

もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会（第1回）

議事次第

日時：平成 25 年 12 月 24 日（火）15:00～18:00

場所：航空会館 201 室（新橋）

1. 機構開催挨拶、配布資料の確認
2. 委員長及び委員長代理の選任
3. 議事
 - 1) ピアレビュー委員会の進め方について
（敦賀本部 FBR 安全技術センター 堺主席）
 - 2) 「もんじゅ」に対する従来の過酷事故評価について
（次世代原子力システム研究開発部門 飛田主席）
 - 3) 高速炉の特徴を踏まえた事故シナシスグループについて（1）
①炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置等
（敦賀本部 FBR 安全技術センター 小野田）
 - 4) 高速炉の特徴を踏まえた事故シナシスグループについて（2）
②格納機能を確保するために必要な措置
（敦賀本部 FBR 安全技術センター 小野田）
 - 5) 今後の進め方について

以 上

平成25年度 もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会 委員名簿

50音順(委員長を除く)

	職 務	氏 名	勤務先及び勤務先所属
1	委員長	齋藤 伸三	独立行政法人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 所長
2	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 FBR安全技術センター 産学連携コーディネーター
3	委員	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 専攻長・教授
4	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
5	委員	近藤 悟	独立行政法人日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 原子力科学研究所 所長
6	委員	杉山 憲一郎	国立大学法人北海道大学 名誉教授
7	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 特任教授
8	委員	与能本 泰介	独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター 原子炉安全研究ユニット 熱水力安全研究グループ 研究主席・グループリーダー

もんじゅ安全対策ピアレビュー委員会の 進め方について

FBR安全技術センター
堺 公明

目 次

- 委員会の位置づけ
- 実施内容、実施範囲、成果物
- 委員の選任について
- 委員会の開催スケジュール(案)
- 主な論点事項
- 各回の議題について(案)

<委員会の位置づけ>

2011年3月 東北地方太平洋沖地震による
東京電力福島第一原子力発電所事故

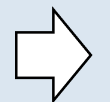
緊急安全対策とさらなる向上対策

ストレステストにおける安全性評価

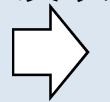
高速増殖炉の特徴

国際的な最新安全基準

国内新規制基準
(13年7月)



反映



反映

高速増殖炉「もんじゅ」に対する
・安全確保の考え方の再構築
(ピアレビュー委員会にて検討)

もんじゅの安全対策(設備、アクシデントマネジメント策)へ反映

<実施内容>

高速炉に精通した専門家により、高速増殖炉に関する科学的知見を踏まえ、「高速増殖炉もんじゅに関する過酷事故を含む安全確保の考え方」をまとめる。

<対象範囲>

最新の高速炉に関する科学的知見、国際的な規制動向を考慮し、「高速増殖炉もんじゅに関する過酷事故を含む安全確保の考え方」をまとめる。
検討対象は、

- ①設計基準ベースの強化と適合の考え方
 - ②過酷事故の防止と適合の考え方(内的事象及び外的事象起因)
- 等とする。

<成果物>

本委員会として、これらの技術的な根拠及び適合の考え方を報告書としてとりまとめ公表する。

ピアレビュー委員会における委員の選任について

専門性－検討対象とする高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全確保について幅広い知識を有すること。ただし、これは個人に検討項目の全ての専門性を要求するものでなく、委員会メンバー全体として網羅的な専門性を有する様に選任する。

経験－過去に原子炉の安全基準検討、安全評価等の審査を実施（統括を含む）した、或いは事業者として、それらの業務に携わった等の経験を有するもの。

独立性－現在、「もんじゅ」の安全対策の検討に携わっていないこと（当該対策の検討を直接実施していないこと）。ただし、東京電力福島第1発電所事故後の緊急安全対策等の検討に携わった者であっても、新規制基準の施行前に携わった者であれば、独立であるとする。

公正性－本委員会は、原子力機構が事業者として実施するものであり、対象とする「もんじゅ」の安全対策を実施する者との組織（ライン）に属しているものを含むことを可能とするが、実施する者との組織（ライン）に属しているものは、利益相反の観点から、外部委員の意見を十分に尊重するものとする。

委員会の開催スケジュール(案)

	12月		1月		2月	3月	
委員会	準備会 12/9 ▽	第1回 12/24 ▽	第2回 1/14 ▽	第3回 ▽	第4回 ▽	第5回 ▽	第6回 ▽
全般的な事項	論点議論 ★	議題提案等 ★				報告書素案 (目標) ★	予備 (コメント反映等) ★
個別論点の事項		個別の論点事項の審議 ★	★	★	★	★	

準備会(12月9日)において摘出された主な論点事項

準備会にて委員会で取り上げるべき内容について自由討論し、以下のような論点等が摘出された。

- ① 著しい炉心損傷後の新たな格納対策は、その必要性を含めて議論する。
- ② 37条(重大事故等の防止)で取り扱うべき具体的事象は、PRA等に基づき機構より提案し自ら設定するべきではないか。
- ③ 56条(原子炉停止システム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)の記載と37条の事象との関係を議論すべきではないか。
- ④ 「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の(5)項事象(発生頻度は低いものの結果が重大である事象)の取り扱いは、PRA等を踏まえて議論するべきではないか。
- ⑤ Na漏えい及び蒸気発生器の水リーク評価は、高速炉特有の事象として論点とするべきではないか。
- ⑥ 使用済み燃料プール 及び炉外燃料貯蔵槽(EVST)は37条の解釈として評価方法を提案するべきではないか。
- ⑦ 自然循環崩壊熱除去に失敗した場合の対応について議論するべきではないか。
- ⑧ テロ対策などセキュリティ関連の事項は、特に注意して情報を管理する必要があるのではないか。等

委員会各回の議題について(案) (1/3)

第1回 12/24(火) 15:00～18:00 @東京【公開】

<議題(案)>

- ・ピアレビュー委員会の進め方について
- ・「もんじゅ」に対する従来の過酷事故評価について
- ・高速炉の特徴を踏まえた事故シーケンスグループについて
 - ①炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置等
 - ②格納機能を確認するために必要な措置

第2回 1/14(火) 午前(10:00～12:30予定) @東京【公開】

<議題(案)>

- ・ナトリウム冷却炉に特有な事象の取扱いについて
 - ナトリウム漏洩燃焼
 - 蒸気発生器伝熱管破損
- ・設計基準ベースの論点事項について
 - 静的機器の単一故障の考え方、崩壊熱除去系 等

委員会各回の議題について(案) (2/3)

第3回 日程・場所未定【公開】

<議題(案)>

- ・炉心の著しい損傷の防止策の考え方(体制含む)
- ・運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止策の考え方(体制含む)
- ・使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止策の考え方 等

第4回 日程・場所未定(セキュリティ事項関連のため非公開)【非公開】

<議題(案)>

- ・セキュリティ関連の対策の考え方について

委員会各回の議題について(案) (3/3)

第5回 日程・場所未定【公開】

<議題(案)>

- ・原子炉格納機能確保の考え方
- ・報告書素案の提示

第6回 日程・場所未定【公開】

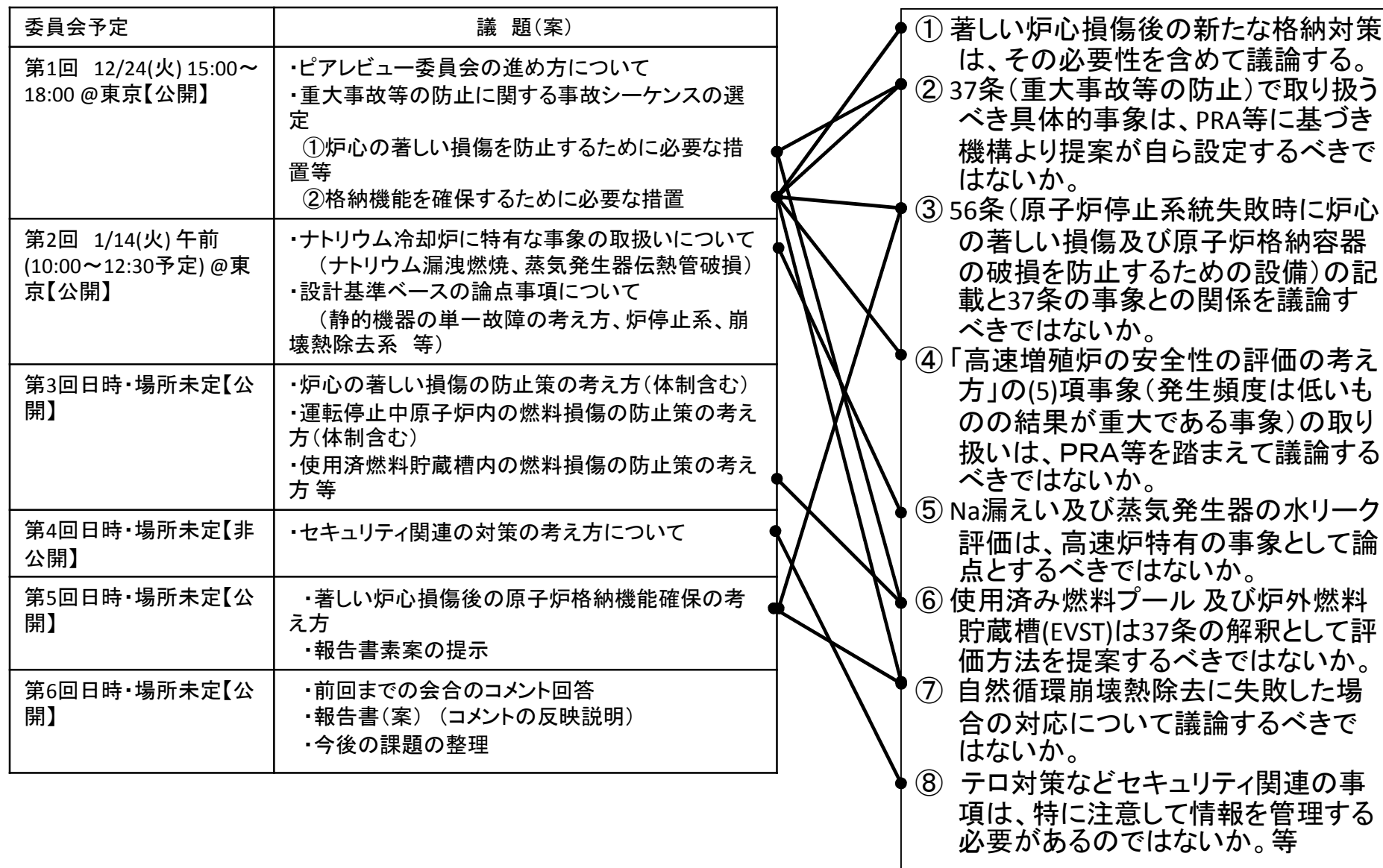
<議題(案)>

- ・前回までの会合のコメント回答
- ・報告書(案) (コメントの反映説明)
- ・今後の課題の整理

各回の議題(案)と深層防護レベルの関係

委員会予定	議 題(案)		
第1回 12/24(火) 15:00 ～18:00 @東京【公開】	・ピアレビュー委員会の進め方について ・重大事故等の防止に関する事故シーケンスの選定 ①炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置等 ②格納機能を確保するために必要な措置		
第2回 1/14(火) 午前 (10:00～12:30予定) @東京【公開】	・ナトリウム冷却炉に特有な事象の取扱いについて (ナトリウム漏洩燃焼、蒸気発生器伝熱管破損) ・設計基準ベースの論点事項について (静的機器の単一故障の考え方、炉停止系、崩壊熱除去系 等)		
第3回日時・場所未定 【公開】	・炉心の著しい損傷の防止策の考え方(体制含む) ・運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止策の考え方(体制含む) ・使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止策の考え方 等		
第4回日時・場所未定 【非公開】	・セキュリティ関連の対策の考え方について		
第5回日時・場所未定 【公開】	・著しい炉心損傷後の原子炉格納機能確保の考え方 ・報告書素案の提示		
第6回日時・場所未定 【公開】	・前回までの会合のコメント回答 ・報告書(案) (コメントの反映説明) ・今後の課題の整理		
		対象	深層防護レベル
		設計基準ベース	レベル1～3
		著しい炉心損傷の防止 (重大事故の防止)	レベル4 (設計基準を 超える事故 状態) (過酷事故)
		炉心損傷後の格納対策 (重大事故の影響緩和 対策)	

各回の議題(案)と委員から提案のあった論点の関係



(参 考)

ピアレビューにおいて、踏まえる視点 等

No.	原子力発電所過酷事故防止検討会提言	視点 等
提言1	如何なる自然災害、人為事象も「想定外」として済まされない。「想定外」を無くす努力こそが大切である。	・設計基準ベースの強化に関する観点からのレビュー ・設計基準事故を超える事故状態（深層防護(DiD)レベル4)に関する対策の観点からレビュー
提言2	原子力安全の確保の体系を確立し、その運用のための安全審査指針・基準類を既成概念に捉われずに見直し、世界的に高く評価されるレベルのものとする。	・世界的に高く評価されるように、国際標準の考え方を研究開発段階の高速増殖炉の安全確保の考え方へ反映させる観点からのレビュー
提言3	全ての原子力関係者はそれぞれの役割において自らの責務を認識し、原子力安全の確保を第一として取り組む。特に、規制機関は、広く専門家の意見を聞きつつ過酷事故の発生防止と、万一、発生した場合の影響緩和に関する根本原則（深層防護レベル4）を策定する。事業者は、このための過酷事故対策の具体化を図り、常に緊張感を持って、その実効性ある実施に取り組む。	・「もんじゅ」に対する過酷事故の発生防止と影響緩和（DiDレベル4）に対する安全確保の考え方の妥当性の観点からのレビュー
提言4	国および事業者はそれぞれあるいは協働して、また、原子力を専門とする科学者、技術者は関係する学会等を軸として、原子力発電について広く国民とのリスクコミュニケーションを行い、原子力発電の有する便益とリスクに関し国民のコンセンサスを得る活動を推進する。	・原子力学会の新型炉部会における「もんじゅ」に対する安全基準の検討議論を反映させる観点からレビュー

No.	原子力発電所過酷事故防止検討会提言	視点 等
提言5	規制機関は、レベル4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。	・設計基準事故を超える事故状態(DiDレベル4)に関するレビュー 特に、重要事故シーケンスに関する事象の検討とアクシデントマネジメント策の実効性の観点からのレビュー
提言6	過酷事故の防止・緩和に対応する安全確保の機能は、共通要因故障を排除した高い信頼性を確保すること、また、そのためには位置分散による独立性や、安全機能の多様性による独立性の確保などの考慮を行う。	・設計基準事故を超える事故状態(DiDレベル4)に関するレビュー 特に、共通要因故障の排除のため、位置分散による独立性や、安全機能の多様性による独立性の確保などの考慮の観点からのレビュー
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。	・設計基準事故を超える事故状態(DiDレベル4)に関するレビュー 特に、可搬式設備等による柔軟な対策の観点からのレビュー
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または推測し、適切な判断をし、為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。	・設計基準事故を超える事故状態(DiDレベル4)に関するレビュー 特に、アクシデントマネジメントに関する実施体制の観点からのレビュー

No.	原子力発電所過酷事故防止検討会提言	視点 等
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、あらゆる条件下での訓練を徹底する。	・設計基準事故を超える事故状態(DiDレベル4)に関するレビュー 特に、アクシデントマネジメント策の教育・訓練の観点からのレビュー
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。	・設計基準事故を超える事故状態(DiDレベル4)に関するレビュー 特に、アクシデントマネジメント策の継続的な改善(継続的安全性向上)の観点からのレビュー

参考：高速増殖炉の特徴と安全確保の基本的な方策

- 高速炉は、一般的に、炉心及び冷却材特性等において、軽水炉と異なる物理的特性を有することから、それらを考慮したシビアアクシデント(SA)対策が重要。

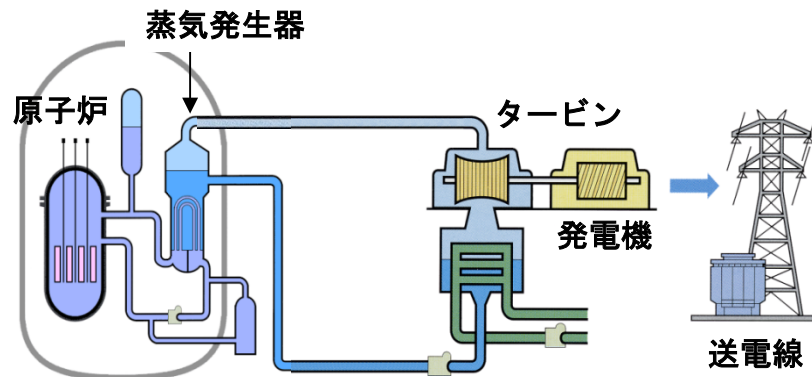
項目	軽水炉	高速炉
炉心特性 (ボイド反応度)	負	正
冷却材特性	冷却材	水
	圧力	約15MPa
	温度	約300℃
	自然循環性	小
	化学的活性度	低い
		ナトリウム ほぼ大気圧 約500℃ 大 高い

