相当する事象をどのように選定するか。

6. 重大事故評価の課題(2/2)

【案1】

	評価事象	事故シナリオ	ソースタームの評価
中央制御室 (設計基準)	旧仮想事故相当	従来の安全評価の範囲にあるシナリオ	・ 旧仮想事故相当の評価。
中央制御室 (重大事故)	LOHRS系事象 ATWS系事象	SA対策が有効な範囲において、放出量が厳しくなるシナリオ	・ PSA評価から格納機能が確保される場合の放射性物質の放出が大きい事故シーケンスを抽出し、放出量等の評価。
緊急時対策所 (重大事故)	格納機能が喪失する事象	SA対策に全て失敗した場合のシナリオ	・ PSA評価から格納機能が喪失する場合を抽出して放出量等の評価。

【案2】

	評価事象	事故シナリオ	ソースタームの評価
中央制御室 (設計基準)	旧仮想事故相当	従来の安全評価の範囲にあるシナリオ	・ 旧仮想事故相当の評価。
中央制御室 (重大事故)	LOHRS系事象 ATWS系事象	SA対策が有効な範囲において、放出量が厳しくなるシナリオ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 従来の安全評価を踏まえ、格納容器内への放出量は旧仮想事故相当に包絡されるものとし、重大事故シナリオに沿って放出量等の評価。 ・ ただし、現実的な評価とするため、大気中への放出核種にCs類、放射化Na等を加える。
緊急時対策所 (重大事故)	格納機能が喪失する事象	SA対策に全て失敗した場合のシナリオ	・ PSA評価から格納機能が喪失する場合を抽出して放出量等の評価。

13

7. まとめ

1. 中央制御室、緊急時対策所の被ばく評価においては、従来の安全評価と同様、もんじゅの特徴を踏まえたソースタームを使用する。
2. 重大事故時のソースターム評価は、保守的かつ現実的な評価とする。
 - 希ガス、よう素以外の核種を大気中への放出核種に加えて評価する。
 - PSA評価をベースに代表性のある事象を選定するなど、保守的かつ現実的な評価とする。

14

(コメント回答) 原子炉停止系の考え方



日本原子力研究開発機構
高速増殖炉研究開発センター

1

「原子炉停止系の考え方」(第2回委員会)に 対するコメント

- 制御棒駆動機構の実証試験での共通要因故障の
分析と、故障頻度の評価
- 制御棒駆動機構の故障頻度を踏まえた、原子炉停
止機構の信頼性評価

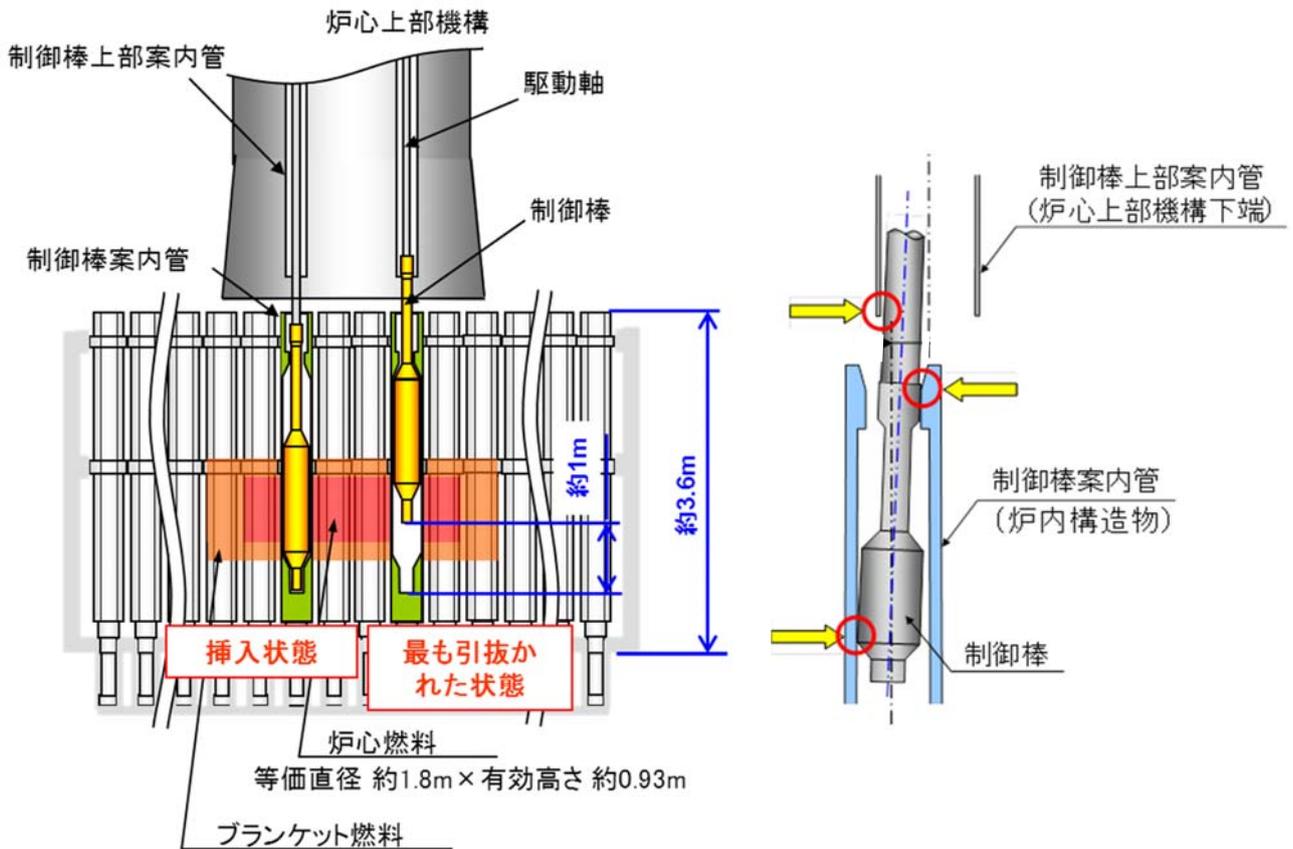


[目次]

