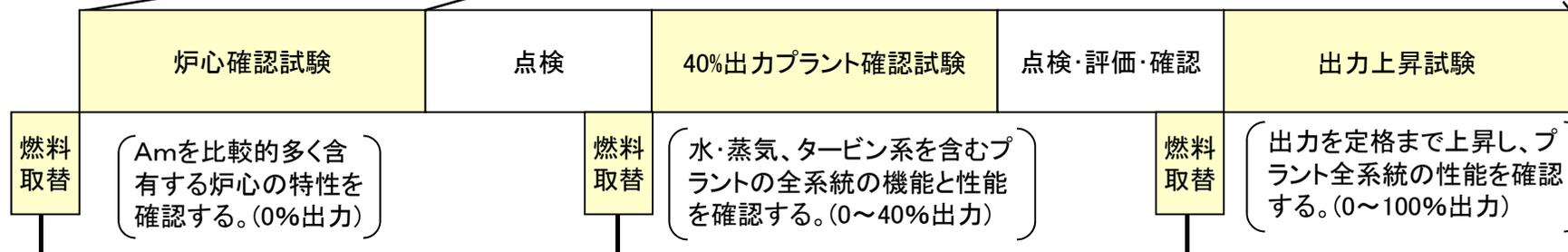
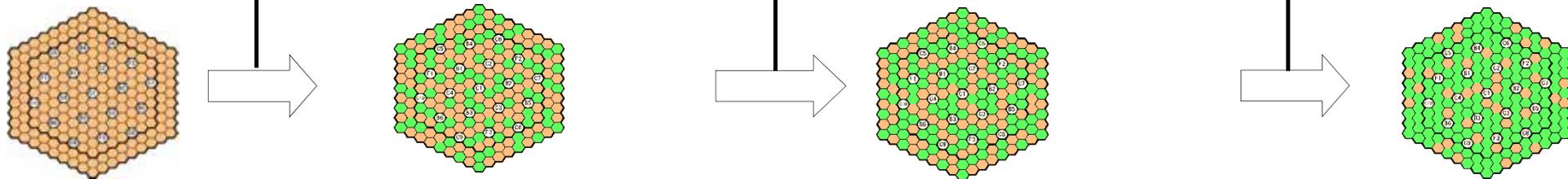


1. 2) 性能試験の内の 「廃棄物減容、有害度低減」に向けた研究開発

	18年度 (2006)	19年度 (2007)	20年度 (2008)	21年度 (2009)	22年度 (2010)	
工程	工事確認試験		プラント確認試験			性能試験
	←-----→					



炉心・しゃへい特性試験中の炉心特性評価として、Amを比較的多く含有する炉心で、過剰反応度測定試験、反応度係数等の測定・評価を実施。



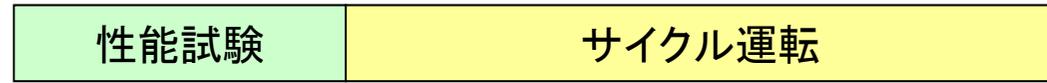
● : 炉内装荷状態の保管燃料(初装荷燃料Ⅰ型) ● : 製造済の保管している取替燃料(初装荷燃料Ⅱ型)、新たに製造する燃料(初装荷燃料Ⅲ型)

