

高速増殖原型炉「もんじゅ」における研究開発 及びこれに関連する研究開発

A decorative graphic is located on the left side of the slide. It features a black crosshair-like structure with a blue square, a red rectangle, and a yellow rectangle overlapping it. A horizontal grey line extends from the crosshair across the slide.

平成21年12月15日
日本原子力研究開発機構

「もんじゅ」研究開発体系

1. 発電プラントとしての信頼性実証

1) 安全・安定運転の達成

2) 性能試験

3) 原型炉技術評価

2. 運転経験を通じたナトリウム取扱技術の確立

1) ナトリウム管理技術の確立

2) プラント保全技術の確立

3) ナトリウム機器の技術評価

3. FBR実用化に向けた研究開発の場として活用・利用

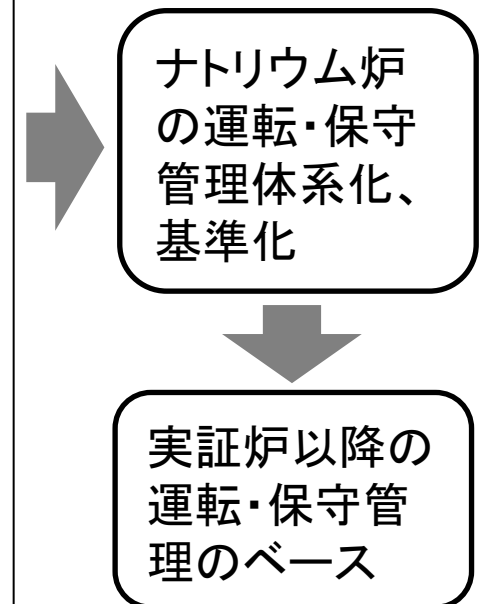
1) もんじゅ高度化

1. 発電プラントとしての信頼性実証

1) 安全・安定運転の達成

1. 1) 安定・安全運転の達成

- 原子炉の起動・停止、定格出力による連続定常運転を行うことにより、プラント運転、発電性能を発揮できることを示す。
- 運転経験を通じて、FBR発電プラントの運転管理について、規則(保安規定、運転手順書)、基準等の体系化を図る。
- 機器を適切な時期・方法で保守する「保全プログラム」を作成し、故障やトラブル等の保全データベースを充実し、保全活動の改善を進める。
- 実証炉計画を推進するため、「もんじゅ」が安全・安定運転の実績を積むことが重要。



1. 1) 安定・安全運転の達成(運転経験)

保安規定(運転管理)

- ・運転計画
- ・運転員の確保
- ・巡視点検
- ・運転手順書の作成
- ・運転条件
- ・反応度測定検査
- ・ナトリウム純度管理
- ・運転上の制限
 - 個別の運転上の制限
 - 運転上の制限を満足していることを確認するための検査
 - 運転上の制限を満足していないと判断された場合に要求される措置、完了時間



運転経験を反映して
改正していく。

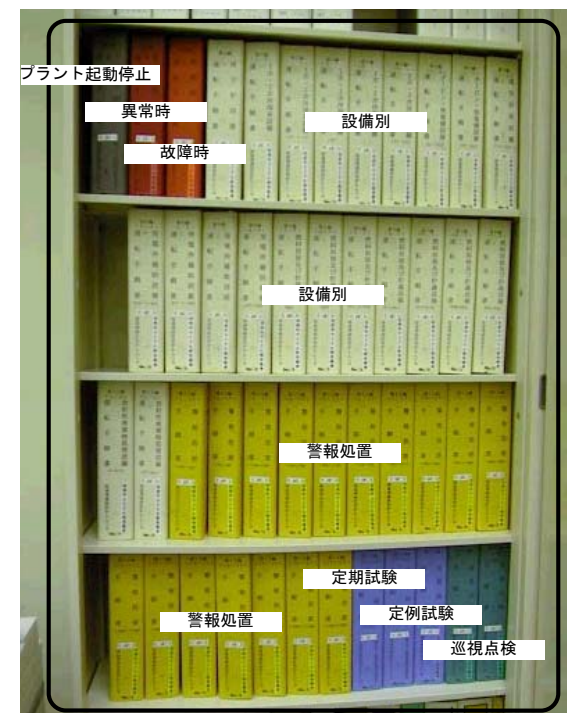
運転手順書類

- ①通常の運転
 - ・プラント起動停止手順書
 - ・設備別運転手順書
 - ・巡視点検手順書
 - ・定期・定例試験手順書
- ②故障やプラント異常時
 - ・警報処置手順書
 - ・故障時運転手順書
 - ・異常時運転手順書
(異常な過渡、事故対応)
- ③アクシデントマネジメント
 - ・AMG(アクシデントマネジメントガイドライン)
 - ・異常時運転手順書Ⅱ
(徴候ベースの異常時対応)



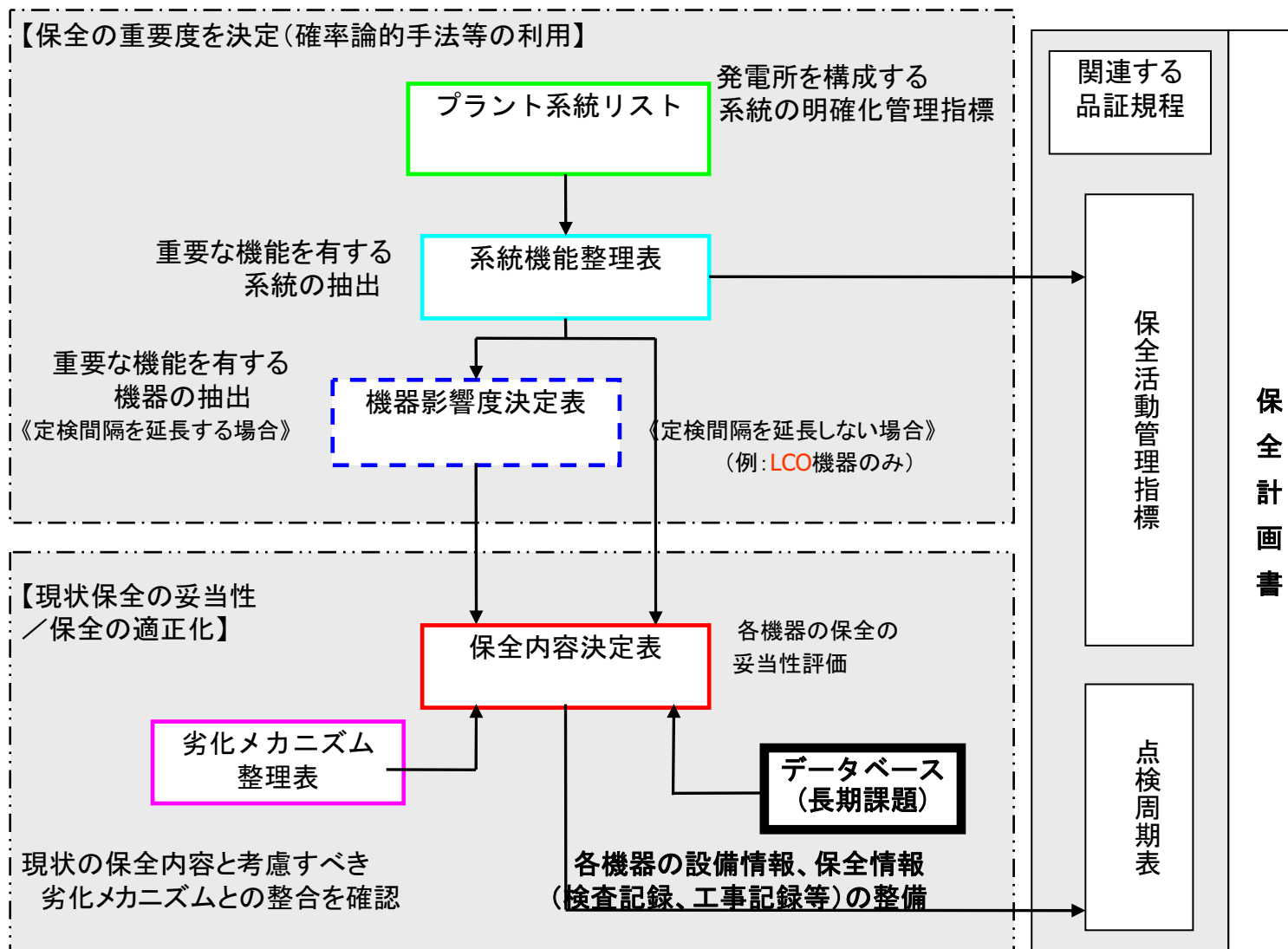
運転経験を反映して
改善・拡充していく。

運転手順書全体写真



1. 1) 安定・安全運転の達成(保全経験)

保全計画書等



1. 発電プラントとしての信頼性実証

2) 性能試験

1. 2) 性能試験

性能試験計画の基本方針

- (1) 燃料及びプラント設備機器が長期保管状態にあることを踏まえ、段階的に試験を実施して、試験の結果から抽出される課題の対応を可能とする。
- (2) また、段階的試験実施を通じて、運転員及び保守員の技術習熟を図る。
- (3) 法令に沿った性能確認、設計の妥当性評価、実用化研究開発へのデータ反映など、「もんじゅ」の特徴と役割を考慮する。

1. 2) 性能試験

試験項目

- (1) 炉心・しゃへい特性試験27項目、プラント特性試験90項目の合計117項目
- (2) 炉心・しゃへい特性試験27項目の目的を整理すると、
 - A 法令に基づく使用前検査: 5項目
 - B 系統・設備の性能確認: 4項目
 - C 設計の余裕、妥当性等の確認: 13項目
 - D 解析及び評価手法の精度向上のためのデータ取得: 13項目
 - E 将来炉の設計のためのデータ取得: 3項目
- (3) プラント特性試験90項目の目的を整理すると、
 - A 法令に基づく使用前検査: 13項目
 - B 系統・設備の性能確認: 63項目
 - C 設計の余裕、妥当性等の確認: 28項目
 - D 解析及び評価手法の精度向上のためのデータ取得: 4項目
 - E 将来炉の設計のためのデータ取得: 4項目

注) 複数の試験目的をもつ試験項目があることから、A～Eを合計すると試験項目数を上回る。

1. 2) 性能試験

炉心・しゃへい特性試験 (1/2)

分 類	試 験 名 称	試 験 概 要	試験目的
	① 過剰反応度測定試験	性能試験の3段階の炉心構成毎に、新燃料の装荷が確実に行われたことを確認し、原子炉を起動して過剰反応度を測定する。また、未臨界度を直接測定する方法を高速炉実機に適用するR&Dを行う。	A
	② 炉内中性子源効果評価		C
	③ 未臨界度測定法適用性評価		E
	反応度価値	制御棒価値を測定し(制御棒校正)、主炉停止系および後備炉停止系の制御棒が挿入されたときの反応度停止余裕を評価する。また、制御棒校正曲線から制御棒引抜き時の最大反応度添加率を評価する。	A
	② 制御棒価値確認		B, C
	反応度係数	零出力試験において、温度変化、流量変化による反応度効果(等温温度係数、流量係数)を測定する。出力試験段階においては、出力上昇と連続運転による反応度変化(出力係数、燃焼係数)を測定する。また、反応度印加時の自己安定性や温度係数の分離のためのR&D測定の実施可能性を検討中である。	A
	① 出力係数測定試験		D
	② 温度係数評価		D, E
	③ 燃焼係数評価		D
	④ 流量係数評価		D
	⑤ フィードバック反応度評価		B
	⑤ 出力係数評価		
	分布出力	中性子計装と原子炉熱出力の関係を校正する。また、燃料集合体出口温度計データを利用した出力分布の評価についてのR&Dを行う。	C
	① 核出力校正確認		C
	② 集合体出口温度評価		

1. 2) 性能試験

炉心・しゃへい特性試験 (2/2)

分 類		試 験 名 称	試 験 概 要	試験目的
炉心特性評価	特性 熱流	① 炉内流量分布試験	1次冷却材の流量と炉内での流量配分が適切であることを確認するとともに、炉心燃料を含む1次冷却系の圧力損失の経時的変化の程度を観察する。また、原子炉容器上部プレナムのナトリウム温度分布について、定常・過渡時（原子炉トリップなど）の挙動を観察する。	A
		② 流量分布評価		B, C
		③ 圧力損失変化評価		C
		④ 原子炉容器上部プレナム温度評価		C, D, E
	特性 炉内状態	① 炉雑音評価	原子炉出力（中性子計装）のゆらぎを測定し、プラント運転上問題ないことを確認する。また、プラント起動・停止時、出力運転時の原子炉まわりの温度ゆらぎの特性を把握する。また、原子炉トリップ後の崩壊熱の測定を行う。	C, D
		② 温度ゆらぎ評価		D
		③ 崩壊熱評価		D
しゃへい特性評価	原子炉 まわり	① 原子炉まわりしゃへい評価	原子炉容器内外での中性子測定を行うとともに、しゃへいプラグ上面等での中性子、 γ 線測定を行う。	C, D
		② しゃへいプラグしゃへい評価		C, D
	1次 冷却系	③ 配管室しゃへい評価	出力運転時において、1次主冷却系配管室の中性子及び γ 線線量を測定するとともに、1次冷却系機器の上方部屋での γ 線線量を測定する。	C, D
		④ 1次主冷却系室しゃへい評価		C, D
		⑤ 1次冷却系機器しゃへい評価		C, D
	空間 線量	① 負荷試験(その2)	放射線管理の観点から、定格出力運転時等に管理区域内外の外部放射線当量率及び放射性物質濃度等を確認する。	A
		② 空間線量当量率確認		B

1. 2) 性能試験

プラント特性試験 (1/6)

分 類		試 験 名 称	試 験 概 要	試験目的
系 統 運 転 特 性 (その1)	原子炉構造設備	① 制御棒駆動機構特性確認	トリップ試験時に制御棒挿入時間を測定し、所定の時間内であることを確認する。しゃへいプラグの各部温度を測定し、しゃへいプラグを冷却する系統の性能を確認する。	B
		② しゃへいプラグ温度評価		B, C
	1次冷却系設備	① 1次主冷却系設備特性確認	プラントの出力上昇・下降(0%⇔100%)時に1次主冷却系、アルゴンガス系、ナトリウム純化系、等のナトリウム温度及び流量、カバーガス圧力、などを測定し、原子炉容器カバーガス圧力が正常に制御されていること、ナトリウム純度が所定の値になっていることを確認する。また、トリップ試験時のポンプフローコーストダウン特性を測定し、流量半減時間を確認する。	B
		② 1次アルゴンガス系特性確認		B
		③ 1次系コールドトラップ特性確認		B
		④ 1次主冷却系循環ポンプコーストダウン特性確認		B
	2次冷却系設備	① 2次主冷却系設備特性確認	プラントの出力上昇・下降(0%⇔100%)時に2次主冷却系、アルゴンガス系、ナトリウム純化系、等のナトリウム温度及び流量、カバーガス圧力、などを測定し、過熱器ナトリウム液位が正常に制御されていること、ナトリウム純度が所定の値になっていることなどを確認する。また、プラントトリップ試験時のポンプフローコーストダウン特性を測定し、流量半減時間を確認する。また、音響法による水漏えい検出器開発のため、出力運転中の蒸発器のバックグランドノイズを測定する。	B
		② 2次アルゴンガス系特性確認		B
		③ 2次系コールドトラップ特性確認		B
		④ 蒸気発生器音響法評価 (新型水漏えい検出装置)		E
		⑤ 補助冷却設備特性確認		B
	水・蒸気系設備	① 水・蒸気系起動バイパス系統特性確認	プラントの出力上昇・下降(40%⇔100%)時に水・蒸気系の温度、流量、圧力、ポンプの回転数などを測定し、各機器が正常に作動し、所定の機能、性能を有していることを確認する。	B
		② 主給水ポンプ特性確認		B
		③ 主給水ポンプ駆動タービン保安装置無負荷時特性確認		B
		④ 復水器特性確認		B
		⑤ 復水脱塩装置特性確認		B

1. 2) 性能試験

プラント特性試験 (2/6)

分類	試験名称	試験概要	試験目的
系統運転特性 (その2)	⑥ 水・蒸気系試料採取装置特性確認	(前頁と同じ)	B
	⑦ 水・蒸気系起動バイパス系統制御特性確認		B
	⑧ 蒸気発生器ブロー特性確認	プラントトリップ試験時の蒸気発生器伝熱管の保有水の放出機能を確認する。	B
	⑨ 負荷しゃ断時水・蒸気系起動バイパス系統特性確認	発電機負荷しゃ断を模擬し、この場合でも蒸気発生器の給水温度が過度に低下しないことを確認する。また、復水ポンプ、主給水ポンプ、循環水ポンプの異常を模擬し、異常が発生した運転が継続できることを確認する。	B
	⑩ 復水ポンプ1台トリップ時特性確認		B
	⑪ 主給水ポンプ及び起動用給水ポンプ並列運転特性確認		B
	⑫ 循環水ポンプ1台トリップ時特性確認		C
	① タービン保安装置試験	タービン保安装置特性確認では、停止中、無負荷運転中にタービン保安装置が正常であることを確認する。また、プラントの出力上昇・下降(40%⇔100%)時にタービンの主蒸気温度、流量、圧力、回転数、潤滑油温度、などを測定し、各機器が正常に作動し、所定の機能、性能を有していることを確認する。	A
	② タービン保安装置特性確認		B
	③ タービン特性確認		B
	④ タービンローカル制御系特性確認		B
	⑤ 軸受冷却水系特性確認		B
	⑤ 負荷制限器、負荷設定器特性確認		C
	⑥ タービン弁特性確認	主蒸気止弁、タービンバイパス弁を寸動させ、運転中の定例試験ができることを確認する。	B
	⑦ タービンバイパス弁特性確認		B

1. 2) 性能試験

プラント特性試験 (3/6)

分類	試験名称	試験概要	試験目的
系統運転特性 (その3)	電気設備	① 発電機系試験	A
		② 負荷試験(その3)	A
		③ 発電機系特性確認	B
		④ 発電機特性確認	B
	プラント補助設備	① 原子炉補機冷却水設備特性確認	B
		② メンテナンス冷却系特性確認	B
		③ 機器冷却系設備特性確認	B
		④ 換気空調設備特性確認	B
	プラント全体	① 系統運転性能試験	A
		② タービン系統試験	A
		③ 負荷試験(その1)	A
		④ 定格出力連続運転確認	B
		⑤ 出力上昇操作手順確認	C
		⑥ 出力降下操作手順確認	C
		⑦ 中央計算機システム確認	B
		⑧ 熱出力確認	B, C
		⑨ 熱収支評価	B, C

1. 2) 性能試験

プラント特性試験 (4/6)

分類		試験名称	試験概要	試験目的
計測制御特性	計測設備	① 中性子計装特性確認	出力運転中に左記の計測装置で中性子束の測定、ナトリウム中のバックグランド水素濃度及びバックグランド計数率を測定し、警報設定値等の妥当性を確認する。	B, C
		② 水漏えい検出器特性確認		C, D
		③ 遅発中性子法破損燃料検出装置特性評価		C
		④ FFD/L装置特性評価		C
		⑤ 新型ナトリウム温度計特性評価		E
	制御設備	① 原子炉出力制御系特性確認	制御設定値を変更しても各制御系が作動して設定値変更による外乱を吸収し、所定の状態で安定して運転継続することができることを確認する。	B
		② 1次主冷却系流量制御系特性確認		B
		③ 2次主冷却系流量制御系特性確認		B
		④ 給水流量制御系特性確認		B
		⑤ 主蒸気温度制御系特性確認		B
		⑥ 主蒸気圧力制御系特性確認		B
		⑦ 出力変更試験		A
		⑧ 出力変更特性評価		B, C
		⑨ 水・蒸気、タービン発電機設備自動化制御装置特性確認	プラントの起動・停止過程において、左記の装置が正常に作動し、自動的に水・蒸気、タービン発電機設備が起動・停止することを確認する。	B
		⑩ プラント診断法評価	制御系に擬似ランダム信号を印加し、プロセス量の応答を評価することにより、プラントの動特性を把握する。	D, E

1. 2) 性能試験

プラント特性試験 (5/6)

分 類	試 験 名 称	試 験 概 要	試験目的
異 常 模 擬 運 転 特 性	① 総合インタロック試験	原子炉停止(低温停止)状態で原子炉、タービン及び発電機のトリップを模擬し、各設備間のインターロックが正常に機能することを確認する。	A
	② プラントトリップ試験(タービン)	出力運転中にプラントに異常が発生した場合でも、原子炉が停止し、プラントが安全に停止することを確認する。このため、タービン、1次主循環ポンプ、発電機、送電系統、蒸気発生器で発生する異常を模擬した信号を入力し、この信号で原子炉が停止し、プラントが安全に停止することを確認する。	A
	③ 1次主冷却系循環ポンプトリップ試験		A
	④ 外部電源喪失試験		A
	⑤ 蒸気発生器伝熱管水漏えい時特性試験(模擬試験)		A
	⑥ プラントトリップ時特性評価(タービン)		B, C
	⑦ 1次主冷却系循環ポンプトリップ時特性評価		B, C
	⑧ 外部電源喪失時特性評価		B, C
	⑨ 蒸気発生器伝熱管水漏えい時特性確認(模擬試験)		B, C
	⑩ 発電機負荷しゃ断試験	出力運転中に異常が発生し、発電機の負荷が無くなった場合でも、タービンの回転数上昇が所定の値を上回らないことを確認する。このため、発電機負荷しゃ断を模擬した信号を入力し、この信号で主蒸気調節弁が作動し、タービン回転数が制御されることを確認する。	A
	⑪ 発電機負荷しゃ断時特性評価		B, C
	⑫ ナトリウム自然循環評価	仮に強制循環による崩壊熱除去に失敗した場合でも自然循環により崩壊熱除去ができ、安全にプラントが停止できることを確認する。このため、原子炉トリップ後、1次及び2次ポンプのポニーモータ、空気冷却送風機を停止し、自然循環状態で各種データを測定する。	C, D, E

1. 2) 性能試験

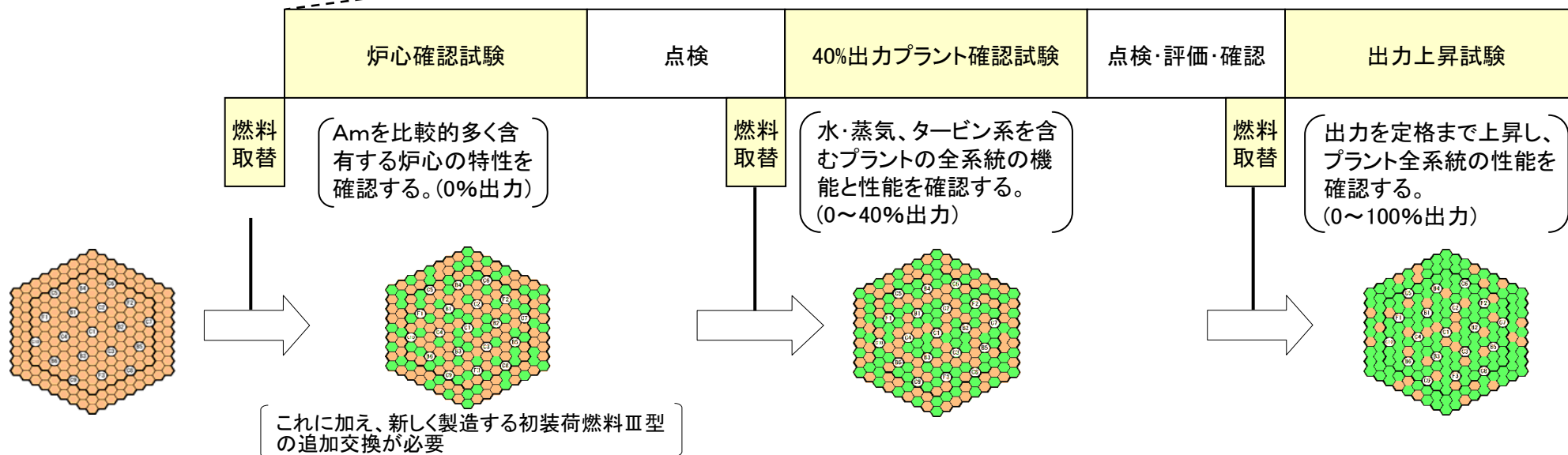
プラント特性試験 (6/6)

分 類	試 験 名 称	試 験 概 要	試験目的
化学 分 析 評 価	① ナトリウム純度確認	1次冷却系、2冷却系及び炉外燃料貯蔵槽のナトリウム及びアルゴンガスの純度を測定し、不純物濃度が基準値以内であることを確認する。また、復水、給水等の水質を測定し、基準値を満足することを確認する。	B, C
	② アルゴンガス純度確認		B, C
	③ 水、蒸気、タービン設備水質確認		B
	④ ナトリウム放射化量評価	1次冷却系及び2冷却系の放射化ナトリウム濃度、放射性腐食生成物の配管・機器内面の付着分布を測定し、放射化ナトリウムの生成量、放射性腐食生成物の系内移動挙動、等の評価を行う。また、トリチウムの挙動評価を行う。	B, C
	⑤ 1次主冷却系放射性物質挙動評価		C, D
	⑥ 放出放射性物質挙動評価		B, C
そ の 他	配管熱変移	出力運転時に1次主冷却系配管、2次主冷却系配管及び水・蒸気系配管等の熱変移量を測定し、配管支持装置の許容変移範囲内であること、周辺機器との干渉がないことを確認する。	B, C
			B, C
			B, C
	配管振動	主冷却系配管に接続している圧力計、ナトリウム中水素計などの主に計装配管の振動を測定し、振動が許容範囲内であることを確認する。	B
			B
			B
	⑦ 1次オーバーフロー系、ドレン系配管等の予熱温度確認	原子炉トリップ後のナトリウム再汲み上げ時のオーバーフローナトリウム温度の測定し、適切な配管予熱ができているか確認する。	B
	⑤ ユーティリティ消費量確認	Arガス、窒素ガス、軽油、などのユーティリティ消費量を測定し、本格運転開始後の各ユーティリティ消費量を把握する。	C
	⑥ 制御用圧縮空気圧力確認	外部電源喪失時にディーゼル発電機から電源供給開始までの圧力変化を測定し、余裕を確認する。	C