高速炉の安全確保の基本的な方策

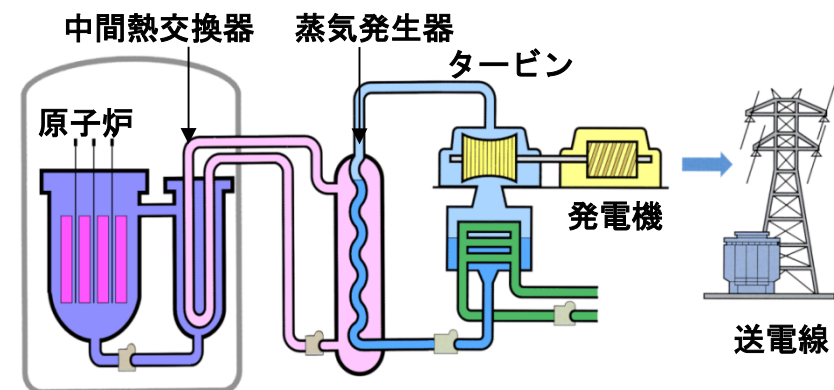
- 設計基準を超えても、炉心損傷の発生を防止
- 仮に炉心損傷を想定しても放射性物質を格納
- Naの特長を活かした自然循環による除熱
- 配管破損を想定しても、液位を確保(補給不要)
- ナトリウム燃焼、ナトリウム-水反応への考慮

SA対策

軽水炉 (PWR)

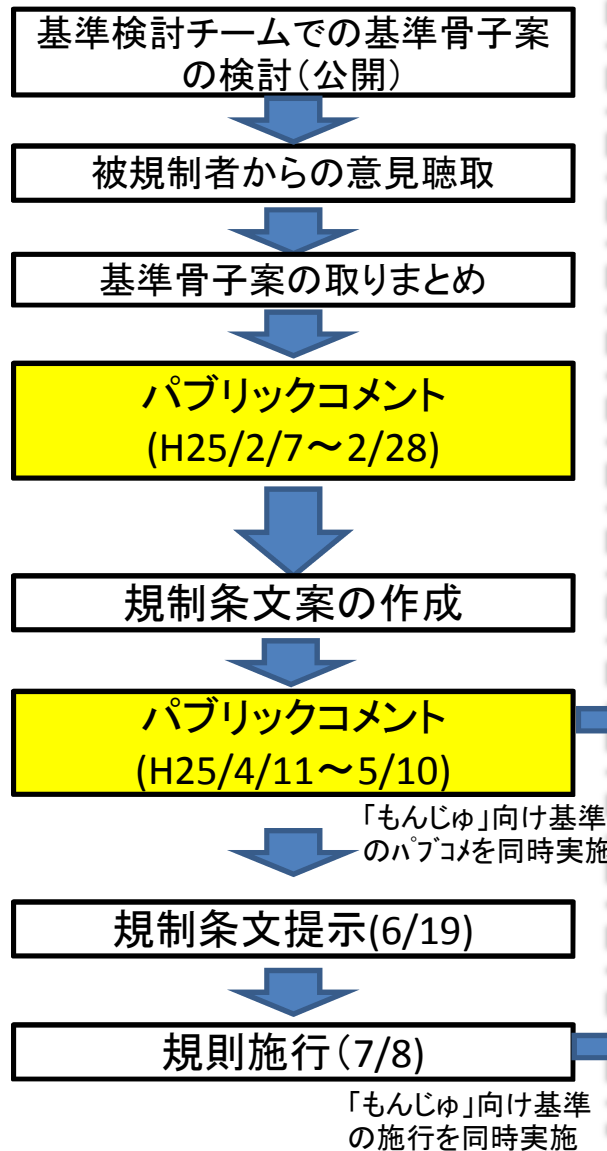


高速炉

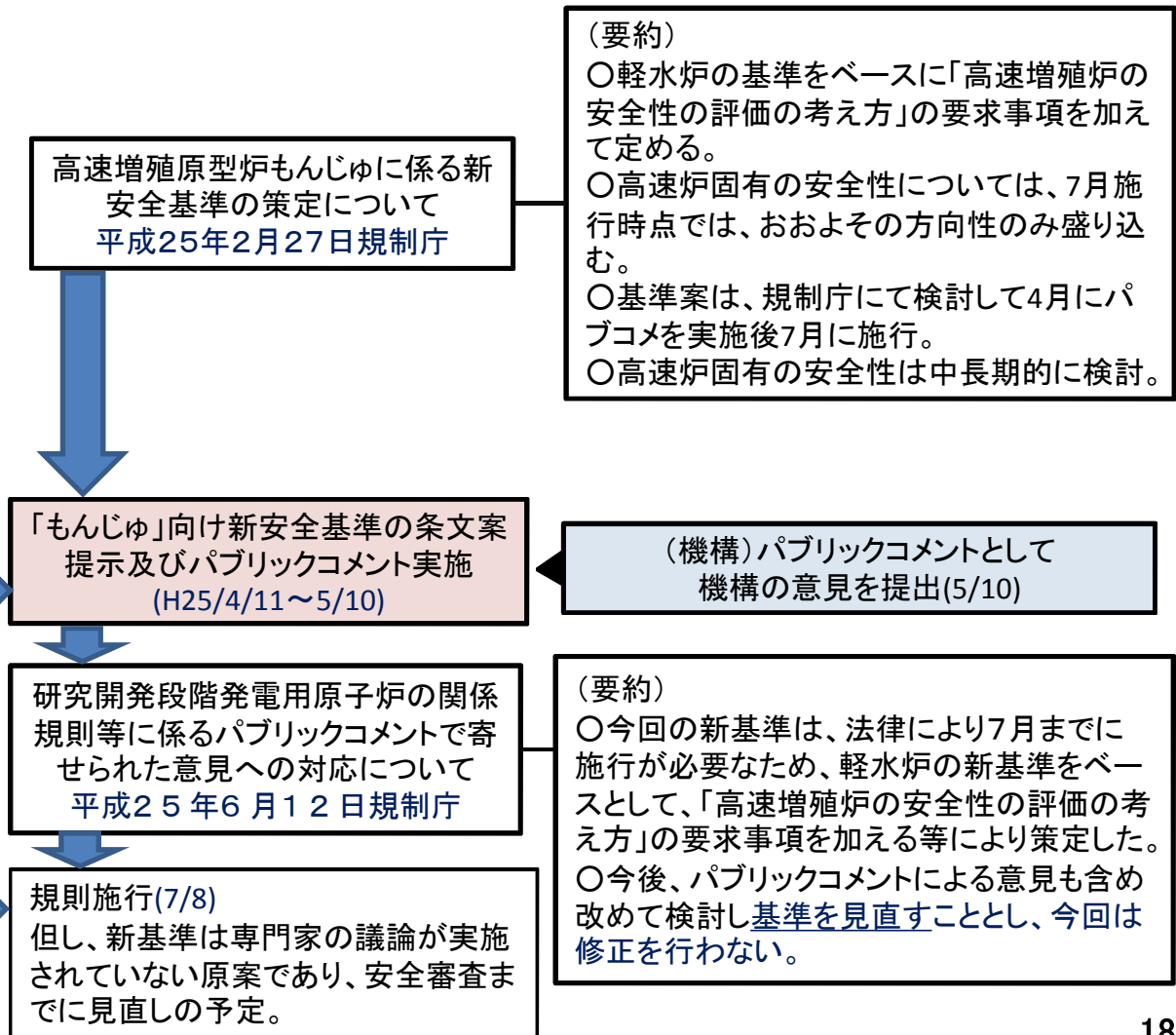


「もんじゅ」を対象とした新規制基準の策定経緯

軽水炉の新規制基準の経緯

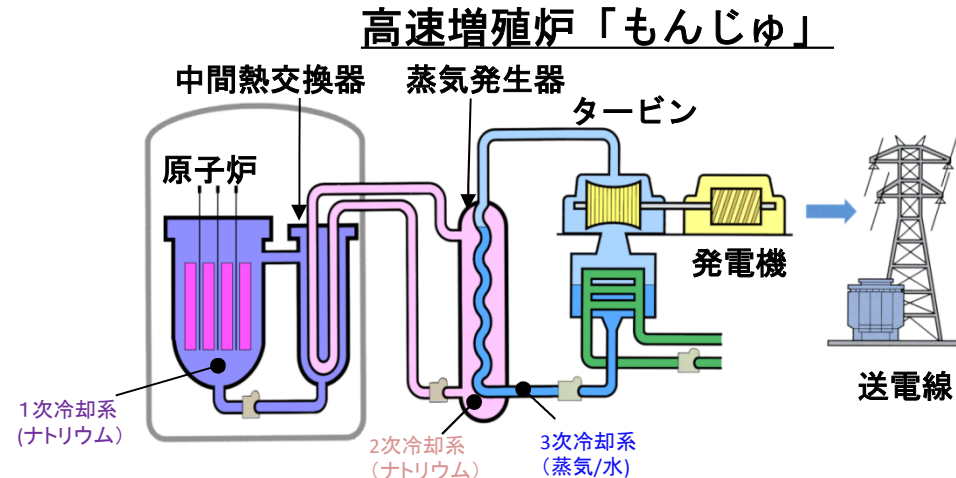
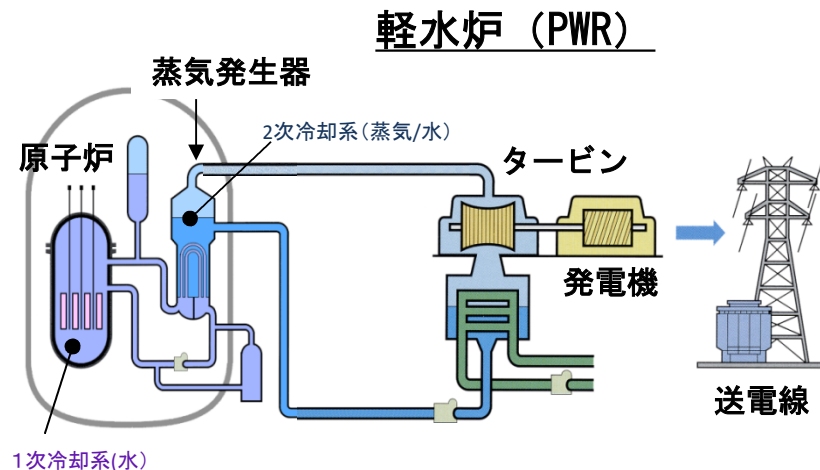


「もんじゅ」の新規制基準の経緯



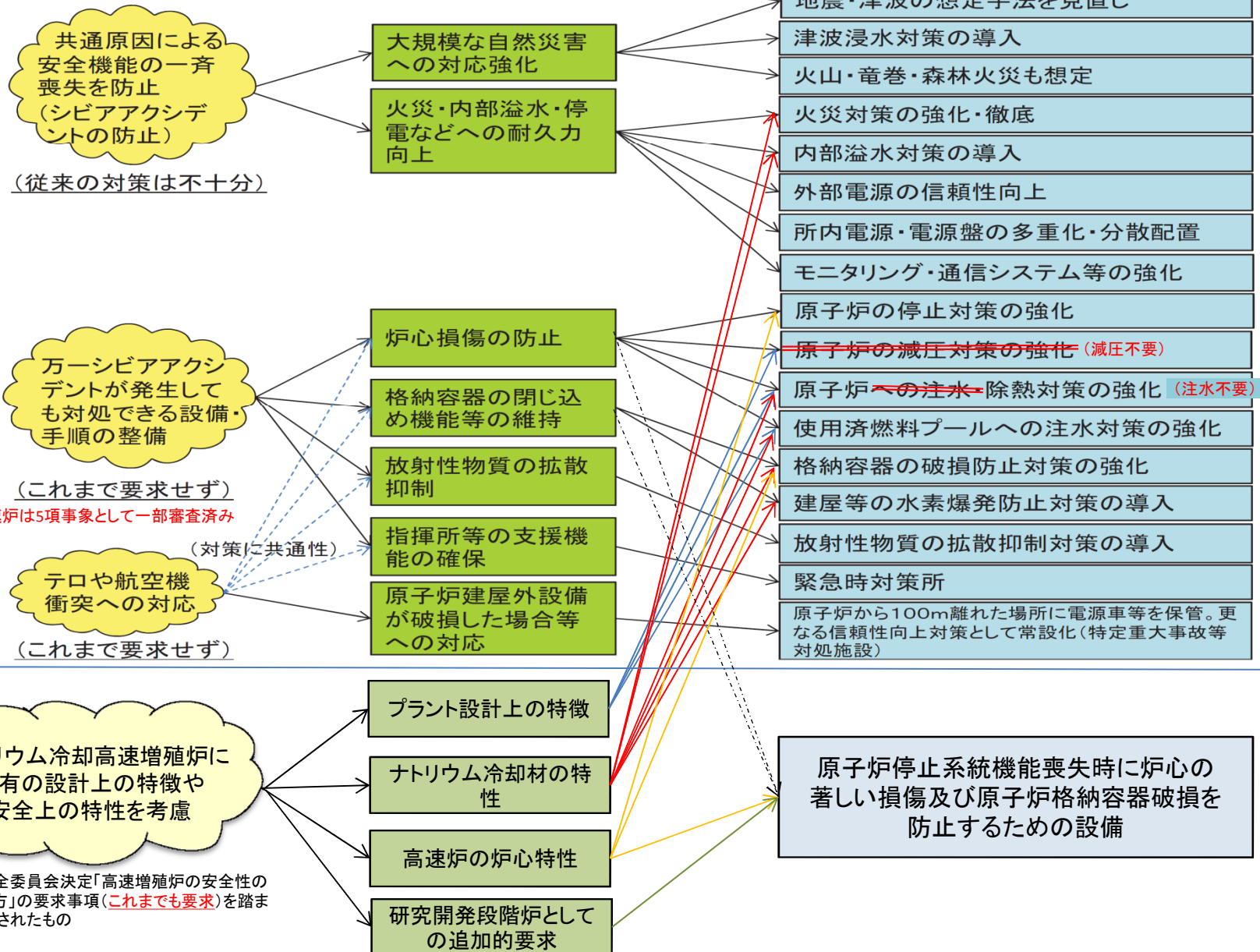
「もんじゅ」を対象とした新規規制基準(7/8施行)の特徴

- 基本的に、実用軽水炉の新規制基準の考え方を高速炉へ適用
- 高速炉特有の特性は、旧原安委の「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の内容を加味することで考慮
 - プラント設計上の相違
 - 系統構成と冷却材の相違(1次系(ナトリウム)、2次系(ナトリウム)、3次系(蒸気/水))
 - 軽水炉との構造上の相違(低圧、薄肉及び高温構造)
 - 炉外燃料貯蔵槽の冷却
 - ナトリウム冷却材の特性
 - 化学的特性:漏えい時のナトリウム燃焼、ナトリウム-水反応、ナトリウム・コンクリート相互作用
 - 熱流動特性:ポンプを必要としない自然循環冷却の利用
 - 高速炉の炉心特性
 - 高速炉の固有の炉心特性(正のボイド反応度等)
 - 研究開発段階炉としての追加的要求
 - 原子炉停止系統失敗時に炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止するための設備



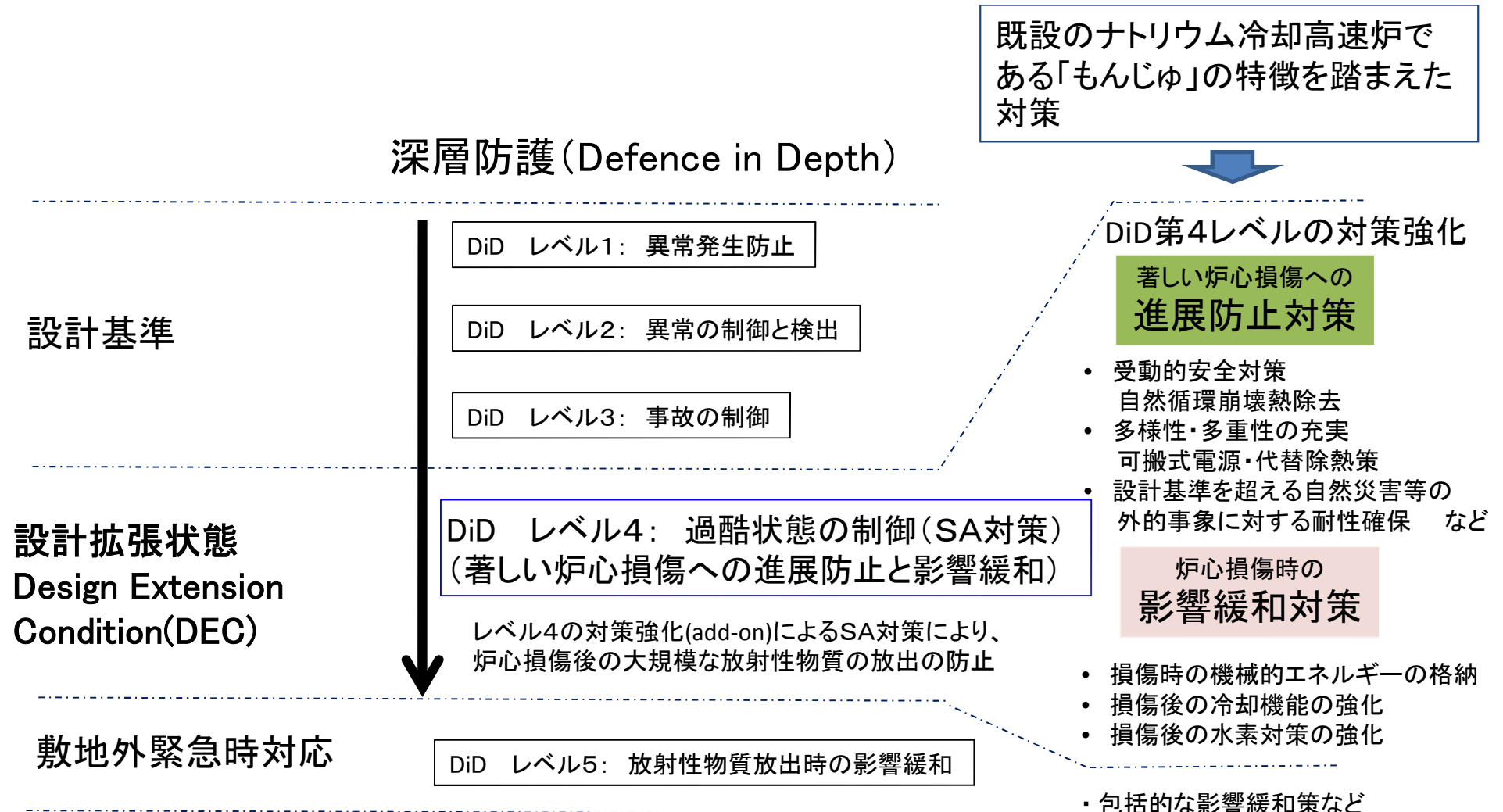
新規制基準の基本的な考え方と主要要求事項

➤ 共通原因による機能喪失及びシビアアクシデントの進展を防止するための基準を策定



参考：深層防護ともんじゅのSA対策

- 世界標準である国際原子力機関(IAEA)基準に基づく、深層防護(DiD)概念を重視
⇒ DiD第4レベルである「設計拡張状態」(DEC)に対する、従来の対策を強化