注) 燃料交換体数及び燃料配置は例示である。

1. 3) 原型炉技術評価(炉心・しゃへい特性)の内の「廃棄物減容、有害度低減」に向けた研究開発

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。

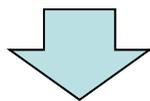
「もんじゅ」の試験・運転から得られる知見



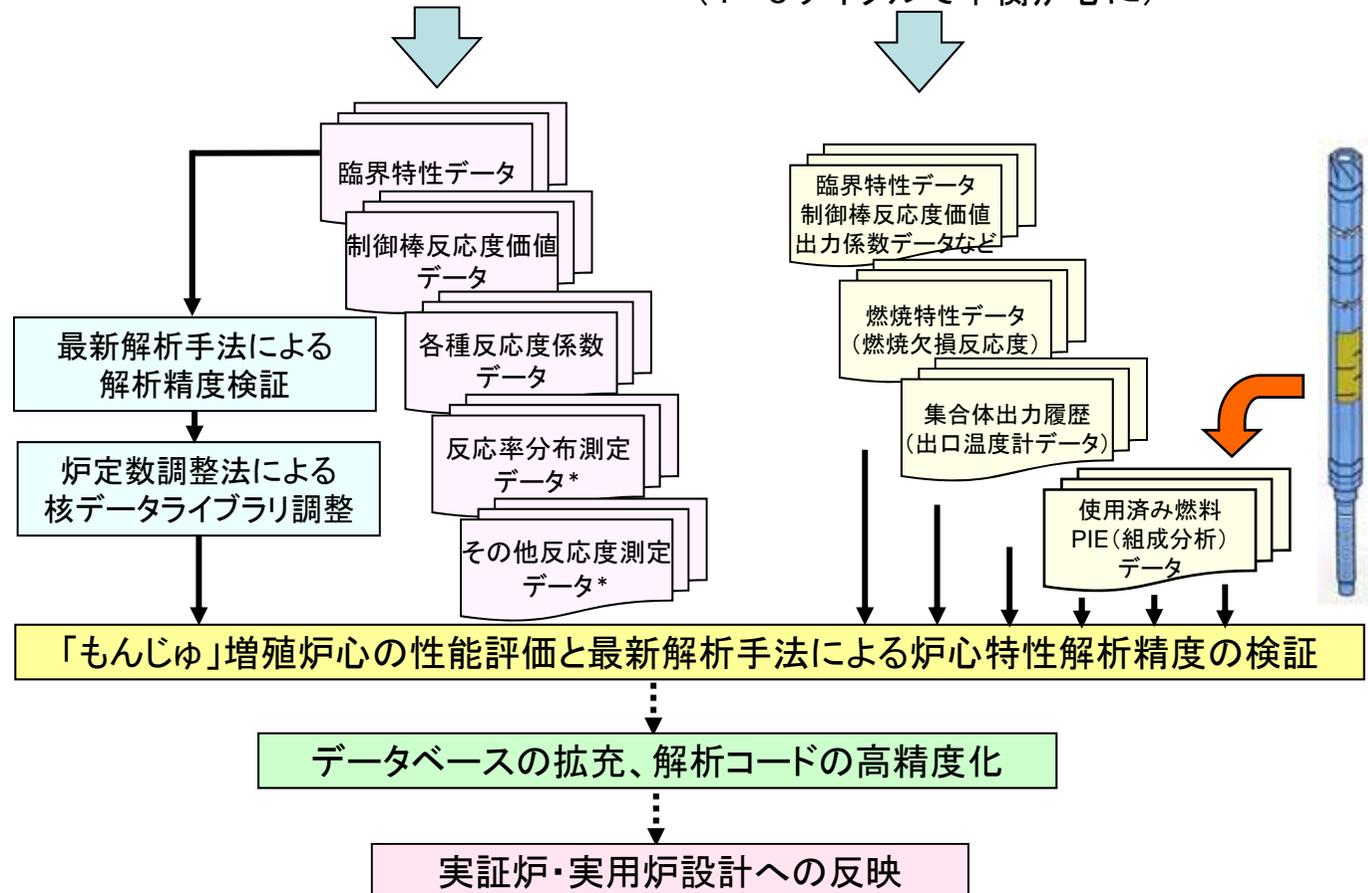
未燃焼炉心の特性測定

燃焼炉心の特性測定
(4~5サイクルで平衡炉心に)

- ・「前回の性能試験」で取得したデータ
- ・Amの蓄積量が多い「今回の性能試験」で取得したデータ
- ・「それぞれの炉心のサイクル運転時」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。