1. 2) 性能試験

性能試験工程

	18年度 (2006)	19年度 (2007)	20年度 (2008)	
工程	工事確認試験			
		プラント確認試験		
				性能試験



: 炉内装荷状態の保管燃料(初装荷燃料Ⅰ型)
 : 製造済の保管している取替燃料(初装荷燃料Ⅱ型)、新たに製造する燃料(初装荷燃料Ⅲ型)

注) 燃料交換体数及び燃料配置は例示である。

1. 2) 性能試験

炉心・しゃへい特性試験(3つの炉心)

次回性能試験の特徴

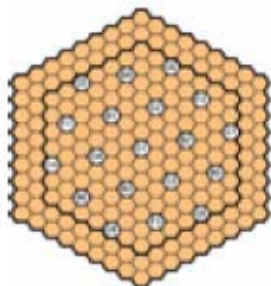
- ① 3段階の炉心構成(炉心確認試験、40%出力プラント確認試験、出力上昇試験)
異なる炉心での核特性の取得(多様なデータの取得)
- ② 燃料組成の変化(Pu-241の減少、Am-241の増加)
反応度、反応度係数に影響、Am-241を多く含む炉心でのデータ取得



多様なFBR炉心設計精度向上に資する

前回性能試験の炉心

(すべて新燃料)

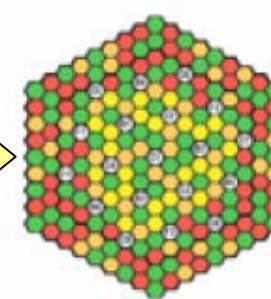
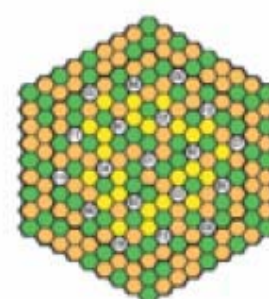
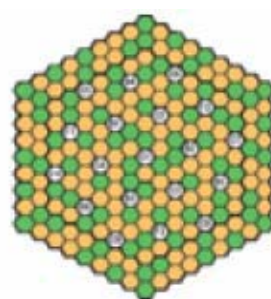


次回性能試験の炉心: 3段階の燃料交換

炉心確認試験

40%出力プラント確認試験

出力上昇試験



- 初装荷燃料Ⅰ型 炉心に装荷されている初装荷燃料
- 初装荷燃料Ⅱ型 本格運転以降に使用する予定で製造した取替燃料
- 初装荷燃料Ⅲ型 } 新たに製造する燃料
- 初装荷燃料Ⅳ型 }

(燃料装荷パターンは例)

出展: JNC TN2410 2005-002 高速増殖炉もんじゅ 性能試験報告書
<臨界試験～起動試験(40%出力)> pp. 271

1. 2) 性能試験

炉心・しゃへい特性試験(前回試験との比較)

試験名称	取得データ	前回性能試験	次回性能試験(予定)		
			炉心確認試験	40%出力プラント 確認試験	出力上昇試験
過剰反応度測定試験	過剰反応度	○	○	○	○
反応度停止余裕測定試験	反応度停止余裕、最大反応度添加率	○	○	○	○
制御棒価値確認	制御棒価値	○	○	○	○
温度係数評価	等温温度係数	○	○	○	○
流量係数評価	流量係数	○	○	○	○
出力係数測定試験	出力係数	○(45%熱出力まで)		○(45%熱出力まで)	○(100%熱出力まで)
燃焼係数評価	燃焼係数、Pu-241崩壊効果	○(45%熱出力まで)	○(Pu-241崩壊効果)	○(45%熱出力まで)	○(100%熱出力まで)
出力分布評価	箔装荷による反応率分布、 反応率比	○			
固定吸収体反応度評価	ブランケット燃料と固定吸収体 の置換反応度	○			
燃料等価反応度評価	炉心燃料とダミーの置換反 応度	○			
冷却材反応度評価	試験体内での冷却材の反 応度価値	○		○(実施可能性検討中)	
燃料組成差反応度評価	組成の異なる燃料の置換反 応度			○(実施可能性検討中)	
未臨界度測定法の適用	未臨界度		○	○	○
フィードバック反応度評価	自己安定性など		○(実施可能性検討中)	○(実施可能性検討中)	○(実施可能性検討中)
しゃへい測定	線量率測定など			○(45%熱出力まで)	○(100%熱出力まで)

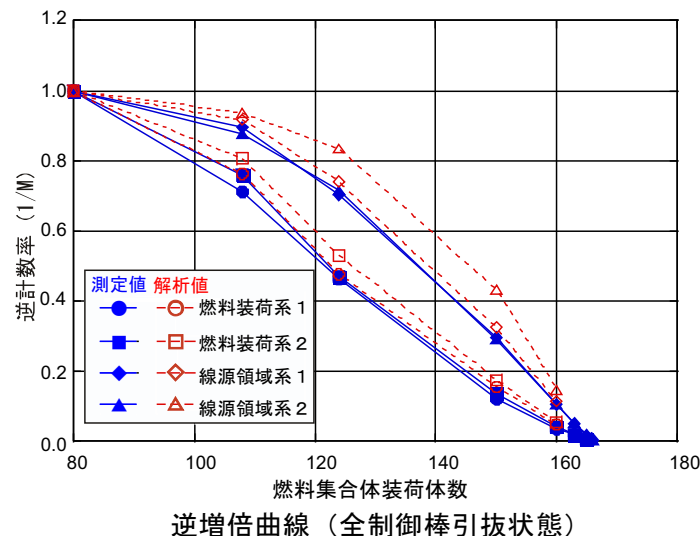
1. 2) 性能試験

炉心・しゃへい特性(臨界性、制御棒価値)

○臨界性

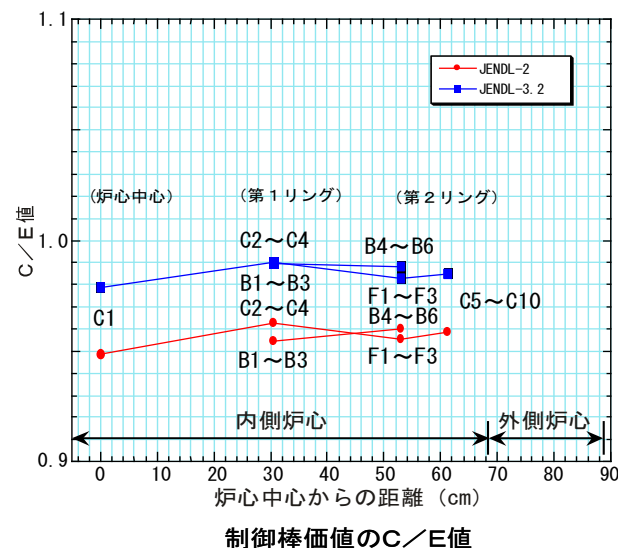
初臨界の達成(H6年4月5日):

- ・実測(E):168体炉心
- ・予測(P): 169 ± 4 体(1 σ)
- ・初臨界炉心の実効増倍率
予測／実測=0.998



○制御棒価値

- ・制御棒価値校正→安全上の制限値
(過剰反応度、反応度停止余裕)の評価
- ・制御棒価値の解析精度評価に資する
データの取得



1. 2) 性能試験

炉心・しゃへい特性(反応度係数等)

○反応度係数

・等温温度係数

ドップラ効果

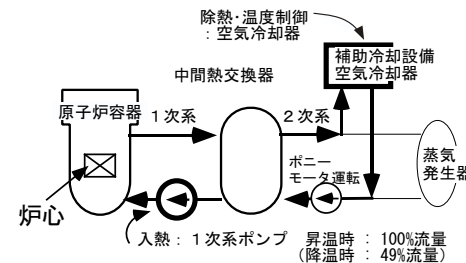
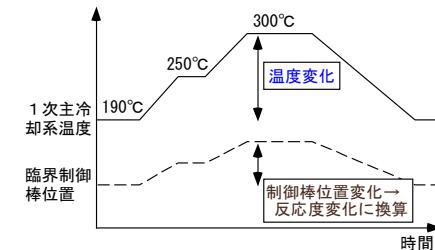
燃料・構造材の膨張変化
の効果(密度、寸法変化)

・燃焼係数

出力運転に伴う反応度損失

等温温度係数

- ・冷却材の温度を調整し
炉心温度を変化
- ・測定温度範囲約190~300℃



測定時プラント状態

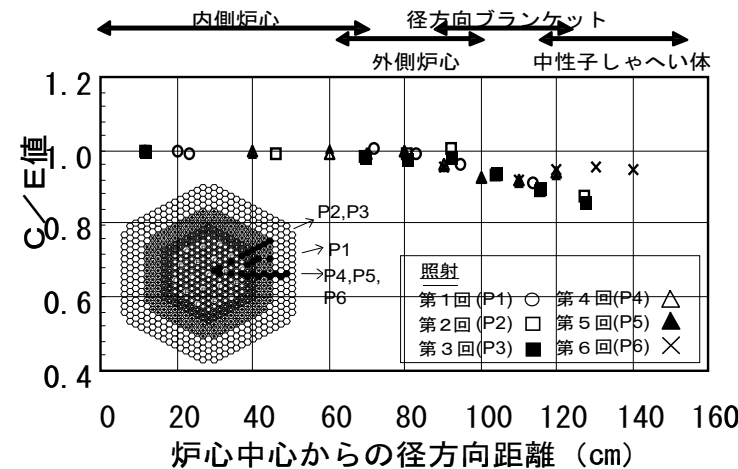
$$\text{等温温度係数} = \frac{\text{反応度変化}}{\text{温度変化}}$$

○反応率分布測定*結果の利用

・出力分布の評価

・増殖比の評価(1.18)

*反応率は前回性能試験で測定



Pu-239核分裂率(規格値)のC/E値の炉心中心面上径方向分布
(DIF3Dコード、Tri-Z、70群、JENDL-3.2)

[DIF3D, 70群, J3.2]

反応率比のC/E値:
(炉心中心位置)

$$\frac{U235(n,f)}{Pu239(n,f)} = 0.98 \sim 0.99$$

$$\frac{U238(n,\gamma)}{Pu239(n,f)} = 1.00 \sim 1.02$$

$$\frac{U238(n,f)}{Pu239(n,f)} = 0.97 \sim 0.98$$

1. 2) 性能試験

40%出力プラント確認試験の概要

目 的	概 要
<ul style="list-style-type: none"> ・水・蒸気、タービン系統が長期保管状態にあったこと、かつ設備改造が行われたことを踏まえ、出力上昇試験(0%～100%出力)に先立ち、40%出力までの状態で、プラント全系統の機能確認・性能確認を実施する。 ・水・蒸気タービン系を含めたプラント全系統の運転保守技術の一層の習熟を図る。 	<ul style="list-style-type: none"> ・今後製造する新燃料を装荷した炉心で、40%出力までの運転状態での試験を実施する。 ・核加熱による水・蒸気タービン系の動作試験を行いながらプラント出力を40%とし、プラント全系統の性能を確認するとともに、プラント起動・停止が確実にできることを確認する。 ・水・蒸気タービン系を含めた全系統の起動・運転・停止を通じてプラント運転保守技術の習熟を行う。 ・40%出力プラント確認試験の評価を行い、引き続いて行う出力上昇試験が実施できることを確認する。

(主な試験項目案)

項目	試験概要	試験データの活用・反映先	試験の状況・対象など
水・蒸気系起動バイパス系統制御特性確認	<ul style="list-style-type: none"> ・40%出力までの起動操作において運転される、水・蒸気系起動バイパス系統の各制御系の調整を行い、各制御系が動作する運転時期において安定な制御を行えることを確認する。 ・プラント制御定数の調整に基づくプラント挙動データを取得する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・運転手順書の整備 ・もんじゅ設計の妥当性評価 ・解析コードの検証、高度化 ・実用炉のための実機データの提供 	<ul style="list-style-type: none"> ・H7性能試験の再試験 ・H7性能試験結果に基づき実施した設備改造の妥当性を確認する。
しゃへいプラグ温度評価	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント出力運転時にしゃへいプラグ窒素ガス冷却系の冷却性能が適切であることを確認する。 ・しゃへいプラグ及び炉心上部機構各部の温度を測定し、各部の温度が設計目標値範囲内であることを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・もんじゅ設計の妥当性評価 ・運転手順書への反映 	<ul style="list-style-type: none"> ・H7性能試験の再試験(40%出力) ・75%、100%出力で実施
プラントトリップ試験	<ul style="list-style-type: none"> ・40%出力運転時において、復水器真空度低を模擬することにより、タービンのトリップからプラントトリップさせ、各プロセス量を測定し、プラントが安定して停止することを確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・もんじゅ設計の妥当性評価 ・解析コードの検証、高度化 ・実用炉のための実機データの提供 	<ul style="list-style-type: none"> ・使用前検査項目 ・H7性能試験の再試験 ・送電系統への影響を緩和する為、40%出力において実施する。

1. 2) 性能試験

出力上昇試験の概要

目 的	概 要
<ul style="list-style-type: none"> ・本格運転に向けた出力上昇及び100%出力時におけるプラント性能を確認するための試験を行う。 ・水・蒸気タービン系を含めたプラント全系統の運転保守技術の一層の習熟を図る。 	<ul style="list-style-type: none"> ・100%出力運転のための炉心構成を行い、臨界試験後、40%、75%、100%として炉心特性、プラント特性データを取得する。 ・プラント全系統の起動・運転・停止、過渡時の対応を通じてプラント運転保守技術の習熟を行う。

(主な試験項目案)

項目	試験概要	試験データの活用・反映先	試験の状況・対象など
温度ゆらぎ評価	<ul style="list-style-type: none"> ・温度、流量等の信号を測定し、プロセス量の応答や信号間の関係性を評価することにより、プラントの動特性やプラントが持つ微少なゆらぎ特性を把握する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント性能の評価 ・安定運転への寄与 ・異常診断手法開発への寄与 	<ul style="list-style-type: none"> ・測定のための試験であり、各プラント出力で実施する。
ナトリウム自然循環評価	<ul style="list-style-type: none"> ・1次・2次主冷却系循環ポンプポニーモータの自動起動インターロックを阻止した状態で、模擬信号によって原子炉トリップさせ、自然循環力による循環モードとし、プラント規模での自然循環挙動データを取得する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・解析コードの検証、高度化 ・実用炉のための実機データの提供 	<ul style="list-style-type: none"> ・プラント系統への熱過渡による影響を極力少なくする為、40%出力状態において実施する。
新型ナトリウム温度計特性評価	<ul style="list-style-type: none"> ・0～100%出力において、超音波温度計の実機特性評価を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ・新型温度計設計の妥当性評価 ・実用炉のための実機データの提供 	<ul style="list-style-type: none"> ・安全総点検指摘事項。 ・試験終了後も、耐久性評価の為、継続してデータを取得する。
ナトリウム純度確認	<ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却系のナトリウム純度を測定し、不純物(酸素)濃度が基準値以内であることを確認する。 ・1次、2次、EVST系ナトリウム中のトリチウム濃度や、1次系ナトリウム中のFP, CP, U, Pu核種のバックグラウンド濃度データを取得する。 	<ul style="list-style-type: none"> ・不純物(酸素)濃度の実機データの提供 ・1次系等のバックグラウンド核種及びその濃度の実機データの提供 	<ul style="list-style-type: none"> ・0%、40%、75%、100%の各出力段階でデータを取得する。

1. 2) 性能試験(プラント特性試験)

系統運転特性試験:しゃへいプラグ温度評価

試験目的:

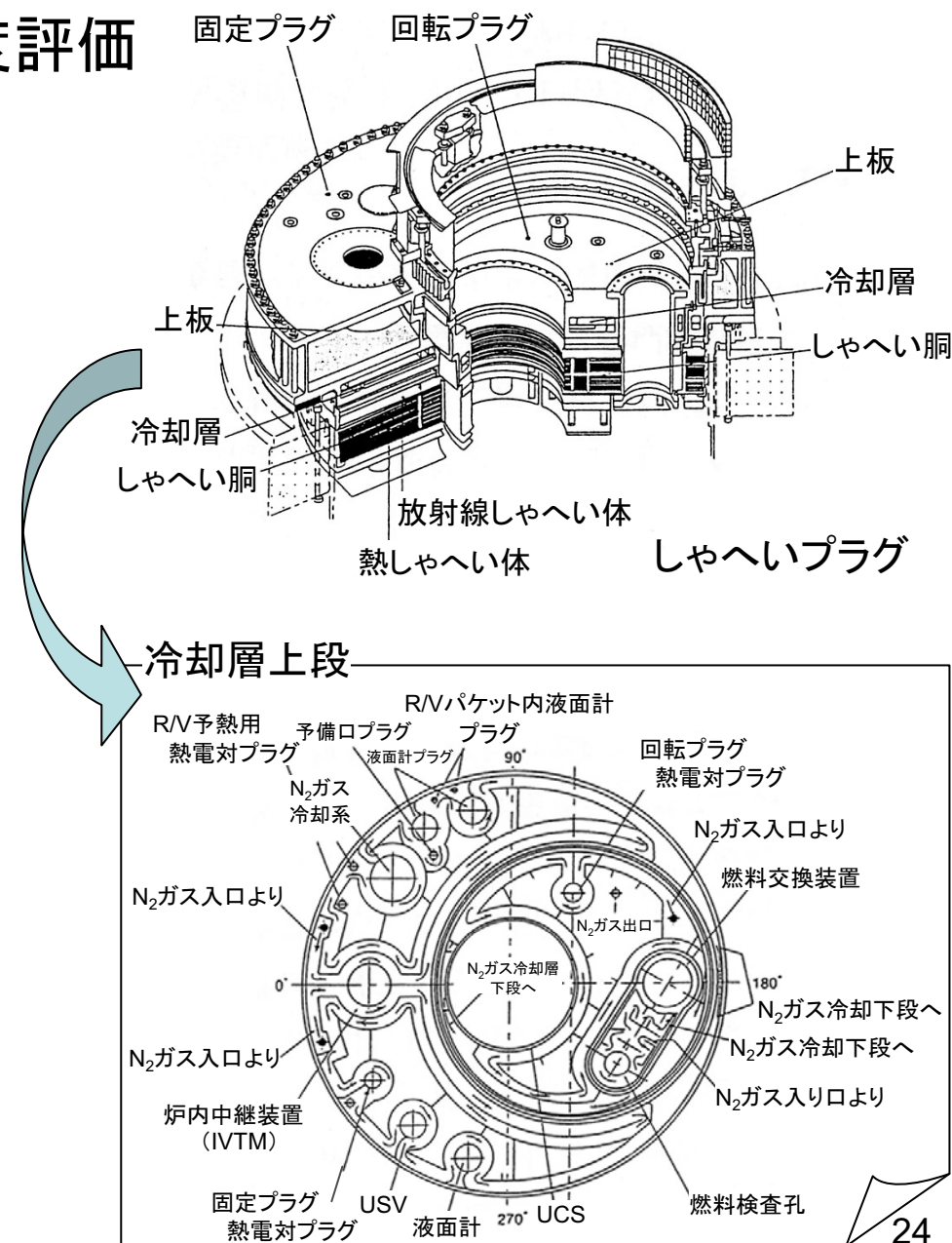
- ・運転中、しゃへいプラグの冷却を行うしゃへいプラグ窒素ガス冷却系の冷却性能が適切であることを確認する。
- ・しゃへいプラグ及び炉心上部機構各部の温度を測定し、設計目標範囲内であることを確認する。

試験方法:

- ・しゃへいプラグ及び炉心上部機構に設置された熱電対で継続的に温度を測定する。
- ・しゃへいプラグ、炉心上部機構の各部の温度及び窒素ガス冷却系の温度、流量を測定する。
- ・出力運転時(40%、100%)に、窒素ガス冷却系を停止し、しゃへいプラグ及び炉心上部機構の各部の温度上昇を測定する。

成果:

- ・しゃへいプラグ窒素ガス冷却系設計の妥当性の確認



1. 2) 性能試験(プラント特性試験)

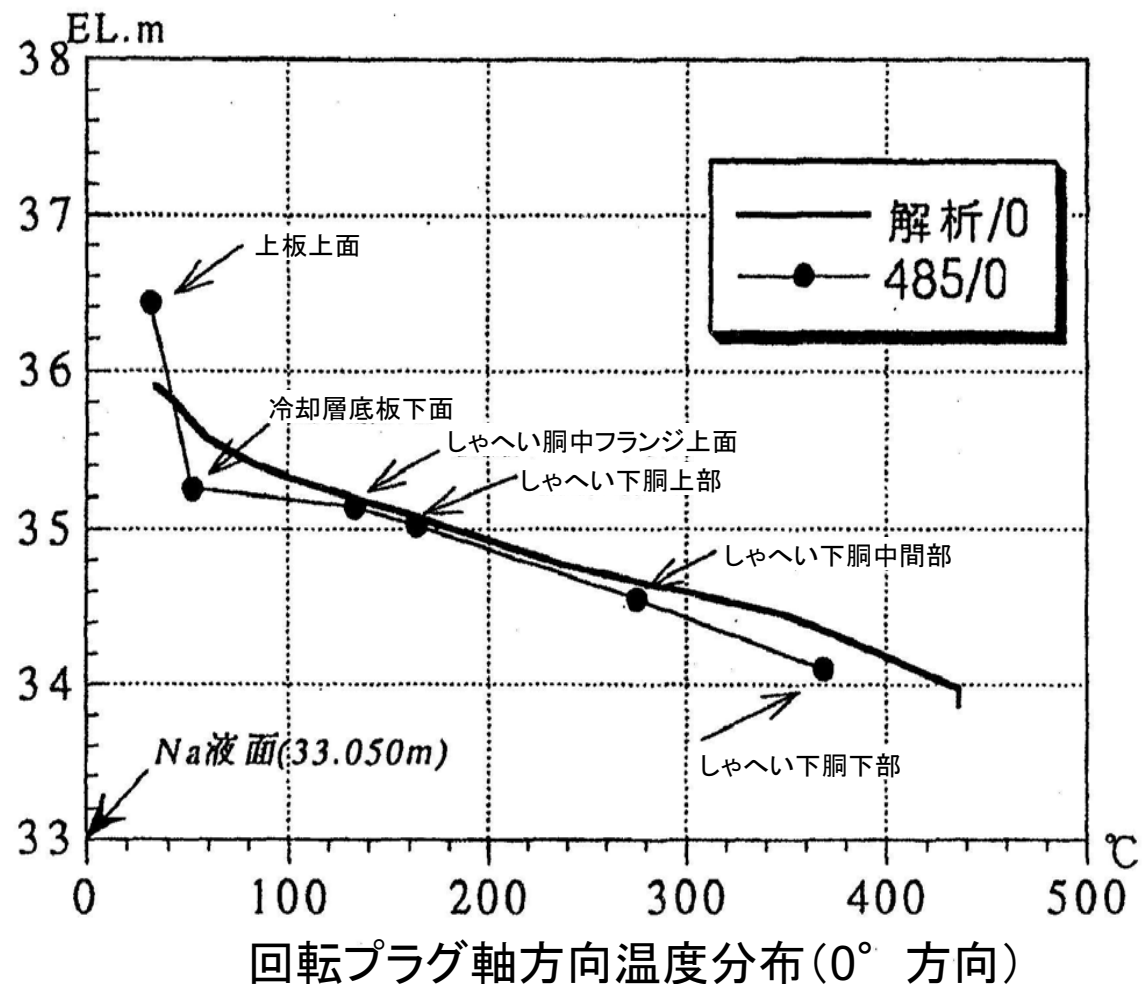
系統運転特性試験:しゃへいプラグ温度評価

これまでの成果

前回性能試験(40%出力)

- ・軸方向及び周方向の温度分布を測定
- ・しゃへいプラグ各部の温度が所定の温度範囲内であることを確認
- ・冷却系停止後、冷却系の再運転開始時間を確認

今後、性能試験で各出力段階におけるしゃへいプラグ窒素ガス冷却系の冷却能力が適切であることを確認する。



出展: JNC TN2410 2005-002 高速増殖炉もんじゅ 性能試験報告書<臨界試験～起動試験(40%出力)>

<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JNC-TN2410-2005-002.pdf>

pp. 139-143

1. 2) 性能試験(出力上昇試験)

計測制御特性試験: 温度ゆらぎ評価

試験目的:

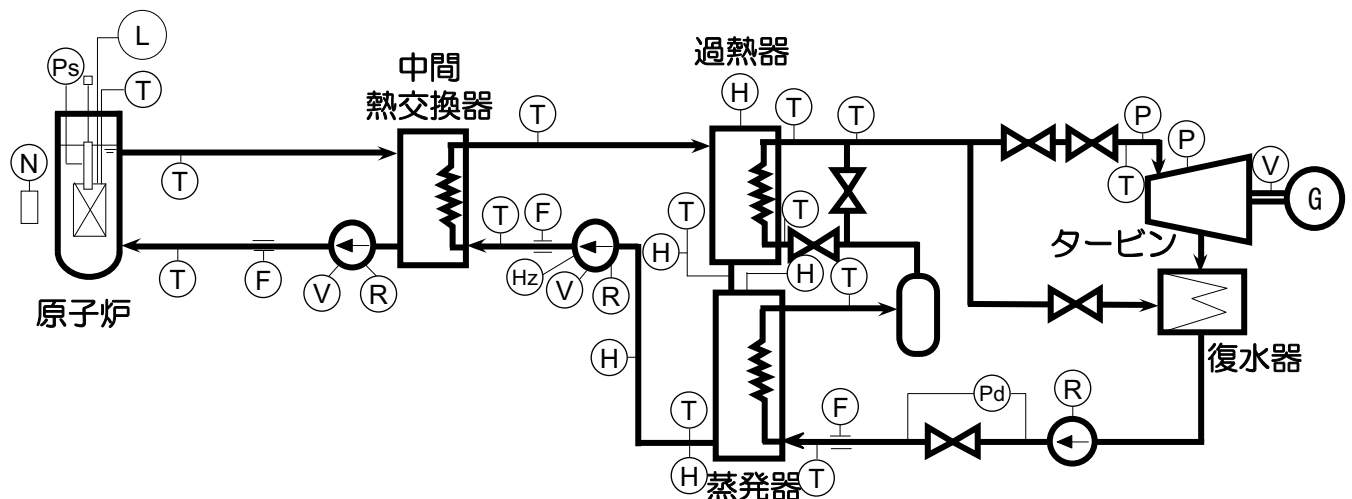
温度、流量等の信号を測定し、信号間の関係性を評価することにより、プラントが持つ微少なゆらぎ等の特性を把握する。