「もんじゅ」に対する 従来の過酷事故評価について

(5)項事象評価の経緯と内容

日本原子力研究開発機構
次世代原子力システム研究開発部門
炉心安全評価グループ
飛田 吉春

「もんじゅ」に対する 従来の過酷事故評価について

(5)項事象評価の経緯

「もんじゅ」における(5)項事象

「もんじゅ」における(5)項事象の評価結果

高速増殖炉の炉心安全上の特徴

- 炉心が最大の反応度を与える形状ではないため、この特徴が顕在化する炉心の大規模な形状変化が当初から関心の対象となった。
 - 炉心の大規模な形状変化のためには燃料が溶融する必要がある、炉心の損傷・溶融を仮定することが、歴史的に高速増殖炉の事故評価として検討されてきた。
- 炉心安全上の炉心特性の留意点
 - 炉心中心部でボイド反応度係数が正となる領域がある
 - 遅発中性子割合と即発中性子寿命が軽水炉に比べて小さい

安全審査指針における(5)項事象(1/2)

- 昭和55年11月6日「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」原子力安全委員会決定
 - 同考え方の(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
- 「前記(2.2)にいう「事故」より更に発生頻度は低いの結果が重大であると想定される事象については、LMFBR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。」

安全審査指針における(5)項事象(2/2)

- 「「事故」より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象については」
 - － 高速炉の炉心安全上の特徴の影響が顕在化する事象として、蓋然性を考慮しなければ炉心損傷事故があることが知られていた。
- 「LMFBR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。」
 - － 設計基準事象の想定範囲から炉心損傷事故に至る事象が十分に離れていること、さらにその影響が適切に抑制されることを確認し、原子炉施設の安全裕度を確認する。

「もんじゅ」に対する 従来の過酷事故評価について

(5)項事象評価の経緯 もんじゅにおける(5)項事象 「もんじゅ」における(5)項事象の評価結果

もんじゅにおける(5)項事象選定の考え方

- (5)項事象として想定する事象は大きな炉心損傷に至るおそれのある事象であることが必要
- そのため、本原子炉施設の事故防止対策について、「事故」評価には仮定する必要のない多重故障等をあえて仮定する必要がある
- 本評価の目的は、(5)項事象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、放射性物質の放散が適切に抑制されること、すなわち、本原子炉施設の安全裕度を確認すること
 - そのため、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い

(5)項事象として選定された3事象(1/2)

- (1) 局所的燃料破損事象
 - 燃料集合体一体の内部で生ずる事象
 - 燃料ピンは稠密な構造のため冷却材流路が狭く、かつ燃料ピンの発熱密度が高い
 - 何らかの原因で流路閉塞等の局所異常が生じた時、燃料が破損しその伝播から炉心崩壊に至る可能性を評価
- (2) 1次主冷却系配管大口径破損事象
 - 高速増殖炉は低圧系であり配管材料も延性に富む材料を使用するため、瞬時破断は生じず漏洩先行型の破損となる
 - 主配管の両端完全破断から炉心崩壊に至る可能性を評価(軽水炉の事故想定を考慮)

(5)項事象として選定された3事象(2/2)

- (3) 反応度抑制機能喪失事象
 - 炉心形状が最大反応度体系でなく、ボイド反応度係数が正となる領域がある。
 - 主炉停止系と後備炉停止系の多重故障を想定
 - 炉心内での冷却材の沸騰により正のボイド反応度が印加されて炉心損傷に至り、炉心の形状変化によって核出力が上昇して機械的エネルギーが発生する可能性を評価
- 選定した3事象の中で炉心に大きな損傷を与える可能性のある事象は「反応度抑制機能喪失事象」
 - 3事象のうちで唯一炉停止機能の不作動を想定 (Anticipated Transient Without Scram: ATWS)

「もんじゅ」に対する 従来の過酷事故評価について

(5)項事象評価の経緯

「もんじゅ」における(5)項事象

「もんじゅ」における(5)項事象の評価結果

(5)項事象評価の考え方

- 本事象経過の中で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、その作動を考慮。
- 解析評価に当たっては、事象の忠実な解析（実験データや理論的根拠に基づく物理現象の解析）を行う。
- 特別に保守的な解析条件は設定しない。
 - － 事象選定ですでに極めて保守的な想定をしている
 - － 事象の推移が実際と掛け離れたものとなることを防止

局所的燃料破損事象

- 燃料要素の局所的加熱事象
 - 相対出力が200%となる燃料ペレット10個の燃料要素1本の軸方向中央部への誤装荷を想定
 - 10gの溶融燃料が冷却材流路へ放出され緩慢な隣接燃料ピンへの破損伝播が生じる可能性があるが、発生圧力によるラップ管の変形は弾性範囲内。DN計の信号により原子炉が自動停止。
- 集合体内流路閉塞事象
 - 燃料集合体内中央部で流路面積の3分の2の平板状閉塞を想定。
 - 閉塞物下流域でナトリウム沸騰は生じない。また被覆管肉厚中心温度は980℃未満で溶融することはない。FPガス放出を仮定した場合は局所的破損が拡大するが、DN計によって原子炉は自動停止し、本事象は安全に終始する。

1次冷却系配管大口径破損事象

- 想定事象
 - 定格運転時の原子炉容器入口ノズル部の両端完全破断を想定。
 - 「原子炉容器ナトリウム液位低」信号により原子炉が自動停止。
 - 1次主冷却系循環ポンプの流量低下からポニーモータによる低速運転に移行。
- 評価結果
 - ガードベッセルとオーバフロー系により原子炉ナトリウム液位が保たれナトリウムの循環冷却が可能。
 - ポニーモータによる低速運転で定格流量の約8%で落ち着く。炉心のナトリウムは短時間沸騰するが被覆管は溶融しない。被覆管のクリーブ破損は全炉心の3%である。
 - 1次主冷却系室に流出したナトリウムの燃焼による床ライナの温度は設計温度以下にとどまる。原子炉格納容器の内圧上昇、温度上昇もわずかであり、健全性が損なわれることはない。

反応度抑制機能喪失事象

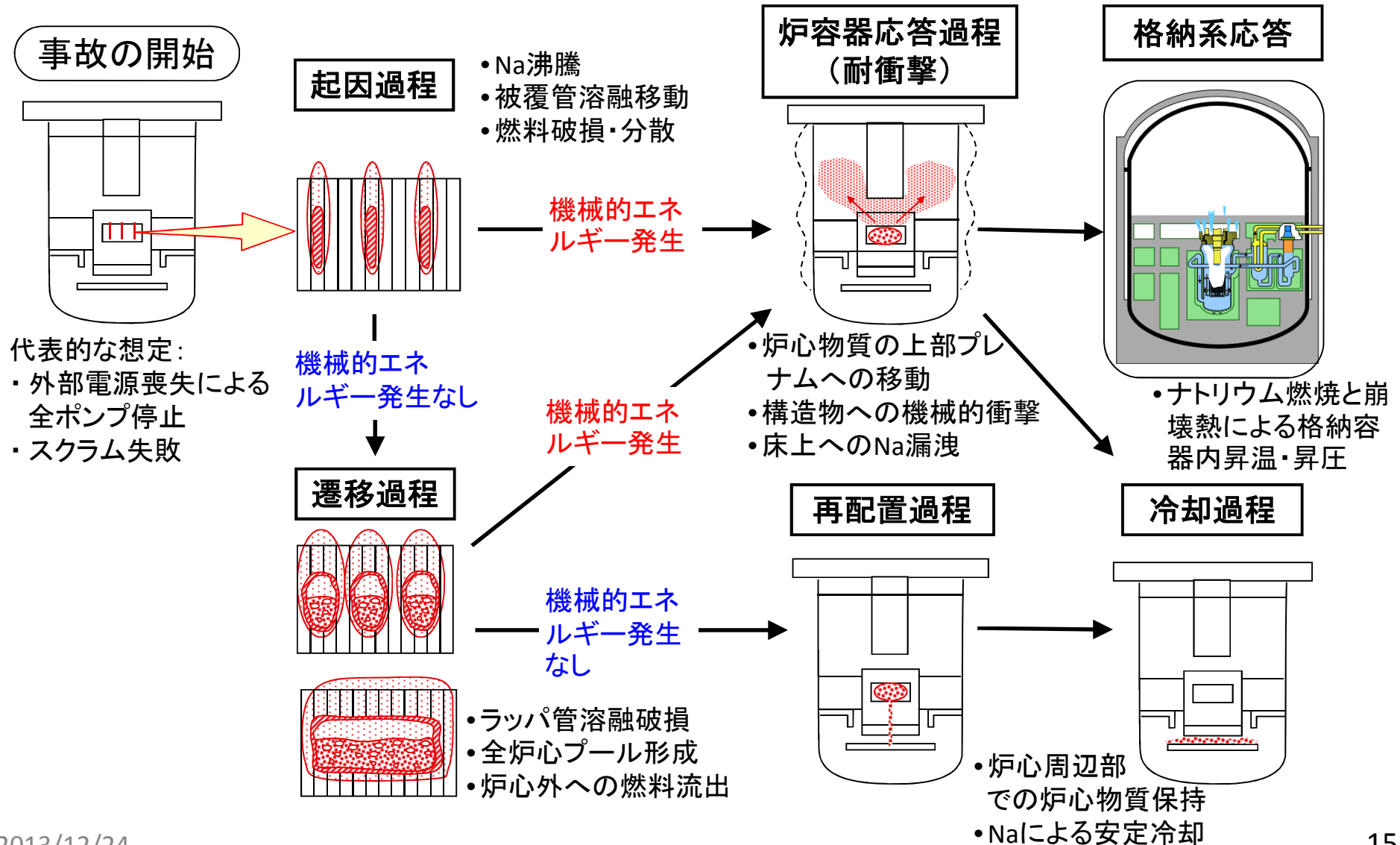
- 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象
(Unprotected Loss of Flow: ULOF)
 - 外部電源の喪失などによって炉心流量が減少した時に原子炉トリップに失敗し、原子炉停止系が作動しない状態で事象が開始される
- 制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象 (Unprotected Transient Over-Power: UTOP)
 - 1本の制御棒が異常に引抜かれた時に原子炉トリップに失敗し、原子炉停止系が作動しない状態で事象が開始される
- ULOFの方が炉心全体への影響が大きい
 - UTOPは炉心の部分的な損傷によって事象が収束に向かう可能性があり、また事象推移が緩慢
 - ULOFは早期に炉心の大きな損傷に至り、反応度抑制機能喪失事象の代表事象と考えることができる

1次冷却材流量減少時 反応度抑制機能喪失事象(ULOF)(1/3)

- 想定事象

- 原子炉の定格出力運転中の外部電源喪失により1次及び2次主冷却系循環ポンプが全数同時にトリップする。
- これに併せて、主炉停止系による炉停止失敗に加え、後備炉停止系の炉停止失敗の多重故障による反応度抑制機能喪失を重ね合わせる。
- 1次、2次主冷却系及び補助冷却設備の自然循環のみによる崩壊熱除去

ULOFの事象推移

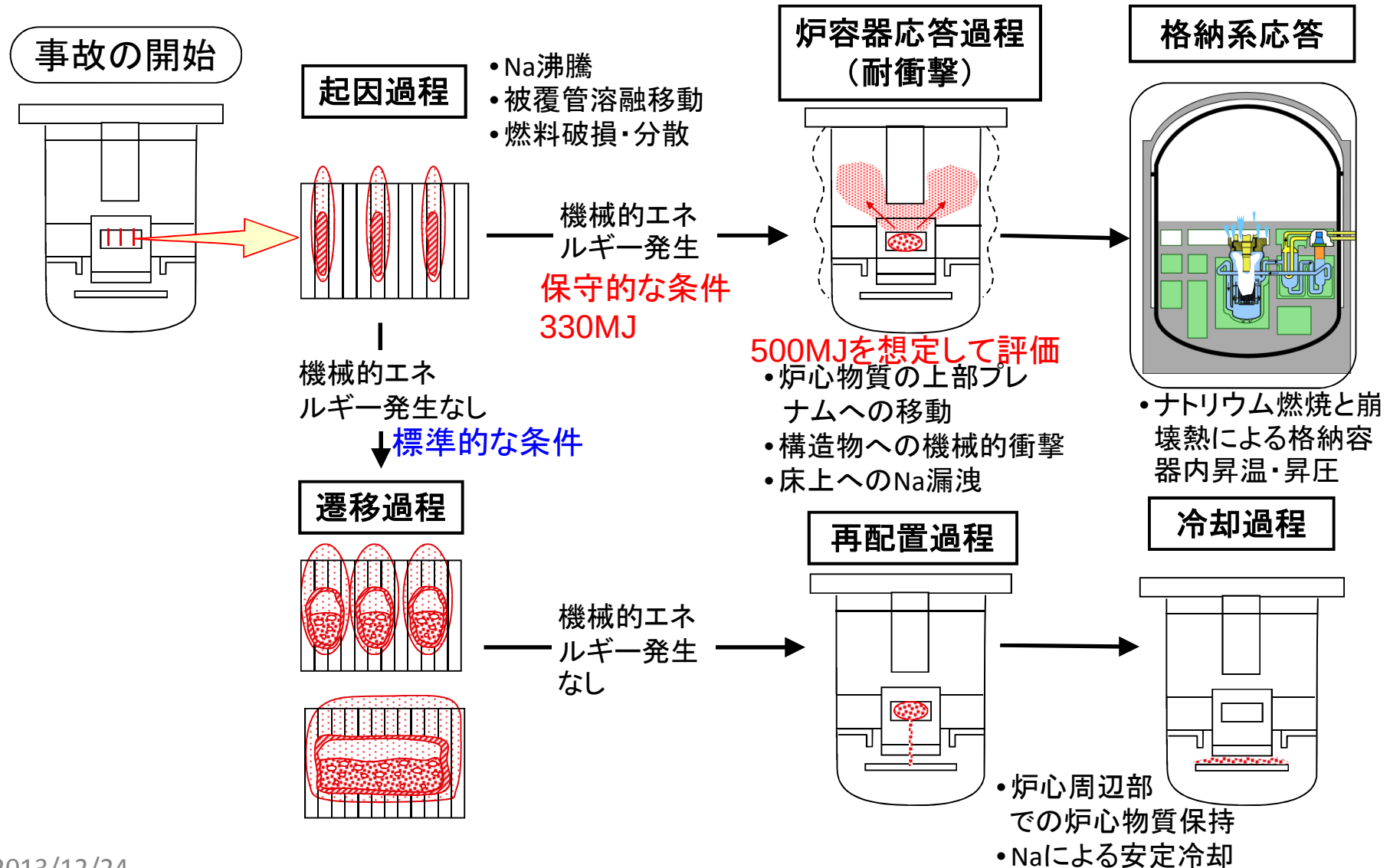


1次冷却材流量減少時 反応度抑制機能喪失事象(ULOF)(2/3)

• 評価結果

- 起因過程において保守的な条件を用いた解析では、ナトリウム沸騰、被覆管溶融移動、燃料溶融移動により即発臨界に達する。炉心損傷後の最大有効仕事は約330MJ。
- 最大有効仕事量500MJを想定した炉心圧力荷重に対して、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、崩壊熱除去機能は確保される。
- 遮蔽プラグへのナトリウムスラグの衝突によりプラグ間隙を通して原子炉格納容器床上部へナトリウムが噴出して燃焼するが、格納容器破損は生じない。
- 炉心部から放出された溶融燃料は周辺のナトリウム及び構造材に熱を伝達するとともに、原子炉容器内構造部水平部などに保持される。1次主冷却系と2次主冷却系及び補助冷却設備の自然循環により崩壊熱が除去される。