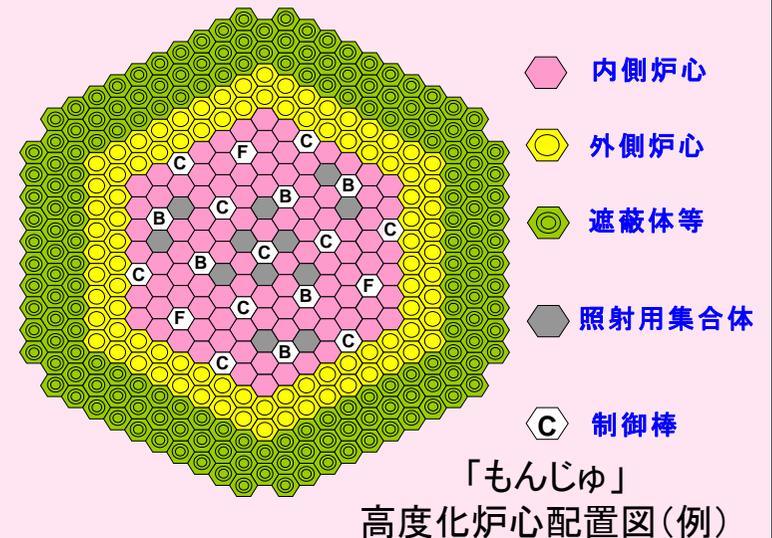
3. 1) もんじゅ高度化の内の 「廃棄物減容、有害度低減」に向けた研究開発

○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

【「もんじゅ」MA燃焼実証プロジェクト(GACID)の目的】

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



- ・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

Ⅲ. 従来計画の実施状況 (原型炉として得るべきとしていた知見(従来の 研究開発計画)の達成度及び実績)



研究開発計画の達成度(まとめ)

- ◆ 炉心確認試験(2010年5月～7月)は、当初計画より2ヶ月程度遅れて開始したが、開始後は予定どおり全試験項目を完遂した。
- ◆ 炉心確認試験データを解析評価し、関係学会、国際会議等へ発表した。
- ◆ 炉心確認試験後の燃料交換を、計画通り完了した。
- ◆ 炉内中継装置落下復旧対応及び設備点検を通じた保全情報の拡充、東電福島第一発電所事故を踏まえた手順整備等を実施している。
- ◆ 40%出力プラント確認試験は、屋外排気ダクト取替工事、水・蒸気系設備点検・機能試験、設備点検と可能な限り並行して、炉内中継装置落下後の復旧作業を行うため、その開始が遅れていたが、さらに、2011年3月に発生した東電福島第一原子力発電所事故により原子力政策議論が必要な状況となり、未着手である。
- ◆ 性能試験以外の研究開発活動は、2011年度後半からは、研究施設の維持管理と基礎基盤技術の維持を中心として活動しており、ISI関連研究開発や炉心高度化準備などの作業を保留している状況にある。



1. 発電プラントとしての信頼性実証

1) 安定・安全運転の達成

細目	2010年度	現在の達成点	2015年度	2015年度以降	実施内容・実績
もんじゅマスター工程 (当初の工程)	改造工事	性能試験	運開	現行炉心	<ul style="list-style-type: none"> ◆ FBR発電プラントの運転管理に係る規則類(保安規定、運転手順書)、基準等の整備 ◆ 性能試験やサイクル運転実績の反映による規則類、基準等の改善と体系化
(1) 運転管理に係る規則・基準等の体系化	規則・基準の整備	性能試験の反映	サイクル運転	次期炉心・高度化炉心	<ul style="list-style-type: none"> □ 性能試験(炉心確認試験)及び水・蒸気系設備機能確認試験(蒸発器通水前まで)における試験結果、運転経験を運転手順書へ反映 □ ナトリウム漏えい監視について考え方を再整理中。水漏えい監視について考え方を整理。今後、保安規定を改正予定。 など
(2) 保全計画、データベースの作成・充実	保全計画の作成、整備	↓	↓	↓	<ul style="list-style-type: none"> ◆ 保全計画の作成、整備 ◆ 運転・保守実績からFBR発電プラントの保全データベースを作成 ◆ 保全データベースからのフィードバックによる保全計画の改善
福島第一原子力発電所事故を含めた対応					<ul style="list-style-type: none"> ✓ シビアアクシデント対応として。SBO時の体制、電源車接続手順等の規則類を整備 ✓ 保安規定に電源機能等喪失時の体制の整備を追加。

図1 研究開発工程(安定・安全運転の達成)



