

参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出 「もんじゅ」の安全性に関する総合評価 (1/2)

評価の概要

<地震・津波・全交流電源喪失(SBO)・最終ヒートシンク喪失(LUHS)>

評価項目	評価の指標	施設	裕度評価 緊急安全対策後(現時点)
地震	基準地震動Ss (760gal)との比較	原子炉	1.86倍 空気冷却器出口止め弁
		炉外燃料貯蔵槽	2.2倍 原子炉補助建物
		燃料池	1.85倍 燃料池入口逆止弁
津波	設計津波高さ (5.2m)との比較	原子炉	4.03倍(波高21m) 原子炉補助建物
		炉外燃料貯蔵槽	
		燃料池	
全交流 電源喪失 (SBO)	外部からの支援がない 条件下、燃料を冷却 できなくなるまでの 時間	原子炉	自然循環で冷却可能 (計装電源は約167日程度)
		炉外燃料貯蔵槽	
		燃料池	300日程度 消防車燃料(軽油)枯渇、 燃料池水位低下
最終ヒート シンク喪失 (LUHS)		原子炉	自然循環で冷却可能
		炉外燃料貯蔵槽	
		燃料池	消火栓から給水可能

- 地震、津波及びその重畳に対して、原子炉、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池の裕度(耐力)を確認。
- SBO、LUHS及びその複合事象では、プラント外部からの支援がない場合でも、原子炉、炉外燃料貯蔵槽では、燃料が重大な損傷に至らないこと、燃料池では、緊急安全対策によって時間的余裕があることを確認。

<シビアアクシデント対応方策>

冷却材にナトリウムを使用していることで検討した事項

- SBO条件でのナトリウム漏えい
 - 自然循環により、健全な2ループで原子炉を冷却。
 - 2次系床ライナは貫通損傷せず、ナトリウム-コンクリート反応による水素の発生は無いことから、水素爆発は発生しない。
 - 漏えいナトリウムによる熱的影響が他の健全ループに及ぶことはない。
- SBO条件での蒸気発生器伝熱管水漏えい
 - 自然循環により、健全な2ループで原子炉を冷却。
 - ナトリウム・水反応によって発生する圧力から評価される中間熱交換器、2次系機器・配管での発生応力は、許容応力を下回り、ナトリウムバウンダリの破損は生じない。
 - ナトリウム・水反応による影響が他の健全ループに及ぶことはない。

シビアアクシデント対応方策の評価のまとめ

- 「もんじゅ」の特徴を踏まえつつ、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓に基づき、事故以前に整備したSAM策及び緊急安全対策の点検を行い、実効性の高いものとした。
- 冷却材にナトリウムを使用していることを考慮し、発生頻度は極めて低いと考えられるが、全交流電源喪失の状況でナトリウム漏えい、あるいはSG伝熱管水漏えいが発生した場合の検討を行った。その結果、全交流電源喪失状況下での対応方策を明確にし、残りの健全なループにより炉心の冷却を継続できることを確認した。

➡ JAEA報告書として公開報告書に取りまとめ、安全基盤技術としてSAM策検討に活用。

参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出 「もんじゅ」の安全性に関する総合評価 (2/2)