設置許可変更申請における評価

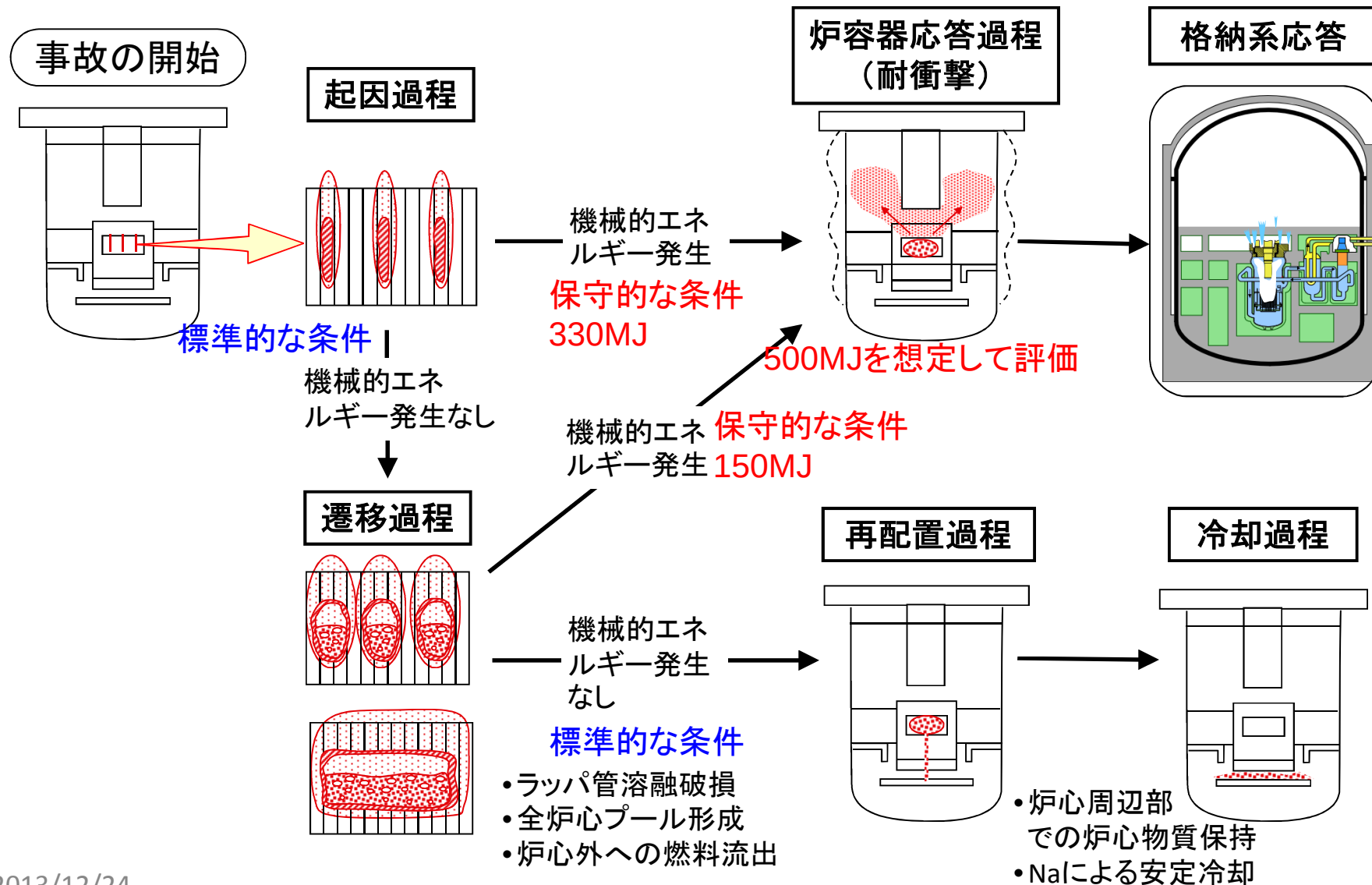


1次冷却材流量減少時 反応度抑制機能喪失事象(ULOF)(3/3)

- 評価結果

- 起因過程において標準的な条件を用いた場合は機械的エネルギーの発生は無く、遷移過程へ移行する。
- 遷移過程において保守的な条件を用いた解析では、再臨界による最大有効仕事は約150MJであり、起因過程の最大有効仕事に包絡される。

ULOF遷移過程評価



制御棒異常引抜時 反応度抑制機能喪失事象(UTOP)

- 想定事象
 - 原子炉の定格出力運転中に最大の反応度価値を持つ調整棒1本が最大速度で引き抜かれるものとし、反応度挿入率は3¢/sとする。
 - これに併せて、反応度抑制機能喪失を重ね合わせる。
- 評価結果
 - 燃料破損後の燃料・冷却材相互作用による燃料のスリープアウト(炉心上方への流出)により、未臨界となる。
 - 到達最高出力は定格の高々4倍程度であり、炉心は部分的な損傷にとどまり、炉心部の冷却機能は確保される。
 - 従って、本事象の結果は、ULOFに包絡される。

まとめ(1/2)

- 「もんじゅ」の設置許可変更申請の(5)項事象の評価において以下の結論が得られている。
 - 設計基準事象の想定範囲を大幅に超える事象を想定しても炉心崩壊に至る可能性は小さい。
 - 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格納容器の健全性は保たれ、その影響は適切に抑制される。
- 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」が十分な安全裕度を有していることを確認。

まとめ(2/2)

- 現在の第56条ではULOF事象について特別に着目し、設備対策が要求されている。
 - 設備対策で防止すべき「炉心の著しい損傷」とは「原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持できない機械的エネルギーが生じる炉心損傷状態」とされている。
 - これまでの(5)項評価結果に基づき、第56条に記載されている要件への適合性について確認していくことが重要。
- (5)項事象は、運転実績が僅少であることを鑑みて高速炉の炉心安全の特徴を考慮した事象として評価されてきた。
 - 今後は、第37条に基づく評価の中で(5)項事象評価の考え方に基づいた評価事象についても考慮することを検討する。
 - 具体的な評価事象の想定は(5)項事象の評価の経緯と最新知見を踏まえて高速増殖炉の過酷事故の考慮の中での取り扱いを整理する。



高速炉の特徴を踏まえた 事故シーケンスグループについて(1)

①炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置等

FBR安全技術センター
小野田 雄一

背景

新規制基準では、設置許可で求める安全評価について、シビアアクシデントの評価を求めている。

説明内容

- 1) もんじゅにおける事故シーケンスグループの選定の方針
 - 2) もんじゅにおける事故シーケンスグループの選定
 - 2-1) 炉心の著しい損傷の防止
 - 2-2) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止
 - 2-3) 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止
- ※軽水炉における「原子炉格納容器の破損の防止」については、もんじゅでは「格納機能の確保」として別に説明
- 3) まとめ

もんじゅにおける事故シーケンスグループの選定の方針

◎新規制基準に沿う: 研開炉の新規制基準に沿う

軽水炉の新規制基準の解釈、審査ガイドを参考

評価カテゴリ	選定項目	軽水炉での要求事項	もんじゅにおける選定の方針
1. 炉心の著しい損傷の防止	事故シーケンスグループ	(a) 原子力規制委員会が指定(※1) (b) 個別プラントの内部・外部事象PRAの結果から必要に応じて追加(※1)	(a) 内部事象PRAの結果から抽出 (b) 外部事象(地震・津波): PRAのイベントツリー分析とその裕度評価結果から抽出
	事故シーケンス	○選定の着眼点(※2) a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。 b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(流量又は逃がし弁容量等)が大きい。 d. 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。	左記に準じる
2. 格納容器の破損の防止	格納容器破損モード	(a) 原子力規制委員会が指定(※1) (b) 個別プラントの内部・外部事象PRAの結果から必要に応じて追加(※1)	内部事象PRAの結果から抽出(軽水炉と比較し確認) 外部事象は事故シーケンスグループ選定の際に考慮
	事故シーケンス	○選定の着眼点(※2) a. 評価事故シーケンスはPRAに基づく格納容器破損シーケンスの中から、当該格納容器破損モードに対して厳しいシーケンスを選定する。	左記に準じる
3. 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止	事故シーケンス	原子力規制委員会が指定(※1) 想定事故1. 除熱機能喪失型の事故 想定事故2. 冷却材漏えい型の事故	炉外燃料貯蔵槽に対して、左記と同等の事故を選定 燃料池に対して、左記と同等の事故を選定
4. 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止	事故シーケンスグループ	(a) 原子力規制委員会が指定(※1) (b) 個別プラントの内部・外部事象PRAの結果から必要に応じて追加(※1)	(a) 出力運転時のPRAの結果を参考に、停止時の原子炉状態を考慮して代表事象を選定。 (b) 外部事象については1. の選定結果を参考。
	事故シーケンス	○選定の着眼点(※2) a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。 b. 燃料損傷回避に必要な設備容量(流量等)が大きい。 c. 運転停止中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。	左記に準じる

(※1) 軽水炉の設置許可基準規則解釈から趣旨を抽出

(※2) 軽水炉の審査ガイドから趣旨を抽出

2) もんじゅにおける事故シーケンスグループの選定

2-1) 炉心の著しい損傷の防止

2-2) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止

2-3) 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止

内容:

○内部事象PRAからの抽出

- もんじゅのPRAについて

- 主要な事故シーケンスグループの代表シナリオ

- 内部事象として論点になると想定される事象の検討

○外部事象PRAからの抽出

- 外部事象PRAから抽出される事故シーケンスグループ

- 外部事象として論点になると想定される事象の検討

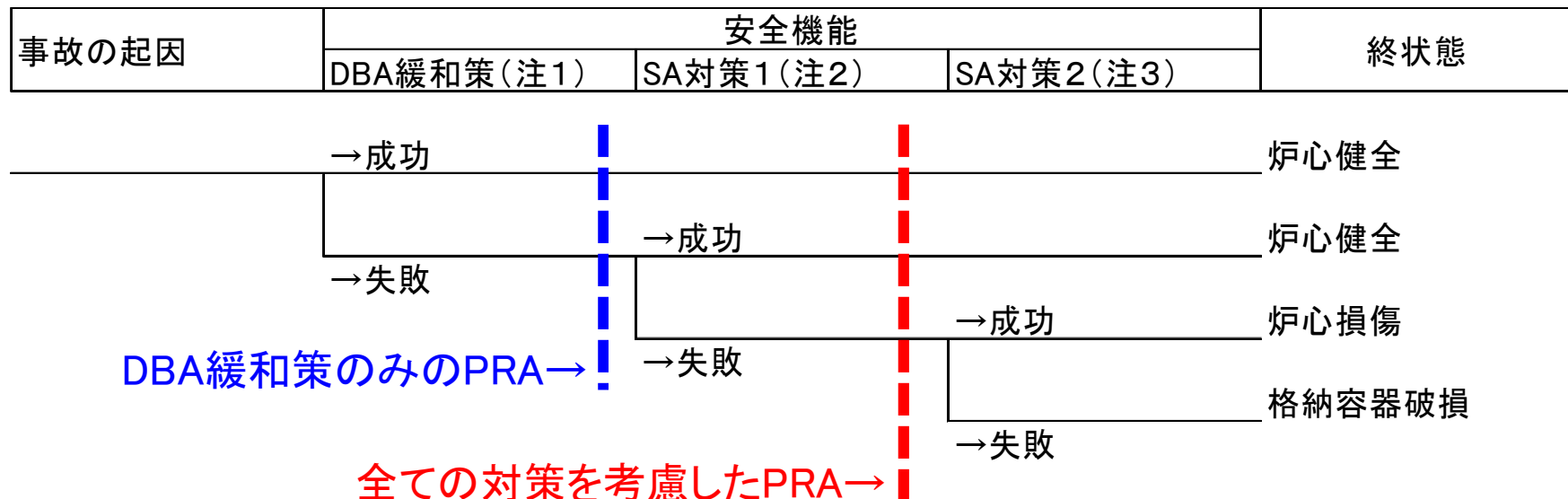
もんじゅのPRAについて

1. 1982年～1991年、旧動燃は高速炉PRA手法開発研究の一環として、設計段階の高速増殖炉「もんじゅ」を対象にレベル1、レベル2PRAを実施した。
2. その後も高速炉PRA研究を推進し、その一環として「もんじゅ」AM有効性評価のためのPRAを実施し、2008年3月にAM整備報告書として評価をまとめ、原子力安全・保安院へ報告した。
3. もんじゅにおける新規制基準への対応として、これまでのレベル1PRAの結果を再整理した。
 - 再整理の目的：「炉心の著しい損傷の防止」の有効性評価の対象となる事故シーケンスを選定するため

レベル1PRA再整理のポイント

- 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(CDF: Core Damage Frequency)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と考えた。

→DBA緩和策のみを考慮したCDFを評価



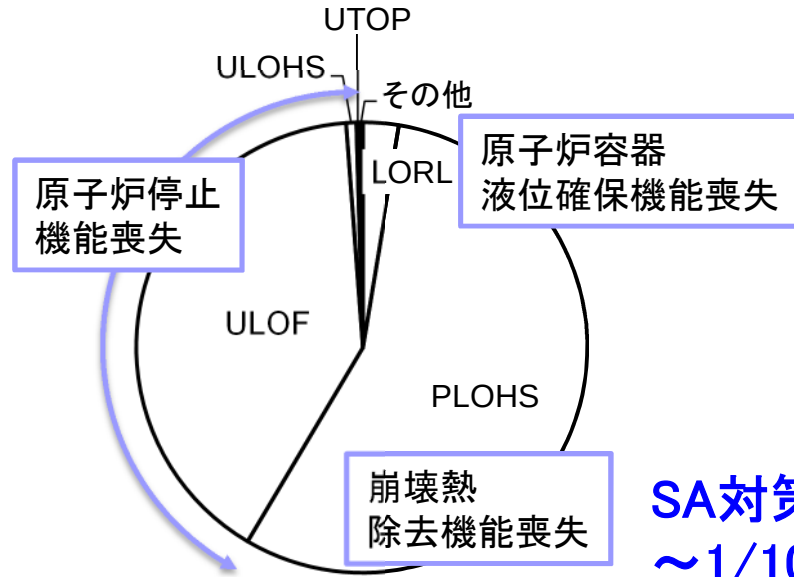
(注1) 安全評価において考慮された設計基準対策

(注2) 炉心損傷防止のためのSA対策

(注3) 格納容器破損防止のためのSA対策

レベル1PRAの再整理の結果

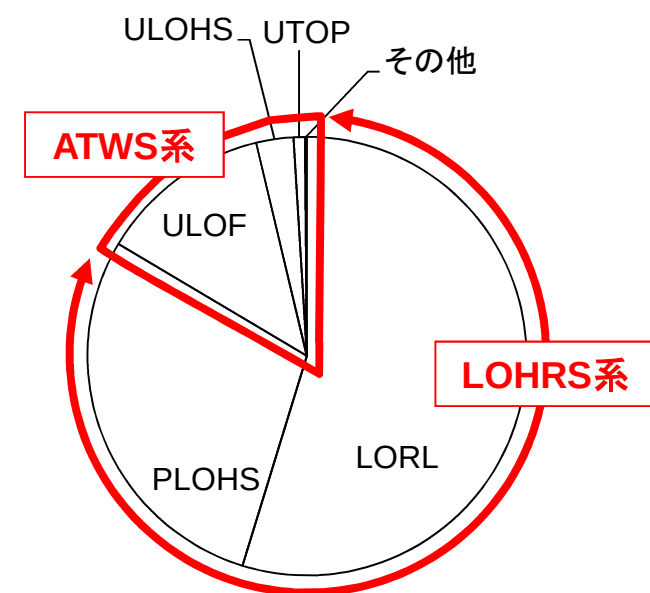
DBA緩和策のみのPRA



CDF = $\sim 2.2 \times 10^{-4}$ /炉年

SA対策によりCDFが
～1/1000に低減

SA対策も考慮したPRA



CDF = $\sim 1.6 \times 10^{-7}$ /炉年

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

内的事象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

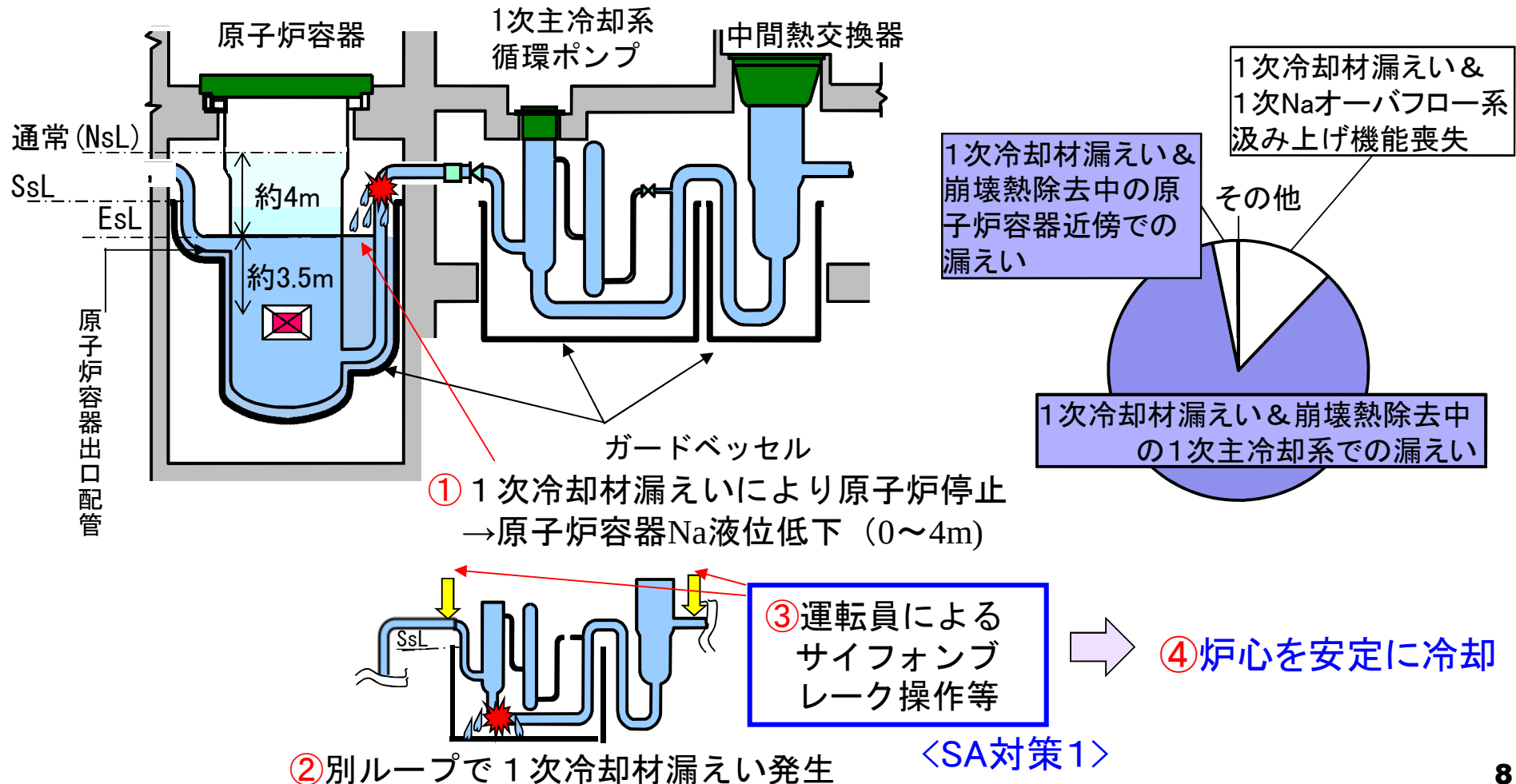
原子炉停止機能喪失事象の代表シナリオ

ULOF (炉心流量喪失時)	○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停止するものの、制御棒(<u>主炉停止系</u>)が挿入されない。 ○事象推移： <DBA緩和策> - 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1>
UTOP (制御棒誤引抜時)	○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、トリップ遮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
ULOHS (除熱源喪失時)	○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、トリップ遮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。2次系のポンプは全数自動トリップするが、1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次系循環停止) → 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