1. 制御棒と案内管の位置関係
2. 共通要因故障と防止対策(検討例)
3. 制御棒駆動機構の試験
4. 原子炉停止系の信頼性解析

2

1. 制御棒と案内管の位置関係図



2. 共通原因故障と防止対策(検討例)

分類	要因(例)	防止対策(例)
環境に起因	<ul style="list-style-type: none"> ・自然現象(地震、落雷) ・機械的要因(落下物) ・熱的要因(火災) 	<ul style="list-style-type: none"> ・耐震設計、避雷設備 ・システムの物理的分離 ・適切なケーブル選定と配線
共通のエネルギー源 or 信号源に起因	<ul style="list-style-type: none"> ・共通電源 ・共通信号源 	<ul style="list-style-type: none"> ・フェイルセーフ、独立性(電氣的、物理的) ・耐電源変動(電圧、周波数)設計 ・非共用化
設計ミス	<ul style="list-style-type: none"> ・共通の検出原理、信号処理 	<ul style="list-style-type: none"> ・検出変量の多様性
製造・工事ミス	(同左)	<ul style="list-style-type: none"> ・実績のある計器、技術の使用 ・作業工程管理
運転、保守・補修ミス	(同左)	<ul style="list-style-type: none"> ・自動化、誤操作防止対策(インターロック、警報) ・作業管理

3. 制御棒駆動機構の試験

(1) スクラム試験概要（水中とNa中）

(2) Na中スクラム試験（結果例）

5

3. 制御棒駆動機構の試験

(1) スクラム試験結果（水中&Na中）

- 水中試験 : 5,671回
- ナトリウム中試験 : 10,572回
- 合計 : 16,243回

- Na温度
 - Na流量
 - 加速ガス圧力
 - スクラム開始位置
 - 偏心量
- （静的試験、動的試験）



- 結果は全てスクラム挿入に成功している。
- 統計処理により、スクラム失敗確率を算出。



C/R駆動機構1本の挿入失敗確率は、以下の通り。

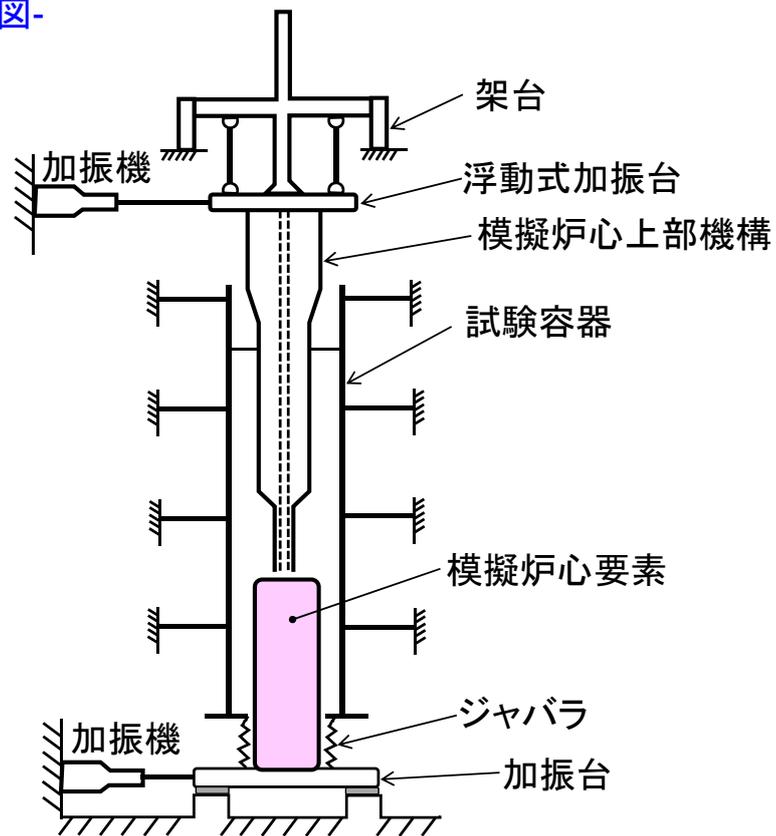
$1.8 \times 10^{-4} / \text{demand}$ （95%信頼水準）

6

3. 制御棒駆動機構の試験

(2) Na中スクラム試験（結果例）[1/4]