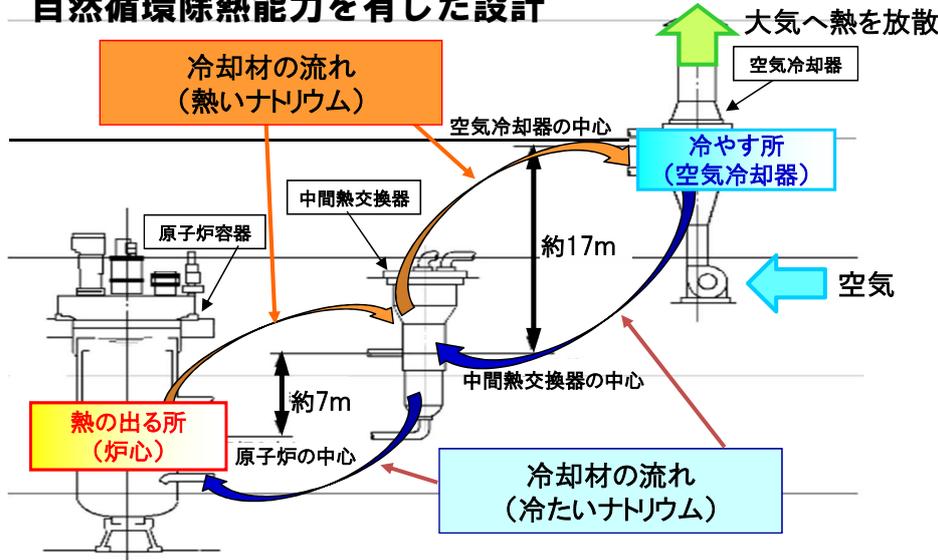
細目	性能試験	2Cy	3Cy	4Cy	5Cy~9Cy	10Cy以降																
「もんじゅ」工程案 (検討の前提条件)	40%出力プラント 確認試験	燃料 交換	出力上昇試験 第1サイクル	定期点検	第2 サイクル	定期点検	第3 サイクル	定期点検	第4 サイクル	定期点検	第5 点検	定期点検	第6 点検	定期点検	第7 点検	定期点検	第8 点検	定期点検	第9 点検	定期点検	第10 点検	...
①「もんじゅ」の安全性 に関する総合評価 と活用	報告書発行 安全性向上評価報告 安全基盤技術としてSAM策検討に活用																					
期待される 研究開発成果	①公開報告書を発行済 東京電力福島第一原子力発電所事故を考慮した「もんじゅ」の安全性に関する総合評価 JAEA-Research 2013-001, (2013.7)																					

参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出

自然循環除熱システムの設計技術・評価技術 (1/3)

- 「もんじゅ」性能試験において、自然循環試験を実施する。
- 全交流電源喪失時の炉心冷却手段として、自然循環によっても炉心崩壊熱除去ができ、安全にプラントが停止できることを実証する。

自然循環除熱能力を有した設計



【高速炉の自然循環による炉心冷却】

- ① 空気冷却器を最終除熱源とすることから高所配置が可能で、伝熱中心差を大きくとることが可能
- ② 動的機器が少ないので、信頼性が高い
- ③ 冷却材が単相なので、安定して循環しやすい

【ループ型高速増殖炉の自然循環除熱性能を実証】

- 試験で確認する内容
- ① 自然循環冷却能力
自然循環により炉心崩壊熱が除去できることの確認
 - ② 自然循環時運転特性
自然循環時のプラントの動特性の把握

炉心と中間熱交換器、中間熱交換器と空気冷却器、それぞれの伝熱中心高さの差を適切に取ることで、十分な自然循環除熱能力を有する。

参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出

自然循環除熱システムの設計技術・評価技術 (2/3)

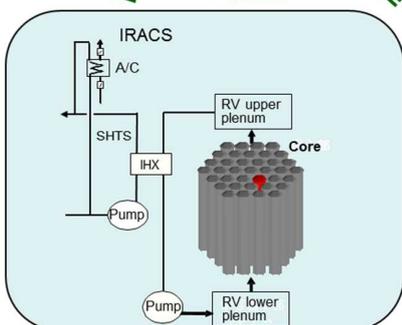
「もんじゅ」にて取得した実機スケールでのデータを活用し、安全評価解析コード(最適動特性解析モデル)、多次元解析コードの検証を実施する。

自然循環による崩壊熱除去評価手法の検証

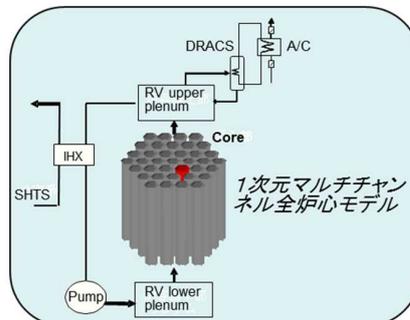


性能試験結果:
- 自然循環試験,
- プラントトリップ特性試験, etc.