原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)事象の代表シナリオ

ー 1次系2カ所での漏えいー

- 1次冷却材漏えいにより原子炉トリップ後の崩壊熱除去中に、起因事象とは別の原子炉容器近傍または1次主冷却系ループのSsL(システム・レベル)より低所で漏えいが発生



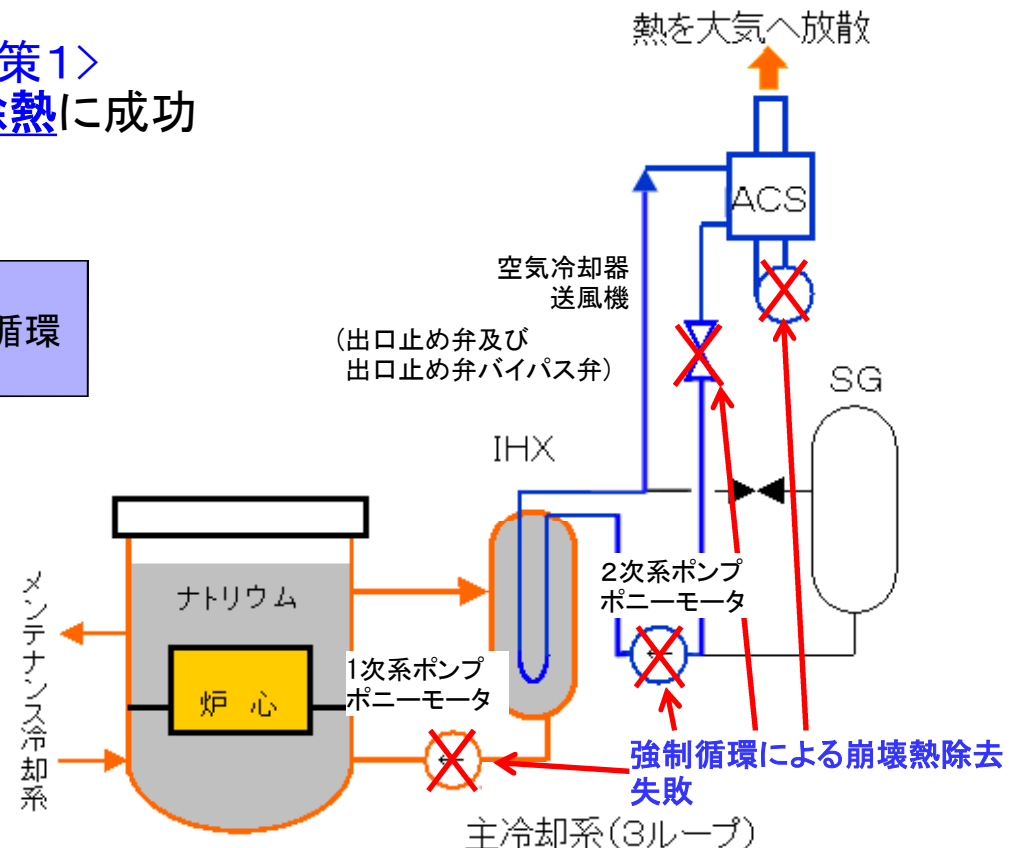
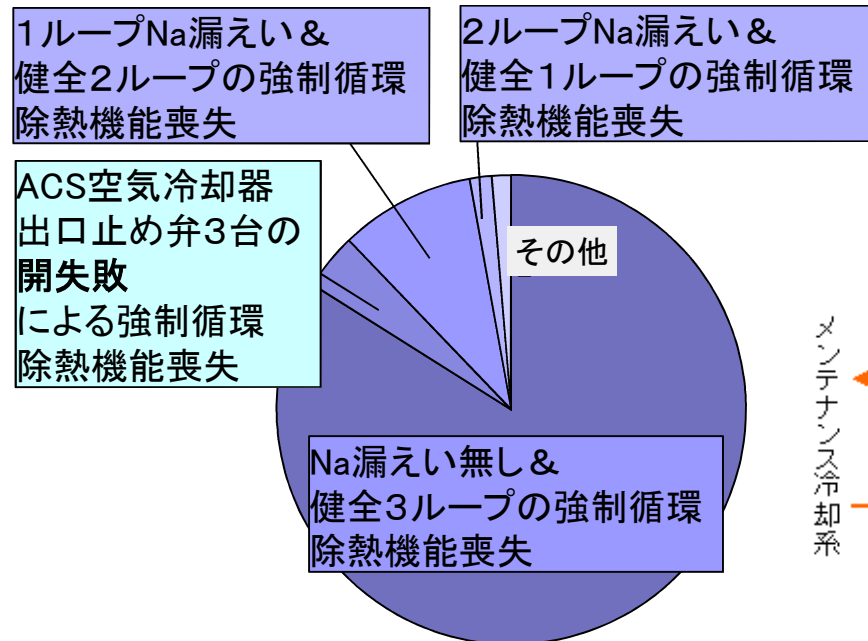
崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)事象の代表シナリオ

ー 3 ループ健全状態での強制循環除熱失敗ー

- 過渡事象による原子炉停止後、3ループすべてにおいて補助冷却設備による強制循環除熱に失敗する。

＜SA対策1＞

- 補助冷却設備による自然循環除熱に成功
→ 炉心を安定に冷却

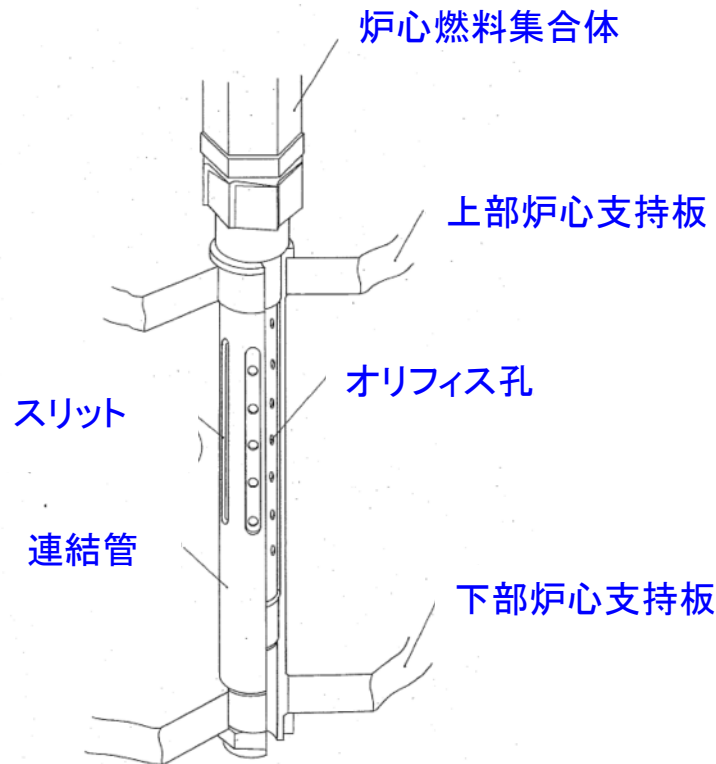


I H X : 中間熱交換器
A C S : 補助冷却設備
S G : 蒸気発生器

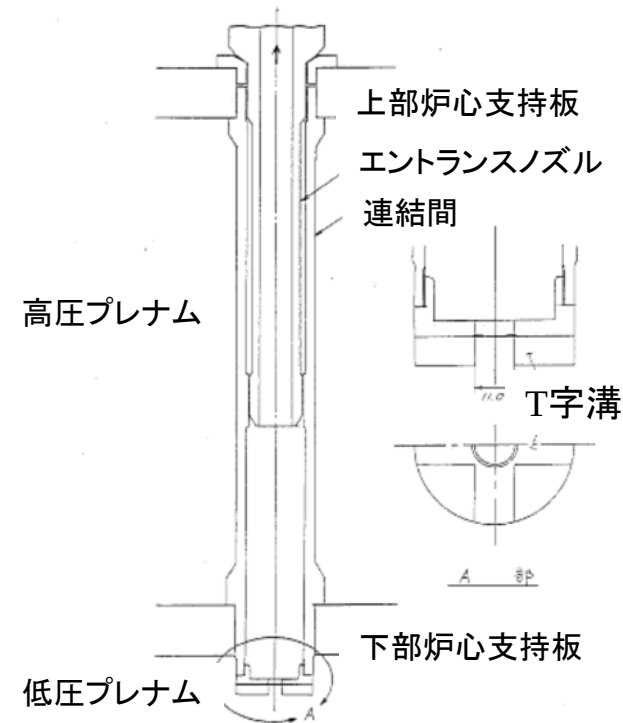
内的事象として論点になると想定される事象

起因事象の発生頻度が極めて低いと想定され、その頻度評価はできないが、海外での評価事例等を踏まえ論点になると想定される事象。

- 燃料集合体の瞬時完全閉塞(TIB: Total Instantaneous Blockage)
 - ✓ もんじゅでは当該事象の防止対策(エントランスノズル部の多孔化等)により燃料集合体は瞬時に完全閉塞しない構造であることから、TIBの発生は無視できると判断する。
 - ✓ その影響はATWS事象に包絡されると判断する。



もんじゅ炉心燃料集合体の装荷イメージ



ブランケット燃料集合体

内的事象として論点になると想定される事象

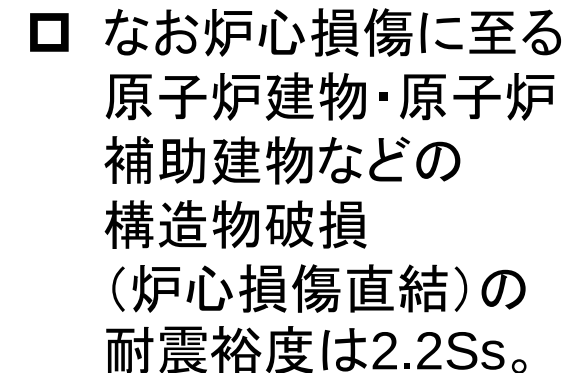
□ 大気泡炉心通過事象(LBCP)

- ✓ もんじゅでは、以下の対策により、著しい炉心損傷に至る規模の大気泡炉心通過による反応度挿入事象の発生は無視できると判断する。
 - ① 原子炉容器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
 - ② 炉内構造物等にはガス抜き穴を設け、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、燃料集合体等へ至るまでには、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
- ✓ その影響はATWS事象に包絡されると判断する。

-ストレステストにおける耐震裕度評価-

ストレステストにおいて、PRA手法によって、現象論的イベントツリーを展開し、クリフエッジを同定するとともに、耐震裕度を評価した。これに基づいて評価すべき事故シーケンスグループを抽出した。

- ✓ 1.25Ss超過の地震時に全交流電源が喪失し、強制循環除熱に失敗
→事故シーケンスグループとして抽出



※補助冷却設備出口止め弁 の動的機能喪失

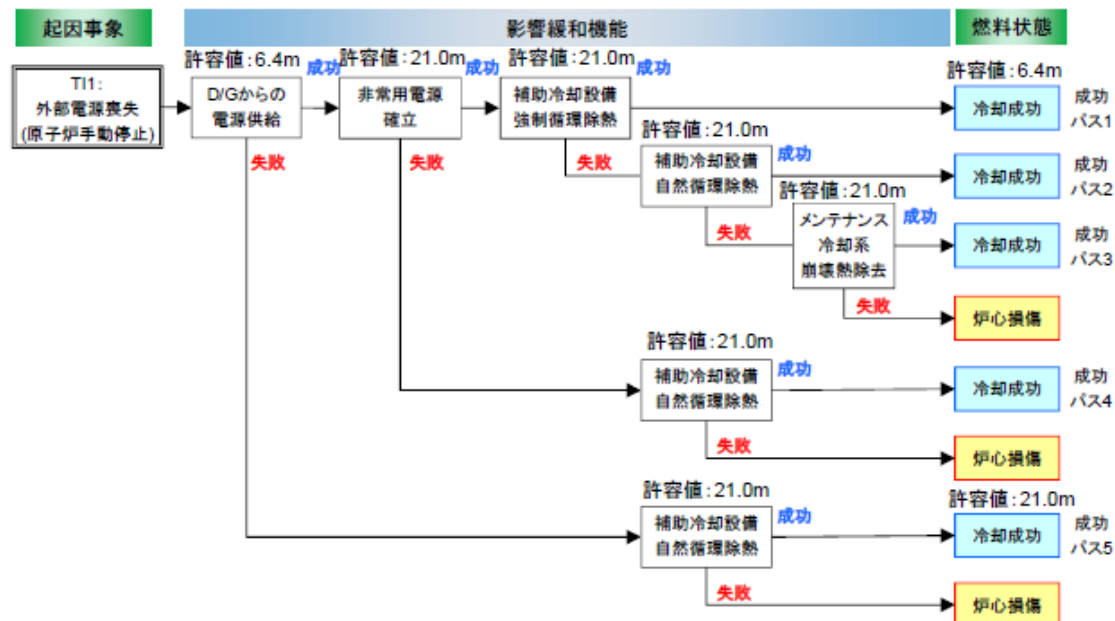
ストレステストにおける津波評価から抽出

ストレステストにて許容津波高さを評価した。この際、現象論的イベントツリーを展開し、クリフエッジを同定するとともに、事象進展の幅を確認した。これに基づいて評価すべき事故シーケンスグループを抽出した。

□PLOHS(全交流電源喪失)

高さ21m (もんじゅの敷地高さ)までの津波を評価対象とする。

- ✓ 高さ6.4m以下の津波の場合、補助冷却設備による強制循環除熱が可能。
- ✓ 6.4m超過かつ21m以下の津波の場合、全交流電源が喪失し、補助冷却設備による強制循環除熱に失敗 → 事故シーケンスグループとして抽出



【補足】津波高さが21m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、炉心損傷に至るとみなす。

外的事象として論点になると想定される事象

- 地震起因のスクラム失敗事象(UTOP、ULOFなどを含む)
 - ✓ 耐震裕度が炉心損傷直結より大きいと評価される。
 - ✓ これらスクラム失敗事象が生じるような、設計基準の地震動を大幅に超える地震動では、同時に構造損傷に起因して炉心損傷に至る。

- 地震時1次主循環ポンプ3台軸固着事象
 - ✓ ストレステストの結果、ポンプの動的機能維持の耐震裕度は前出の「炉心損傷直結」と同等と評価された。
 - ✓ 「炉心損傷直結」相当以下の地震では、1次主循環ポンプ3台軸固着事象は生じない。

炉心の著しい損傷の防止の対策の有効性の評価のために選定された事故シーケンスグループ

評価カテゴリ	事故シーケンスグループ
1. 炉心の著しい損傷の防止	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) もんじゅにおける事故シーケンスグループの選定