試験方法:

・各出力段階において、1次主冷却系、2次主冷却系及び水・蒸気系の温度、流量、圧力、等のプロセス信号を測定する。

成果:

・もんじゅプラントの特性を確認する。



1. 2) 性能試験(出力上昇試験)

計測制御特性試験: 温度ゆらぎ評価

- これまでの成果
 - 前回性能試験(40%出力)で
 - プラントでの微少なゆらぎ特性の把握。
 - 信号伝達経路の推定。
 - 励振源の推定。

例) 制御棒振動
1次系主流量制御系
給水流量制御系
原子炉容器Na液位

今後の計画

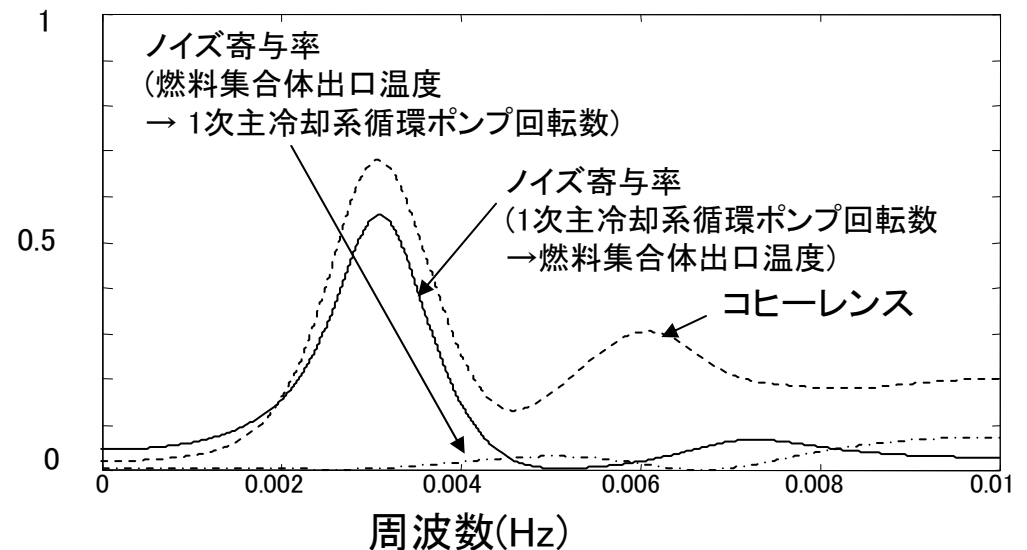
性能試験の各出力段階における特性を確認

1次主流量制御系、給水流量制御系の定期的な特性変化の確認

→ 設備健全性の確認

原子炉出口Na温度等のゆらぎ特性変化の測定 → プラント特性変化の把握

結果の例: 信号伝達経路解析



ノイズ寄与率を求め、その結果から、1次主冷却系循環ポンプ回転数信号から燃料集合体出口温度信号へ伝達していることを推定

このような伝達経路を評価して、プラントの持つ微少な励振源を推定

1. 2) 性能試験(プラント特性試験)

異常時模擬特性試験:プラントトリップ試験

試験目的:

仮にプラントでトラブルが発生しても、原子炉が自動的に停止し、プラント全体が安全に停止することを確認する。

試験方法:

40%出力運転時において、復水器真空度低を模擬することにより、タービンのトリップからプラントトリップさせ、各プロセス量を測定する。

成果:

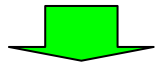
- ・もんじゅ設計の妥当性評価
- ・解析コードの検証、高度化のための実機データ収集

1. 2) 性能試験(プラント特性試験)

異常時模擬特性試験:プラントトリップ試験

これまでの成果

前回性能試験(40%出力)で、原子炉トリップ後の炉心出口温度分布及びその変化を測定。



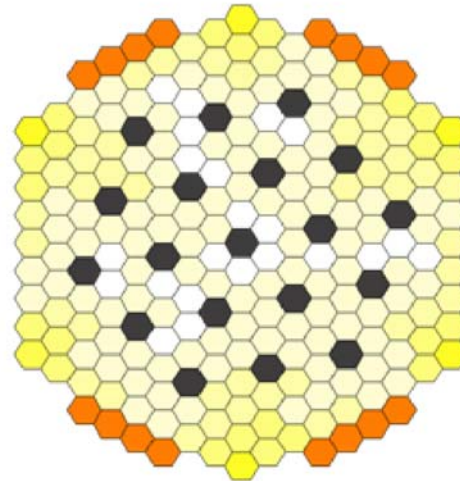
今後、その他の異常時模擬試験のデータを蓄積した上で、

①運転時の集合体出口温度(最高、最低、平均)を把握する。

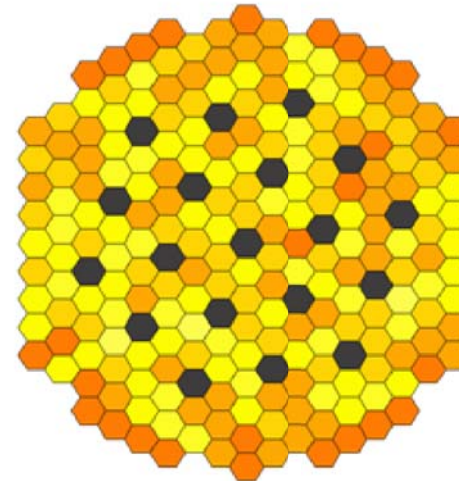
以降、原型炉技術評価として、以下を実施する。

②炉心熱流動解析コードの検証する。

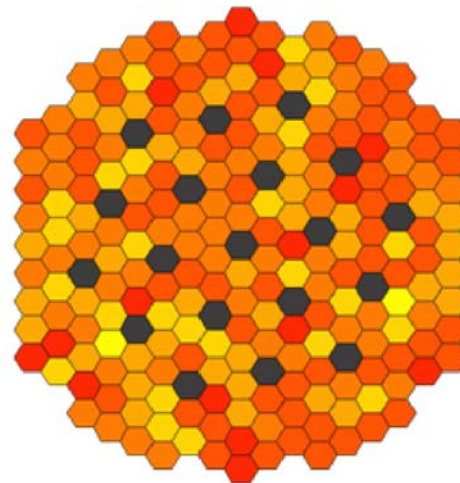
③炉心出口温度分布を強制循環時と自然循環時で比較し、その結果から炉心の冷却材流量の再配分効果、半径方向の熱移行効果を評価する。



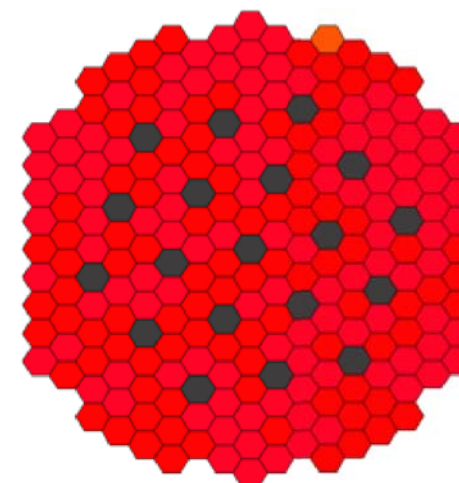
トリップ前



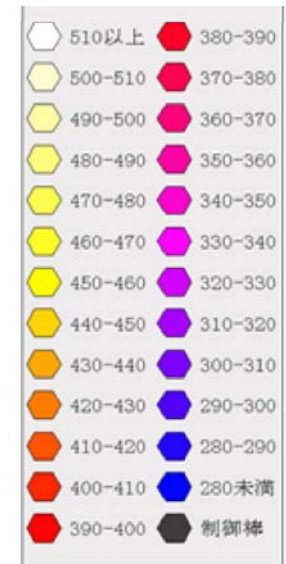
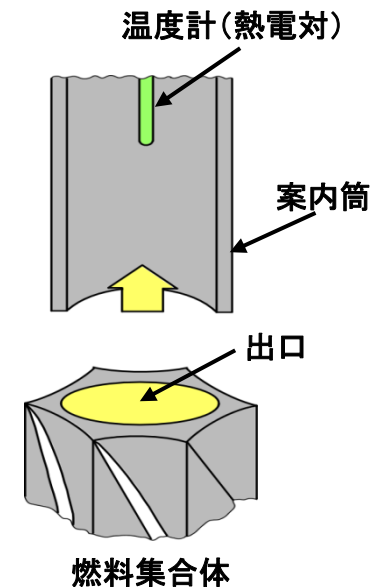
トリップ16秒後



トリップ24秒後



トリップ100秒後



1. 2) 性能試験(プラント特性試験)

化学分析評価試験: ナトリウム純度確認

試験目的:

1次主冷却系ナトリウム中の不純物濃度(酸素濃度)を測定し、この濃度から燃料被ふく管の外面腐食量を評価し、設計範囲内であることを確認する。

同時に、他系統のナトリウム中の不純物濃度(酸素濃度)を測定し、長期的な傾向を把握する。

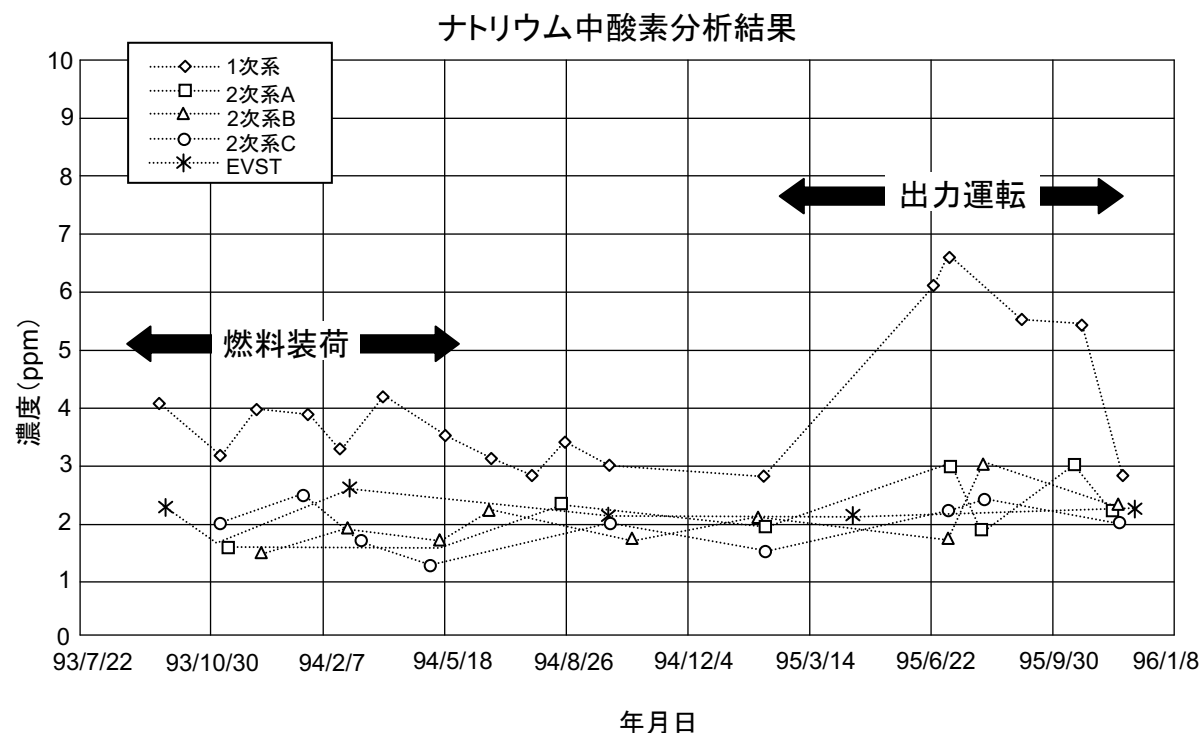
試験方法:

各出力段階でのNaサンプリング・分析の実施

成果:

プラント設計の妥当性の確認

- これまでの成果
前回性能試験 ナトリウム中酸素分析結果(～40%出力)
- 今後、性能試験で各出力段階におけるナトリウム純度を
確認



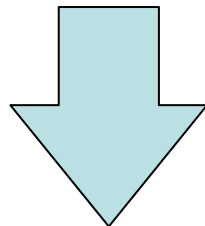
1. 発電プラントとしての信頼性実証

3) 原型炉技術評価

1. 3) 原型炉技術評価(炉心・しゃへい特性)

高速原型炉の性能試験、サイクル運転で取得したデータに基づき原型炉を建設した結果の技術評価を行う。

- ・「前回の性能試験」
- ・Amの蓄積量が多い「次回の性能試験」
- ・「それぞれの炉心のサイクル運転時」

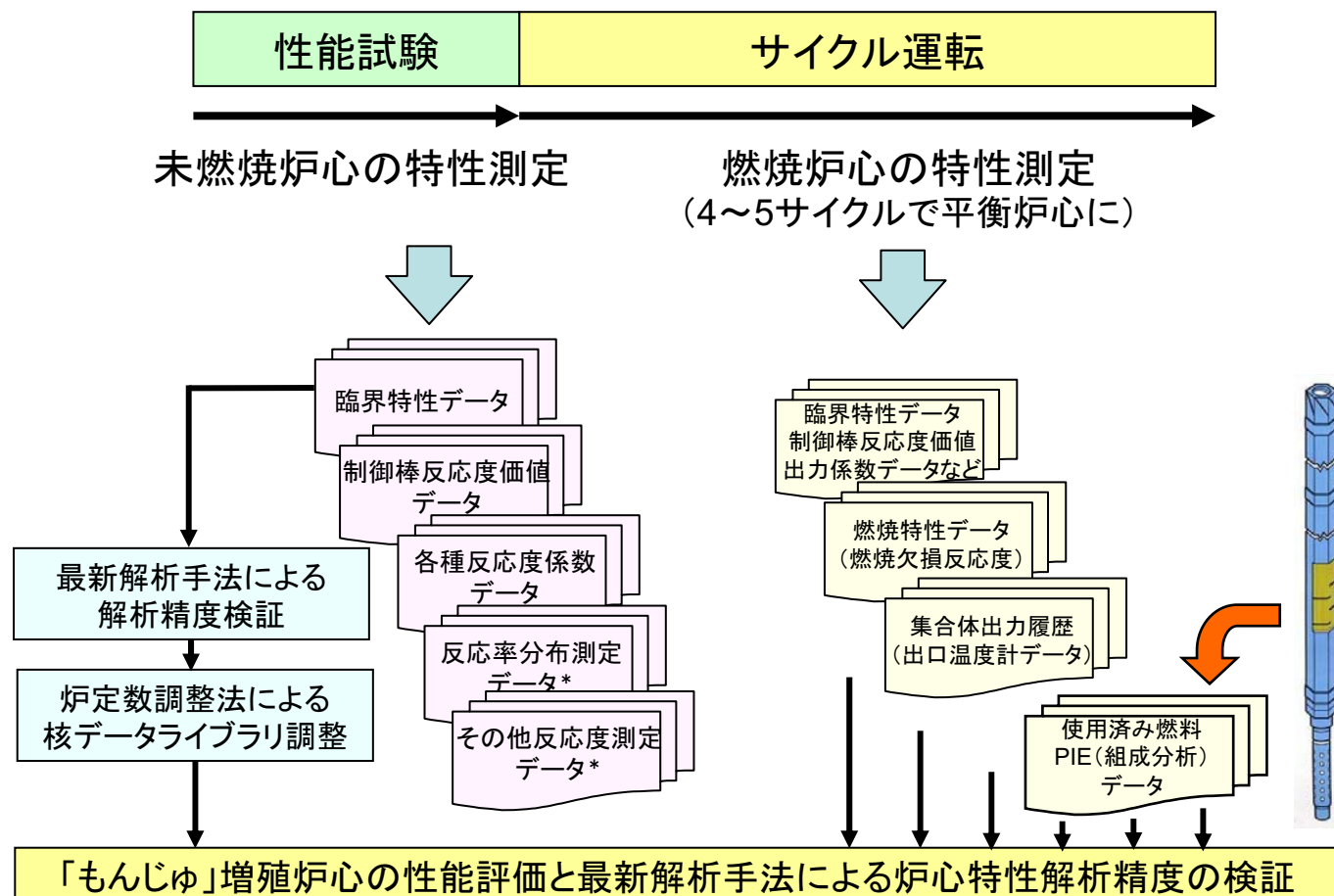


様々な炉心条件で、
取得したデータ

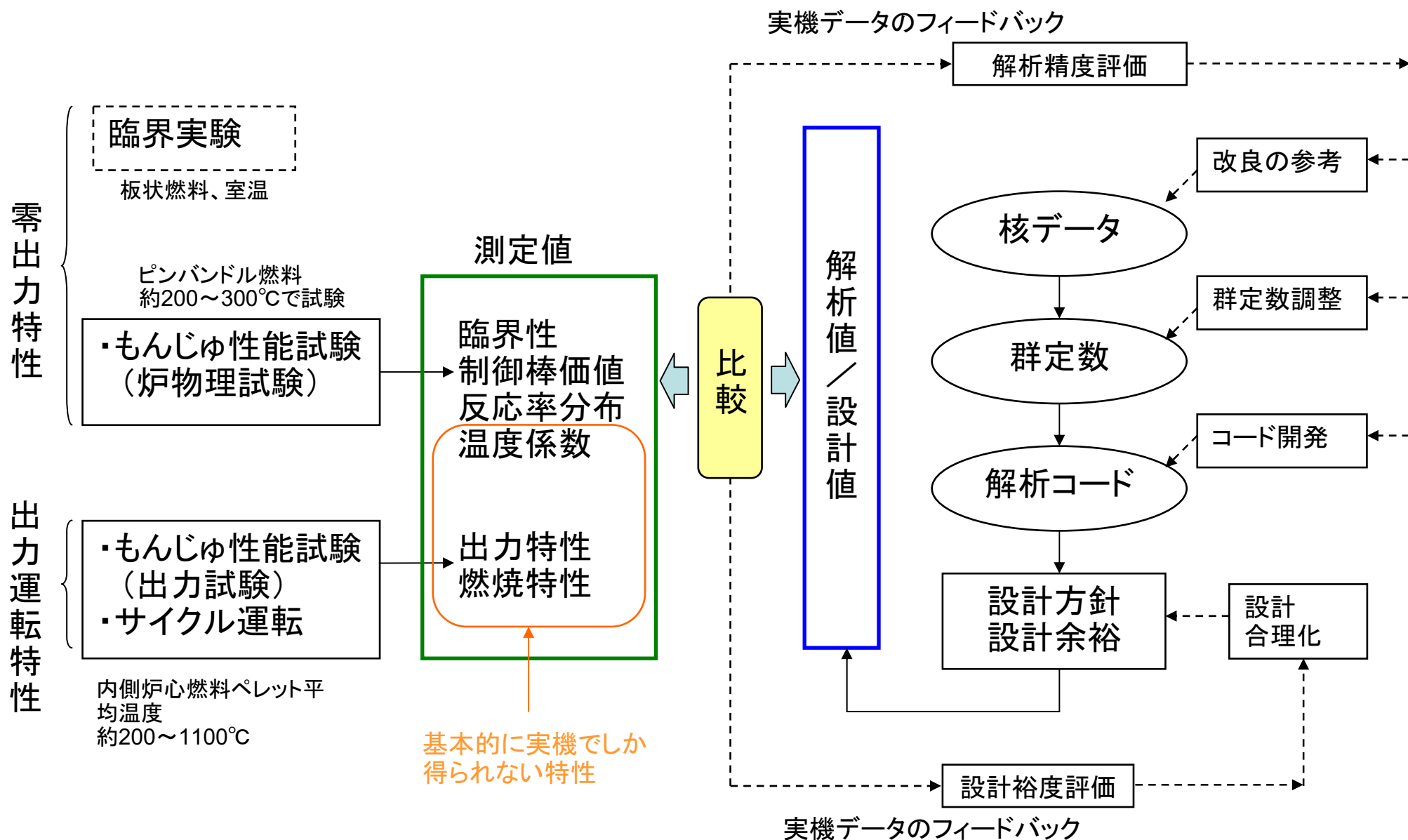
設計手法(データ、コード)の精度、妥当性を検証するとともに、設計余裕の合理化を検討し実証炉・実用炉設計に反映する。

1. 3) 原型炉技術評価(炉心・しゃへい特性)

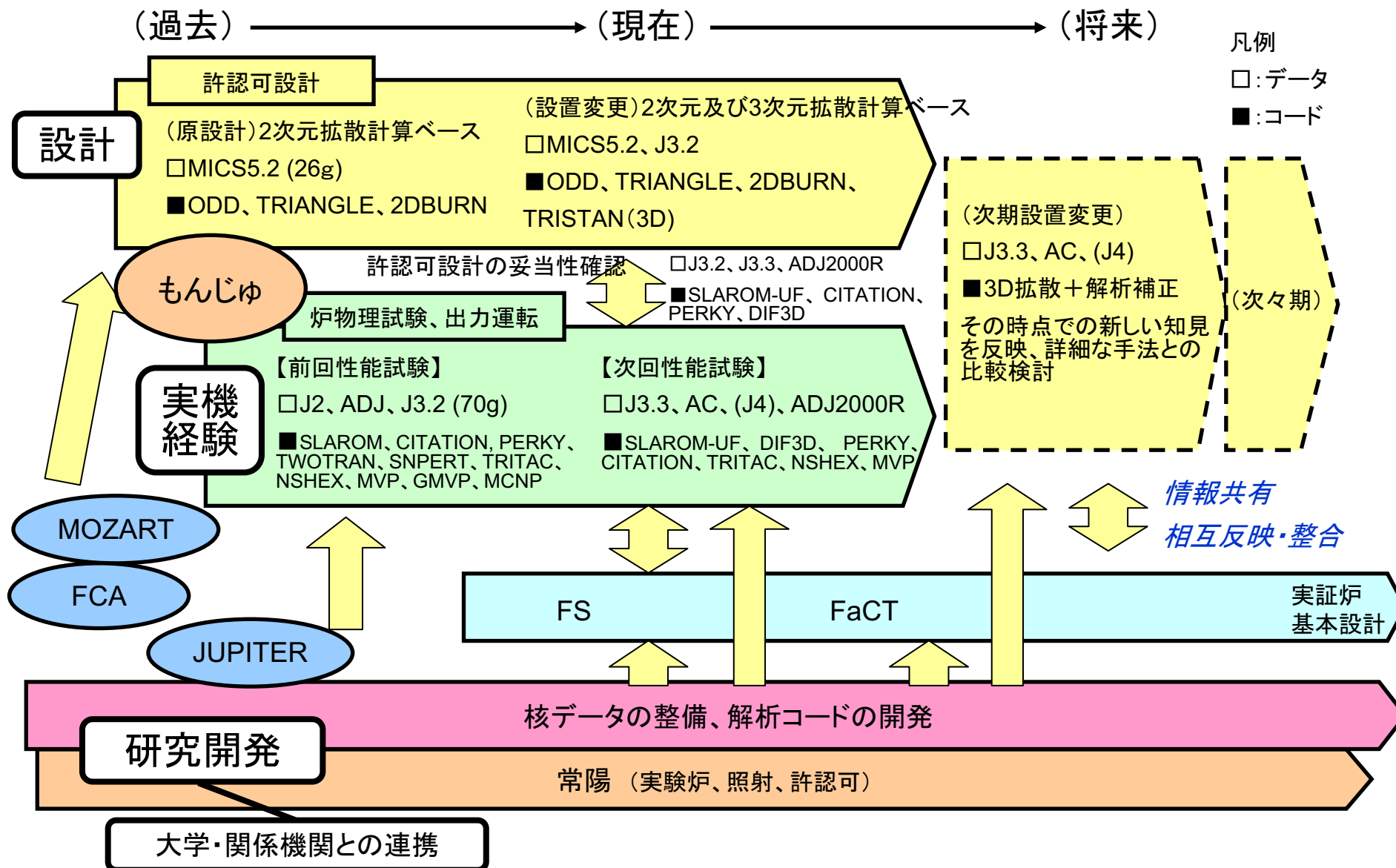
- 性能試験時の未燃焼炉心のデータに加えて、本格運転時の燃焼の進んだ「もんじゅ」増殖炉心の炉心特性データを採り、増殖炉心特性を評価する。また、炉心解析手法の精度向上に資する。
- 燃焼燃料については照射後試験(PIE)を行い燃料健全性、増殖比等を評価する。



1. 3) 原型炉技術評価(炉心・しゃへい特性)



1. 3) 原型炉技術評価(炉心・しゃへい特性)



1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

性能試験で取得されたデータにより実証炉以降に適用できる動特性評価手法を構築するとともに、設計余裕・安全余裕の合理化を行う。また、実証炉・実用炉の設計に用いる自然循環評価手法を検証する。

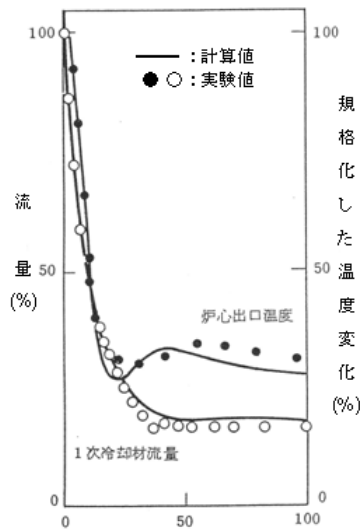
1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

1. 「もんじゅ」設計用熱過渡解析コード

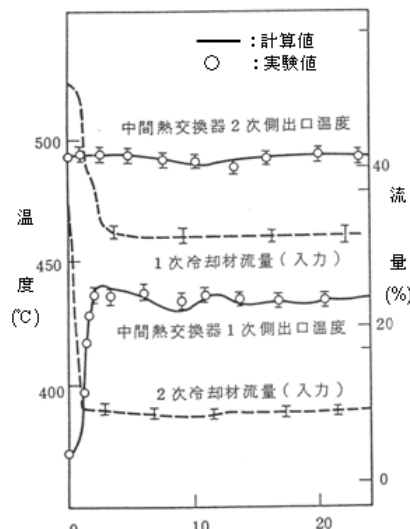
設計用解析コード

解析コード	解析対象	検証実績
COPD	約1時間までのプラント熱過渡現象	「常陽」, 50MWSG施設 1/6水流動試験, 1/10水流動試験
HYMON	約1時間以降の緩慢なプラント温度挙動	COPDの解析結果
BLOOPH	SG周り水・蒸気系の保有水ブロー現象	50MWSG施設