-振動試験装置の概念図-

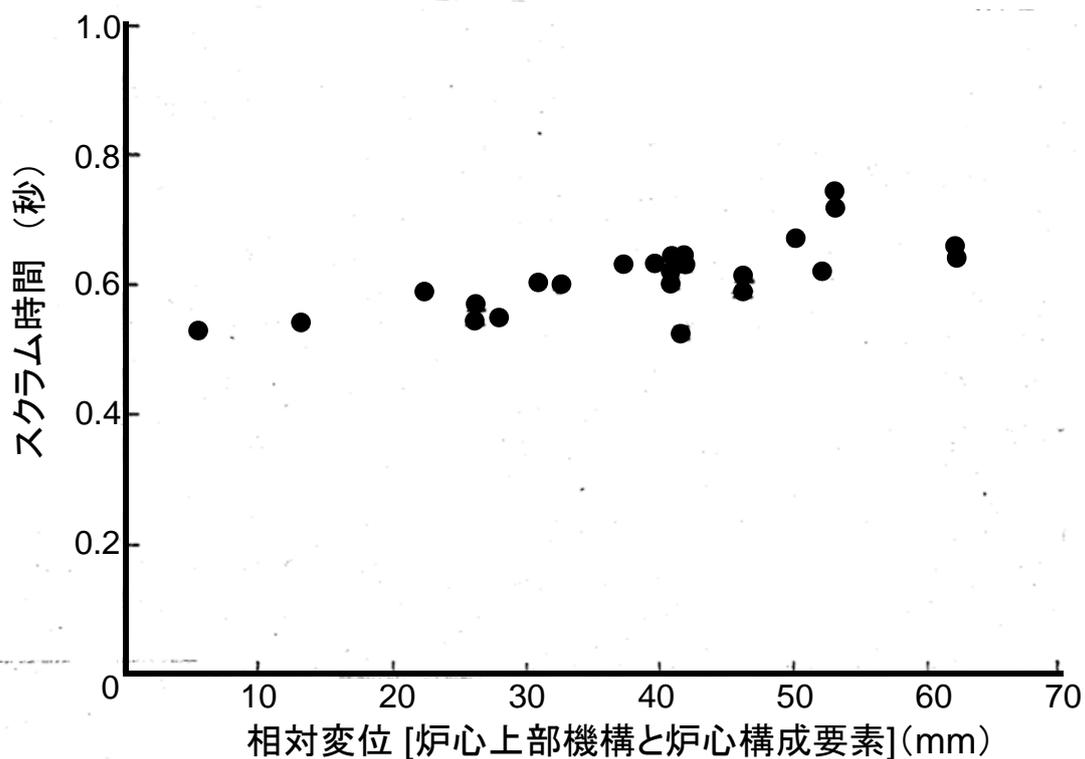


7

3. 制御棒駆動機構の試験

(2) Na中スクラム試験（結果例）[2/4]

-炉心上部機構(UCS)と炉心構成要素の同時加振スクラム試験-

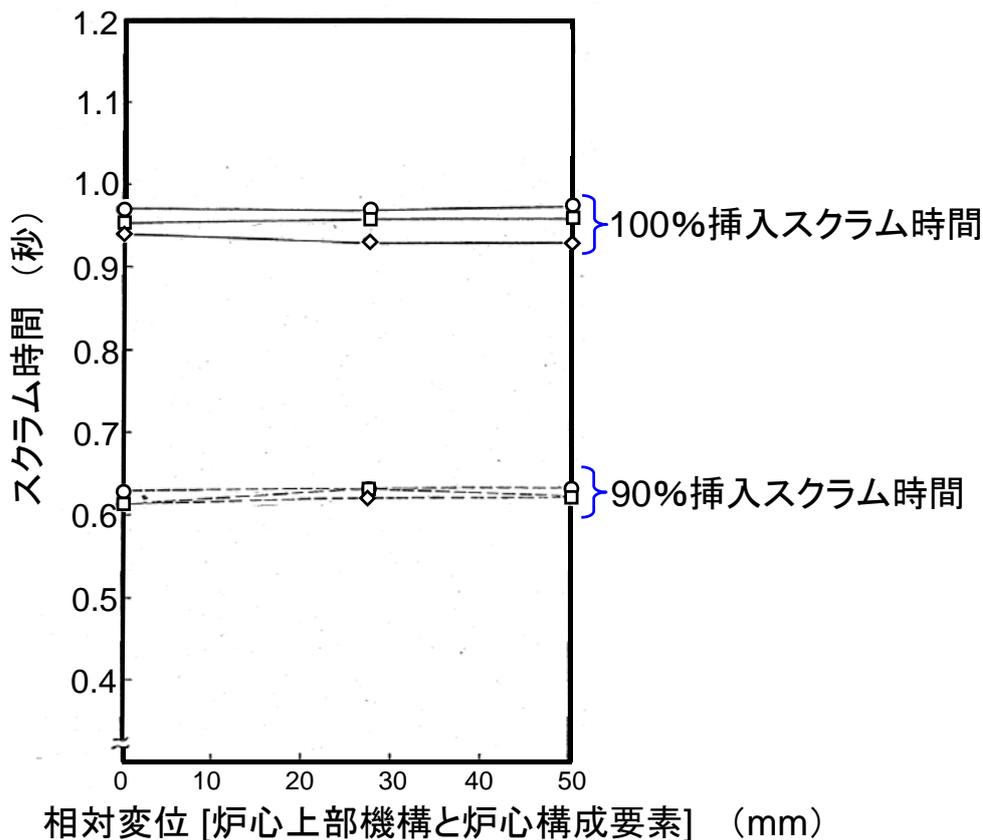


8

3. 制御棒駆動機構の試験

(2) Na中スクラム試験（結果例） [3/4]