2-1) 炉心の著しい損傷の防止

2-2) 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止

2-3) 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止

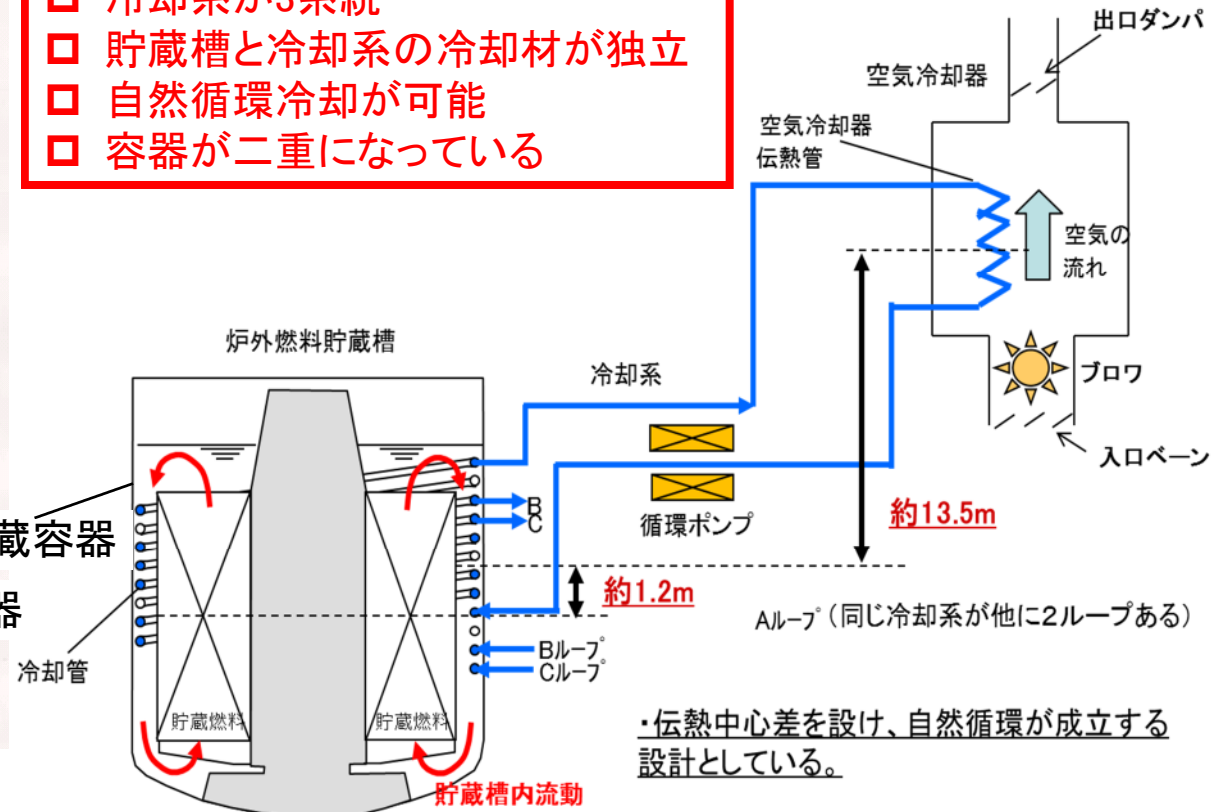
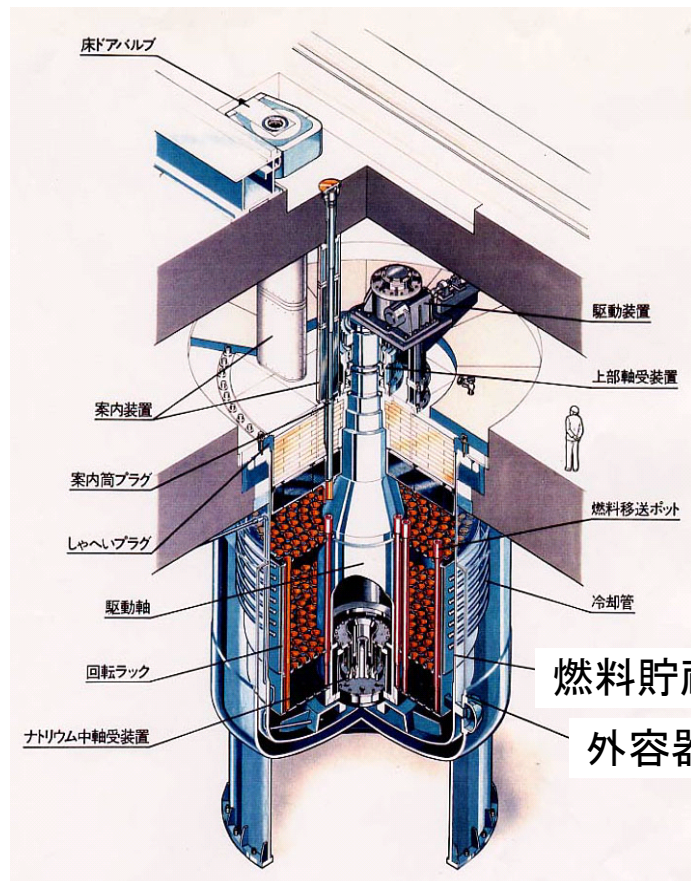
炉外燃料貯蔵槽(EVST)の想定事故(案)

炉外燃料貯蔵槽 (EVST) の概要

- ❑ 燃料交換の際に炉心から取り出した燃料を貯蔵する設備。

ポイント

- ❑ 冷却系が3系統
- ❑ 貯蔵槽と冷却系の冷却材が独立
- ❑ 自然循環冷却が可能
- ❑ 容器が二重になっている



炉外燃料貯蔵槽(EVST)の想定事故(案)

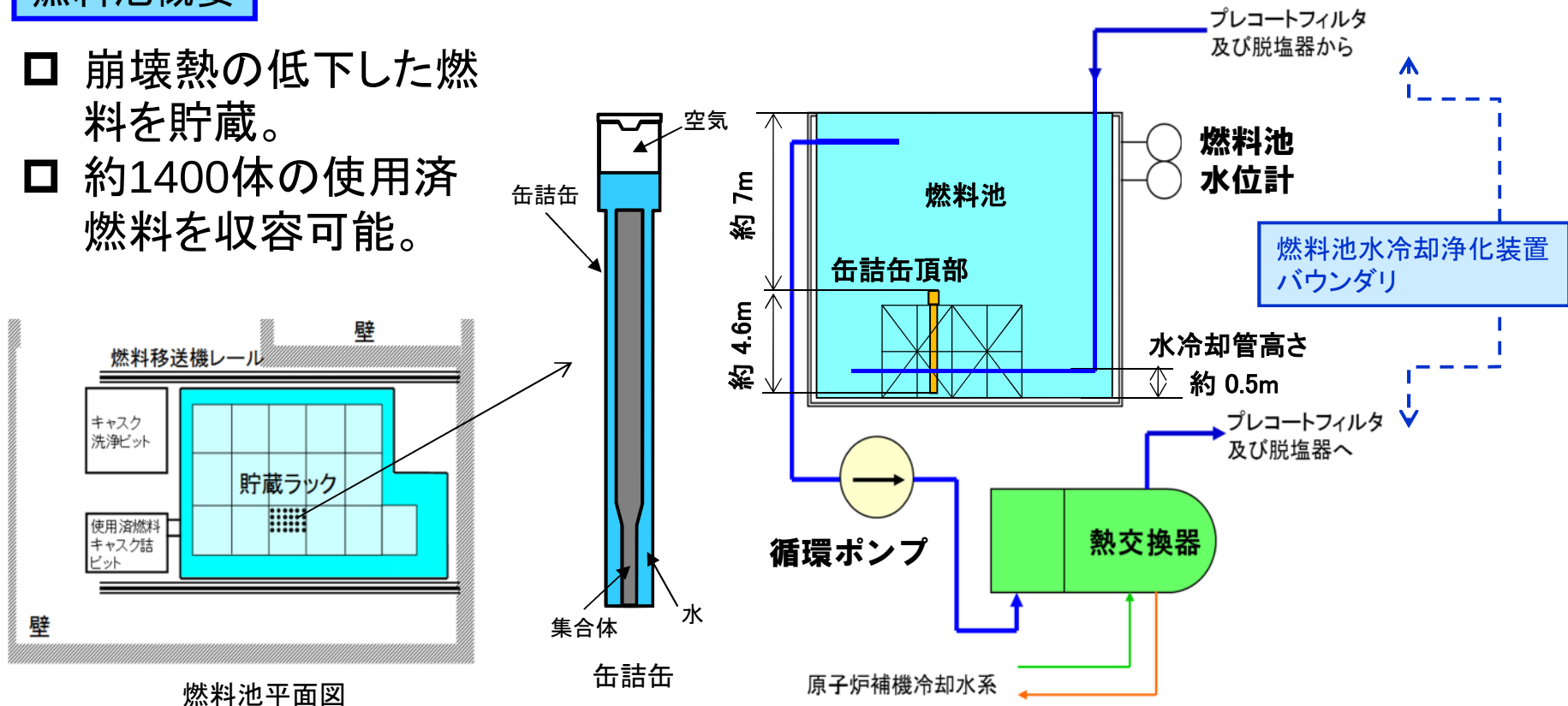
- 「もんじゅ」の炉外燃料貯蔵槽(EVST)の特徴を踏まえ、
軽水炉の「使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事象」と同等の異常事象を選定。

軽水炉の事故シーケンスグループ(規制委が指定するもの)	もんじゅの事故シーケンスグループ
(a)想定事故1: <u>使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</u> (b)想定事故2: <u>サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</u>	(a)想定事故1 <u>炉外燃料貯蔵槽の冷却機能が喪失することにより、炉外燃料貯蔵槽内のナトリウム温度が上昇する事象。</u> (b)想定事故2: <u>炉外燃料貯蔵槽内の配管貫通部で燃料貯蔵容器の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。</u>

燃料池の想定事故(案)

燃料池概要

- ❑ 崩壊熱の低下した燃料を貯蔵。
- ❑ 約1400体の使用済燃料を収容可能。



ポイント

- ❑ 原子炉から取り出された使用済燃料は、EVSTにて崩壊熱が小さくなるまで貯蔵
- ❑ 使用済燃料(集合体)は缶詰缶に詰められ、燃料池に移され、水中にて貯蔵・冷却
- ❑ 燃料池の冷却系が停止しても水温上昇は緩慢(保有水の蒸発による水位低下で缶詰缶頂部が露出するには約97日を要する)

燃料池の想定事故(案)

- 「もんじゅ」の燃料の特徴を踏まえ、
軽水炉の「使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事象」と同等の異常事象を選定。

軽水炉の事故シーケンスグループ(規制委が指定するもの)	もんじゅの事故シーケンスグループ
(a)想定事故1: <u>使用済燃料貯蔵槽</u>の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、<u>使用済燃料貯蔵槽</u>内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。 (b)想定事故2: サイフォン現象等により<u>使用済燃料貯蔵槽</u>内の水の小規模な喪失が発生し、<u>使用済燃料貯蔵槽</u>の水位が低下する事故。	(a)想定事故1: <u>燃料池</u>の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、<u>燃料池</u>の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。 (b)想定事故2: サイフォン現象等により<u>燃料池</u>の水の小規模な喪失が発生し、<u>燃料池</u>の水位が低下する事故。

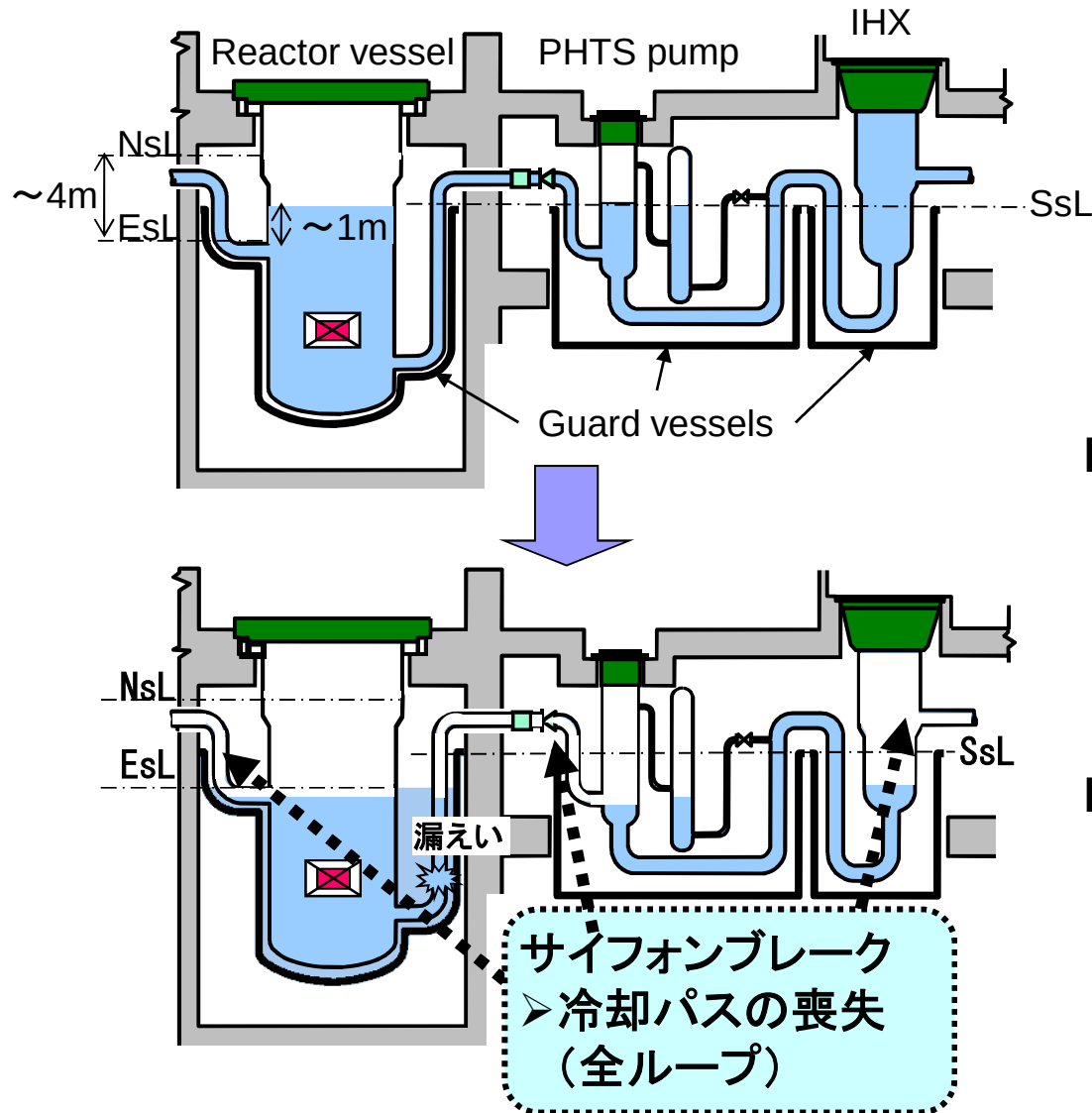
運転停止中の原子炉の重要事故シーケンスグループ

- 運転停止中の原子炉の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。
 - ⇒ 出力運転時のPRAの結果を参考に、運転停止中に想定される各系統の状態（原子炉容器液位、冷却材が系統から抜き取られた状態か否かなど）を考慮して代表事象を選定。
- 運転停止中原子炉の特徴は下記
 - 1) 系統温度が低く、かつ崩壊熱レベルが低いので、猶予時間が出力運転時よりも更に長い。
 - 2) 1次主冷却系のメンテナンス時には原子炉容器液位が定格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。

軽水炉の事故シーケンスグループ (規制委が指定するもの)	もんじゅの事故シーケンスグループ
・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入	・崩壊熱除去機能喪失(※1) ・全交流動力電源喪失(※2) ・原子炉冷却材の流出 ・反応度の誤投入

(※1) 出力運転時と事象推移は同じ。(※2) 崩壊熱除去機能喪失と事象推移は同じ。

運転停止中の原子炉冷却材の流出の概要



□ 運転停止中の原子炉容器液位は出力運転時(NsL)より低い場合があります、この際EsLまでの余裕が小さい点が特徴

□ 1カ所の低所漏えいで1次主冷却系3ループとも冷却パスを喪失する場合がある → 事故シーケンスグループとして抽出

事故シーケンスグループと判断基準(案)

1. 炉心の著しい損傷の防止

事故シーケンスグループ		事故シーケンスの説明	炉心損傷防止の判断基準
原子炉容器液位 確保機能喪失		1次系2箇所以上での漏洩等によって原子炉容器液位が低下し、EsL未滿になる。	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。)
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次系または2次系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。	原子炉冷却材バウンダリを構成する構造材温度が750℃/100時間以下(750℃の場合は100時間以内を指し、750℃より低い温度や高い温度の場合には750℃/100時間と同等と見なされる時間以内をいう)であること。
原子炉停止 機能喪失	炉心流量喪失時	原子炉トリップを必要とする異常時に原子炉トリップ遮断器開に失敗する、また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。	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。
	主炉停止系機能喪失		
	反応度挿入時		
	主炉停止系機能喪失		
除熱源喪失時 主炉停止系機能喪失			

事故シーケンスグループと判断基準(案)

2. 使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止

事故シーケンスグループ		事故シーケンスの説明	燃料損傷防止の判断基準
EVST	想定事故1	EVST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。	(a)冷却材バウンダリを構成する構造材温度が750℃/100時間以下(750℃の場合は100時間以内を指し、750℃より低い温度や高い温度の場合には750℃/100時間と同等と見なされる時間以内をいう)であること。 (b)貯蔵容器内液位が冷却に必要な液位(EL.32.9)を下回らないこと。
	想定事故2	燃料貯蔵容器内のナトリウムの小規模な漏えい	
燃料池	想定事故1	燃料池の冷却機能又は注水機能の喪失	(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。
	想定事故2	燃料池の水の小規模な喪失	