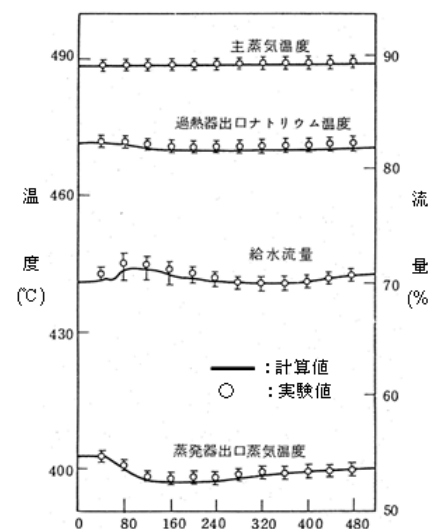
(検証例:COPD)



炉心出口温度及び1次系流量
(「常陽」, 電源喪失)



中間熱交換器温度及び流量
(50MWSG, 流量外乱)



SG温度及び流量
(50MWSG, 制御系目標値外乱)

(結果)

●「もんじゅ」に対し比較的良好な精度でプラント熱過渡評価が実施可能。(多くの実験でフローネットワークモデルの構築が可能であった。)

(課題)

●実証炉以降の設計評価手法への反映

1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

2. 詳細熱流動解析手法を用いた最適動特性解析モデルの構築

- 十分に検証された詳細熱流動解析コードにより主要機器の内部熱流動挙動を解析し、フローパターン・温度分布変化を評価することにより1次元フローネットワークモデルを構築する。

(1) 解析対象機器：

原子炉容器(上部プレナム、炉心)、IHX、AC、SG(EV, SH)

(2) 熱流動解析コードの要件：

- ・汎用性を有する解析手法であること
- ・精度の高い熱流動シミュレーションができること

(3) 熱流動解析コード：

コード		特長 / 課題
機器内部熱流動	AQUA	「もんじゅ」安全審査以降JAEAで開発。機器内部熱流動及び燃料集合体内熱流動を解析対象。「常陽」上部プレナムや各種のナトリウム及び水試験による検証実績。各種乱流モデルやアルゴリズム完備。熱交換器の熱流動解析には適用不可。直交座標系に限定されるため形状模擬性に課題。
	CFX / FLUENT	各種乱流モデルやアルゴリズムが完備され高速解析が可能。熱交換器の熱流動解析にも適用可。非構造格子系の採用により形状模擬性に優れている。商用コードであり高速炉特有の熱流動現象解析の実績が少ない。AQUAのバックアップ用として最適。
炉心熱流動	GENERAL	炉心の核熱解析評価用コード。「もんじゅ」設計にも用いられ多数の検証実績を有している。核特性解析精度は高いものの、熱流動解析精度に課題。「もんじゅ」以降では、発熱分布を計算しASFRE等の熱流動解析コードで集合体内熱流動評価を実施している。
	ACT	上部プレナム解析モジュール及び炉心詳細解析モジュールで構成され、前者はAQUA詳細モデル、後者はASFREを全集合体分結合させたモデルであり、燃料ピン毎の発熱分布やそれに伴う上部プレナム温度分布評価が可能。現在JAEAで開発中だが、部分的な炉心の計算は可能。

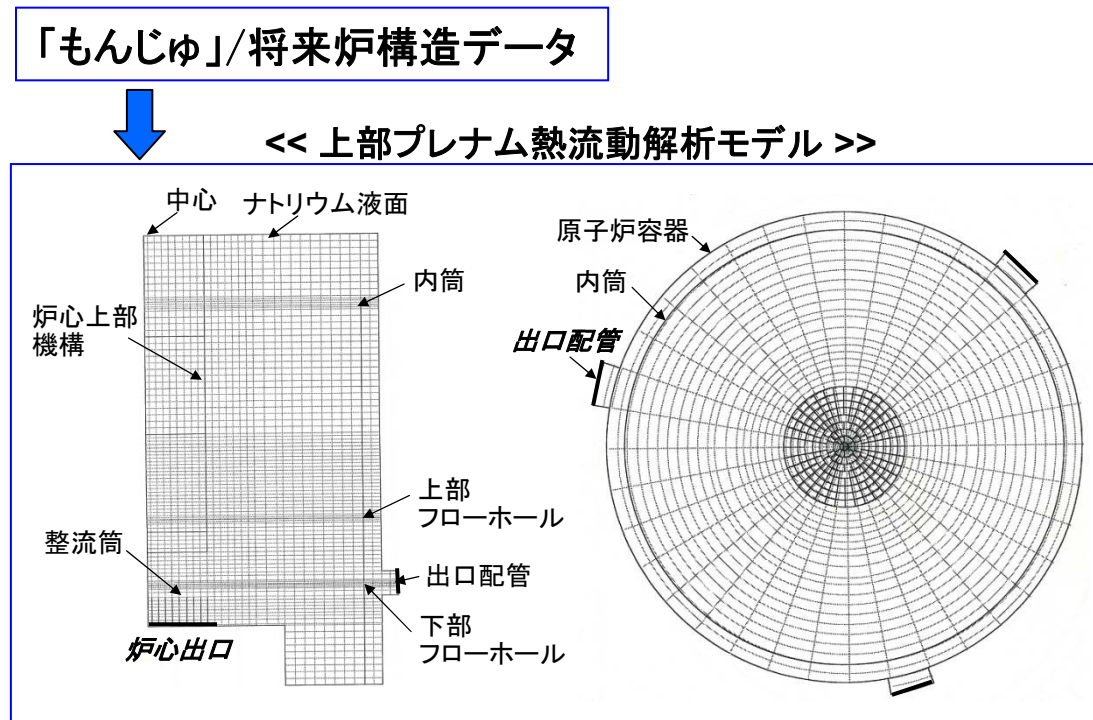
1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

最適動特性解析モデル構築の具体化

(主要機器に対する構築方法は基本的には同じ)

【具体例: 手動トリップ時の炉容器出口部熱過渡評価】

(1) 原子炉容器上部プレナム詳細熱流動解析



境界条件

- ・炉心出口流量変化
- ・炉心出口温度変化
- ・出口配管圧力(固定)

(1回目: $i = 1$)

- ・「もんじゅ」/将来炉の設計用動特性ノミナル解析 (改良Super-COPD)

- ・構築したFNMによる動特性ノミナル解析 (*)

(2回目: $i = 2$)

RV入口流量変化・温度変化

- ・「もんじゅ」/将来炉の炉心設計データ

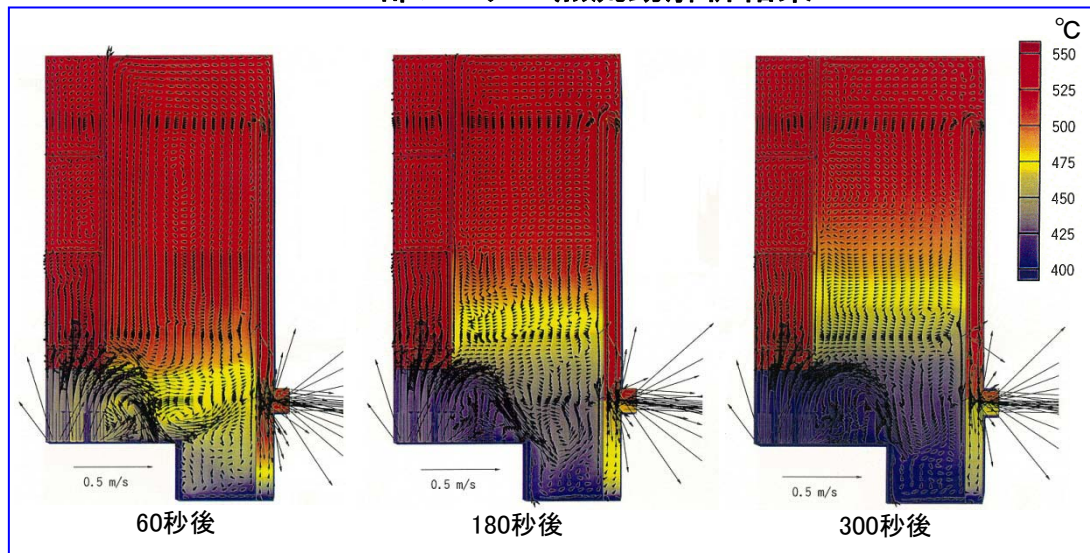
- ・集合体構造データ
- ・集合体発熱量
- ・集合体発熱分布

- ・炉心解析コードによる集合体出口流量変化, 温度変化 (GENERAL / ACT)

1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

(2) 詳細熱流動解析結果からフローネットワークモデル(FNM)の構築

<< 上部プレナム熱流動解析結果 >>



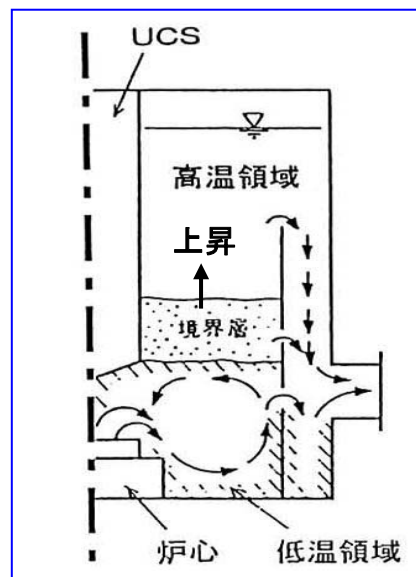
詳細解析手法

- ・乱流モデル
($k-\varepsilon$ / RANS / ASM)
- ・空間離散化
(QUICK-FRAM / 2nd-CENTRAL)
- ・時間積分
(Euler implicit / Leap-Frog)
- ・圧力Poisson解法
(ICCG)

もんじゅの場合

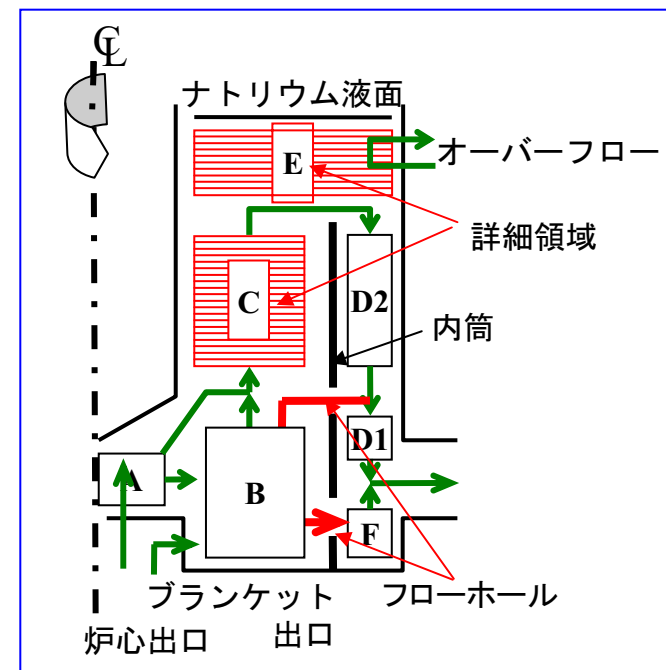
- ・流速分布よりフローパス設定
- ・温度分布の把握

・「もんじゅ」性能試験による検証
(上部プレナム温度分布、炉心出口流量・温度、RV出口流量・温度、温度境界層上昇速度)



FNMの構築

- ①フローパス設定
- ②温度境界層の上昇速度を評価する詳細領域設定



1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

(3) その他主要機器のフローネットワークモデル(FNM)の構築

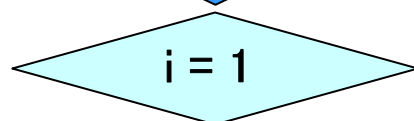
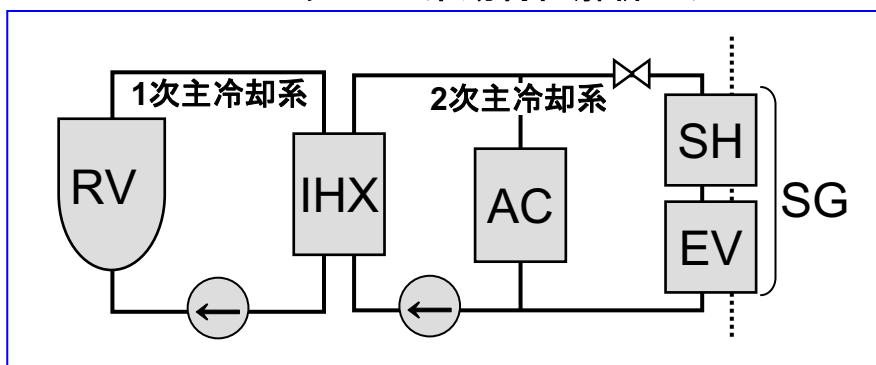
- ・IHX, AC, SG (EV, SH)についても、詳細熱流動解析を実施しFNMを構築する。



(4) プラント全系動特性解析

- ・構築したフローネットワークモデルを用いて、プラント全系の動特性解析を実施。
- ・「もんじゅ」性能試験により検証(主要機器の出入口温度変化・流量化)。

<< プラント全系動特性解析モデル >>

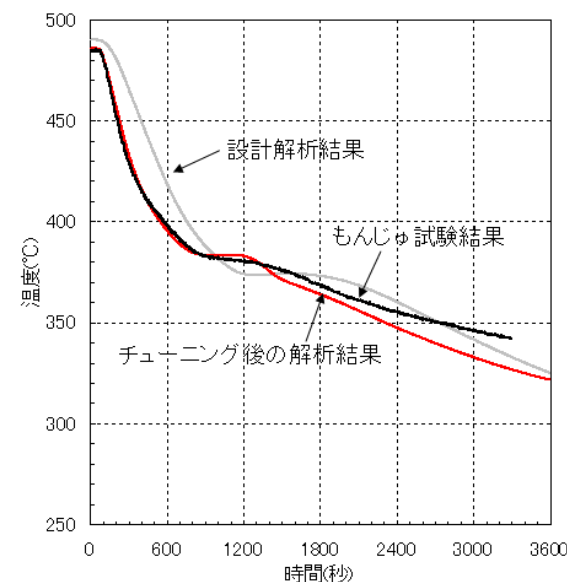


Yes

$i = i+1$
(1)の(*)へ(再解析)

No

流速分布と温度分布が前回と大きく変化していないことを確認し、ノミナル結果とする。



手動トリップ時のRV出口温度変化

- 原型炉と異なる仕様の実証炉以降に対して、「もんじゅ」の成果を反映して、精度の高いプラント動特性評価が可能となる。

1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

3. 「もんじゅ」熱過渡条件の設定及び構造健全性評価

例：手動トリップ事象における炉容器
出口部の熱過渡評価

(1) 熱過渡条件の設定

① 熱過渡解析(ノミナル条件)

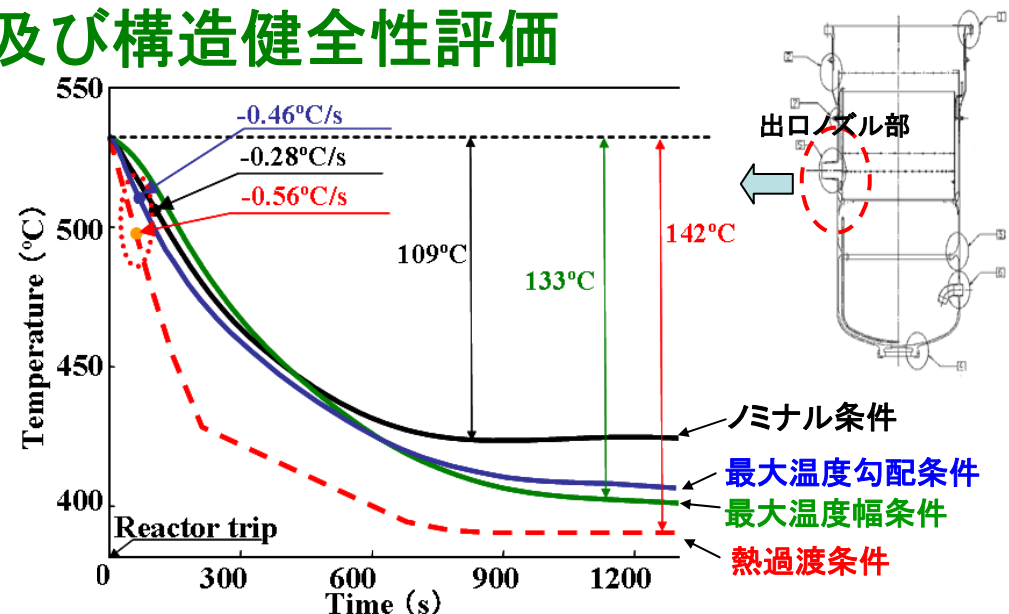
② 影響パラメータ摘出(最大値, 最小値),
パラメータ解析：最大温度幅条件
：最大温度勾配条件

③ 工学的余裕係数：
(計算値) $\alpha=1.22$, $\beta=1.65$

④ 計算値の丸め：
 $\alpha=1.22 \rightarrow 1.3$, $\beta=1.65 \rightarrow 2.0$

⑤ 折れ線化
→ 熱過渡条件の設定

(課題)



	温度変化幅 (0~1200秒)	温度変化率
ノミナル条件	109°C	-0.28°C/s
最大温度変化条件	133°C	-0.46°C/s
工学的余裕係数 (計算値)	1.22	1.65
工学的余裕係数 (設定値)	$\alpha=1.3$	$\beta=2.0$
プラント熱過渡条件	142°C	-0.56°C/s

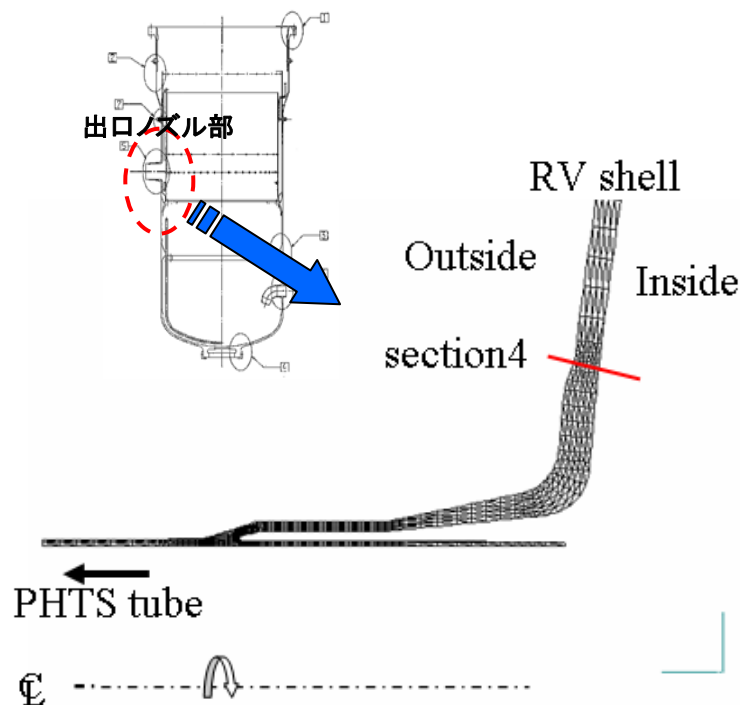
①
②
③
④
⑤

- 1) 最大温度変化条件(温度変化幅、温度変化率)の評価精度向上
- 2) 熱過渡条件の必要十分性
 - ・丸め余裕($\alpha=1.22 \rightarrow 1.3$, $\beta=1.65 \rightarrow 2.0$)
 - ・折れ線化

1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

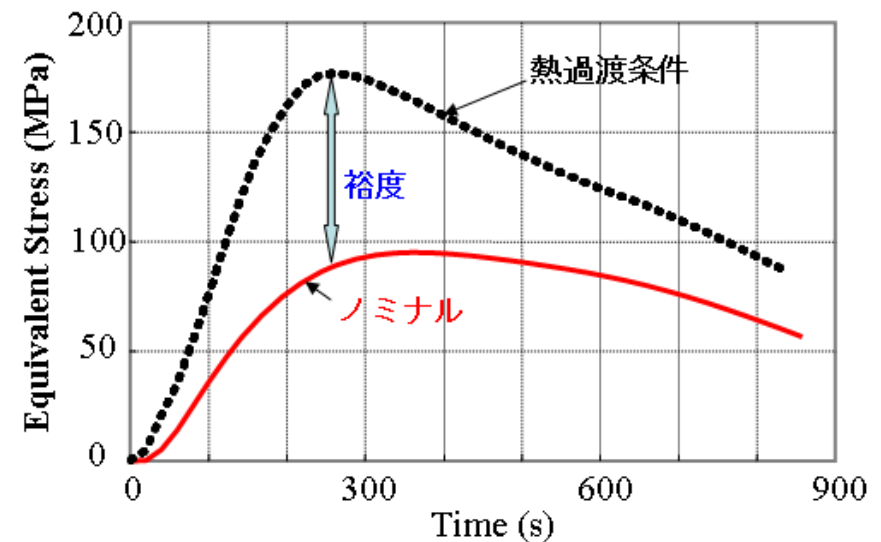
(2) 熱過渡条件を用いた構造健全性評価

折れ線化した熱過渡条件を入力条件とし熱応力解析を実施



出口配管部の熱応力解析モデル(FEM)

解析



熱応力解析結果(Inside)

(結果)

- ・ノミナル条件の結果と比較して十分な余裕を有する熱過渡条件を設定
- ・「もんじゅ」性能試験でも同様の余裕を有することを確認
- ・実証炉以降のより合理的な設計検討に反映

「もんじゅ」実データに基づく熱過渡裕度評価—
原子炉トリップ時の原子炉容器出口ノズルと蒸発器給水入口管板—、
サイクル機構技報 No.26 2005.3

1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

4. 設計余裕・安全余裕の最適化

(1) 最大温度変化条件(温度変化幅、温度変化率)の評価精度向上

・最適化フローネットワーク解析結果により精度の高い評価が可能となる。

(2) 熱過渡条件の評価

((例: 手動トリップ事象))

影響パラメータ

- ① 崩壊熱
- ② 炉容器内筒フローホール流量
- ③ 1次流量コストダウン特性
- ④ ポニーモータ流量
- ⑤ 2次流量コストダウン特性
- ・
- ・
- ・



「もんじゅ」設計

影響パラメータの最大値及び最小値の組合せで、最大温度変化幅、最大温度変化率を設定

必要性の担保

- ・計算値の丸め
- ・折れ線化



妥当性確認



実証炉以降への反映

最大値-最小値の中間領域の値も取込んだパラメータの組合せで、最大温度変化幅、最大温度変化率を設定



・設計余裕の最適化

・「丸め」及び「折れ線化」の合理化

1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

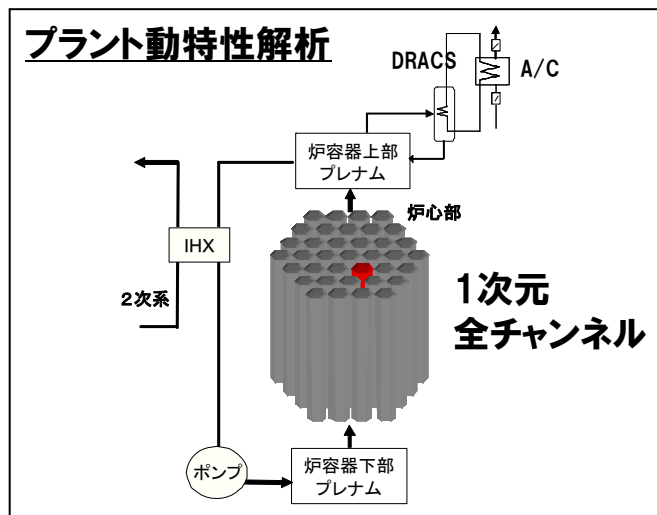
5. 自然循環による崩壊熱除去機能を評価する手法の検証

- ・基本方針 : FaCTで検討されている自然循環評価手法を取り込んだフローネットワーク解析手法を、「もんじゅ」性能試験により検証する。

FaCT自然循環評価手法

○従来の自然循環評価

プラント全体の熱流動は炉心平均チャンネルで評価、その結果に保守側な工学的安全係数(定格運転時と過渡時で共通)を乗ずることで仮想的なホットチャンネルの値を求め、燃料被覆管の高温点を評価



自然循環特性の取り込み

- ・浮力による燃料集合体間／内流量再配分効果
- ・燃料集合体間／内径方向熱移行効果



- ・炉心は集合体単位でモデル化
- ・仮想的なホットチャンネルではなくプラント全体にリンクしたホットテスト集合体(多次元)として動特性解析の炉心モデルに組み込む

自然循環特性に応じた不確かさ要因の適用

- ・強制循環時と異なり、流量が不定。強制循環時に考慮している不確かさ要因に加えて、過渡・自然循環時の出力要因、流動要因を評価することが必要

堂田,等,「過渡時の自然循環による除熱特性解析手法の開発 (2)炉心高温点評価手法の開発(第二報)」,日本原子力学会(2009年春の大会),発表スライドより

1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

炉心内HSFに着目した評価方法

不確かさ要因

- ① 炉心全体要因
- ② 炉心局所要因
- ③ 集合体内要因

運転中の炉心状態の分類

初期条件

STEP1: プラント動特性解析

- ・ホットテストチャンネル候補の同定
- ・**炉心全体**に影響する不確かさ要因を境界条件として加味
(崩壊熱誤差, フローコーストダウン誤差, 等)

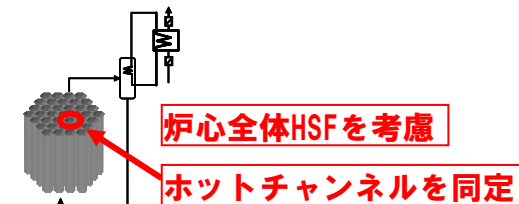
STEP2: プラント動特性解析

- ・ホットテストチャンネルを炉心モデルに組み込む
- ・**炉心局所**に影響する不確かさ要因を境界条件に加味
(集合体間: 圧損係数誤差, 出力分布誤差(制御棒位置偏差など), 等)