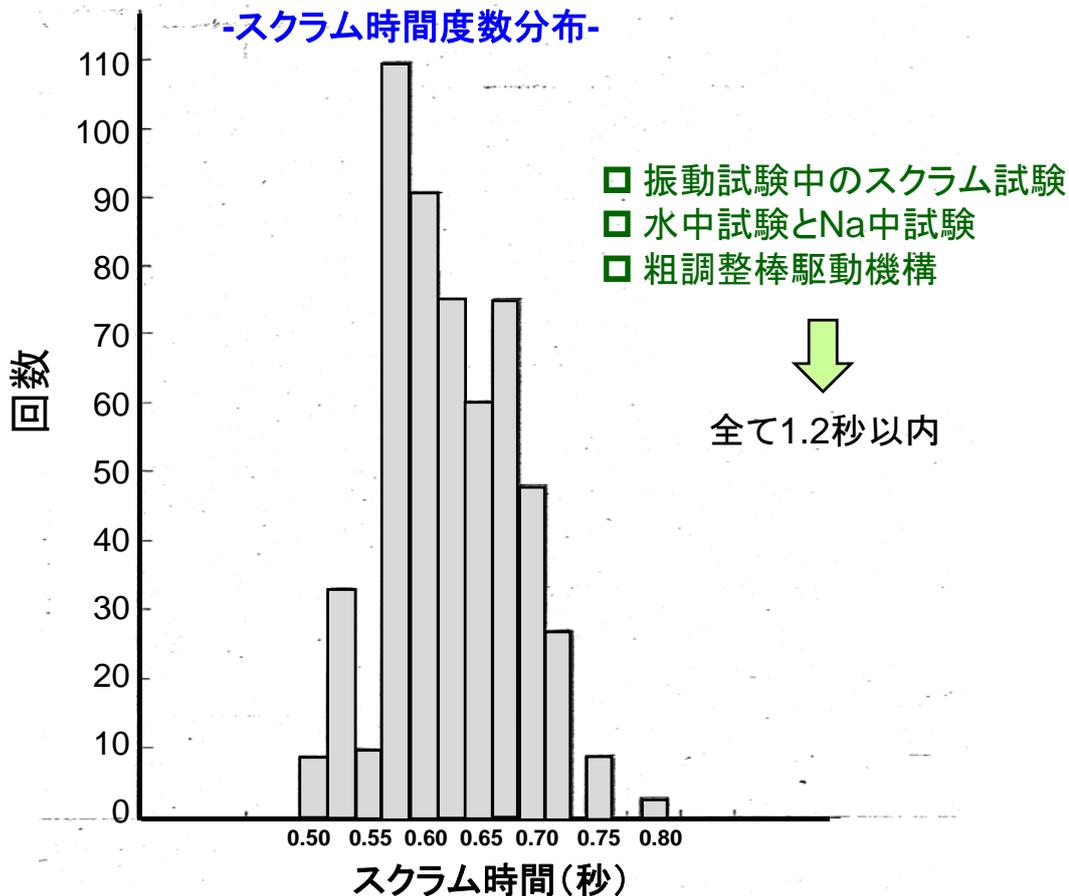
-偏心量とスクラム時間の関係-



3. 制御棒駆動機構の試験

(2) Na中スクラム試験（結果例） [4/4]

-スクラム時間度数分布-



4. 原子炉停止系の信頼性解析

(1) 原子炉トリップ設備

(2) フォルトツリー解析(例)

(3) 信頼性解析結果(例)

11

4. 原子炉停止系の信頼性解析

(1) 原子炉トリップ設備

- トリップ事象と検出器信号の多様性 -

フォルトツリー解析を例示 (Slide 14)

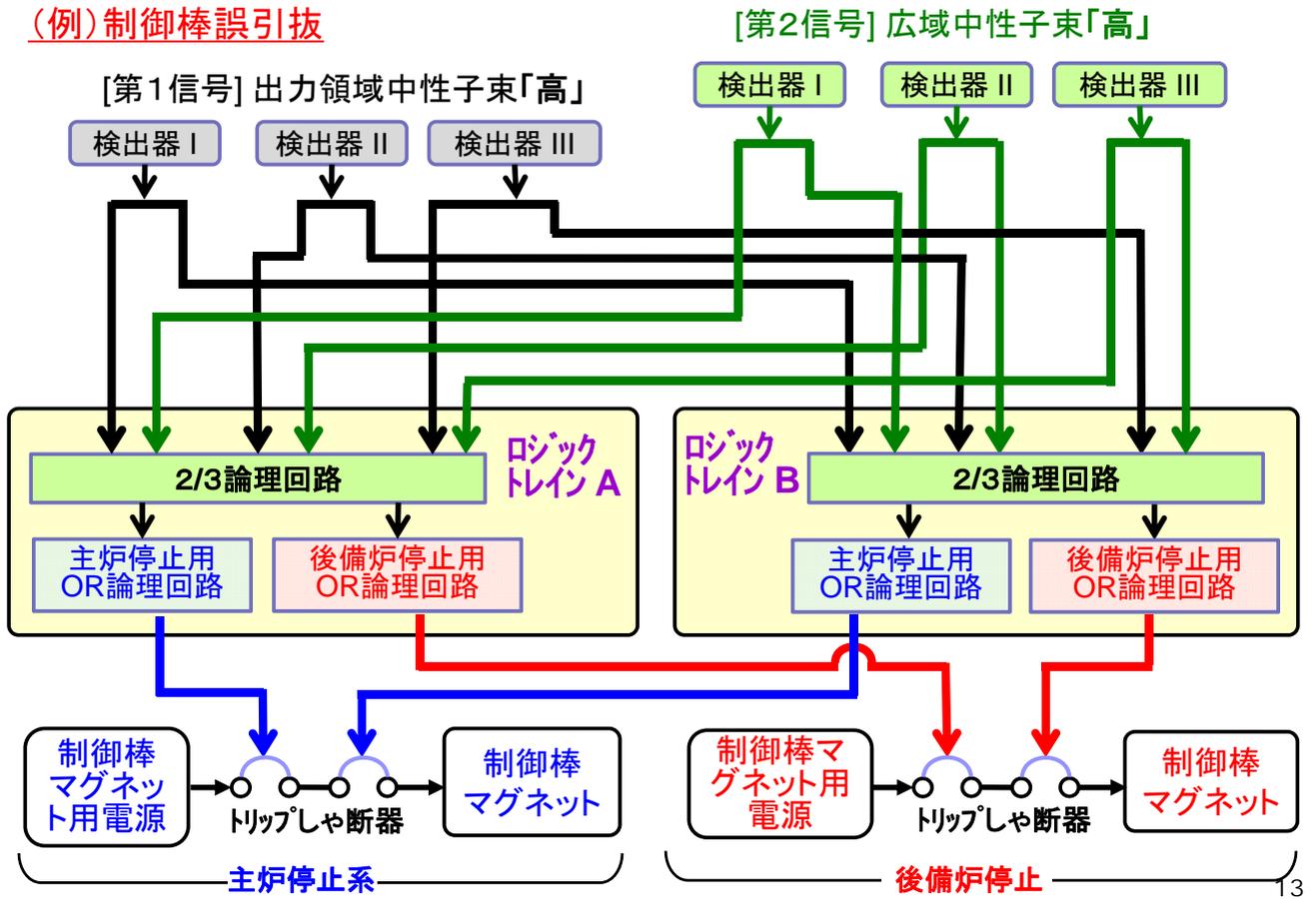
想定事象	原子炉トリップ信号		
	第1信号	第2信号	第3信号
原子炉出力上昇 (制御棒誤引抜)	出力領域中性子束 「高」	広域中性子束 「高」	1次系ポンプ 回転数「低」 <small>(中性子束に対するポンプ回 転数の比の低下)</small>
1次冷却材流量減少 (1次ポンプトリップ)	1次ポンプ回転数 「低」	1次冷却材流量 「低」	RV出口ナトリウム 温度「高」
2次冷却材流量減少 (2次ポンプトリップ)	2次ポンプ回転数 「低」	2次冷却材流量 「低」	IHX1次出口 ナトリウム温度 「高」
水・蒸気系冷却能力 喪失 (蒸発器入口 ドレン弁誤開)	蒸発器出口 ナトリウム温度 「高」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