全炉心評価手法の検証



「もんじゅ」自然循環解析モデル



大型炉自然循環解析モデル

評価

高速炉に関するシビアアクシデントに対する安全評価手法を確立

「もんじゅ」自然循環試験の位置づけ

- 熱伝達特性の相似性を示す無次元数(Pe : ペクレ数);
 $Pe_{\text{もんじゅ}} \approx (4/5)Pe_{\text{大型炉}}$
- 縮尺モデル試験による熱伝達特性検証の位置付け;
 $Pe_W > Pe_{\text{もんじゅ}} > Pe_{Na}$
(Pe_W : 1/10 縮尺水試験, Pe_{Na} : 1/5 縮尺ナトリウム試験)

- ・自然循環特性は大型炉と同程度。
- ・縮尺試験の間にあるため、検証された解析コードにより予測可能。

参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出

自然循環除熱システムの設計技術・評価技術（3/3）

細目	性能試験			2Cy		3Cy		4Cy		5Cy～9Cy					10Cy以降								
	40%出力プラント 確認試験	燃料 交換	出力上昇試験 第1サイクル	定期点検	第2 サイクル	定期点検	第3 サイクル	定期点検	第4 サイクル	定期 点検	第5 点検	定期 点検	第6 点検	定期 点検	第7 点検	定期 点検	第8 点検	定期 点検	第9 点検	定期 点検	第10 点検	...	
「もんじゅ」工程案 (検討の前提条件)																							
試験データに基づく設 計手法検証																							
① 自然循環試験実施																							
② 自然循環除熱設計 手法検証																							
期待される 研究開発成果	① 自然循環試験取得データ一式									② 試験データで検証さ れた自然循環除熱設 計手法 (初装荷炉心[低崩壊 熱状態]での試験結 果ベース)													