事故シーケンスグループと判断基準(案)

3. 運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止

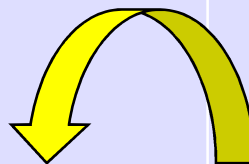
重要事故シーケンスグループ	事故シーケンスの説明	炉心損傷防止の判断基準
崩壊熱除去機能喪失(※1)	補助冷却設備の空気冷却器送風機、1次系または2次系ポンプポニーモータなどが3グループとも機能喪失し、強制循環による崩壊熱除去機能が喪失する。	(a)未臨界を確保すること(ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)
全交流動力電源喪失(※2)	全交流動力電源喪失に起因して崩壊熱除去機能が喪失する。	(b)崩壊熱除去に必要な原子炉容器液位が確保されること(ただし、燃料の健全性に影響を与えない一時的な液位低下は除く。)
原子炉冷却材の流出	A・Cループメンテナンス中にBループ及びメンテナンス冷却系配管の破損が生じ、原子炉容器液位が低下する。	(c) 原子炉冷却材バウンダリを構成する構造材温度が750℃/100時間以下(750℃の場合は100時間以内を指し、750℃より低い温度や高い温度の場合には750℃/100時間と同等と見なされる時間以内をいう)であること。
反応度の誤投入	運転停止中の原子炉の制御棒の誤引抜きにより誤って反応度が投入される。	

(※1)出力運転時と事象推移は同じ。(※2)崩壊熱除去機能喪失と事象推移は同じ。

補足資料

実用炉規則(※)第37条の概要(1/2)

条文	解釈【青字は記載の要旨】
(重大事故等の拡大の防止等) 第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故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。	第37条(重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止) 1-1 【事故シーケンスグループについて】 (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ ① BWR … ② PWR … (b) 個別プラント評価より抽出した事故シーケンスグループ ① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA(適用可能なもの)又はそれに代わる方法で評価を実施すること。 ② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。
1-2 【第1項「必要な措置を講じたもの」の説明】 CVバイパス時等の有効性評価の例外の説明 1-3 【1-2「有効性があること」の判断基準】 1-4 【1-2「対策の計画」の補足】 1-5 【1-3判断基準の補足(詳細)】 1-6 【同上】	



実用炉規則第37条の概要(2/2)

条文	解釈の概要
2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、 原子炉格納容器の破損 及び工場等外への 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。	(原子炉格納容器の破損の防止) 2-1 【格納容器破損モードについて】 (a) 必ず想定する格納容器破損モード (b) 個別プラント評価より抽出した格納容器破損モード 2-2 【第1項「必要な措置を講じたもの」の説明】 2-3 【2-2「有効性があること」の判断基準】 2-4 【2-3判断基準の補足(詳細)】
3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、 使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料 (以下「貯蔵槽内燃料体等」という。) 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。	(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止) 3-1 【想定事故1及び2の定義】 3-2 【3-1の評価の判断基準】
4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、 運転停止中における発電用原子炉内の燃料体 (以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。) 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。	(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止) 4-1 【事故シーケンスについて】 (a) 必ず想定する事故シーケンスグループ (b) 個別プラント評価より抽出した事故シーケンスグループ 4-2 【4-1の評価の判断基準】

研開炉規則(※)第37条の概要

条文	解釈
(重大事故等の防止等) 第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故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。 2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外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。 3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料(以下「貯蔵槽内燃料体等」という。)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。 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体(以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。)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。	第37条(重大事故等の防止等) 1 第1項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構造物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故シーケンスグループを設定する。 事故シーケンス等の具体的な記載なし。 条文は実用炉規則と同じ。 対象となる高速炉が「もんじゅ」の1基のみであることから、軽水炉での設定方針を踏まえ、過去の安全審査における経緯等を反映して想定される事故シーケンスグループを抽出し、具体化する。

※ 「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」



高速炉の特徴を踏まえた 事故シーケンスグループについて(2)

②格納機能確保するために必要な措置

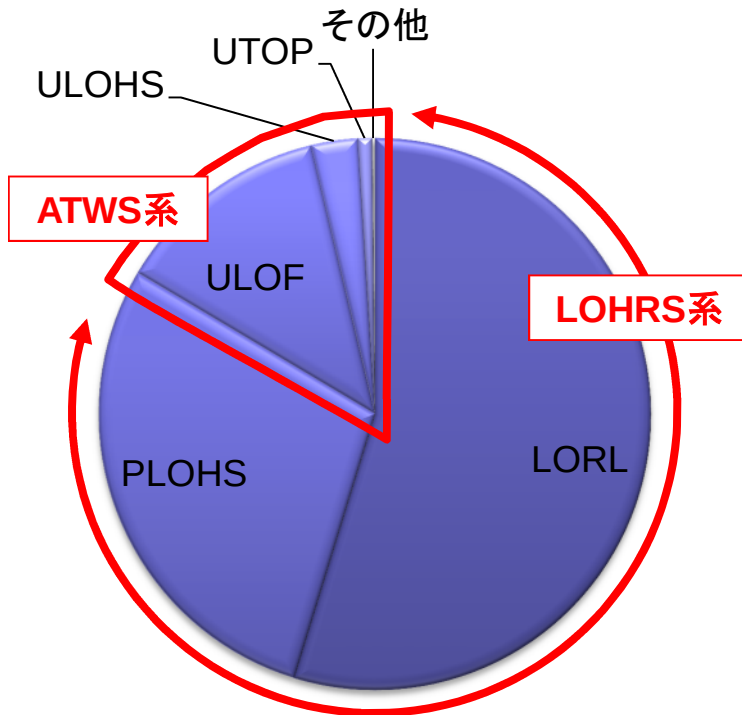
FBR安全技術センター

小野田 雄一

説明内容

- 1) もんじゅにおける事故シーケンスグループの選定:
格納機能の確保について
- 2) (5)項事象の取扱について

格納機能の確保にあたって検討対象とすべき事象



CDF = $\sim 1.6 \times 10^{-7}$ / 炉年

SA対策も考慮したPRA

ATWS: Anticipated Transient Without Scram
LOHRS: Loss Of Heat Removal Systems

PRAの結果から、以下を検討対象とすべきと判断

ATWS系
事象

ULOF, UTOP
及びULOHS

LOHRS系
事象

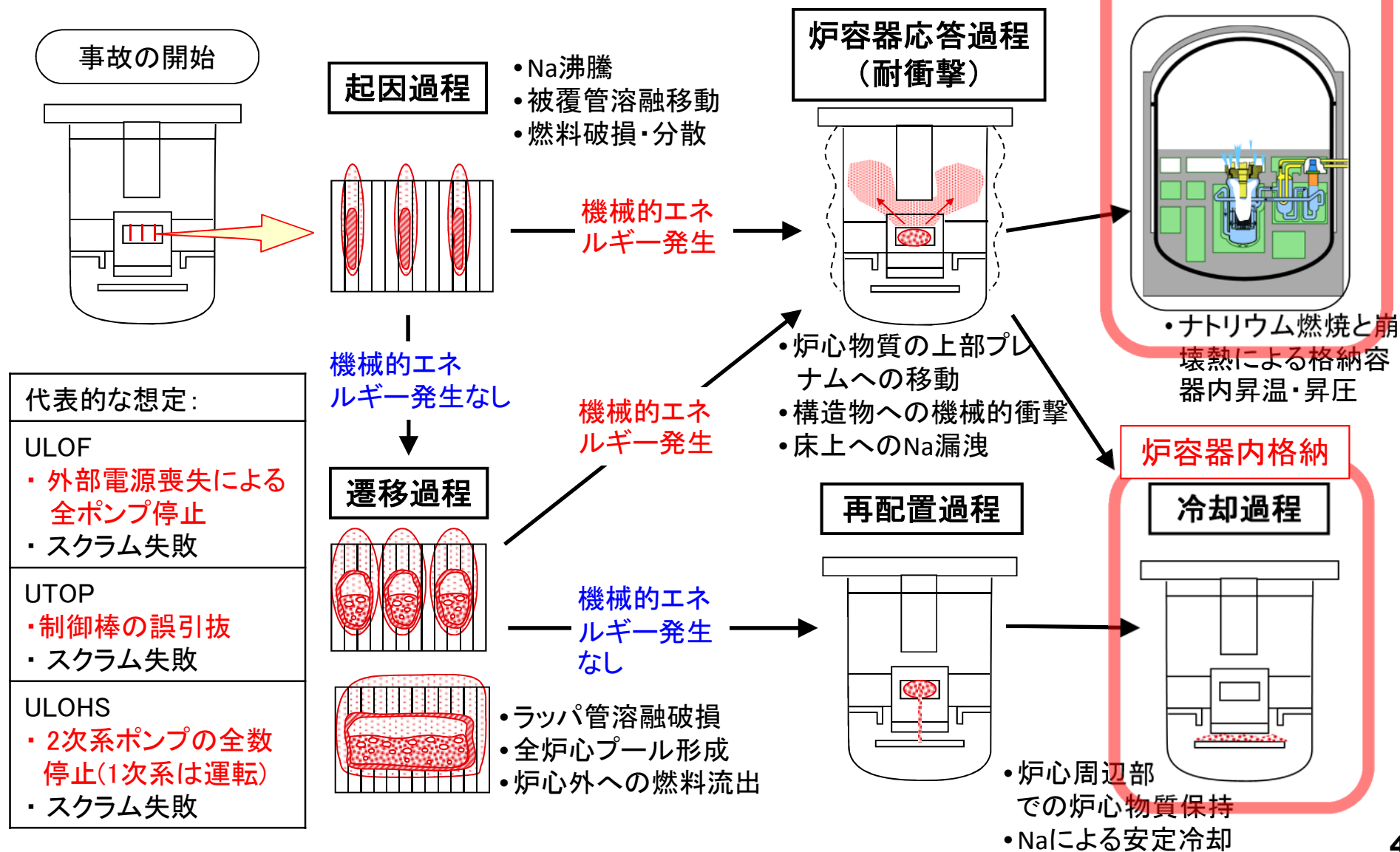
LORL, PLOHS

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

ATWS系事象の代表シナリオ(1/2)

UOOF	○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停止するものの、制御棒<u>(主炉停止系および後備炉停止系)</u>が挿入されない。 ○事象推移: ＜DBA緩和策＞ ＜SA対策1＞ - 出力・流量のミスマッチ(定格出力＋流量喪失) → 炉心部の冷却材温度が上昇 → 冷却材沸騰 → ボイド反応度の挿入 → パルス状過出力の投入
UTOP	○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、トリップ遮断器開失敗により制御棒<u>(同上)</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) → 高出力部の燃料溶融開始 → 被覆管破損 → 溶融燃料噴出 → 流路ボイド化 → ボイド反応度の挿入 → パルス状過出力の投入
UOHS	○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、トリップ遮断器開失敗により制御棒<u>(同上)</u>が挿入されない。2次系のポンプは全数自動トリップ。 ○事象推移: - 除熱源喪失(定格出力＋2次系循環停止) → 1次系の冷却材温度上昇 → 昇温による1次系ポンプ停止 → 冷却材沸騰 → 流路ボイド化 → ボイド反応度の挿入 → パルス状過出力の投入

ATWS系事象の代表シナリオ(2/2)



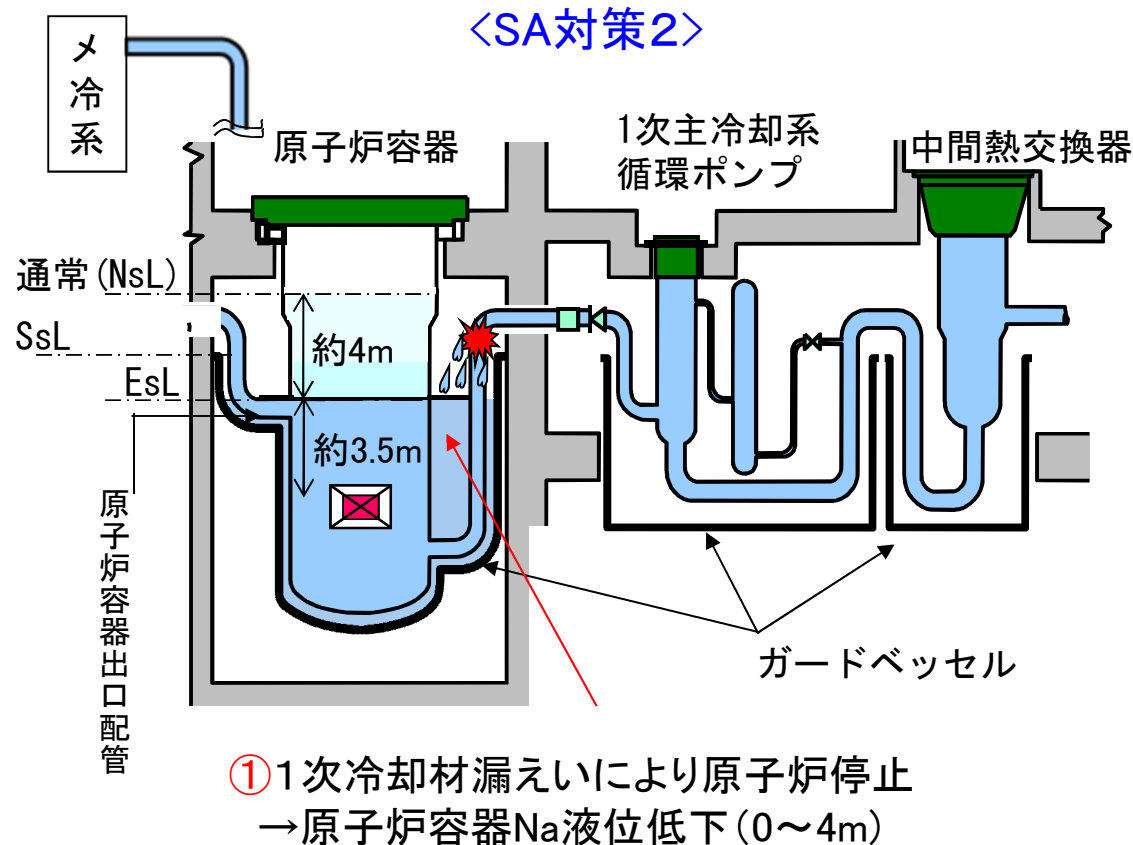
LORL事象の代表シナリオ

ー 1 次系 2 カ所での漏えいー

④ メンテナンス冷却系の緊急起動
による崩壊熱除去運転に成功

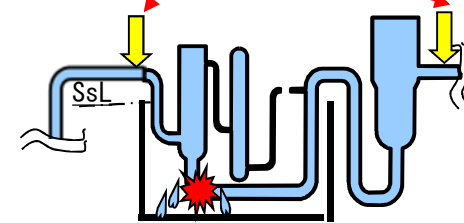


⑤ 格納機能が確保される
(炉心損傷に至らずに安定に冷却される)