12

4. 原子炉停止系の信頼性解析

(1) 原子炉トリップ設備

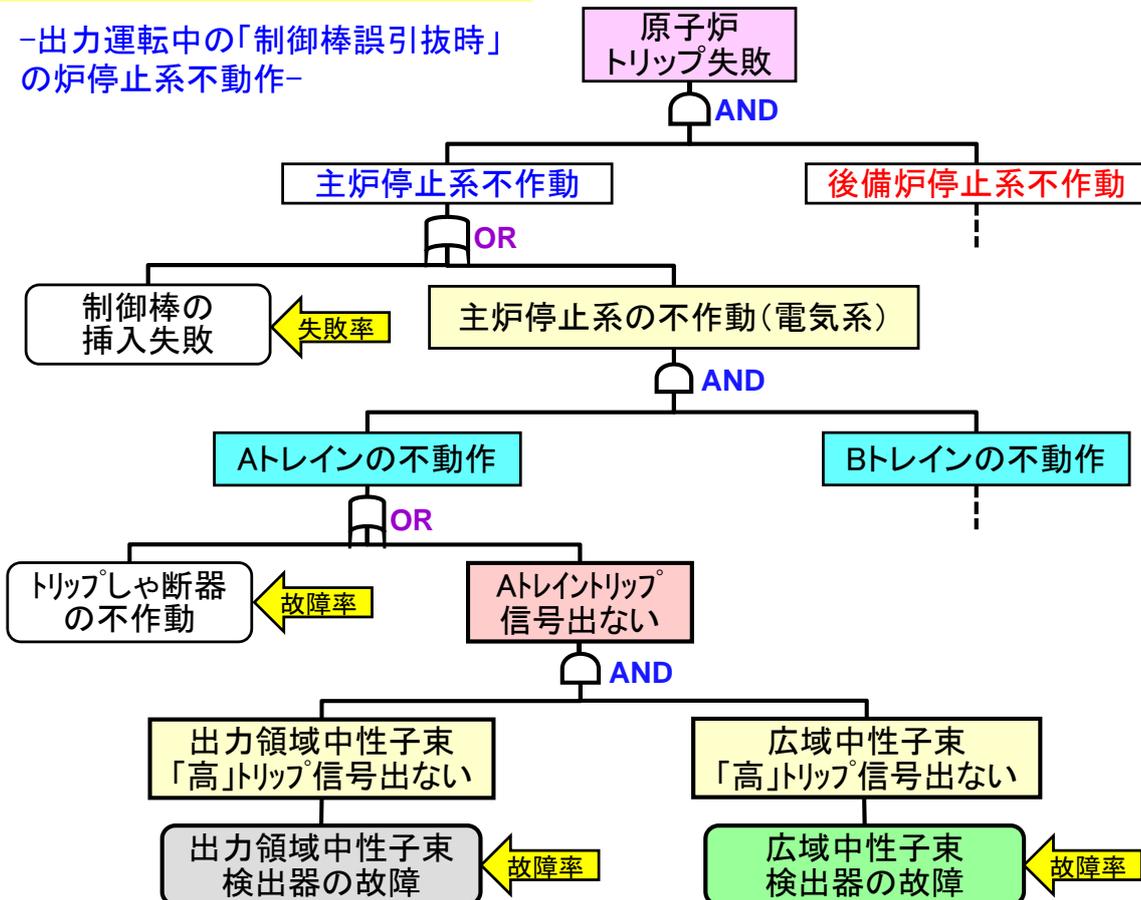
(例) 制御棒誤引抜



4. 原子炉停止系の信頼性解析

(2) フォルトツリー解析(例)

-出力運転中の「制御棒誤引抜時」の炉停止系不動作-



過渡事象	過渡事象の発生頻度 (/炉・年)	原子炉停止系スクラム失敗確率 (/demand)	ATWS発生確率 (/炉・年)
出力運転中の制御棒の誤引抜	0.4	1.7×10^{-7}	6.8×10^{-8}
1次主循環ポンプトリップ	0.8	2.4×10^{-11}	1.9×10^{-11}
2次主循環ポンプトリップ	4.4	2.4×10^{-11}	1.1×10^{-10}
蒸発器入口ドレン弁誤開	0.3	2.4×10^{-11}	7.2×10^{-12}
電源喪失	0.2	2.4×10^{-9}	4.8×10^{-12}

注)解析に用いた原子炉トリップ信号は、実際の「もんじゅ」とは一部異なるが、ATWS発生確率は十分に低い確率となる。

まとめ

1. 制御棒(C/R)駆動機構のスクラム試験は16,243回実施され、挿入失敗は一回も生じなかった。この実験データをもとに、制御棒挿入の失敗確率を推定した。
2. C/R駆動機構の試験データ及び原子炉停止系構成要素の故障データを用いて、トリップ失敗に至るフォルト・ツリー解析を実施した。
3. 各過渡事象毎に評価した結果、「出力運転中の制御棒誤引抜き」時の確率が支配的であり、その値は 10^{-8} (/炉年)オーダーである。