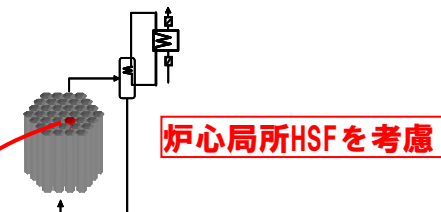
STEP3: ホットテスト集合体内多次元熱流動解析

- ・集合体内の熱流動を解析し、最高温度点を評価
- ・**集合体内**に影響する不確かさ要因を境界条件に加味
(集合体内: ペレット製作公差, ワイヤコンタクト効果, 等)

ステップ1: プラント動特性解析



ステップ2: プラント動特性解析



ステップ3: 集合体内熱流動解析



堂田,等,「過渡時の自然循環による除熱特性解析手法の開発
(2)炉心高温点評価手法の開発(第二報)」,日本原子力学会
(2009年春の大会),発表スライドより

- 本手法を取入れた最適動特性解析コードを「もんじゅ」性能試験(自然循環試験)で検証
(燃料集合体出口温度変化、燃料集合体出口(代表)流量変化、炉容器出入口温度・流量、炉上部プレナム温度分布)
- 自然循環時の炉心内HSFの評価

2. 運転経験を通じた ナトリウム取扱技術の確立

1) ナトリウム管理技術の確立

2. 1) ナトリウム管理技術の確立

「もんじゅ」における研究開発の実施内容

- ・ ナトリウム純度管理、腐食生成物挙動のデータ取得。これらには長期間を要し、継続的なサイクル運転を通じて変化挙動を評価する。
- ・ 大型機器、燃料集合体等の洗浄データ等の蓄積。

なお、ナトリウム関連の要素技術開発は、次項の保全に係る要素技術開発とともに、敦賀・白木に建設予定の「プラント実環境研究施設(仮称)」にて実施する計画である。



実証炉以降への反映

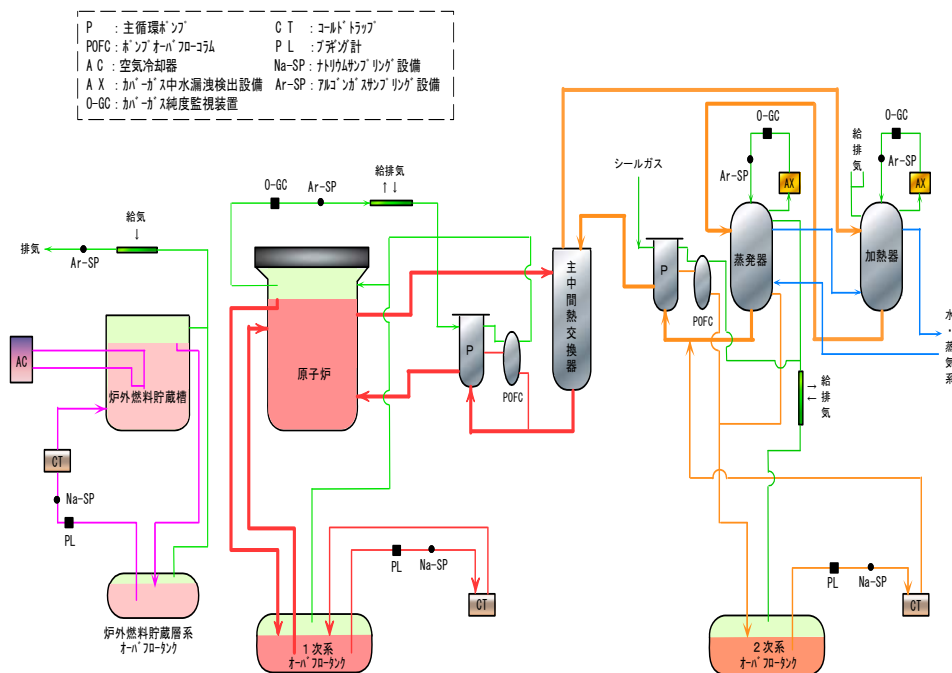
- ・ 「もんじゅ」運転データにより検証された冷却材中の腐食生成物挙動評価手法を用いた評価結果を、実証炉の遮へい設計などへ活用する。
- ・ Na機器の洗浄経験等を、燃料取扱装置や保守用設備の設計に反映する。
- ・ 実証炉・実用炉の運転管理技術へ反映する。

2. 1) ナトリウム管理技術の確立

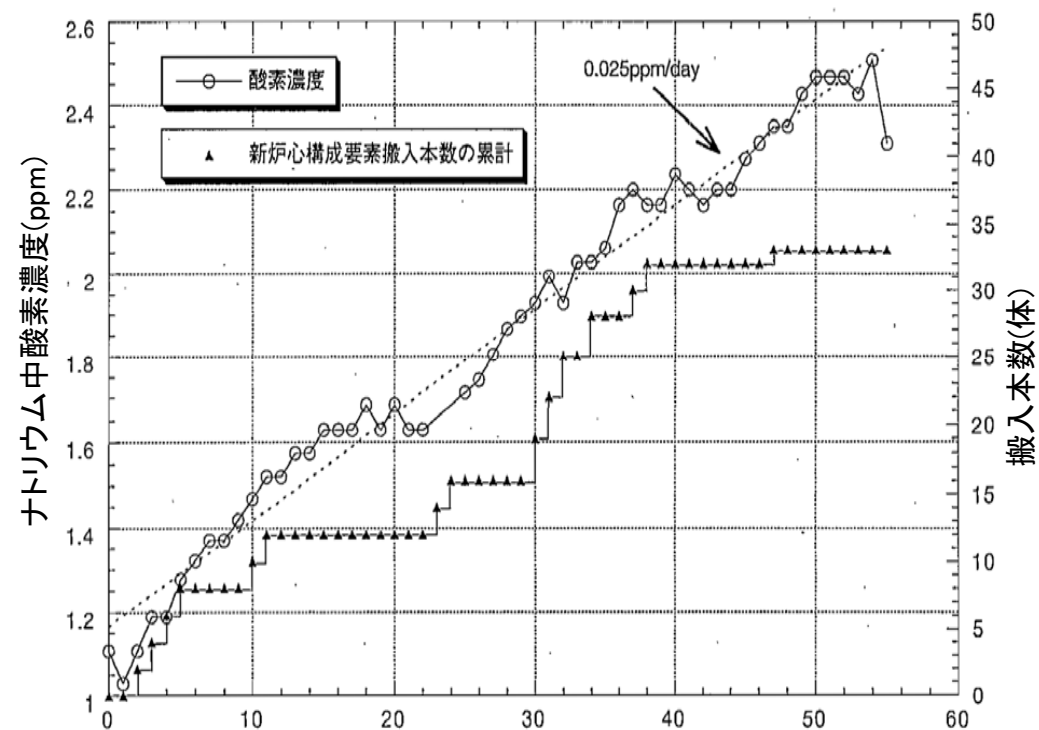
ナトリウム純度管理技術

2010年までの計画

- ・系統昇温や燃料交換に伴う不純物持込量評価
⇒系統昇温時の配管機器表面からの不純物溶出量抑制と燃料交換時等の不純物持込量低減



「もんじゅ」1・2次主冷却系及び炉外燃料貯蔵槽系統の概略図



EVSTへの炉心構成要素搬入本数とナトリウム中酸素濃度

2. 1) ナトリウム管理技術の確立

ナトリウム純度管理技術

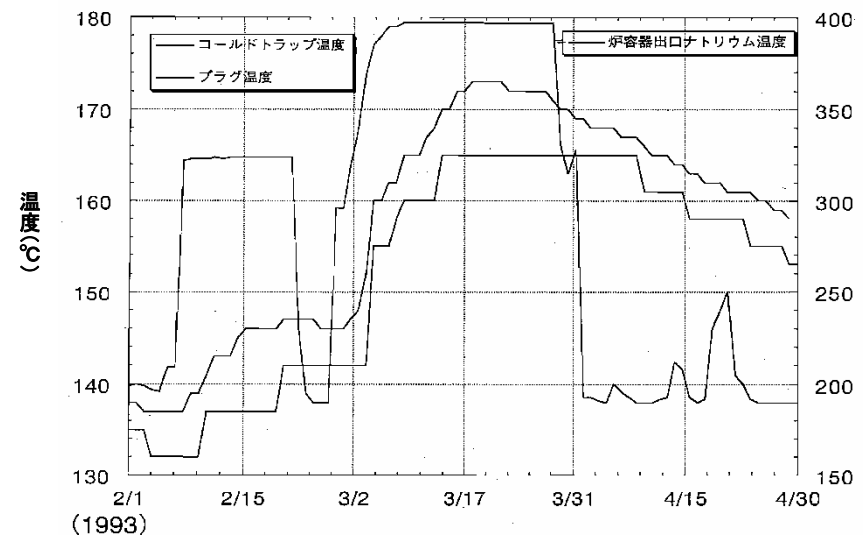
2010年までの計画

・コールドトラップによる不純物捕獲負荷評価のためのコールドトラップ純化効率(η)評価

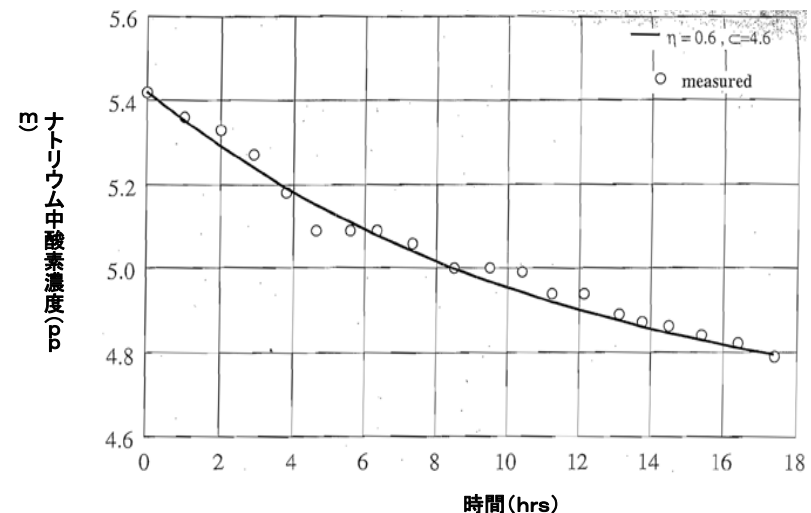
⇒系統昇温時の配管機器表面からの不純物溶出量抑制と燃料交換時等の不純物持込量の低減

・ナトリウム純度管理基準値評価のためのプラグging計によるプラグging温度(純度)測定と純度管理基準値の妥当性確認およびナトリウムサンプリング方法とナトリウムサンプルによる不純物分析方法の妥当性評価

⇒コールドトラップによる不純物捕獲容量の最適化と適切なナトリウム純度の維持管理



1次系ナトリウム温度、コールドトラップ温度およびプラグ温度の時間変化(前回性能試験時)



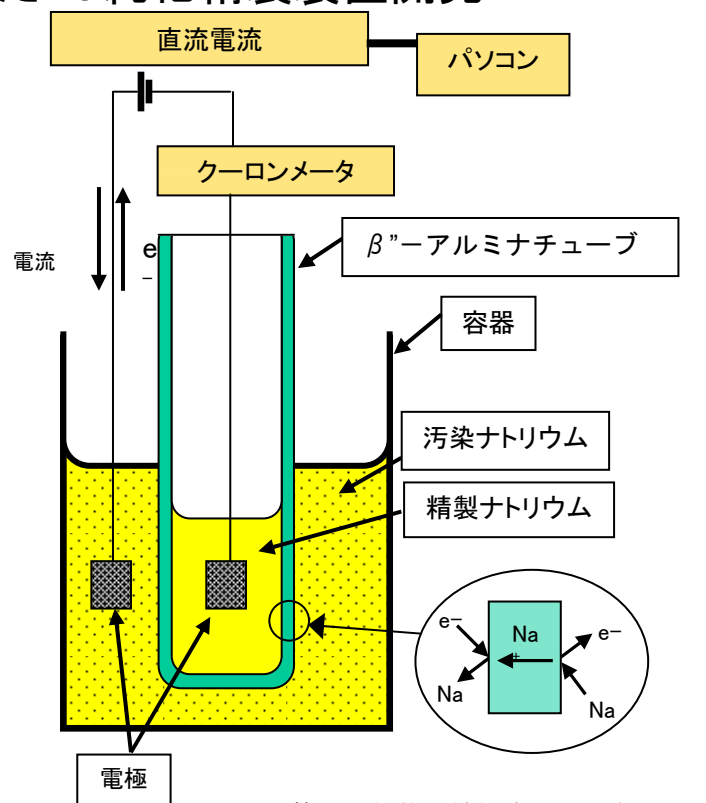
コールドトラップ温度を171°Cから167°Cに変化させた時のオーバーフロータンク・ナトリウム中酸素濃度変化

2. 1) ナトリウム管理技術の確立

ナトリウム純度管理技術

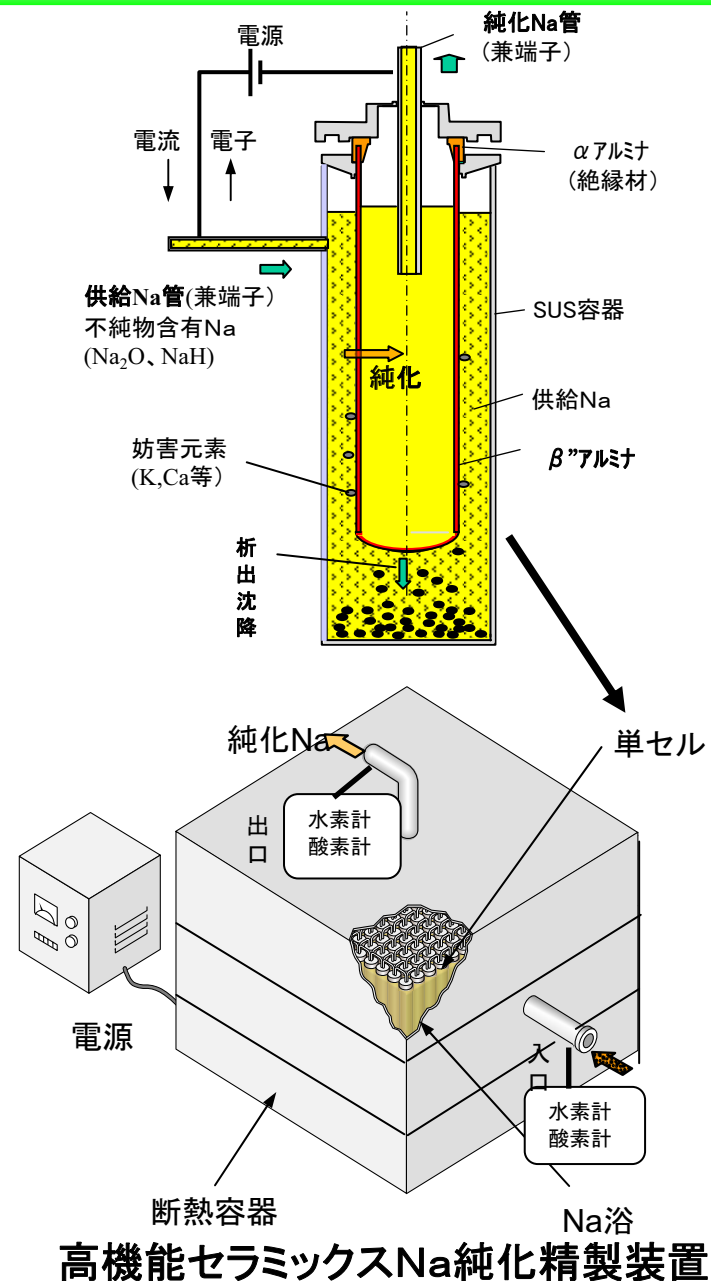
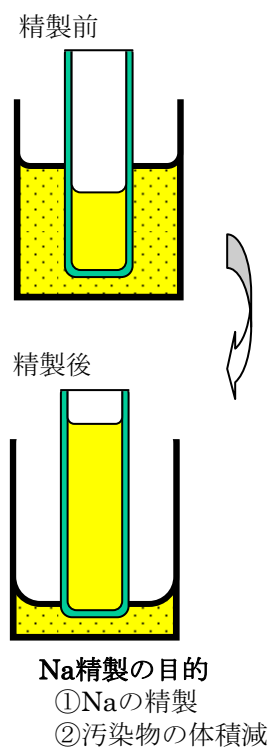
2015年までの計画

- ・従来型コールドトラップの再生方法検討
- ・コールドトラップに代わる高性能セラミックスを用いたNa純化精製装置開発



原理的に不純物の捕捉率は100%である

β'' -アルミナを用いたナトリウム精製の原理



2. 1) ナトリウム管理技術の確立

洗浄処理技術

2010年までの計画

- ・CPを含んだ照射済燃料集合体洗浄廃液の減容固化技術評価
- ・大型ナトリウム機器等の洗浄処理技術評価
- ⇒設計の妥当性確認

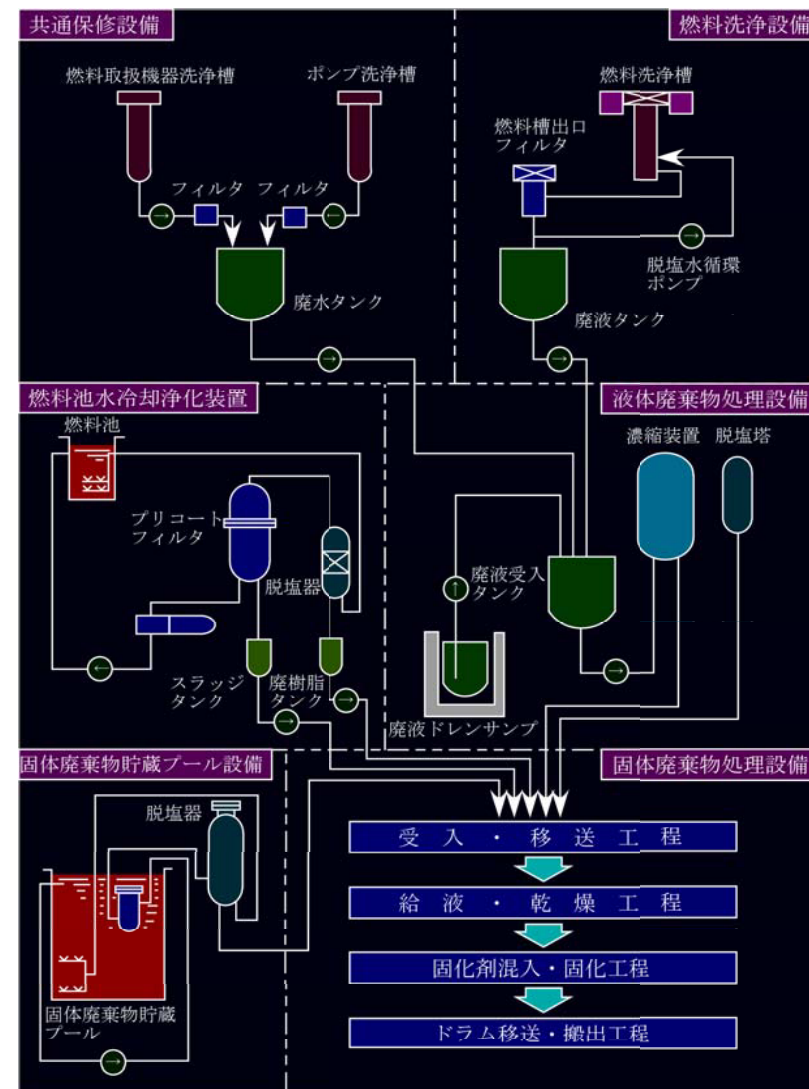
- ・点検、保守・補修に伴うナトリウム機器の開放・取り出し等の取扱い方法検討
- ⇒手法確立

2015年までの計画

- ・洗浄系の系統除染の必要性検討
- ・洗浄処理技術の課題抽出
- ・定期検査への適用

2015年以降の計画

- ・実証炉以降の大型ナトリウム機器等洗浄処理技術開発
- ⇒高温ガス洗浄, 流動パラフィン洗浄等



「もんじゅ」廃棄物処理系統

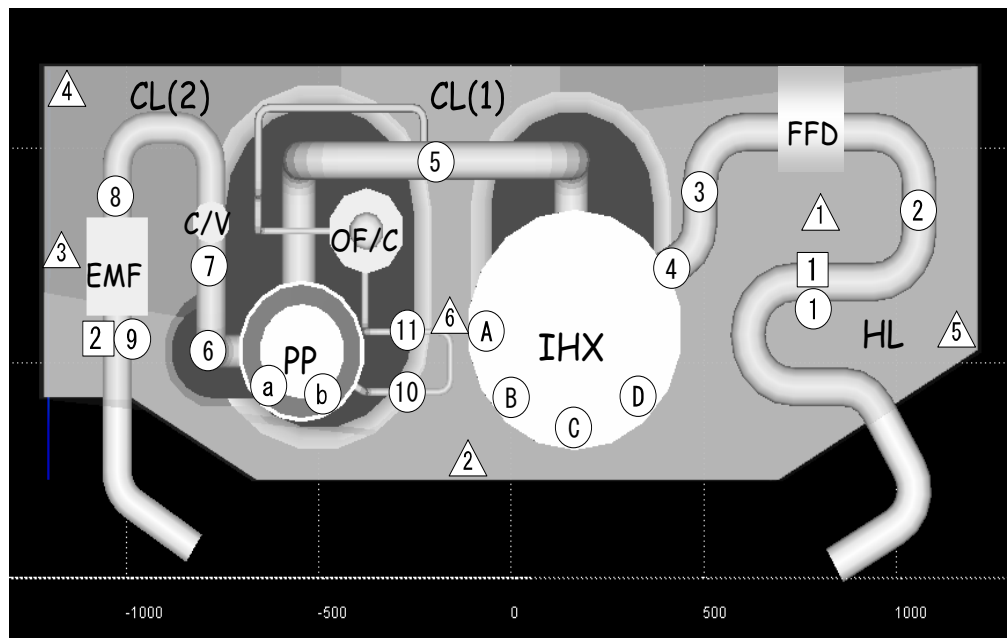
2. 1) ナトリウム管理技術の確立

2010年までの計画

放射性物質の冷却系内移行挙動

・高速炉の冷却系内での放射性物質の生成、移行挙動評価

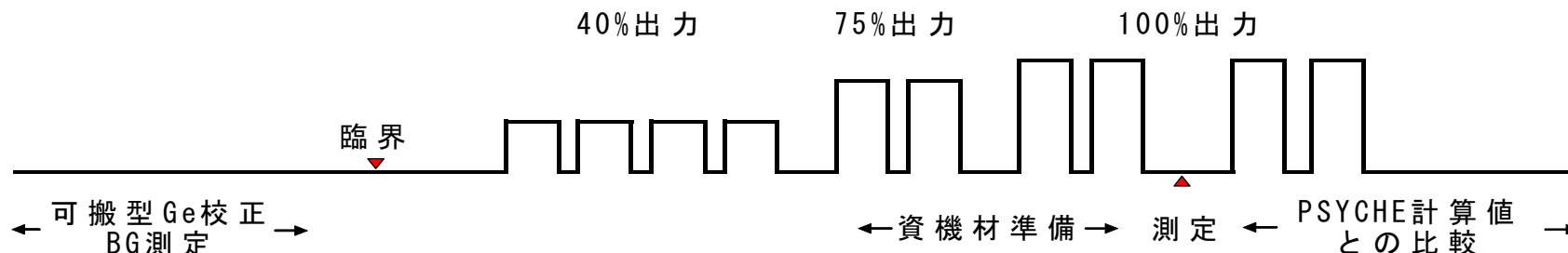
⇒FP, CP, トリチウムの移行・沈着データ測定



□ : Ge半導体検出器による核種測定			
ホットレグ	1点		
コールドレグ	1点		
○ : TLDによる機器・配管表面線量率			
ホットレグ配管	4点(周方向)	8点	計 32点)
IHX-PP配管	1点(周方向)	8点	計 8点)
コールドレグ配管	4点(周方向)	8点	計 32点)
PP-OF/C配管	2点(周方向)	8点	計 16点)
△ : 空間線量率			
IHX	4点(軸方向)	17点	計 68点)
PP	2点(軸方向)	10点	計 20点)
△ : 空間線量率			
ブランク	6点(計 6点)
ブランク	2点(計 2点)
線量率測定ポイント計 19点(TLD) 計184点)			

出展:「高速炉トリチウム挙動解析コードの開発」,
サイクル機構技報No.10, 2001年3月

出展: Miyagi, K., Miyahara, S., "Development of In-vessel Source Term
Analysis Code, TRACER," Proc. IAEA/IWGFR Technical Committee
Meeting on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium
Fires in Fast Reactors, pp.161-168, IWGFR/92, 1996.