自然循環試験実施

↓

試験方法検討・試験時安全性評価

↓

試験データに基づく設計手法検証

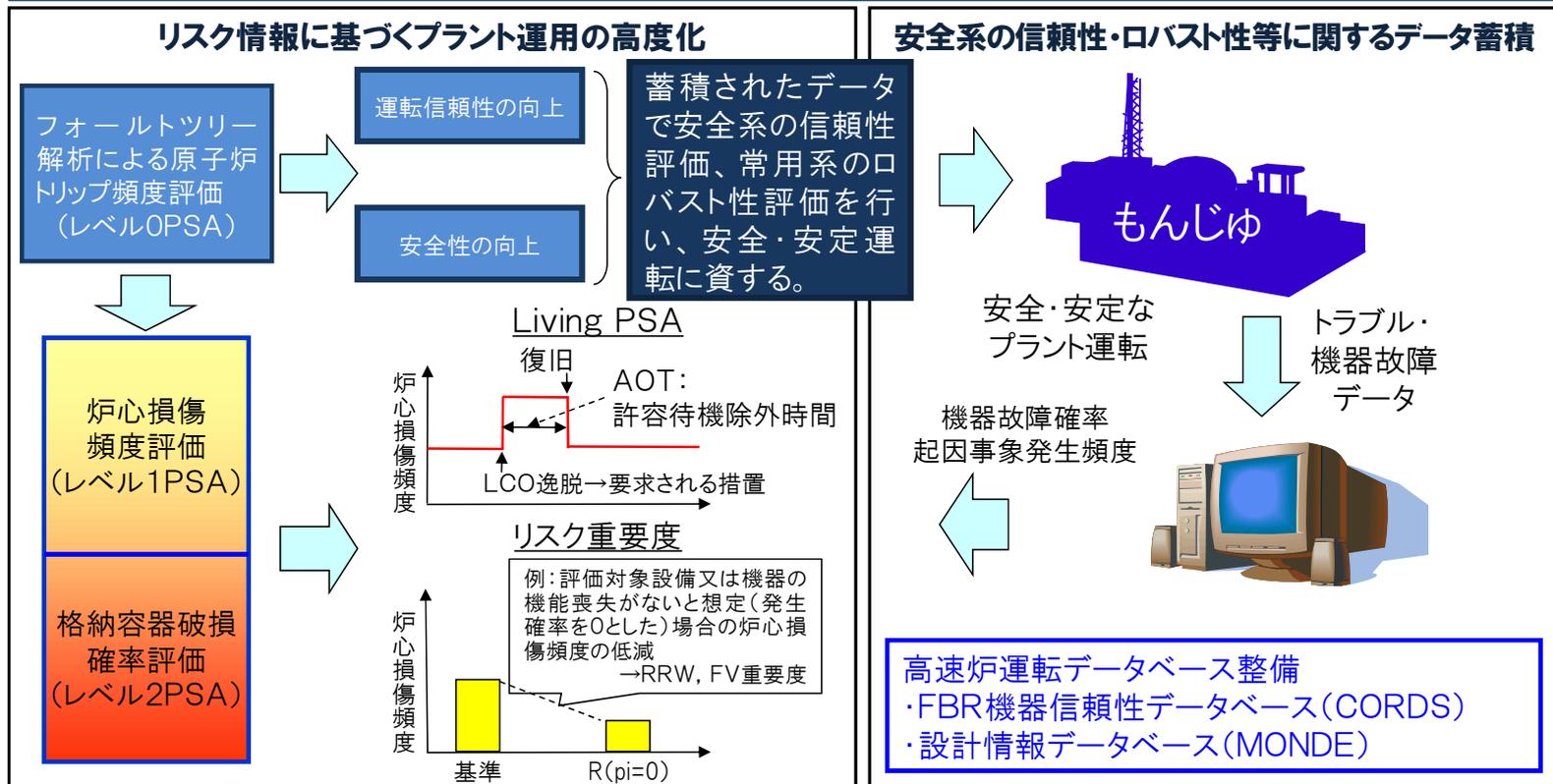
国際協力の
可能性有り

シビアアクシデントの評価・検討を踏まえ、
必要に応じ、自然循環除熱の追加実証
試験を実施

参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出 設計基準ベースの安全設計・評価技術 (1/3)

●安全系(計装、保護動作)の設計技術・評価技術

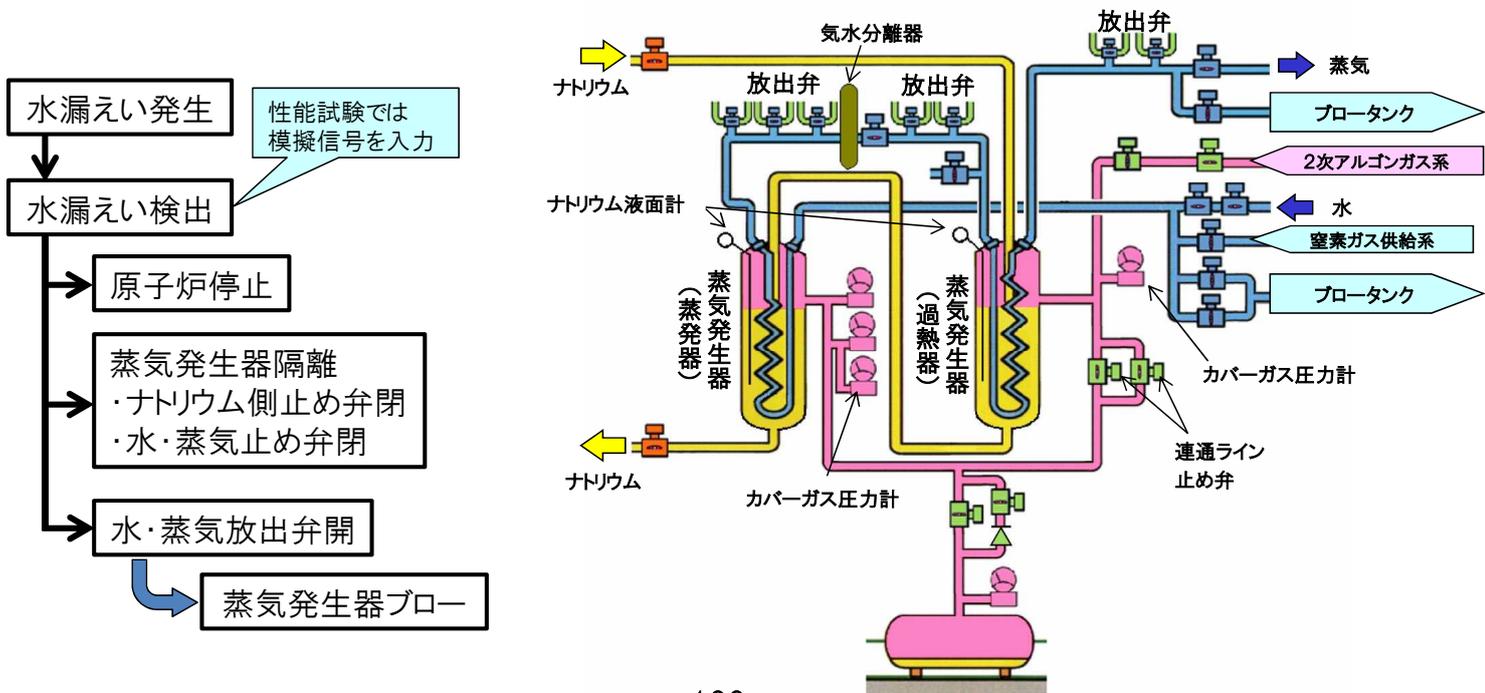
「もんじゅ」実機でしか得られない、安全系の信頼性・ロバスト性に関するデータを蓄積・評価して、リスク情報に基づくプラント運用の合理化を図る。