第7回ピアレビュー委員会（2014.3.18）

もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会報告書（案）

高速増殖原型炉もんじゅの安全確保の考え方
ーもんじゅ安全対策ピアレビュー委員会報告書ー

目次

- 1 はじめに
- 2 「もんじゅ」の安全確保の考え方に関する検討の進め方について
- 3 設計基準ベースの強化に関する考え方
 - 3.1 基本的な考え方
 - 3.2 外部ハザード対策
 - 3.3 耐震性
 - 3.4 内部火災
 - 3.5 内部溢水
 - 3.6 静的機器の単一故障
 - 3.7 原子炉停止系
 - 3.8 崩壊熱除去系
 - 3.9 ナトリウム炉に特有な事象
 - 3.10 中央制御室及び緊急時対策所の被ばく評価
- 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
 - 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
 - 4.2.2 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止
 - 4.2.3 運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷防止
 - 4.2.4 格納機能の確保の対策
 - 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
 - 4.3.2 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止
 - 4.3.3 運転停止中原子炉内の燃料損傷防止
 - 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
 - 4.4.2 除熱機能喪失事象関係

- 4.5 構造健全性に関する判断基準
- 4.6 (5)項事象の取扱いについて
- 5 著しい外部事象に関する対策の考え方（非公開）
- 6 安全確保の考え方（まとめ）
- 7 今後の課題について
- 8 おわりに

付録

付録1 委員会開催実績等

付録2 「もんじゅ」における重大事故の防止と影響緩和に関する対策の有効性評価（詳細）

（記載骨子）

1 はじめに

（目的、背景）

東京電力福島第一発電所事故を受けて、深層防護に基づく安全確保の考え方をさらに強化することが重要である。

平成25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が施行され、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が施行されており、規制基準に対する対応が求められている。

一方、規制基準は今後さらなる詳細化等の検討が進められる見通しであり、「もんじゅ」の安全確保に一義的な責任を負う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が重要である。そのため、高速炉の技術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」を設置し、検討を実施することとした。

（検討範囲）

安全の確保は、IAEAにおける安全の基本原則である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重要である。

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レベルの設計拡張状態（炉心損傷時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レベルの防災対策は別途検討することとする。

JAEA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」を所管しているが、本検討は研究開発段階発電用原子炉である「もんじゅ」を主対象とすることとする。

また、本検討は、安全対策を実施するための方針としての「安全確保の考え方」を整理することに主眼があり、対策の評価の妥当性及び評価手法の妥当性については例示に留めることとする。

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、その具体的な内容については非公開とする。

2 「もんじゅ」の安全確保の考え方に関する検討の進め方について

（国際標準の考え方に基づく安全確保）

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、

まず、国際標準の明確な導入による対策の強化が重要である。設計基準を超える事故への対策の考え方は、「深層防護(Defense in depth)の考え方」に基づきレベル3までの設計基準での対策とレベル4の設計基準を超える事故状態に関する対策を構築する。

（深層防護の第1～3レベルと第4レベルの強化）

第3レベルまでの設計基準ベースでの強化と第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の発生防止と影響緩和を扱う。

第3レベルまでの設計基準ベースでの強化は基本的には軽水炉と同様の考え方が適用可能であるが、後述するナトリウム冷却高速炉の特性を考慮した対策が重要である。

また、深層防護は事象の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については、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、ハードのみではなくアクシデントマネジメント（以下「AM」という）策に関するソフト面での体制整備及び訓練の実施が重要である。また、「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、それらを参考に評価を行う。

（ナトリウム冷却高速炉の特性の考慮）

高速増殖炉は、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安全上の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」を構築することが重要である。

- ・ ボイド反応度が正であり、再臨界に関する対策が必要であること
- ・ ナトリウム冷却材の化学的特性に関する対策が必要であること
- ・ 高温構造物の健全性確保に関する対策が必要であること
- ・ ナトリウム冷却材の優れた自然循環による冷却特性に期待できること
- ・ 大気圧近傍の圧力条件であり、冷却材が漏えいしても急激に炉心から冷却材がなくなることはない。このため、事故時に冷却材を原子炉容器内に注入するために減圧対策をとる必要はない。

（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、その安全性の確保のためには、その特性や設計思想を十分に踏まえた柔軟な対策が重要である。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、実機の実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、全般的なリスクを高めないように検討する必要がある。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。

参考：（「もんじゅ」に対する従来の(5)項事象評価について）

旧原子力安全委員会による「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の（別紙）「II. LMFBRの安全評価について」の(5)に記載されていることから、通称「(5)項事象」と呼称されており、以下の3事象について評価を実施している。

- (1) 局所的燃料破損事象
- (2) 1次主冷却系配管大口径破損事象
- (3) 反応度抑制機能喪失事象

これらの事象についても新規規制基準を踏まえた整理を実施する。

3 設計基準ベースの強化に関する考え方

3.1 基本的な考え方

東京電力福島第一発電所事故を踏まえて、設計基準を構成する各要件について、高速炉の特徴を踏まえた全般的な再確認が重要である。自然災害に代表される外的ハザードによる共通要因故障に関する考え方については、耐震性について評価例を提示して裕度に関する認識を共有する。また、軽水炉の安全審査においても論点となっている設計基準ベースの強化に関連する事項（内部火災、内部溢水、静的機器の単一故障）については考え方を検討し整理することとした。安全機能の観点から、炉停止機能について原子炉停止系の多重性及び後備炉停止系の考え方、冷却機能について、崩壊熱除去系の多重性及び受動的な自然循環冷却の利用の考え方について整理する。