「もんじゅ」性能試験における1次冷却系内CP沈着データ測定計画

2. 1) ナトリウム管理技術の確立

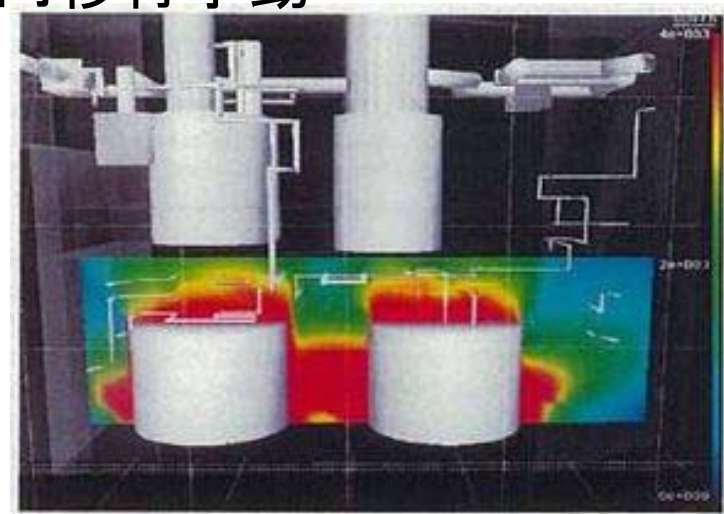
放射性物質の冷却系内移行挙動

2015年までの計画

- ・前記の結果としてのプラント内線源分布評価
⇒冷却系内の放射性物質移行沈着挙動評価手法
の検証・改良

2015年以降の計画

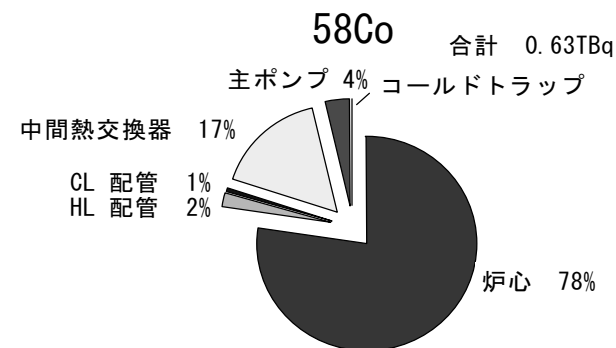
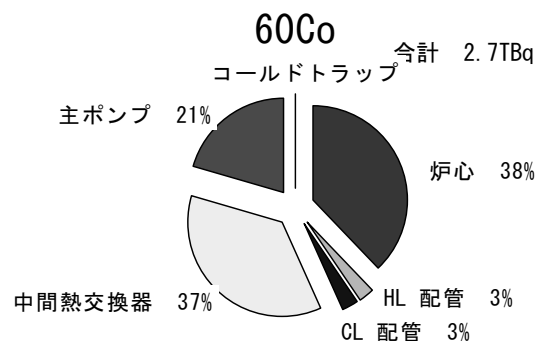
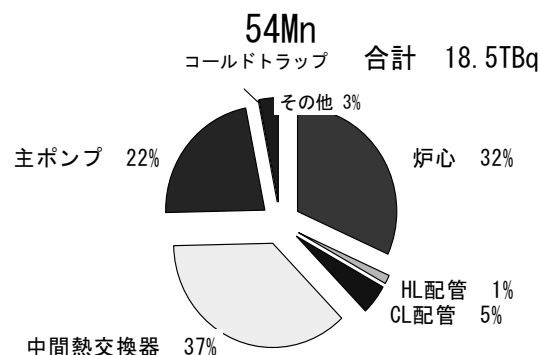
- ・実証炉以降に適用できる評価手法の確立
- ・冷却系内での放射性物質移行沈着による線
量率上昇に伴う保守・補修時被ばく線量の低
減化



高速炉保修線量評価システム(DORE*)による線量率予測

*Dose Rate Estimation System For FBR Maintenance

(出展:「高速炉保修線量評価システムの開発」, サイクル機構技報
No.12, 2001年9月)



高速炉保修線量評価システム(DORE*)による「もんじゅ」定格運転CP飽和インベントリ分布予測

2. 1) ナトリウム管理技術の確立

FBRに関連する研究開発

安全性・信頼性・経済性の向上
環境負荷低減効果

ナトリウム機器洗浄技術

- ・大型Na機器等洗浄処理技術開発
- ・Na機器等洗浄廃液減容処理技術開発

保守・補修時被ばく低減化技術

- ・放射性CP, FP移行沈着量と線量評価手法高度化
- ・放射性CP, FPの新型捕獲材開発
- ・放射性CP発生抑制技術開発

ナトリウム純度管理技術

- ・高機能セラミックスNa純化精製技術開発
- ・Na中不純物濃度迅速分析法開発
- ・トリチウム除去回収技術開発

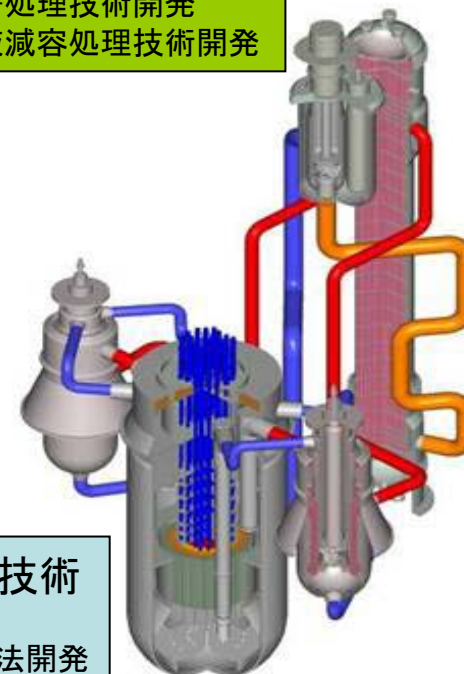
ナトリウム取扱い経験、研究開発成果

蒸気発生器水漏えい検出技術

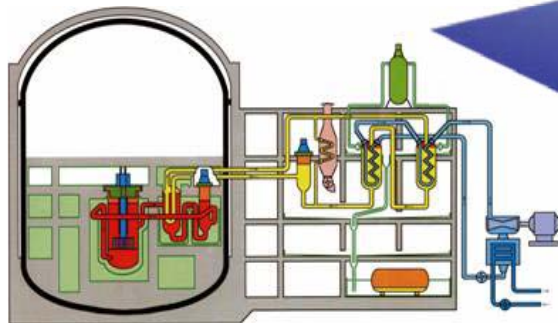
- ・固体電解質水素計, 酸素計開発
- ・水素, トリチウム移行挙動評価手法開発
- ・トリチウム移行抑制技術開発

微量ナトリウム漏えい検出技術

- ・新型Na微量漏えい検出システム開発
- ・レーザー分光微量漏えいNa同定技術開発



実用炉



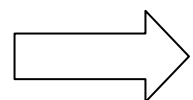
もんじゅ

2. 運転経験を通じた ナトリウム取扱技術の確立

2) プラント保全技術の確立

2. 2) プラント保全技術の確立

- 「もんじゅ」の原子炉容器、一次主冷却系配管、SG(蒸気発生器)伝熱管の供用期間中検査(ISI)技術について、第1回定期検査までに整備を終了した上で、保全プログラムに従い「もんじゅ」に適用し、高温・高放射線環境などを特徴とする高速炉機器のISI技術を実証する。
- 安全確保の充実とより合理的な保全活動達成の確立の観点から、高速増殖炉機器の検査・モニタリング技術、劣化診断技術および補修技術、評価技術の開発を行い、「もんじゅ」を用いて有効性を検証する。



水系を持っている「もんじゅ」の運転で取得できる保全技術を通して、実証炉以降の保全技術基盤を構築する。

2. 2) プラント保全技術の確立

「もんじゅ」用供用期間中検査 (ISI) 技術開発

目 的

原子炉施設の安全上重要な機器に対して計画的に試験あるいは監視を行うことにより、供用期間を通じて原子炉施設の安全性を確保する。

Na冷却型高速炉の特徴

使用条件

- ・冷却材: Na (沸点高い)
- ・内 圧: 低圧
- ・材 料: 延性に優れた
オーステナイト系ステンレス鋼

破損形態:
漏えい先行型

ISIの方法

- I . 連続漏えい監視
 - (1) Na漏えい監視
 - (2) 放射性カバーガスモニタ
- II . 肉眼試験
- III . 体積試験
- IV . 材料監視

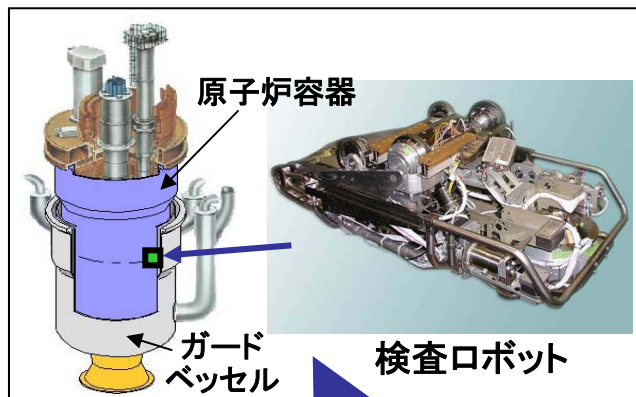
2. 2) プラント保全技術の確立

機器	対象部分	試験等の方法
原子炉容器	ガードベッセルに囲まれた部分	肉眼、Na漏えい監視、材料監視
	ガードベッセル外	Na漏えい監視、放射性ガースモニタ
しゃへいプラグ	原子炉カバーガス等のバウンダリ	放射性ガースモニタ
1次主冷却系循環ポンプ	外ケーシング	肉眼、Na漏えい監視、放射性ガースモニタ
1次主冷却系中間熱交換器	胴体	肉眼、Na漏えい監視
	伝熱管	漏えい監視
1次主冷却系配管	配管	肉眼、Na漏えい監視、体積
1次主冷却系逆止弁	弁箱	Na漏えい監視
炉心支持構造物	炉心支持板、炉心槽	材料監視
ガードベッセル	胴体	肉眼、（材料監視）
1次補助Na系配管	配管	Na漏えい監視
2次主冷却系循環ポンプ	外ケーシング	肉眼、Na漏えい監視
蒸気発生器	胴体	肉眼、Na漏えい監視
	伝熱管	体積
2次主冷却系配管	配管	肉眼、Na漏えい監視、体積
補助冷却設備 空気冷却器	伝熱管	Na漏えい監視
炉外燃料貯蔵設備	Naバウンダリ	Na漏えい監視

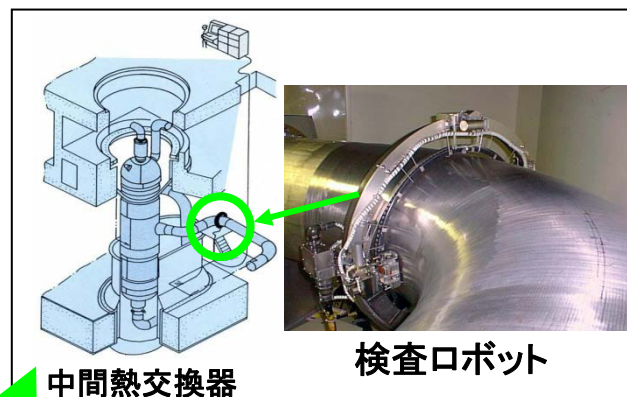
 もんじゅ用ISI装置を継続して開発

2. 2) プラント保全技術の確立

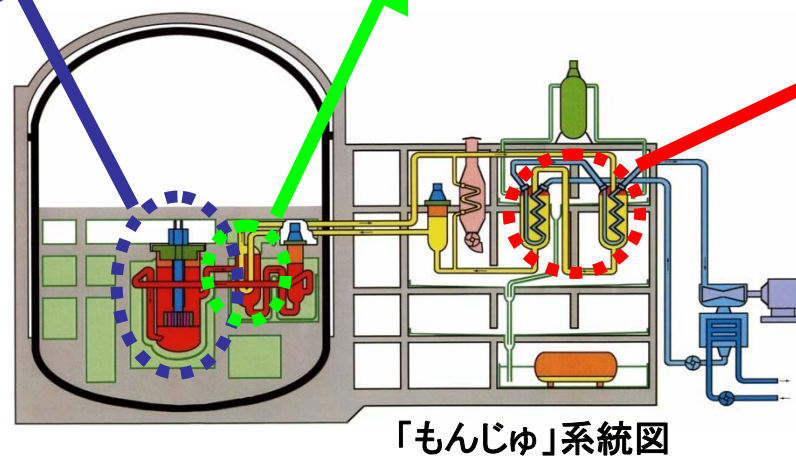
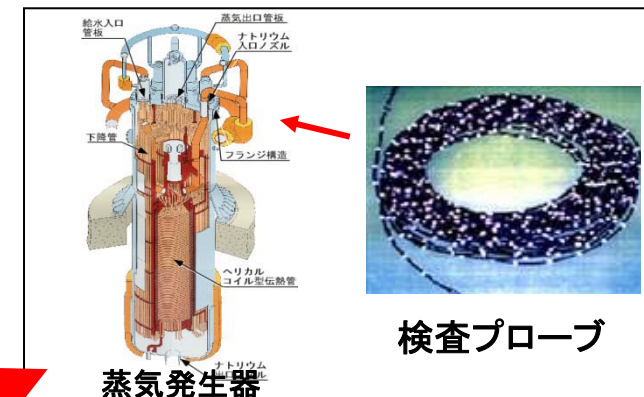
① 原子炉容器廻り検査装置



② 1次主冷却系配管検査装置



③ 蒸気発生器伝熱管検査装置



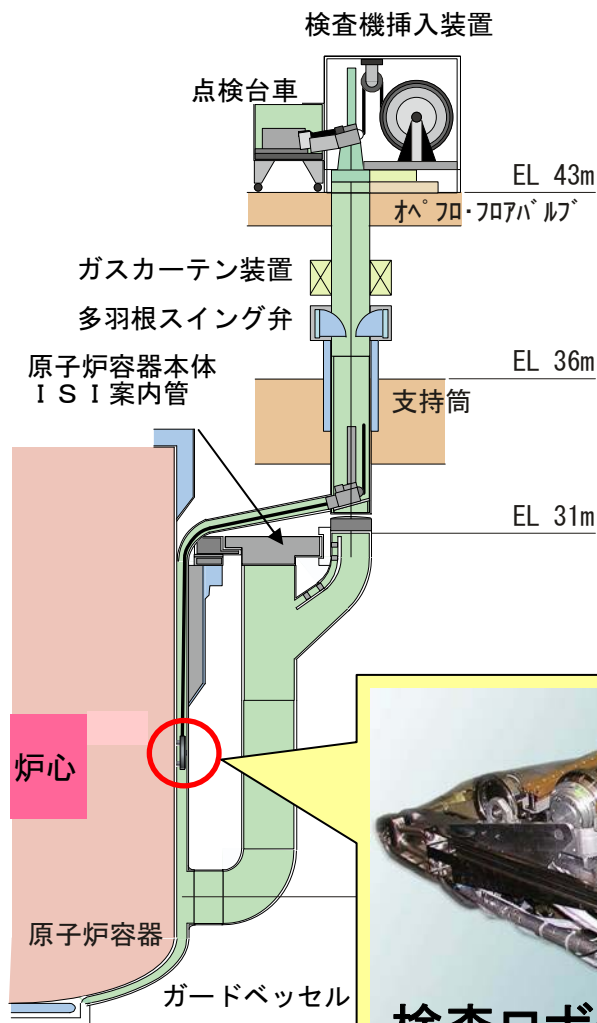
開発経緯

- ・要素技術開発: 昭和47年頃～
- ・システム開発: 昭和62年頃～
- ・総合機能試験(SKS)
/ 供用前検査(PSI): 平成3・4年
- ・開発/整備: 平成13年～

2. 2) プラント保全技術の確立

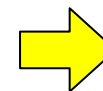
① 原子炉容器廻り検査装置

原子炉容器・ガードベッセルの健全性確認
⇒ 溶接部の肉眼検査、クリアランス測定



開発の条件(軽水炉との違い)

- ・高温雰囲気(約200℃)
- ・高放射線環境(最大10Sv/hr)
- ・禁水区域(冷却水等使用不可) など



耐熱・耐放射線性部品
(モーター、タイヤ、センサー等)
N₂ガス冷却システム

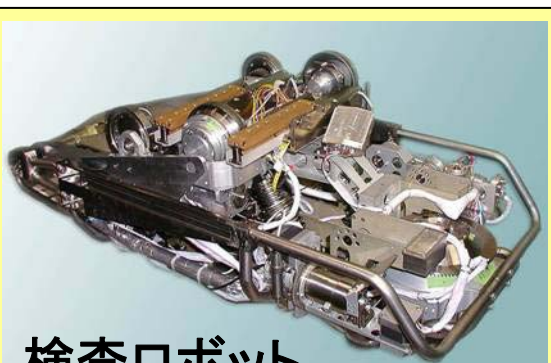
2015年までの計画

検査システムとしての性能実証

- ・耐熱・耐放射線性部品の耐久性、信頼性実証
- ・N₂ガス冷却システムの性能実証
- ・SKS/PSI時の課題克服(狭隘部や段差の走破性など)

2015年以降の計画

- ・検査性能向上: 肉眼検査性能(解像度)の向上
体積検査機能の実用化
- ・信頼性向上: システム多重化(バックアップ機能)
操作支援機能(ソフト)の充実
- ・検査期間短縮: 検査準備を含む手順・システムの合理化



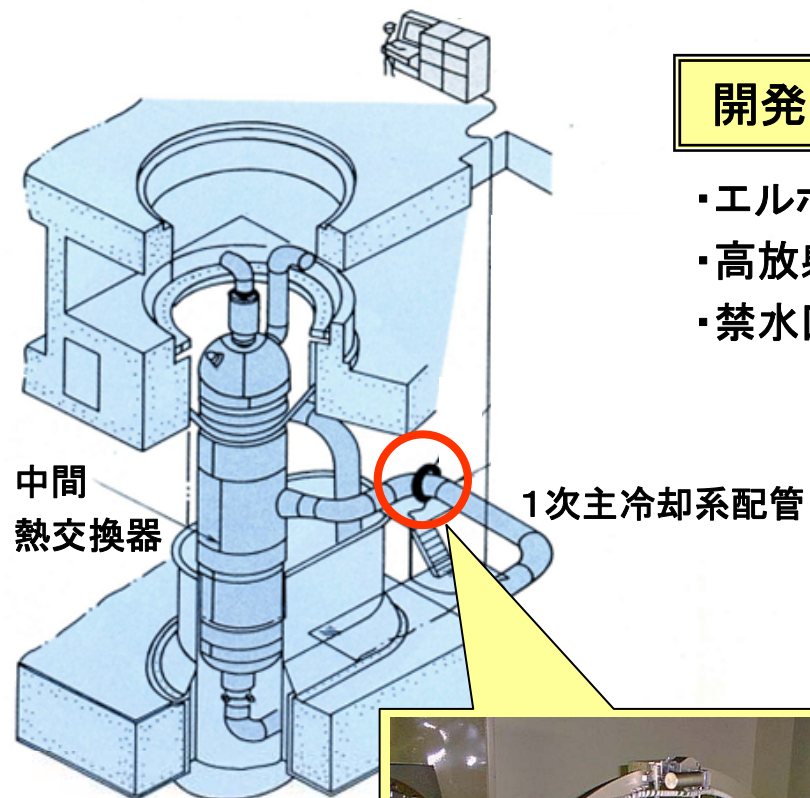
検査ロボット

2. 2) プラント保全技術の確立

② 1次主冷却系配管検査装置

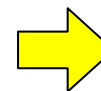
1次主冷却系配管の健全性確認

⇒ 代表箇所(ホットレグエルボ)の超音波探傷



開発の条件(軽水炉との違い)

- ・エルボ部の走行/検査
- ・高放射線環境(作業時間5分以内)
- ・禁水区域(水:カプラント使用不可) など



ロボット位置・姿勢制御技術
軽量化・着脱の容易さ
ハンカプラント タイヤ型探触子

2015年までの計画

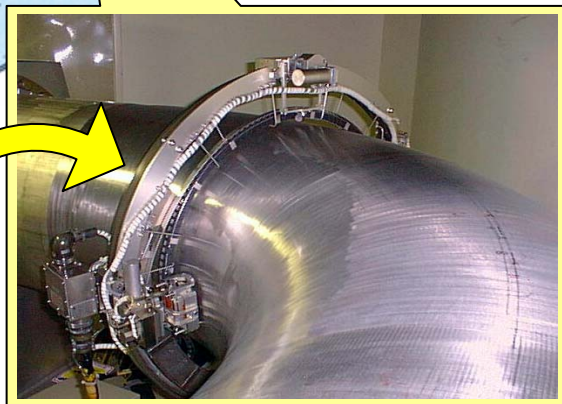
検査システムとしての性能実証

- ・欠陥検出性(割れ、減肉)
- ・ロボットの取り扱い性(着脱時間)
- ・SKS/PSI時の課題克服(制御精度、板厚測定など)

2015年以降の計画

- ・検査性能向上: 欠陥定量(深さ)評価技術
- ・取扱性向上: 検査ロボットの軽量化(新素材等)
- ・検査期間短縮: ロボット制御技術の高度化 など

検査ロボット



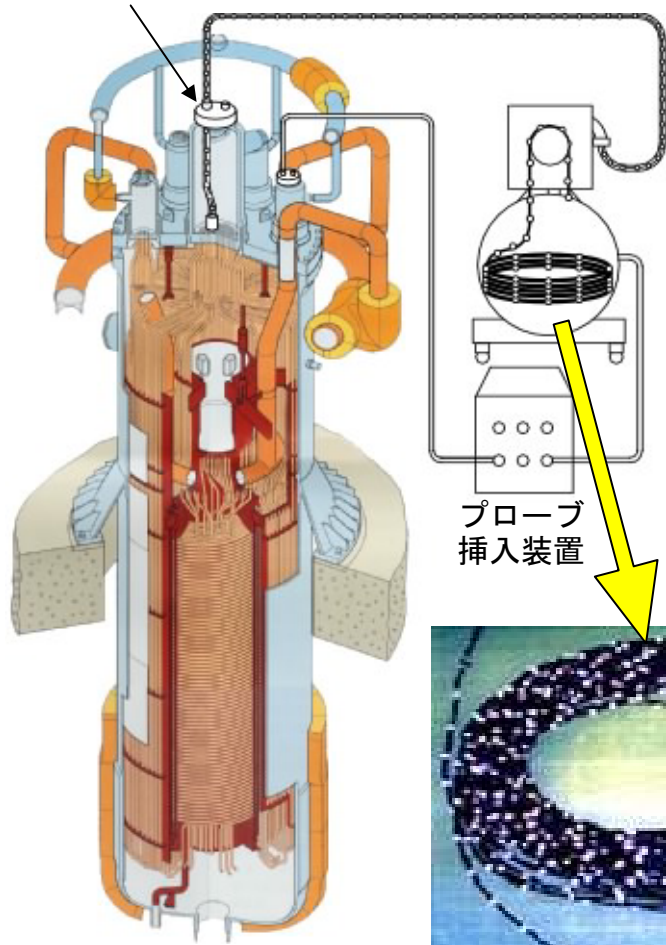
2. 2) プラント保全技術の確立

③ 蒸気発生器伝熱管検査装置

蒸気発生器伝熱管の健全性確認

⇒ 伝熱管全数・全長の渦電流探傷(ECT)

管板位置決め装置



「もんじゅ」
蒸気発生器

開発の条件(軽水炉との違い)

- ・強磁性体材料(蒸発器)
- ・長尺(約90m)、厚肉(3.5mm以上)
- ・複雑形状(曲り部、溶接部)

RF(リモートフィールド)ECT技術
ガス圧送式プローブ挿入技術

2015年までの計画

検査システムとしての性能実証

- ・欠陥検出性
- ・検査プローブの挿入性
- ・SKS/PSI時の課題克服(ノイズ低減、管板位置決めなど)

2015年以降の計画

- ・検査性能向上: 微小欠陥の検出性向上(マルチコイル型)
欠陥定量(深さ)評価技術
- ・検査期間短縮: 複数本同時探傷
プローブ挿入速度の向上 など

検査プローブ
(渦電流探傷用)