参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出 設計基準ベースの安全設計・評価技術 (2/3)

●ナトリウム-水反応防止/緩和設備の設計技術・評価技術

- 蒸気発生器の設計においては、伝熱管破損による水漏えいが発生した場合に、蒸気発生器を隔離すると共に伝熱管内の水・蒸気をブローダウン(排水)し、ナトリウム-水反応を早期に収束させることが重要である。
- 「もんじゅ」を用いて蒸気発生器のブロー特性を評価し、設計の妥当性を確認する。



参考資料3-3-1 ①SA評価技術の構築と安全性向上策の抽出 設計基準ベースの安全設計・評価技術 (3/3)

細目	性能試験	2Cy	3Cy	4Cy	5Cy~9Cy	10Cy以降																	
「もんじゅ」工程案 (検討の前提条件)	40%出力プラント 確認試験	燃料 交換	出力上昇試験 第1サイクル	定期点検	第2 サイクル	定期点検	第3 サイクル	定期点検	第4 サイクル	定期点検	第5 点検	定期点検	第6 点検	定期点検	第7 点検	定期点検	第8 点検	定期点検	第9 点検	定期点検	第10 点検	...	
安全保護系等の設計 技術・評価技術	プラント特性試験/性能・機能確認試験																						
① プラント特性試験データ取得	データ取得	試験結果検討・設計評価		出力上昇試験		定期点検	性能・機能評価		初期炉心運転・定検データ取得				性能・機能評価				平衡炉心データ取得				性能・機能評価		
② 設計時性能・機能の 確認	試験準備	データ取得	データ取得	性能・機能評価		初期炉心運転・定検データ取得				性能・機能評価				平衡炉心データ取得				性能・機能評価					
③ 設計ツール妥当性評価	設計ツール妥当性評価																						
ナトリウム-水反応防止 /緩和設備の設計 技術・評価技術	SG急速ブロー試験																						
④ 蒸気発生器伝熱管 模擬水漏洩試験	試験準備																						
⑤ SG急速ブロー特性等 評価手法検証	解析コード整備	手法検証																					
期待される 研究開発成果	①安全保護系特性 データ一式 ④、⑤ SG急速ブロー特性 データ、評価手法検 証結果、高温ラプチャ 防止機能確認結果		①、② 出力上昇試験・定期 検査データ一式 ③安全保護系設計ツ ール妥当性評価結果						①、② 同左(ただし、初期炉心運転・定検実 績ベースでの経年変化傾向把握)				①、② 同左(平衡炉 心ベース)										

参考資料3-3-2 ②SAM策の充実とその実証的な確認や訓練・運用 SAM策の整備 (1/2)

<SAM(シビアアクシデントマネジメント)策の充実>

東電福島第一発電所事故教訓の反映(SAM関係)

- ・ 事象想定不足(外部事象)
- ・ 対策・手段不足(代替策)
- ・ 訓練不足(支援体制)

海外知見の反映(SAM関係)

- ・ IAEA(DiD第4層)の安全要件
- ・ IAEA SAMガイド(NS-G-2.15)
- ・ 米国の外部事象に対する安全要件

<従来構築してきたSAM策>

シナリオに準じた対策・操作
(事象シーケンス依存)