ナトリウム冷却炉に特有の事象として、2次系のナトリウム漏えい対策、蒸気発生器における水リーク対策について検討することとした。さらには、中央制御室及び緊急時対策所の被ばく評価の考え方等を検討し取りまとめる。

- ・外部ハザード対策関係
- ・耐震性関係
- ・内部火災
- ・内部溢水
- ・静的機器の単一故障

- ・原子炉停止系
- ・崩壊熱除去系
- ・ナトリウム炉に特有な事象
- ・中央制御室及び緊急時対策所の被ばく評価

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状態に進展した場合の対策を強化することが重要である。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少し超えた場合でも直ちに重大な炉心損傷にいたる恐れのあるクリフエッジが無いように損傷防止対策を講じるべきである。また、第2段階として、損傷が避けられないと判断した場合でも、原子炉容器の溶融貫通（メルトスルー）がなく格納機能を可能な限り確保し、放射性物質の放散を適切に抑制することが重要である。

また、それらの対策の実施のため、「もんじゅ」は研究開発段階の発電炉であり国内唯一の炉型であるが、対策を講じる事故シーケンスをPRA等により選定すべきである。

「安全確保の考え方」を整理するためには、要件の妥当性を判断する観点から、実際の安全対策とその評価のイメージを共有して議論する必要がある。そのため、代表的な事故シーケンスに対する評価の例示を行い、判断基準の考え方について確認する必要がある。構造健全性に関する判断基準についてもその考え方を検討する。

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

4.2.2 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止

4.2.3 運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷防止

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、それ以外に高速炉の特徴を踏まえた事故シーケンスグループを選定する。プラント内部については、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。外部事象については、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて、設計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。

4.2.4 格納機能の確保の対策

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、炉心の著しい損傷の防止対策に失敗し原子炉容器の溶融貫通が発生して、初めて格納機能の脅威となる。

このため、炉心の損傷防止策として選定した事故シーケンスグループに対して、その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グループを、原子炉容器の溶融貫通の生起を判断して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として選定する。

4.3 炉心等の著しい損傷防止策の考え方

4.3.1 炉心の著しい損傷の防止

ナトリウム冷却炉の損傷防止対策は、軽水炉の対策とは基本的に異なり、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ことから、その有効性を評価する。また、冷却材ナトリウムが漏えいした場合でも、漏えい量が限定され、また、一定の時間内に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。

4.3.2 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷防止

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、その後使用済燃料池の水中において貯蔵・冷却する。特に、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ことから、その有効性を評価する。

4.3.3 運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷防止

運転停止中は出力運転中に比べて、崩壊熱及び系統温度が低い一方、メンテナンス中は原子炉容器ナトリウム液位の余裕が少なく、かつ冷却ループ数が制限される。ただし、原子炉冷却材流出は、原子炉容器液位喪失が生じたとしてもメンテナンス冷却系運転に必要な原子炉容器ナトリウム液位は確保されることから、メンテナンス冷却系運転による崩壊熱除去が損傷防止策に有効である。また、崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失は、補助冷却設備による自然循環除熱であり、その有効性評価の考え方は出力運転中と同じであることから、その有効性を評価する。

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

炉停止機能喪失事象(ATWS)評価の例として、1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象(ULOF)を評価する。従来の(5)項事象評価との関連において、最新評価手法を取り入れ、発生エネルギー及び損傷後の原子炉容器内での溶融炉心の保持について評価する。

4.4.2 除熱機能喪失事象関係

除熱機能喪失事象(LOHRS)系の対策のあり方を検討し、基本方針として、炉心損傷に至るまでの期間に対する追加的な多層のAM対策の強化によって冷却性を確保でき、格納機能を維持可能であるか評価する。

4.5 構造健全性に関する判断基準

冷却材バウンダリ及び格納容器の構造健全性評価について、設計基準及び設計基準を超えた事象に対する評価の方法及び判断基準の考え方の妥当性を評価する。

4.6 (5)項事象の取扱いについて

ULOF, UTOP については、第37条に基づいて炉心の著しい損傷の防止と格納機能の確保のための評価対象事象として抽出。LF, LOPI については評価を実施するが、その評価の目的は影響の包絡性の確認とし、その他の第37条の評価対象事象とは明確に区別する。

運転実績が僅少である点については、第4層の安全対策の検討の際に、保守の際の人的過誤を徹底的にリストアップし、それらを踏まえて、事故シーケンス選定がなされるべきである。

5 (P) 著しい外部事象に関する対策の考え方（非公開）

著しい外部事象として、新規規制基準において設定されている特定重大事故対処設備に関連するテロ対策及び外部からの脅威に対する脆弱性に関連する事項等について検討する。本項は、セキュリティ関連事項のため、非公開扱いとする。