2. 2) プラント保全技術の確立

高温環境下でのモニタリング技術開発

耐熱FBGによる高温機器健全性モニタリング技術の開発

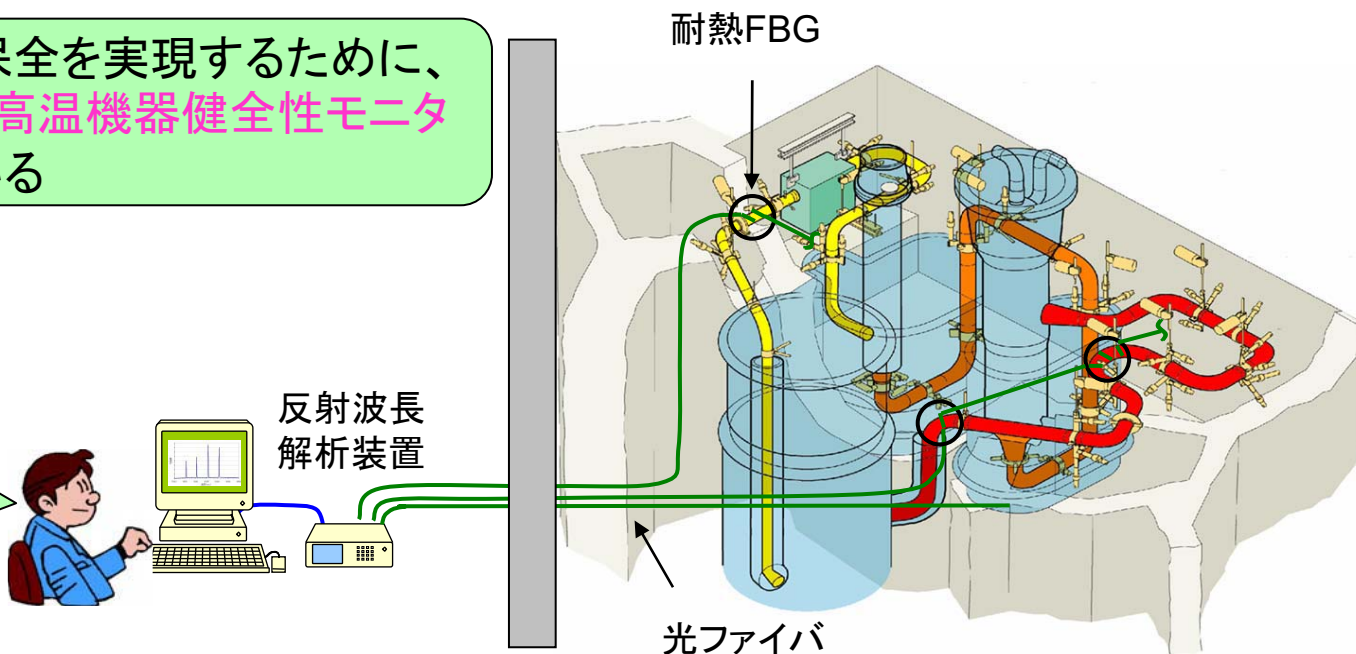
研究概要

新しい保全法である予知・予防保全を実現するために、
耐熱FBGと耐熱FBGを利用した高温機器健全性モニタ
リングシステムの開発を行っている

ひずみ、温度、振動などの
物理量を耐熱FBGで計測

↓
耐熱FBGの反射波長を解析

↓
予知保全・予防保全の実施

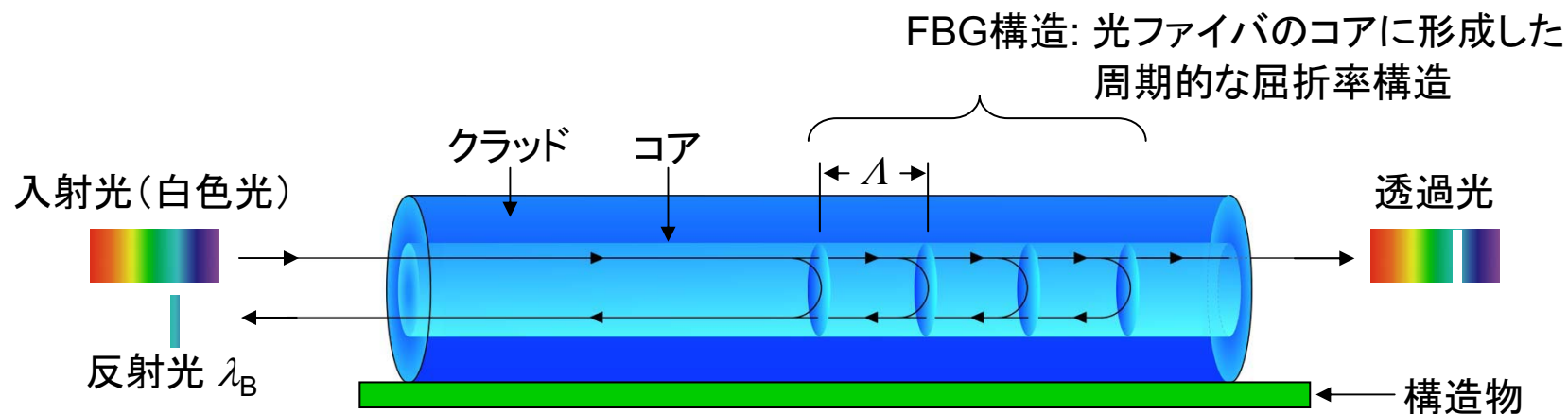


2. 2) プラント保全技術の確立

高温環境下でのモニタリング技術開発

耐熱FBGによる高温機器健全性モニタリング技術の開発

FBG (Fiber Bragg Grating) と計測原理



入射光のうち周期 Λ とマッチングする波長 λ_B を持つ光だけが反射する

$$\lambda_B = 2 n_{\text{eff}} \Lambda \quad n_{\text{eff}} : \text{コアの実効屈折率}$$

構造物の変形

光ファイバの伸縮

周期 Λ の変化

反射波長 λ_B の変化

λ_B の変化量 \propto 構造物の変形量

2. 2) プラント保全技術の確立

高温環境下でのモニタリング技術開発

耐熱FBGによる高温機器健全性モニタリング技術の開発

技術課題

- × 従来型FBGの周期的屈折率構造は熱で消失 → 高温環境に適用不可能
- × 550℃にもなる高速炉のモニタリングシステムは実現されていない

研究目的・目標

- フェムト秒レーザの非熱的な作用を利用した耐熱FBG製作技術の確立
- 耐熱FBGによる高温機器健全性モニタリングシステムの開発

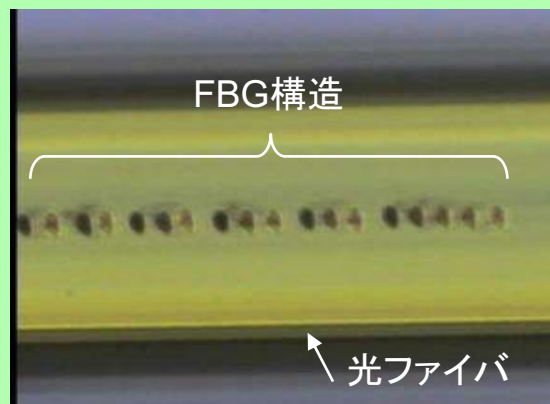
2. 2) プラント保全技術の確立

高温環境下でのモニタリング技術開発

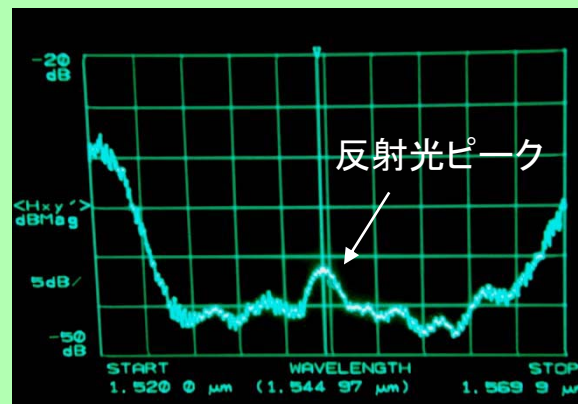
耐熱FBGによる高温機器健全性モニタリング技術の開発

実施状況

- 耐熱FBGの製作と反射スペクトル及び耐熱性能の評価
- 従来型FBGの4点曲げ法によるひずみ計測実験(比較用データの収集)



耐熱FBGの位相差顕微鏡写真



耐熱FBGの反射スペクトル
縦軸: 光強度、横軸: 波長



ひずみ計測実験装置

2. 2) プラント保全技術の確立

機器損傷挙動評価手法の開発

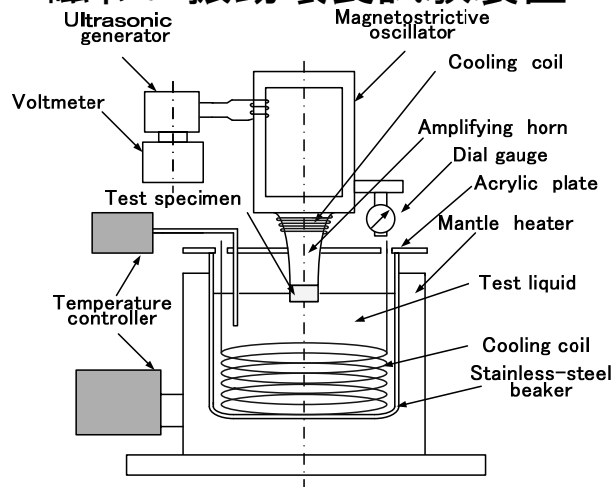
液体金属中キャビテーション壊食に関する研究

目的：液体金属中キャビテーションによる減肉量評価

目標：Na中エロージョン検討に資する

技術課題と現状：液体金属流のキャビテーション壊食は、極めて特殊なケースであるためほとんど研究が行われていない。液体金属流れ系におけるキャビテーションによる減肉量評価手法の開発中。

磁わい振動壊食試験装置



噴流型壊食試験装置



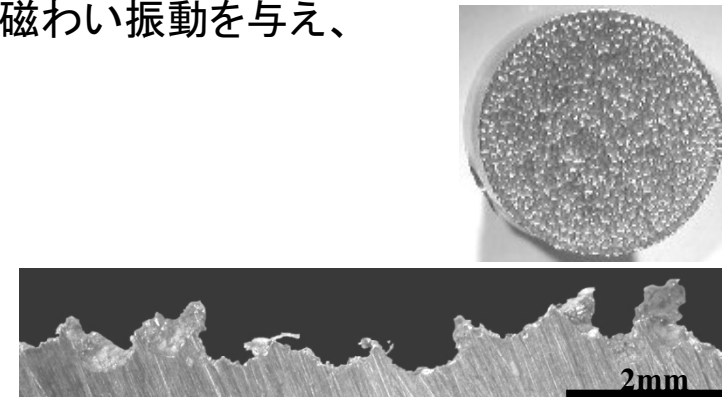
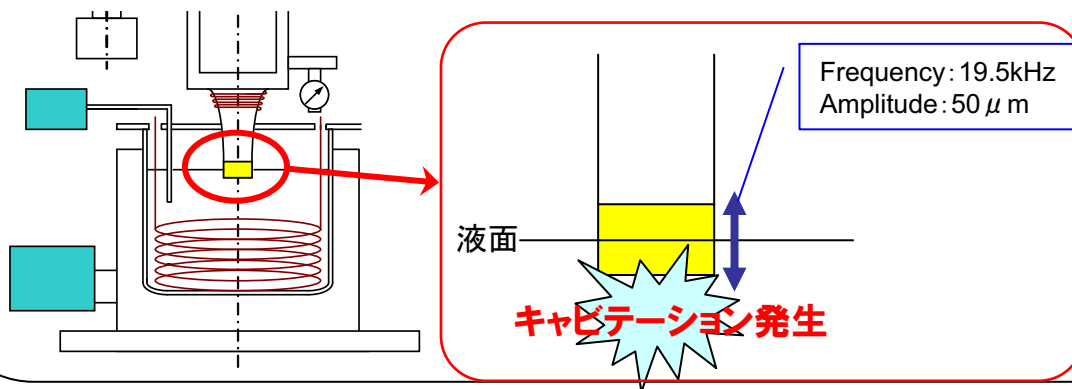
2. 2) プラント保全技術の確立

機器損傷挙動評価手法の開発

液体金属中キャビテーション壊食に関する研究(補足説明1)

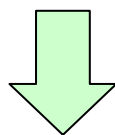
磁わい振動壊食試験装置

試験装置に取り付けた試験片に周波数19.5kHz、振幅50 μm の磁わい振動を与え、液中でキャビテーションを発生させる装置。(ASTMG32-03)

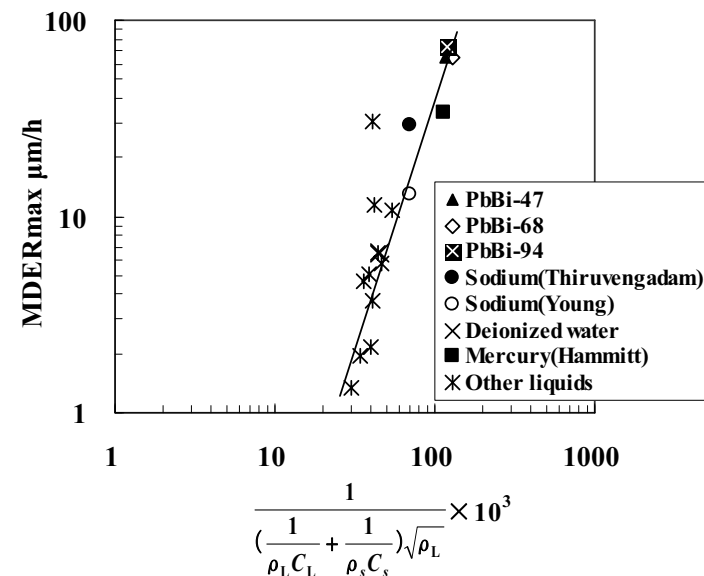


磁わい振動装置による壊食試験結果 (PbBi-68、100°C、8h)

磁わい振動壊食試験を水、各種Pb-Bi合金を用いて実施。
(Na, Hg, その他のデータについては文献より引用)



液体の相対温度が同じであれば、**平均壊食深さ速度のピーク値**
(MDERmax)は、液体及び固体の物性値(密度、音速)により定
義される**関係式**により整理可能。



物性値とMDERmaxの関係

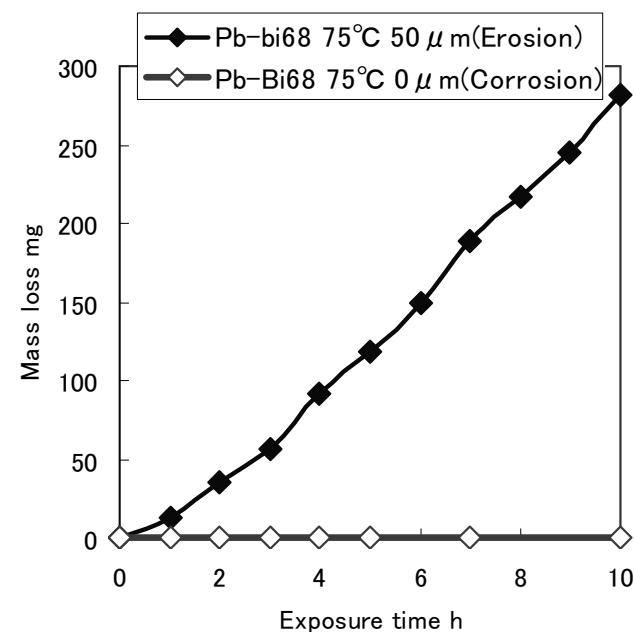
2. 2) プラント保全技術の確立

機器損傷挙動評価手法の開発

液体金属中キャビテーション壊食に関する研究(補足説明2)

Pb-Bi中におけるキャビテーション壊食(erosion)と腐食(corrosion)の違い

本研究では液体金属にPb-Biを使用している。
Pb-Biはステンレス鋼を腐食させることから腐食による
試験片の質量減少量を測定。
10時間の腐食試験では質量の減少は見られなかった。
(右図)



2. 2) プラント保全技術の確立

機器経年特性評価手法の開発

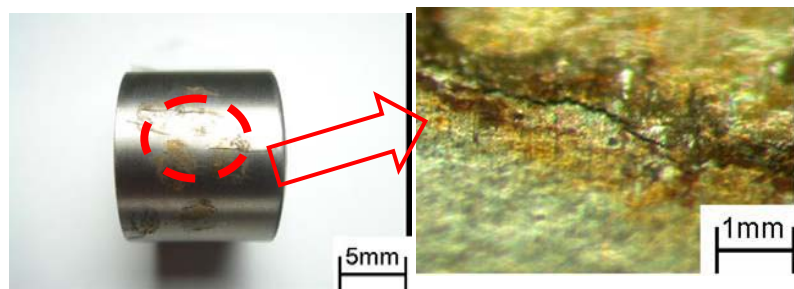
海塩による外面応力腐食割れ(ESCC)損傷機構の解明とキャビテーションによる材料強化に関する研究

目的: 海塩ESCC損傷機構解明と防止技術の開発

目標: 合理的な管理方法の確立

技術課題と現状: 付着塩分量の管理目標値は経験に基づく値であり、海塩ESCCの検討はほとんど行われていない。海塩ESCC損傷機構の解明と材料強化による損傷防止技術を研究。

応力腐食割れ試験



キャビテーションを付加した洗浄ノズル



◆キャビテーションの圧力による海塩粒子除去率の向上

◆キャビテーションにより圧縮残留応力を付加し、SCCの発生を防止

2. 2) プラント保全技術の確立

機器経年特性評価手法の開発

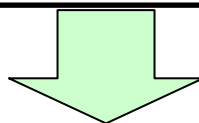
海塩による外面応力腐食割れ(ESCC)損傷機構の解明とキャビテーションによる材料強化に関する研究

現状と課題

- ・ 付着塩分量の管理目標値は経験に基づく値。
- ・ 海塩ESCCの検討は湿度について検討されているが、その他の因子(海塩濃度、材料の鋭敏化度、応力等)についてはほとんど検討されていない。
- ・ 現在においても、ESCCによるトラブルが起きている。

近年の事例: H20.3 伊方2号機、H19.4 美浜1号機、H16.7 大飯1号機、H16.1 美浜1号機 他

(原子力施設情報公開ライブラリー「NUCIA」より)



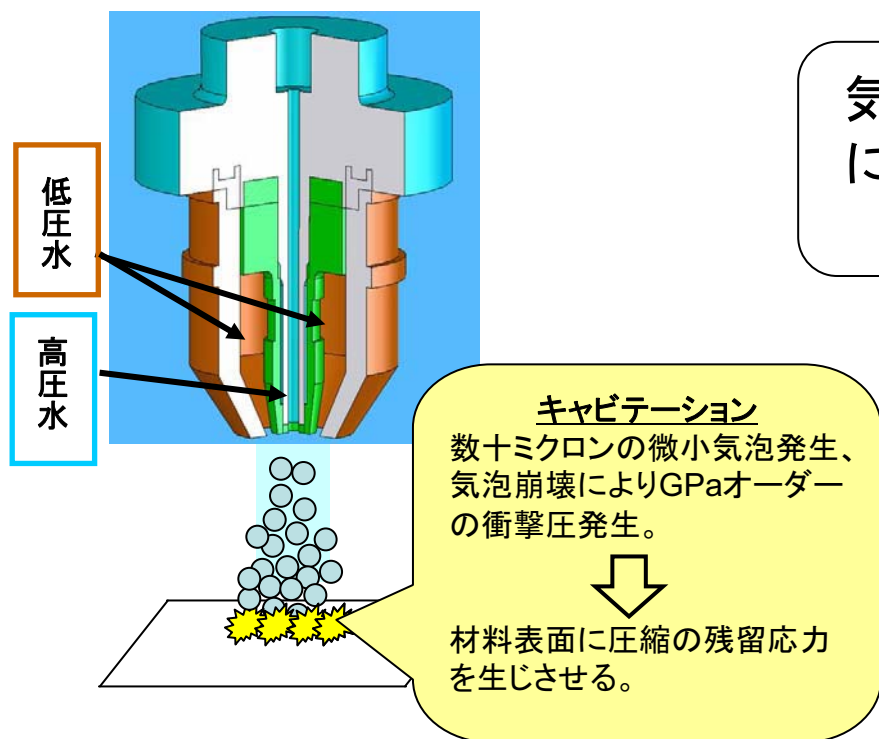
研究の目的

- ・ 付着塩化物濃度、鋭敏化度、応力状態、時間をパラメータとして、応力腐食割れ試験を実施し、各種パラメータの影響を定量的に評価。現在の管理目標値に合理的根拠を与える。
- ・ キャビテーションを用いた効果的な洗浄、耐SCC性の向上方法の提案。

2. 2) プラント保全技術の確立

機器経年特性評価手法の開発

海塩による外面応力腐食割れ (ESCC) 損傷機構の解明とキャビテーションによる材料強化に関する研究

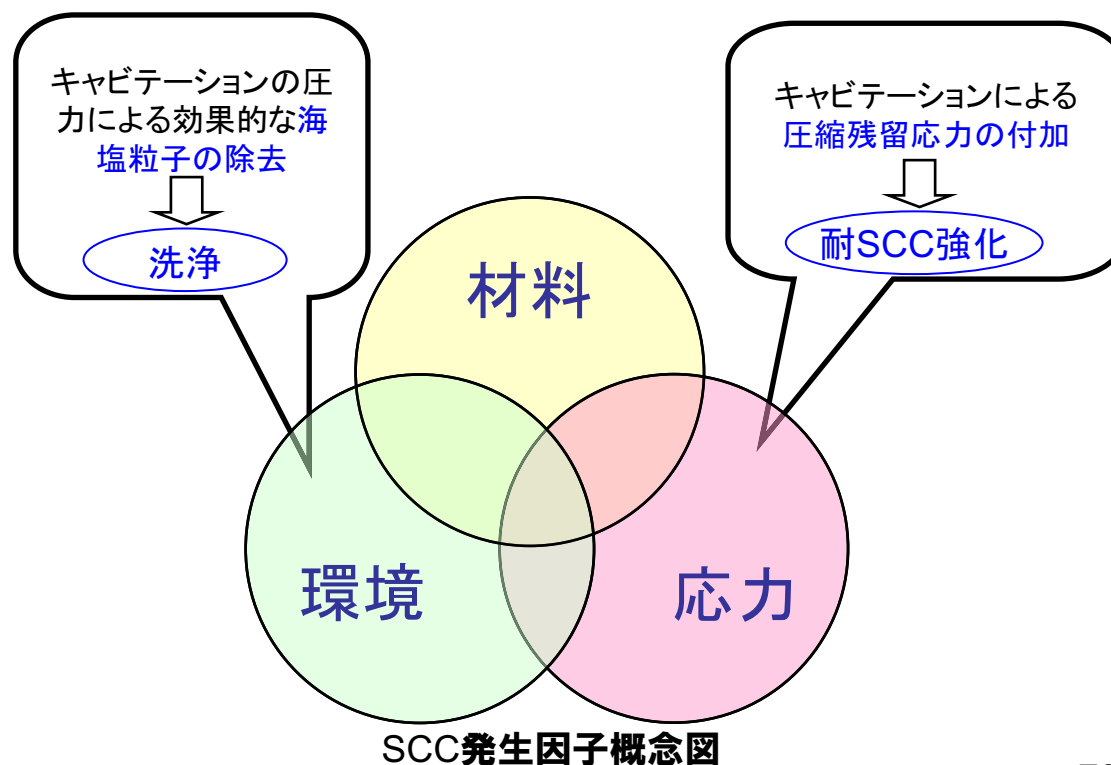


Al試験片による
壊食試験結果



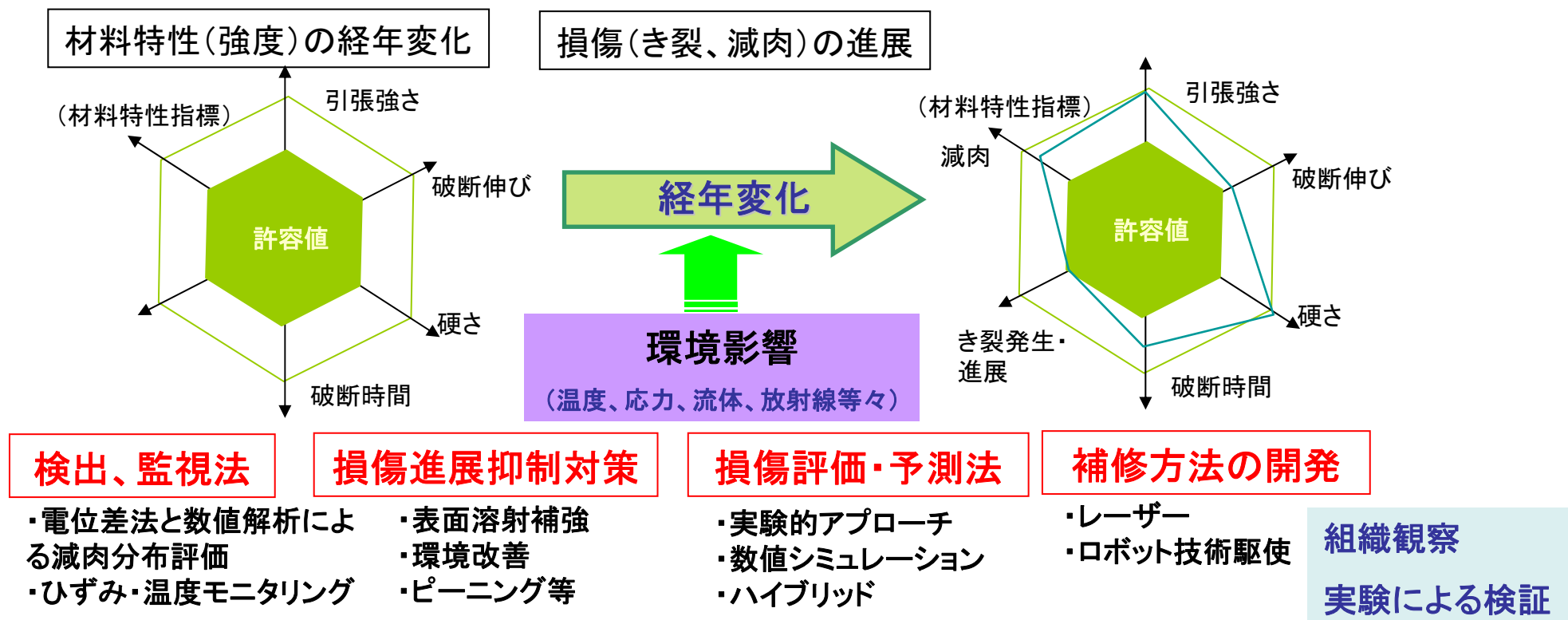
気中キャビテーション発生ノズル
による材料強化概念

気中でキャビテーションを発生させて洗浄を行うこと
により、付着塩化物を除去し、更に母材に圧縮残留
応力を付加することによりSCCの発生を防止。



2. 2) プラント保全技術の確立

保全関係技術の調査・分析、有望保全技術の開発



2. 運転経験を通じた ナトリウム取扱技術の確立

3) ナトリウム機器の技術評価

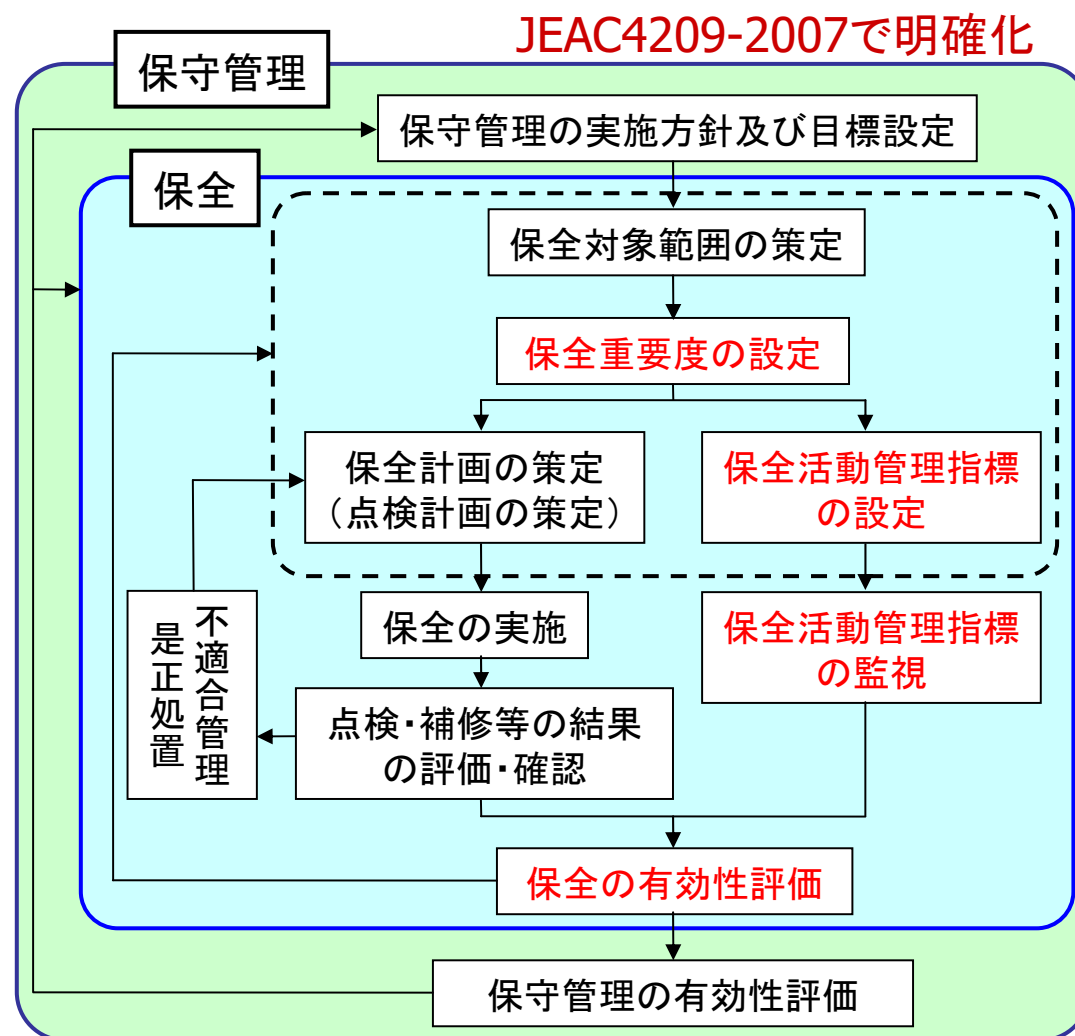
2. 3) ナトリウム機器の技術評価

- ◆技術蓄積に必要なデータには、設計に関するもの、状態計測データ、運転記録、保守・補修記録等がある
- ◆「もんじゅ」における既存のデータベース群を活用しつつ、設計の評価、合理的・計画的な保全、安全確保を可能にするための情報システムとしての総合データベース構築に向けた研究開発を行う。次世代ナトリウム冷却炉のためのデータベース構築技術としての継承を図る。
 - 保全データベースでは、重要度分類やPSAに基づく保全のための情報の収集、機器や部品の劣化データ、保全記録の蓄積、処理及び提供機能を開発する。
 - 設計に関するデータベースについては、今後の変更申請等に関わる安全性の確認を根拠に基づいた一連の工学的判断／評価の結論として提示するための情報システムとして構築する。また、裕度や可能な変更範囲を含んだ理解を支援する機能を開発する。
 - また、これらの経験を実証炉以降に繋げる。