想定範囲の拡大



<フレキシブルな対策・操作>

外的事象等によるシナリオレスな機能喪失想定に対して使用可能なものをすべて活用し頑健性を向上

- ・ 可搬型電源接続
- ・ 水素爆発防止対策
- ・ 空冷、SG冷却操作
- ・ 除熱源復旧対策
- ・ ナトリウム火災対策
- ・ 炉外燃料貯蔵槽冷却対策 等

支援体制: 操作/対策実施支援+技術支援(アドバイザー)

<実証的な確認や訓練・運用>

「もんじゅ」に対するSAM手順書を整備し、実機を用いた訓練等を通して適用性を実証。結果に関する有効性をレビューし、向上策を手順書へフィードバック。

SAM手順書

SAM訓練

有効性レビュー

フィードバック

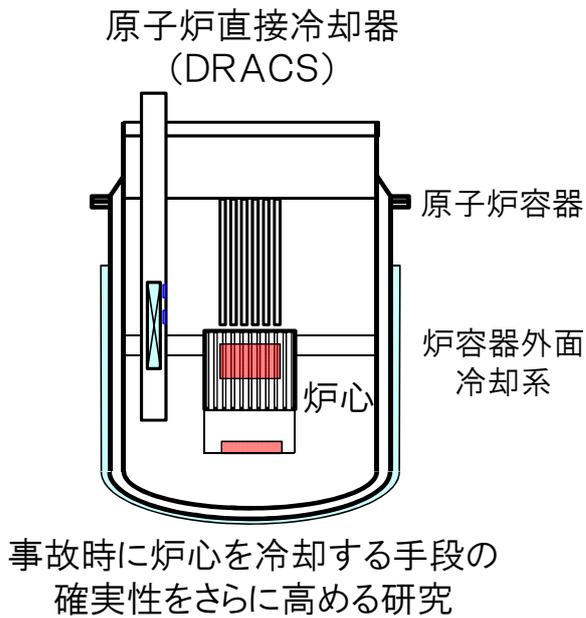
これらのPDCAサイクルを継続的に実施し、安全性の継続的な向上を図る。

継続的PDCAサイクル

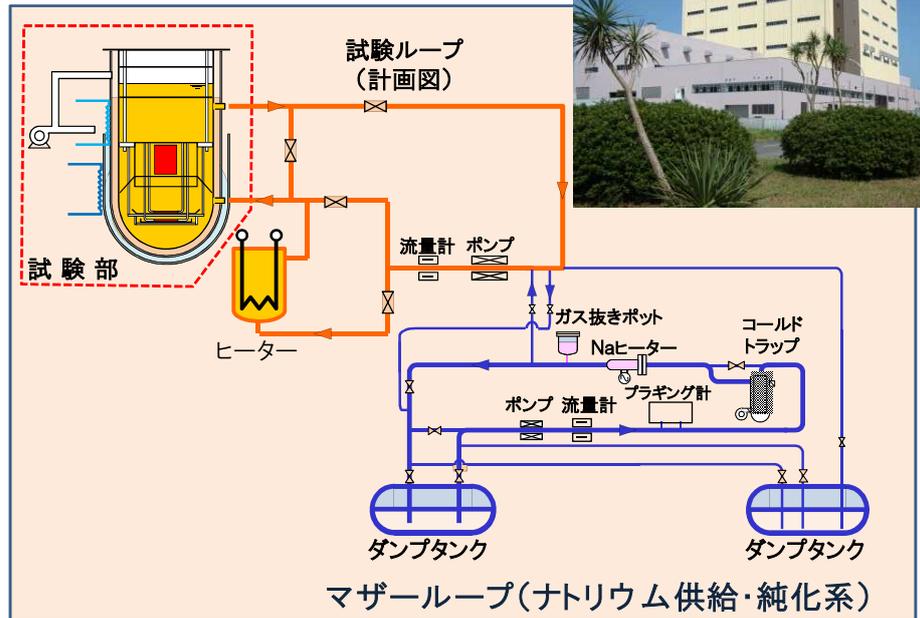
参考資料3-3-2 ②SAM策の充実とその実証的な確認や訓練・運用 SAM策の整備 (2/2)