6 安全確保の考え方（まとめ）

全般を通じて、論点として取り扱った各安全確保の考え方を概略整理してまとめる。総括表を添付する。

7 今後の課題について

（本検討において、今後対策を検討するうえで留意することが必要な事項、今後の研究開発に反映することが必要とされた事項等について、記載する）

8 おわりに

付録

付録1 委員会開催実績等

付録2 「もんじゅ」における重大事故の防止と影響緩和に関する対策の有効性評価（詳細）

第7回ピアレビュー委員会（2014.3.18）

「もんじゅ」に関する安全確保の考え方（骨子）（1/2）

No	項目	安全確保の考え方	強化の視点	課題
1	安全確保のアプローチ（基本的な考え方）			
1-1	国際標準の適用：深層防護の考え方	国際標準を適用し、深層防護の考え方のレベル4の強化としての設計基準を超える事故に関する対策を強化する。	・国際標準の適用 ・第4レベルの強化	
1-2	深層防護レベル1～3レベルと4レベルの強化	自然現象等に対する設計基準ベースの強化とPRAに基づく設計基準外の強化を図る。	・設計基準ベースの強化 ・PRAに基づく強化	・地震動条件の確認 ・外部事象に対するPRA
1-3	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の①炉心特性、②冷却材特性、③構造材料特性に関する特徴を十分に反映する。	・ナトリウム冷却高速炉特有の事象に関する安全性強化	・ナトリウム凍結対策
1-4	既設炉の安全確保対策に関する考慮	既設炉の安全確保対策は”Add-on”であり、総合的なリスクを高めないように対策を強化する。	・”Add-on”による強化	
1-5	第4レベルの2段階の対策の導入	第1段階の対策としてクリフエッジの防止のための損傷防止対策、及び、第2段階の対策として格納機能確保対策を強化する。	・第4レベルの2段階の対策の強化	・ Practically Eliminated 事象の考え方
1-6	アクシデントマネジメント策の強化	ハード面の対策のみならず、多様なアクシデントマネジメント策の実施に関するソフト面での体制・訓練を強化する。	・ソフト面の対策の強化	・幅広いAM策に関する操作手順の確立
1-7	リスク情報の利用	PRA等によって、派生頻度と影響の観点から対策を選定して強化する。	・PRAに基づく強化	・安全目標に関する評価
2	設計基準ベースの強化の考え方			
2-1	外部ハザード対策の強化	設計基準ベースの外部ハザードの強度等の見直しを実施し、その対策を強化する。	・外部ハザードの見直し	
2-2	耐震性の確保	ストレステスト等の評価結果を踏まえて、耐震性及び地震に付随する津波等の影響に対する耐性が適切に確保されるように強化する。	・地震・津波対策の確認	
2-3	内部火災	一般火災について、高速炉特有の対策を強化する。	・禁水箇所等の消化対策強化	
2-4	内部溢水	内部溢水について、高速炉特有の対策を強化する。	・禁水領域への浸水の防止強化	
2-5	静的機器の単一故障	多重性又は多様性を要求する安全機能及び静的機器の単一故障に関する考え方を整理し、必要な対策を強化する。	・修復性の確認・強化	・修復方法の明確化 ・リスクを考慮した多重性又は多様性及び独立性の適切な確保

第7回ピアレビュー委員会（2014.3.18）

「もんじゅ」に関する安全確保の考え方（骨子）（2/2）

No	項目	安全確保の考え方	強化の視点	課題
2-6	原子炉停止系	高速炉に特有な炉心特性を考慮すれば、原子炉停止系の機能確保は特に重要であり、可能な限りの多重性又は多様性及び独立性が確保されるように強化を図る。	・多重性又は多様性及び独立性の確認・強化	・後備炉停止系の失敗に対する炉停止対策の必要性
2-7	崩壊熱除去系	ナトリウム冷却材の特性から、自然循環による崩壊熱除去が有効であることから、独立した冷却パスを確保して崩壊熱除去機能が確保されるようにAM策の強化を図る。	・自然循環による崩壊熱除去の操作性・体制の確認・強化	・炉停止時の凍結対策等
2-8	ナトリウム炉に特有な事象の対策	2次系でのナトリウム漏えい燃焼及び蒸気発生器でのナトリウム-水反応に関する1次系への影響に対する設計上の余裕を評価し、対策強化の必要性を検討する。	・ナトリウム冷却材の化学反応現象に対する重要な安全機能確保対策の確認・強化	・余裕の評価方法の妥当性
2-9	緊急時対策所及び制御室の被ばく評価	中央制御室の設計基準条件及び重大事故条件の検討、並びに緊急時対策所の評価条件をPRA等に基づき設定し、高速炉の特性を考慮した評価を実施する。	・ナトリウム冷却高速炉特有の事象に対する評価	・評価条件の設定方法
3	重大事故の防止と影響緩和の考え方			
3-1	事故シーケンスグループの選定	PRAあるいはそれに代わる方法に基づく網羅的な分析によって、設計基準を超える重大事故の防止と影響緩和対策の対象とする事故シーケンスグループを選定する。	・深層防護第4層の対策の強化	・従来の5項事象の位置づけ
3-2	損傷防止策の考え方	高速炉の特徴を踏まえて選定した重要事故シーケンスを想定しても損傷防止が達成可能であることを損傷防止策の有効性評価により確認する。	・運転員操作を要する損傷防止策について、操作及び体制、さらには訓練等、ソフト面での対策の強化	・炉停止状態での操作手順の確立等
3-3	格納機能確保策の考え方	炉停止失敗時の対策及び除熱機能喪失時の対策について、炉容器内にて事故を終息し、冷却を維持することによって格納機能を確保できるよう対策を強化する。	・炉容器内保持(IVR)に関する対策の強化	・対策の詳細化と有効性評価

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

	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"> ・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。 ・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、中央制御室内の制御盤にて計測し自然循環状態を把握できる。
	事象進展の予測と対策の判断	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
	自然循環起動操作	<ul style="list-style-type: none"> ・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。
	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"> ・設備の略語を用いる場合があるため発音が早いですが、コミュニケーションは問題無く図られた。
	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"> ・外部電源喪失の異常時運転手順書に引続いて、全交流電源喪失の異常時運転手順書Ⅱが準備されている。 ・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。
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"> ・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。 ・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、鍵は当直長が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。

	ナトリウム弁の手動開閉操作(保温材取外し操作含む)	・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、余裕をみても約10分と見積られる。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し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。
	空気冷却器ダンパ手動開閉操作	・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。
	空気冷却器出口ダクト上部(大気放熱部)	・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。 ・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。
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"> ・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。 ・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。 ・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。 ・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。 ・4000kVA 電源車は来年度からの運用を予定し、電源ケーブルは埋設するため接続作業は無し。 ・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。

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"> ・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。 ・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。 ・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。
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"> ・緊急対応として高さ 1.2m の防水壁の設置を確認。 ・防水壁のかさ上げ、水中堰の設置を検討中であることを確認。
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"> ・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。 ・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。
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"> ・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。
その他		<ul style="list-style-type: none"> ・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。 ・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。