2. 3) ナトリウム機器の技術評価

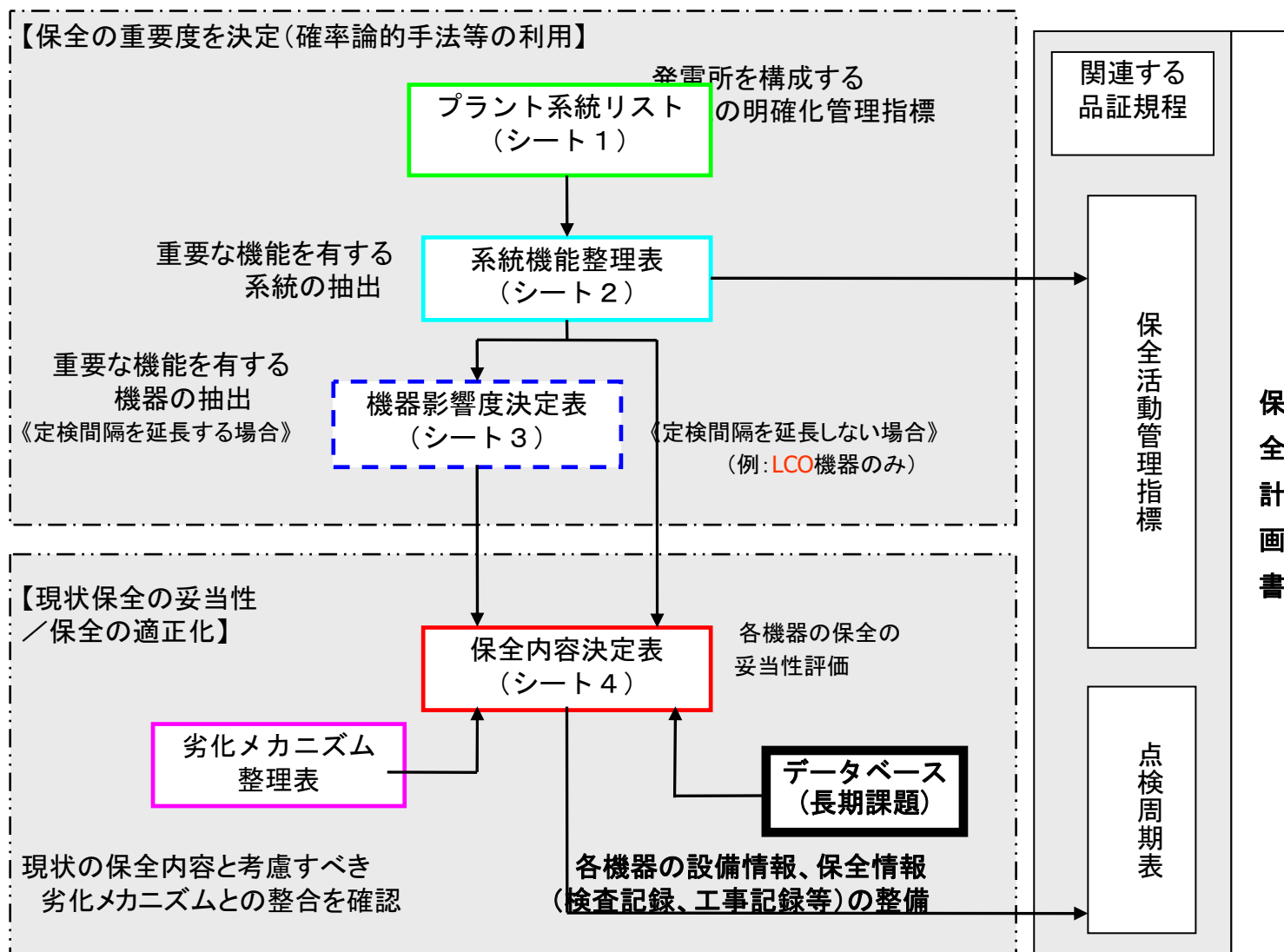
事業者の目指す保全活動の充実(制度の前提となる「事業者の自主保安」)

- 「適切な機器を適切な時期に適切な方法で」保守する仕組みを確立することにより、保全の最適化を図る。
- 保全のPDCAのサイクルを重ねるごとに得られた各種保全データの把握を可能にし、これによって補修要員が技術論に基づいた保全活動の改善努力を行えるようにする。
- 保全活動管理指標を用いた保全の有効性評価など保全活動の評価の「見える化」を進めるとともに、規制当局への各種申請の際のエビデンスの提出を支援する。



2. 3) ナトリウム機器の技術評価

保全計画書におけるデータベースの位置付け(本体系の完成は供用開始時)



各表における作成例 (完成は供用開始時)

プラント系統リスト(シート1)の作成例

プラント名称:〇〇原子力発電所〇号機

No.	プラント系統・設備		備考
1	B11	原子炉構成機器	
2	B21	原子炉系	
・	・・	・・・	
N	E22	高圧炉心スプレイ系	

系統機能整理表(シート2)の作成例

各システム毎に機能を整理し、重要なシステム機能の抽出結果を、リスク情報を加味して評価する。

系統名: 高圧炉心スプレイ系 (HPCS)

1. 系統機能

A. 炉心冷却機能

■ ■ ■ ■ ■ ■

2. 重要な系統機能

	安全機能		LCO		...	リスク	重要な系統機能
A	○	MS-1	○	第39, 40条	...	○	○
..

3. 系統機能喪失の定義

A	機能喪失時には原子炉冷却材喪失事故時に原子炉へ冷却材を送水できない、又はLCO(流量368m ³ /h以上、全揚程866m以上)逸脱に至る。
・	...

機器影響度決定表(シート3)の作成例

各系統毎に機器を抽出し、重要な系統機能への影響を評価して機器の影響度(保全重要度)を決定するとともに、現状保全の妥当性を確認。

系統毎に機器を抽出

当該機器の機能喪失
時の影響度を評価

当該機器の現状保全
と保全重要度を比較し、
保全の妥当性を確認

なお、不整合が発見された場合は保全の変更を行う。

系統名: 高圧炉心スプレイ系

No.	機器番号	機器名称	機器分類	機器機能	影響評価		影響度	現状保全	
					A	..			
1	E22-COO1	高圧炉心スプレイ系ポンプ	本体	ポンプ	送水	○	..	高	時間計画保全
					バウンダリ	—	..		
2			駆動部	ポンプ用モータ	送水	○	..	高	時間計画保全
3	高	点検周期未定

保全重要度が高いにも係らず点検周期が定められていない構成要素が抽出される。

劣化メカニズム整理表の作成例

◆保全内容決定表において当該機器の考慮すべき劣化メカニズム整理表を整備する。
また、電力共通基盤(約120機種)として電事連が整備する劣化メカニズム整理表を基に、個別部位毎に重要な劣化モードを抽出し、現状保全の妥当性を確認する。

部位毎に重要な
機能を抽出

当該機器の劣化効率^{スム}
整理表を選定

部位毎に考慮すべき重要な機能に対する劣化モードの
否及びその理由を検討

重要な劣化モードに対し現状保全の妥当性を確認。
重要な機器:保安規定申請時
残りの機器:2~3年

劣化メカニズム整理表(例)

仕切弁
U字管式熱交換器

縦型ポンプ【高圧炉心スプレイポンプ】

部位	機能	劣化メカニズム		(参考)		劣化モード	
		事象	因子	検出方法	時間特性	要否	理由
主軸	送水	割れ	応力腐食 割れ	分解点検 (VTP)	中長期的 劣化性	○	100℃ 以下
		割れ	疲労	分解点検 (VTP)	中長期的 劣化性	○	待機 間欠使用
		腐食	水質 材料	分解点検 (VTP)	劣化性	x	非腐食性 SUS
		曲がり	保守不良	分解点検 (寸法測定)	偶発性	除外	HE
	
	
	
HE:ヒューマンエラー							

設計情報データベース

目的:

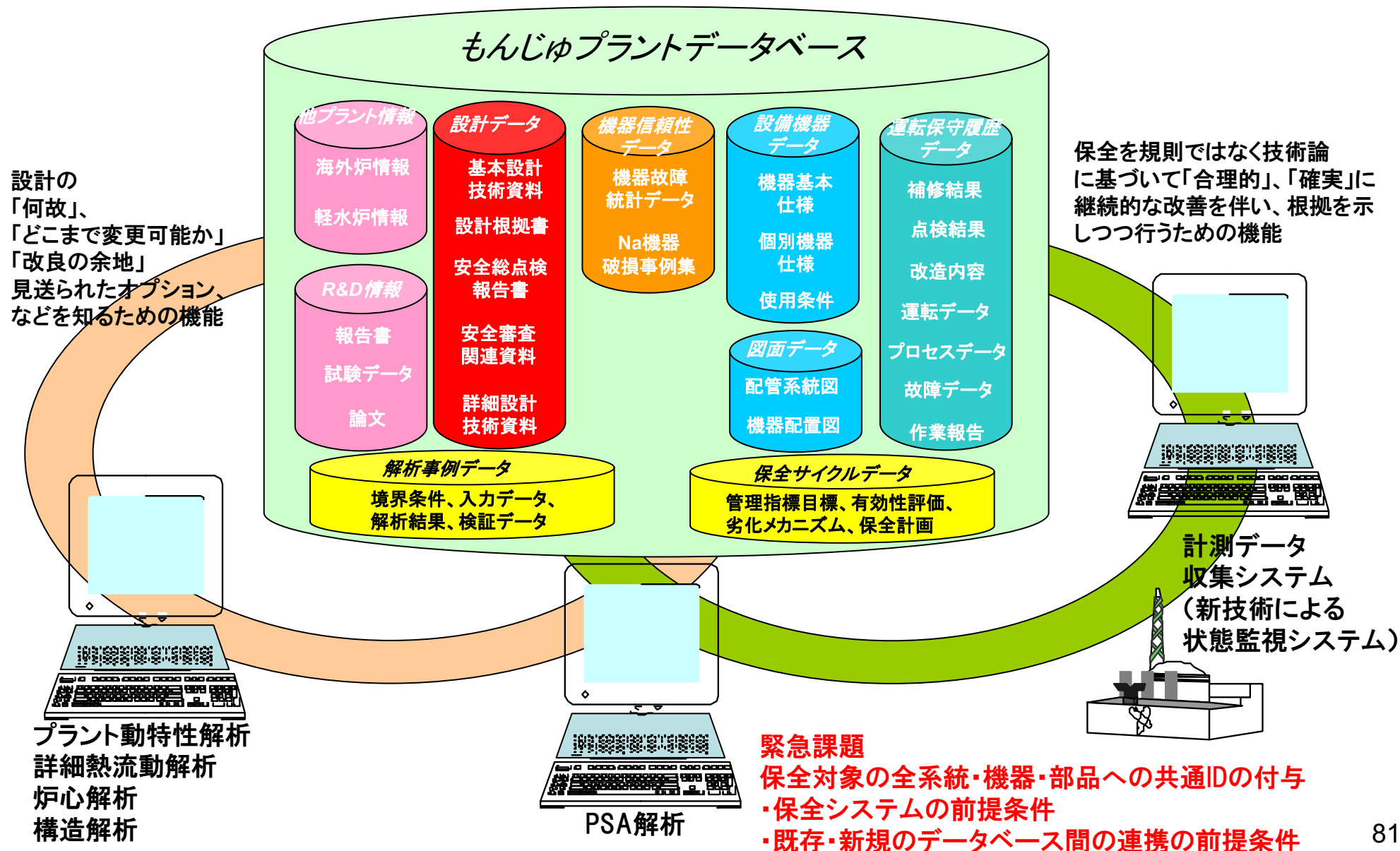
- ・変更申請などの規制当局から認可を得るための技術検討・評価をより円滑・確実にするための機能の開発
- ・現在の「もんじゅ」をベースとして、仕様間の関連に基づいて可能な変更の範囲を把握する。
- ・実証炉以降の設計情報の構築・継承のためのソフトウェア技術を開発する。

必要な開発技術:

- ・プラント動特性、多次元熱流動解析、炉心燃焼計算、構造解析などにおいて、元となる設計情報、解析における想定条件、用いたコード及び解析結果を関連付けて管理する。
- ・設計根拠を記述した資料群の相互の関係を表現するソフトウェア技術
- ・「もんじゅ」の設計情報を、設計解の空間中の「点」ではなく「場の中心」として表現する技術

2. 3) ナトリウム機器の技術評価

「もんじゅ」総合データベースの構築(保全データベースの整備が最優先)



2. 3) ナトリウム機器の技術評価

実証炉以降への貢献を可能にするための課題

- ・「もんじゅ」機器、部品の劣化データ、保全記録

→機構論的な劣化現象の把握を支援

「もんじゅ」固有の仕様条件下で計測された劣化データから一般化が可能な知見を獲得し、異なる仕様条件下での劣化現象の予測を可能にする。

- ・「もんじゅ」設計における工学的判断＋運転・保守経験

→柔軟で幅広い設計検討ケーススタディを支援

「もんじゅ」設計当時に行われた幅広い選択肢に関する検討をベースに、仕様間の相互依存性に沿った仮想的な設計変更＋現行の「もんじゅ」の運転保守経験を通した評価を組み合わせ、将来炉の開発方針に関する幅広い検討を支援する。

- ・膨大で相互に緊密に関連する情報群

→情報群の信頼性の確保

3. FBR実用化に向けた 研究開発の場として活用・利用

1) もんじゅ高度化

3. 1) もんじゅ高度化

○炉心性能の向上

- ・燃料・炉心性能高度化実証
- ・実証炉・実用炉で採用する燃料を「もんじゅ」を用いて工学規模で照射
- ・段階的な炉心高度化について燃料供給計画も含めて検討する予定

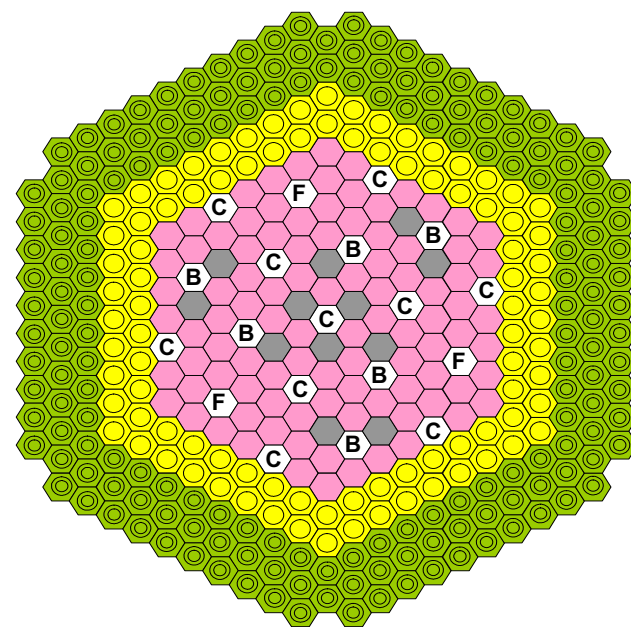
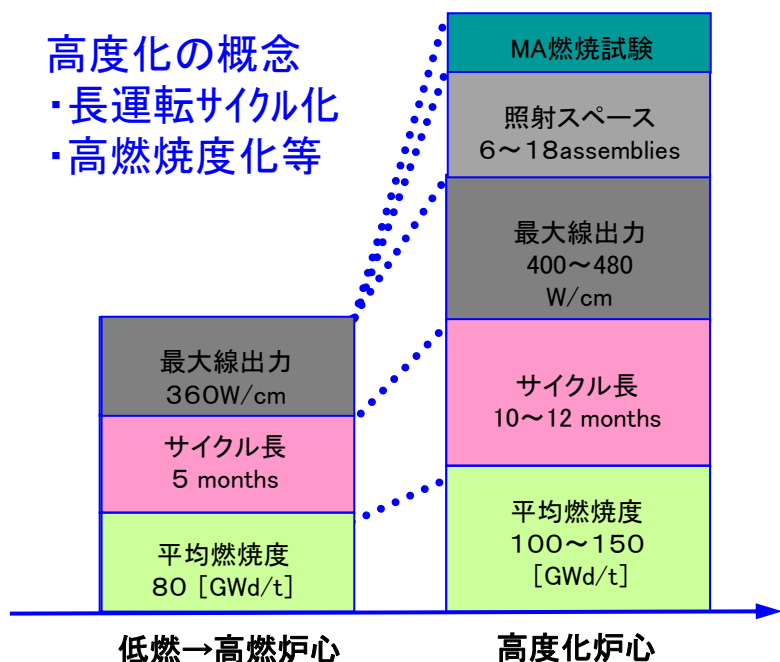
○高速中性子場としての活用

- ・照射能力を活かす研究開発

MA含有燃料などの開発に資する

高度化の概念

- ・長運転サイクル化
- ・高燃焼度化等



- 内側炉心
- 外側炉心
- 遮蔽体等
- 照射用集合体
- 制御棒

「もんじゅ」
高度化炉心配置図(例)

○新型燃料研究開発施設(仮称)

- ・「もんじゅ」で照射した試験燃料の健全性確認

3. 1) もんじゅ高度化

平成24年度を目途に「プラントデータ解析共同研究所(仮称)」の開設

世界に開かれた研究開発拠点として、国際協力を利用した研究開発に活用し、海外からの期待に応えるとともに、海外の技術者が集い、最先端技術を広く発信していくため、国際協力を一層充実させ、国際共同プロジェクトを推進していくことを目的とする。

「もんじゅ」をFBRの実用化研究開発に活用

日米等の12カ国共同の第4世代原子力システム研究開発(Gen-IV)において、「もんじゅ」の開発を進める日本がナトリウム冷却高速炉(SFR)の開発に主導的役割を担い、「もんじゅ」を活用する検討等を進めている。



「もんじゅ」MA燃焼実証プロジェクト(GACID)

「もんじゅ」を用いて、マイナーアクチニド(MA)含有燃料を燃焼(長半減期核種を減少)させる実証試験の計画を、日仏米3国共同で検討している。Gen-IV/SFRの枠組みの下、にプロジェクト取り決めを締結。

なお、仏国の高速原型炉フェニックスは2009年に運転を終了する予定であり、「もんじゅ」は工学規模での高速中性子照射の場として国際的に期待が寄せられている。

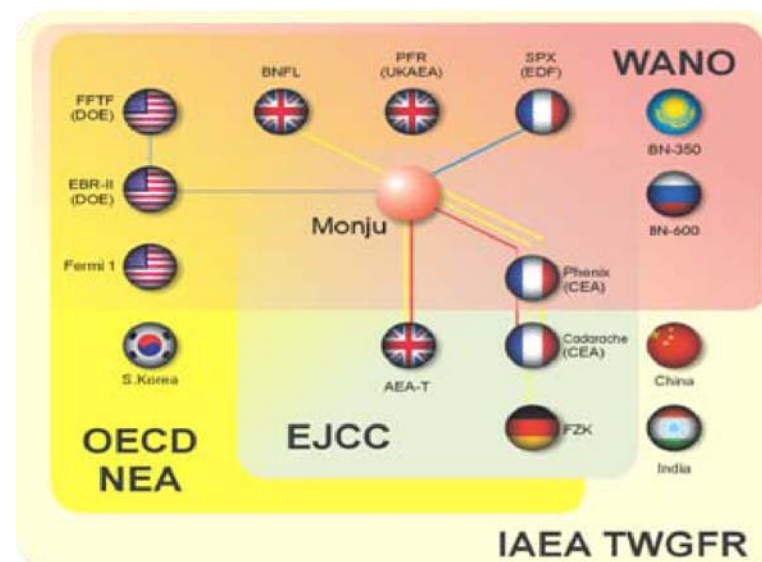


国際機関を通じた協力と「もんじゅ」活用

国際機関を通じた協力の枠組みでの技術情報交換を実施しており、IAEA等の国際機関の場で「もんじゅ」を活用。

また、WANOのピアレビューにも参加してプラント運転・保守の安全・信頼性向上にも取り組んでいる。

【国際協力の枠組み】



- EJCC : Europe-Japan Coordinating Committee
- GIF : Generation IV international Forum
- NEA : Nuclear Energy Agency
- TWGFR : Technical Working Group on Fast Reactors
- WANO : World Association of Nuclear Operators

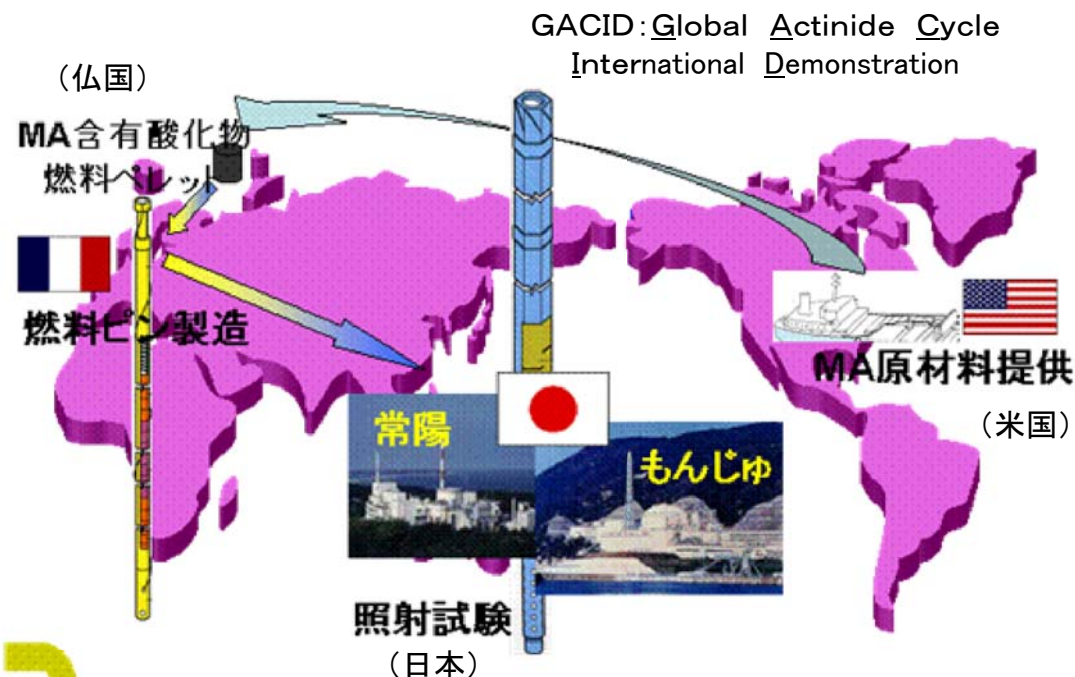
- 高速炉開発協力
- 高速炉運転協力
- 先進技術協力
- 原子力技術協力

3. 1) もんじゅ高度化

MA含有燃料の照射 [「もんじゅ」MA燃焼実証プロジェクト(GACID)、日米仏]

・目的

高速増殖炉の実用炉用燃料として有力なマイナーアクチニド(MA)含有燃料(TRU燃料とも言う)を、「もんじゅ」及び「常陽」を利用して照射



ステップ-1

Np/Am含有燃料のピン照射

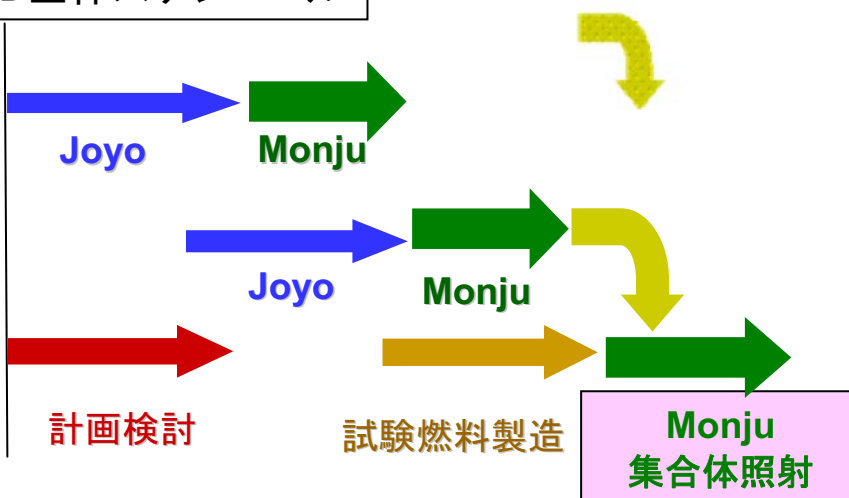
ステップ-2

Np/Am/Cm含有燃料のピン照射

ステップ-3

Np/Am/Cm含有燃料の集合体照射

GACID全体スケジュール



- ・高速増殖炉で燃焼させることによりMA全量リサイクルの可能性を示す
- ・3ステップで段階的に実施
- ・第4世代国際原子力システムフォーラム(GIF)／ナトリウム冷却高速炉プロジェクトの一つ