＜SA対策1＞

③ 運転員による漏えい
ループのサイフォンブ
レーク操作等の失敗

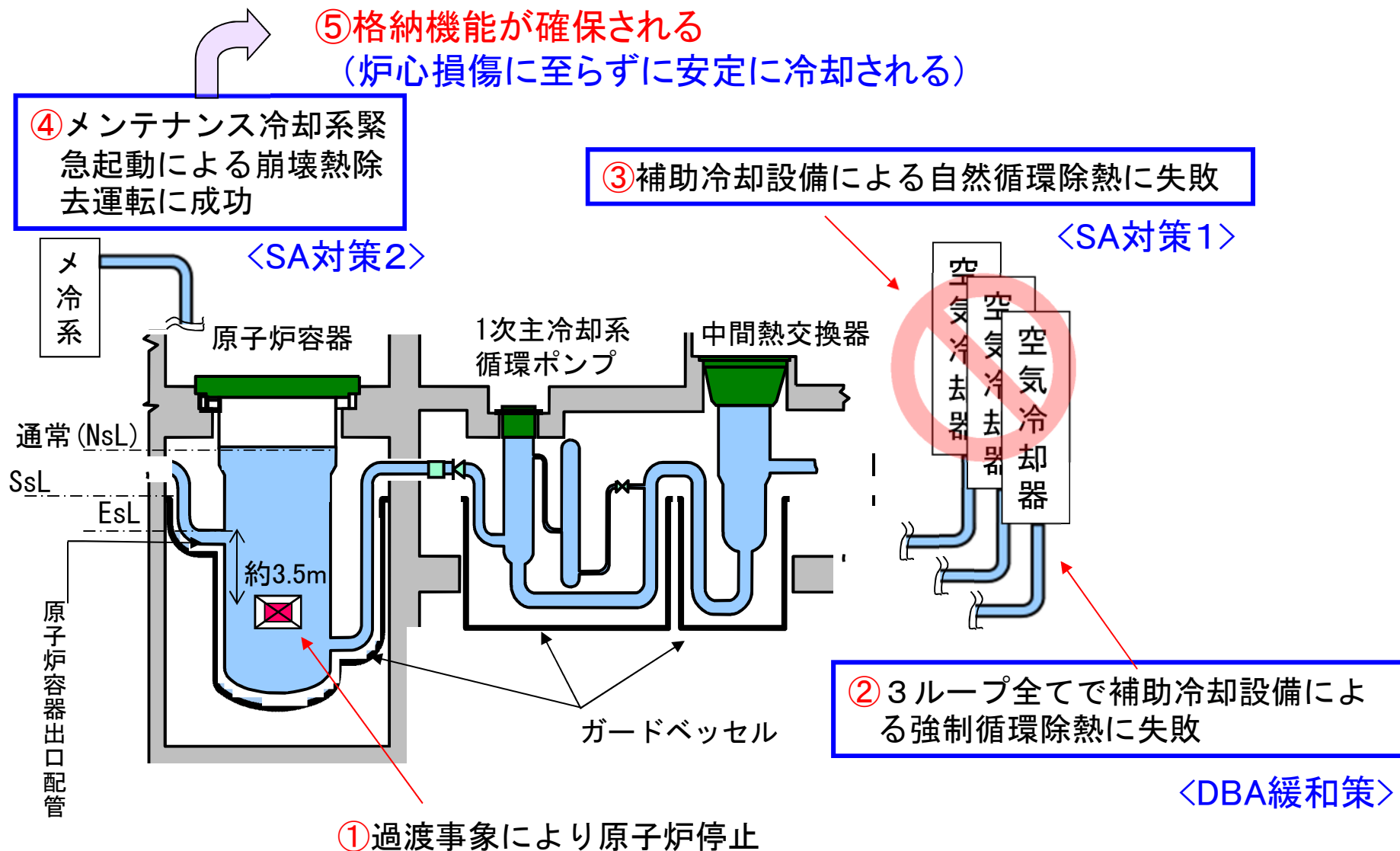


② 崩壊熱除去運転中に1次
主冷却系の別のループの
SsL以下で1次冷却材漏
えいが発生

＜DBA緩和策＞

PLOHS事象の代表シナリオ

－ 3 ループ健全状態での強制循環除熱失敗－



ATWS系事象の格納機能の確保

- ATWS系事象の特徴
 - 開発初期から高速炉に固有の事故事象として海外でも多くの研究実績(炉内・炉外試験及び解析モデル開発)があり、もんじゅでは当初の設置許可申請時に解析評価が求められた(ULOF及びUTOP)。
 - 事故事象の開始から炉心損傷に至るまでの時間が早い(ULOFで数十秒、UTOPで数分)。
 - 格納容器床上へのナトリウム噴出の可能性はあるが、溶融炉心物質は炉容器内に保持可能。
- 格納機能の確保の方針
 - 格納容器床上へのナトリウム噴出・スプレイ燃焼による格納容器の過圧破損を防止する。
 - 溶融炉心物質を炉容器内に保持し、安定冷却可能とする。

LOHRS系事象の格納機能の確保

- LOHRS系事象の特徴

- ATWS系事象に比べると炉心損傷に至るまでの事象進展が緩慢（LORLで45時間、PLOHSで82時間）。炉心損傷までに時間余裕があることが、LOHRS系事象が（5）項事象として選定されなかった理由の一つ。LOHRS系事象ではこの間に有効な対策を実施することができる。
- 高速炉は低圧系であり、またナトリウムの伝熱特性が優れていることも相まって、1次系バウンダリが破損しても健全な冷却系が一つでもあれば炉心を安定に冷却可能。

- 格納機能の確保の方針

- 防止対策により、炉容器内での事故終息を計る。具体的には、事故シーケンスに応じて炉心冷却方策を多層化することにより炉心損傷を防止する。これにより格納機能を確保する。

もんじゅにおける格納機能の確保対策の例

事故の起因	安全機能			終状態
	DBA緩和策(注1)	SA対策1(注2)	SA対策2(注3)	

	→成功			炉心健全
	→成功			炉心健全
	→失敗	→成功		炉心損傷
		→失敗	→失敗	格納容器破損

事故シーケンス	DBA緩和策(注1)	SA対策1(注2)	SA対策2(注3)	
ULOF (外部電源喪失時の炉停止失敗)	主炉停止系による原子炉停止	後備炉停止系による原子炉停止	鋼製格納容器溶融炉心保持機能	←格納容器内終息 ←炉容器内終息
LORL (1次系2箇所での漏えい)	ガードベッセルによる炉容器液位確保	漏えいループのサイフォンブレイク	メンテナンス冷却系の緊急起動	←炉心損傷に至らず (炉容器内終息)
PLOHS (3ループ強制循環失敗)	補助冷却設備による強制循環除熱	補助冷却設備による自然循環除熱	メンテナンス冷却系の緊急起動	←炉心損傷に至らず (炉容器内終息)

(注1) 安全評価において考慮された設計基準対策

(注2) 炉心損傷防止のためのSA対策

(注3) 格納機能の確保のためのSA対策

格納容器破損モード

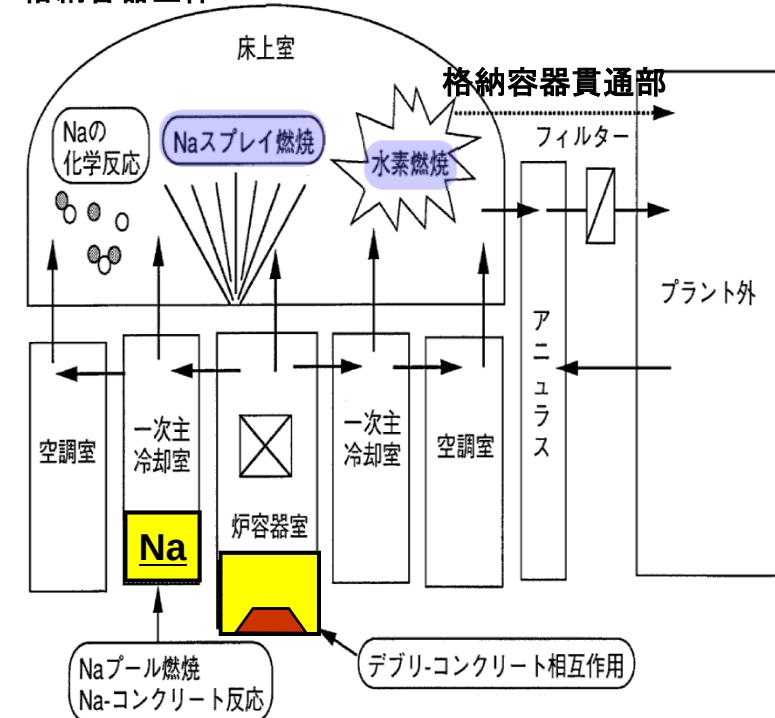
①PRAの結果を基に抽出

格納容器破損モード	説明
ナトリウム燃焼による格納容器過圧破損	格納容器床上でのナトリウムスプレイ燃焼に伴う圧力上昇によって、格納容器の貫通部及び機器搬入口またはドーム部が破損する。 起因となる事象: ATWS系事象
水素燃焼による格納容器過圧破損	格納容器床上での水素蓄積燃焼(※)に伴う圧力上昇によって、格納容器の貫通部に破損が生じる。 起因となる事象: LOHRS系事象
格納容器バイパス	崩壊熱除去機能喪失時に中間熱交換器の1次・2次境界と格納容器外の2次系境界が破損し、格納容器のバイパス経路が形成される。 起因となる事象: PLOHS

※LOHRS系事象時に炉容器メルトスルーが生じた場合、Na/コンクリート反応やデブリ/コンクリート相互作用に伴い水素が発生する。

PRAの結果、全ての炉心損傷防止対策等が失敗した場合に、格納容器が破損(あるいはバイパス)するモードが抽出されている。

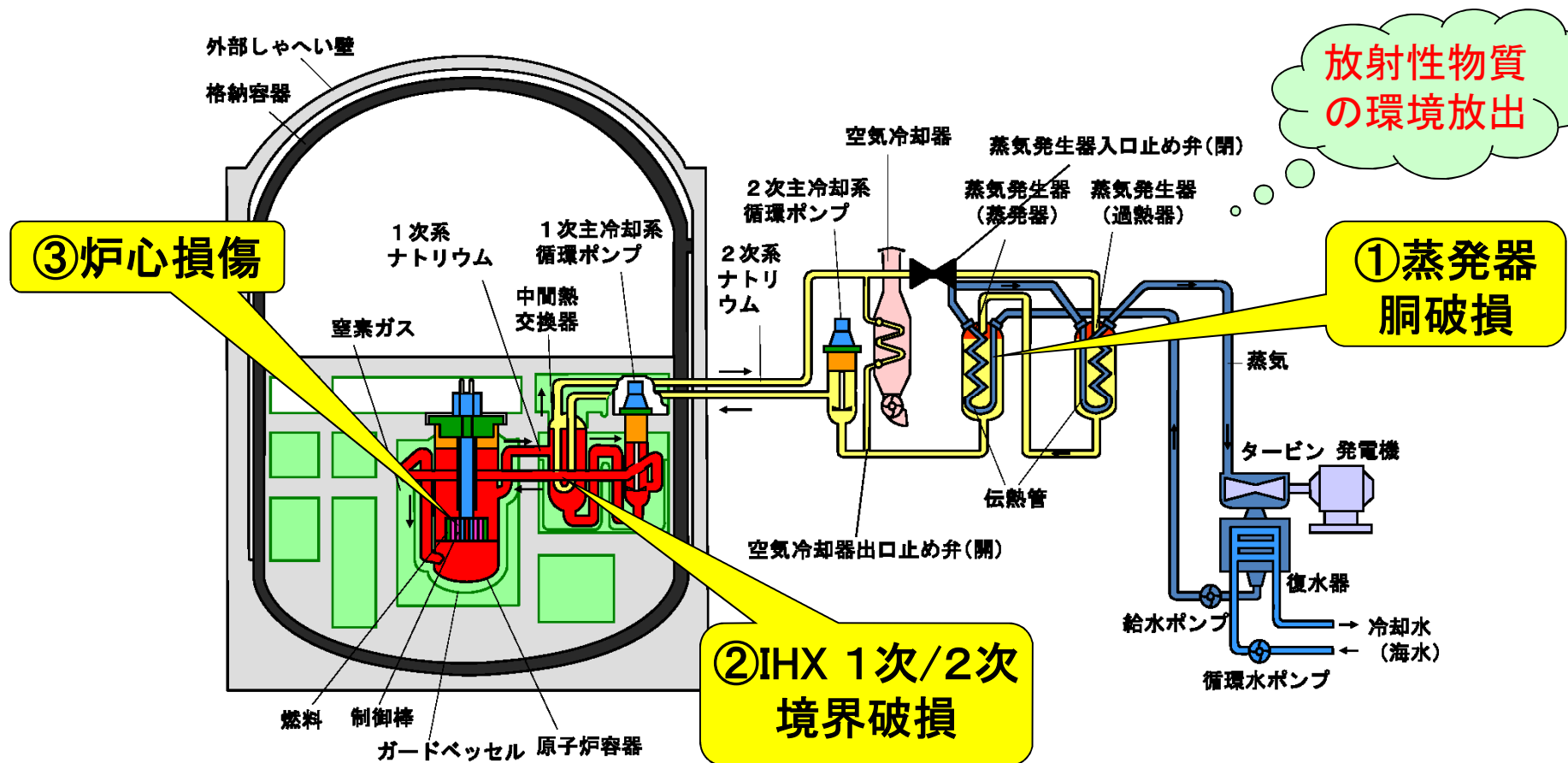
格納容器全体



格納容器バイパス

○PLOHSに固有の格納容器破損モード

○IHXの1次/2次境界、及び、2次系(C/V外)が破損した場合に、格納容器雰囲気を経由せず、放射性物質が炉心から2次冷却系を通して格納容器外に放出される事象



格納容器破損モード

②軽水炉の格納容器破損モードと比較し、充足性を確認

軽水炉の格納容器破損モード (原子力規制委員会が指定)	もんじゅの格納容器破損モード (JAEAが選定)	当該モードに至る 事故シーケンスグループ
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	LOHRS系事象
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	該当なし	
炉外の溶融燃料－冷却材相互作用	該当なし	
水素燃焼	水素燃焼による格納容器過圧破損	LOHRS系事象
	ナトリウム燃焼による格納容器過圧破損	ULOF
格納容器直接接触(シェルアタック)	該当なし	
溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用及び ナトリウム・コンクリート反応	LOHRS系事象
	格納容器バイパス	PLOHS

青字：軽水炉との比較により追加

赤字：もんじゅに固有の破損モード

格納容器破損の判断基準

もんじゅの格納容器破損モード	格納容器破損の判断基準
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	以下のいずれも満たすこと。 ①格納容器バウンダリ温度は限界温度（※）以下。 ②格納容器バウンダリ圧力は限界圧力（※）以下。 ③水素を含む可燃性ガスが爆轟条件に至らないこと。 ④格納容器が溶融炉心による浸食によって溶融または腐食貫通しないこと。 ⑤格納容器バイパスが生じないこと。 ⑥放射性物質の総放出量は制限値を満足すること。
ナトリウム燃焼による格納容器過圧破損	
水素燃焼による格納容器過圧破損	
溶融炉心・コンクリート相互作用及びナトリウム・コンクリート反応	
格納容器バイパス	

※限界温度・限界圧力は、CV本体及びCV貫通部の破損を防止する観点から別途定める。

格納容器破損モード、事故シーケンスグループと格納機能の確保の判断基準

事故シーケンスグループ	格納容器破損モード	格納機能の確保の方策	判断基準
ATWS	○ナトリウム燃焼による格納容器過圧破損	鋼製格納容器による格納	格納容器の破損の防止
		溶融炉心の炉容器内保持	原子炉冷却材バウンダリを構成する構造材温度が750℃/100時間以下(750℃の場合は100時間以内を指し、750℃より低い温度や高い温度の場合には750℃/100時間と同等と見なされる時間以内をいう)であること。
LORL PLOHS	○雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) ○溶融炉心・コンクリート相互作用及びナトリウム・コンクリート反応 ○水素燃焼による格納容器過圧破損	炉容器内保持(炉心損傷の防止)	
PLOHS	○格納容器バイパス	1次系の過圧の防止(炉心損傷の防止)	

格納機能の確保のまとめ

- PRAの結果を踏まえ、もんじゅでは以下の事象について、評価により格納機能の確保を確認する。
 - ATWS系事象： ULOF、UTOP、ULOHS
 - LOHRS系事象： PLOHS、LORL
- もんじゅでは次のように格納機能を確保する。
 - ATWS系事象については、格納容器床上へのナトリウム噴出・スプレー燃焼による格納容器の過圧破損を防止する。また熔融炉心物質を炉容器内に保持し、安定冷却可能とする。
 - LOHRS系事象については、防止対策により、炉容器内での事故終息を計る。具体的には、事故シーケンスに応じた炉心冷却方策を多層化することにより炉心損傷を防止する。これにより格納機能を確保する。

(5) 項事象の取扱について

■ 安全評価におけるもんじゅの(5)項事象

選定された事象	事象の説明、終息シナリオ
(1) 局所的燃料破損事象(LF) (a) 燃料要素の局所的過熱事象 (b) 集合体流路閉塞事象	事象の説明: (a) 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。 (b) 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。
(2) 1次主冷却系配管 大口径破損事象(LOPI)	事象の説明: 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。
(3) 反応度抑制機能喪失事象 (a) 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象(ULOF) (b) 制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象(UTOP)	事象の説明: 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、反応度抑制機能喪失が重なる。

○ ULOF・UTOPは、発生頻度及び影響度の観点から、第37条に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される。

○ 残りの事象(LF、LOPI)をどう取り扱うか？

(5) 項事象と第37条の評価対象事象

- 評価の目的、事象の選定、解析条件について

	5項事象	第37条の評価対象事象
評価の目的	設計基準事象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、 1) 設計基準事故の想定 of 適切性を確認する 2) 原子炉の持つ安全裕度を確認する	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
事象の選定	事象の発生頻度は無視し、炉心の著しい損傷に至るおそれのある事象を選定	PRA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
解析条件	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 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 3) 事故の起因については、念のため想定	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 2) 故障を想定した設備を除き、その機能を期待できる 3) 故障を想定した設備の復旧には期待しない

(5) 項事象の選定の背景

	全炉心規模	集合体規模
除熱不足	ULOF	LF(流路閉塞)
過出力	UTOP	LF(局所過熱)

LOPIについて:

もんじゅの設計基準事故の中で、1次冷却材漏えい事故が評価されている。この破損想定は1/4Dt。一方、軽水炉ではギロチン破断の評価が設計基準事故のなかで求められていた。このため、ギロチン破断がLOPIの評価条件となった。

(5) 項事象の事故の起因の想定、発生頻度と主な確認項目

	事故の起因の想定	発生頻度	主な確認項目
ULOF	故障(原子炉トリップ遮断器または制御棒)	評価可能	放射能の格納性
UTOP	故障(原子炉トリップ遮断器または制御棒)	評価可能	
LF(局所過熱)	仮想(200%出力のペレット10個の誤装荷)	評価できず	放射能の格納性 著しい炉心損傷に至らないこと
LF(流路閉塞)	仮想(集合体内の2/3の流路閉塞)	評価できず	
LOPI	故障(配管破損:ギロチン破断)	評価できず	

(5) 項事象の今後の取扱(案)

ULOF及びUTOPについて

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。

LF及びLOPIについて

運転実績が僅少という理由で取り上げられてきたが、シビアアクシデントの考慮の中で取り扱いの整理が必要。以下の扱いを検討中。

案1) 今後、蓋然性の検討を進め、その結果に基づき取扱いを定めることとし、評価対象とする場合、最新知見を踏まえて条件(事故の想定等)を選定した上で評価する。

案2) 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。