細目	性能試験			2Cy		3Cy		4Cy		5Cy~9Cy					10Cy以降			
「もんじゅ」工程案 (検討の前提条件)	40%出力プラント 確認試験	燃料 交換	出力上昇試験 第1サイクル	定期点検	第2 サイクル	定期点検	第3 サイクル	定期点検	第4 サイクル	定期 点検5	定期 点検6	定期 点検7	定期 点検8	定期 点検9	定期 点検10	...		
シビアアクシデントマ ネジメント(SAM)策の整 備/訓練・運用を通じ た改良	地震等の外部事象を含む確率論的安全評価(PSA)																	
①SAM計画・分析	計画策定・結果分析			計画策定・結果分析														
②SA対応訓練	SAM対応訓練実施・評価			訓練実施・評価										SA対応訓練の継続的実施・評価				...
期待される 研究開発成果	①、② SAM策に基づく対応 手順の確立と実践								①、② 訓練・運用を通じた FBR用SAM策の 検証&改良と実践 のための安全技術 基盤(初期段階)		①、② 同左(経験・知識の集約蓄積と習 熟化によるSAM策の充実、安全 技術基盤充実)					①、② 同左		

国際協力の
可能性有り



試験部の概要(案)



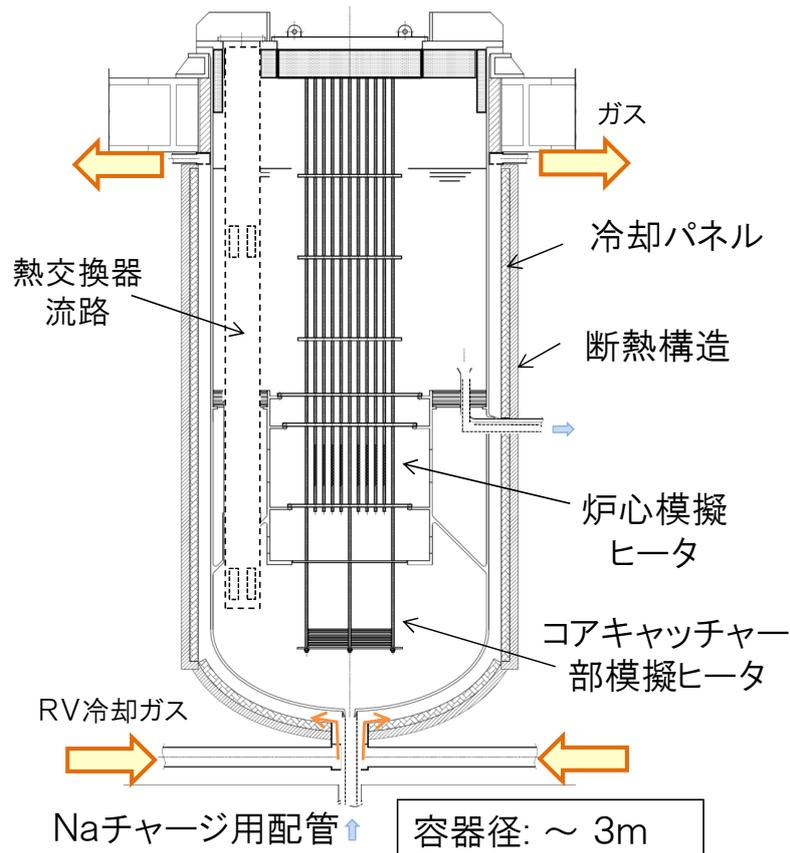
試験ループとナトリウム供給用マザーループ
(AtheNa施設を利用した試験構成案)

● 炉容器外面冷却

- RV*-GV*熱伝達基礎水試験
 - RV-GV間の自然対流による除熱現象の解明
 - 除熱促進方策の検討
- AtheNa-RV試験
 - 2重の壁を通したRV壁での伝熱特性評価
 - RV壁からの冷却による炉内自然対流除熱の評価
 - コアキャッチャー内デブリの除熱



RV外面冷却による損傷炉心の除熱特性を明らかにし、安全強化策に反映



AtheNa-RV試験体の概念形状

*RV:原子炉容器、GV:ガードベッセル