1. 1) 安定・安全運転の達成

(1) 運転管理に係る規則・基準等の体系化

保安規定（運転管理）

- 通則（運転計画、運転員の確保、巡視点検、運転手順書の作成、運転条件の設定、反応度測定検査 他）
- 運転上の留意事項（ナトリウム純度管理、炉外燃料貯蔵槽室等）
- 運転上の制限（反応度制御系、出力分布、計測制御系、1次冷却系、2次冷却系 他）



運転経験を反映した改正

- 蒸気発生器からの水漏えい監視について、運転上の制限に関連する各種計器の位置付けを整理した。これに基づき、保安規定を改正予定。
- ナトリウム漏えい監視について、保温材内の漏えい検出を行う微小漏えい検出器に対する位置付けを再整理中。今後、保安規定を改正予定。

福島第一原子力発電所事故を反映した改正

- 福島第一原子力発電所の事故に伴う省令改正を受け、電源機能等喪失時の体制の整備を追加
- シビアアクシデント対策をまとめたが、福島第一発電所の事故に伴う法令改正で、規制要求化されることとなったため、今後の対応を検討中。

運転手順書類

- 通常時の運転手順書（プラント起動停止手順書、設備別運転手順書、定期試験手順書等）
- 異常時や故障時の運転手順書（異常時/故障時運転手順書、警報処置手順書）
- シビアアクシデント時の対応手順書（異常時運転手順書、アクシデントマネジメントガイドライン等）



今まで実施した各種試験、プラント運転経験、福島第一発電所事故を受けて、運転手順書類を整備中

- 性能試験（炉心確認試験）での運転経験のプラント起動停止手順書、設備別運転手順書等への反映完了
- 水・蒸気系設備機能確認試験での試験結果、運転経験のプラント起動停止手順書、設備別運転手順書等への反映作業中
- 電源機能等喪失時の体制整備要領、電源車接続手順書、バッテリー枯渇時対応手順書等の整備完了。緊急安全対策工事の進捗に合わせて、改正予定。
- 電源機能等喪失時の操作対象弁の手動操作方法、アクセスルート等詳細情報の異常時運転手順書 への反映完了
- アクシデントマネジメントガイドラインは、法令改正での規制要求化を受けて、今後の対応検討中



1. 発電プラントとしての信頼性実証

2) 性能試験

細目	2010年度	現在の達成点	2015年度	2015年度以降	実施内容・実績
もんじゅマスター工程 (当初の工程)	改造工事	性能試験 運開	現行炉心 サイクル運転	次期炉心・高度化炉心	
1. 性能試験	性能試験準備	性能試験実施	データ整理、試験評価		概要 性能試験は、臨界から定格出力までのプラント系統設備の設計及び性能確認、試験データに基づく設備安全裕度、運転性、保守性等の妥当性評価、将来炉のための実機データの集約等を目的に行う。 このような目的から試験項目を抽出し、各試験の内容、工程、要員、体制、等の検討を行い、試験準備を行う。
(1) 炉心・しゃへい試験 ① 制御棒価値測定試験 ② 反応度係数測定試験 ③ 中性子及びγ線測定試験 など					(1) 炉心・しゃへい試験 ◆ 炉心・しゃへい特性試験(性能試験)の準備、実施、結果のまとめ ◆ 大学、海外研究機関等との連携 (実績) □ 炉心確認試験での炉心特性試験を完了。 □ 臨界性、制御棒価値、反応度係数等を測定し、結果を学会口頭発表。(Am蓄積の影響を評価) □ 炉心確認試験では、海外研究機関からの駐在者と協力すると共に国内の大学等との連携。
(2) プラント特性試験 ① 系統運転試験 ② 異常模擬試験 ③ 検出器特性試験 ④ 化学測定試験	性能試験準備	性能試験実施	データ整理、試験評価		(2) プラント特性試験 系統運転試験、異常模擬試験などで得られるデータを整理し、この結果から系統や設備が所定の機能、性能を満足しているかを各試験毎に確認する。 (実績) □ 性能試験準備については、次世代部門の参画を得て、試験計画書及び試験要領書を作成中。 □ 炉心確認試験時に、新型ナトリウム温度計特性評価を実施。

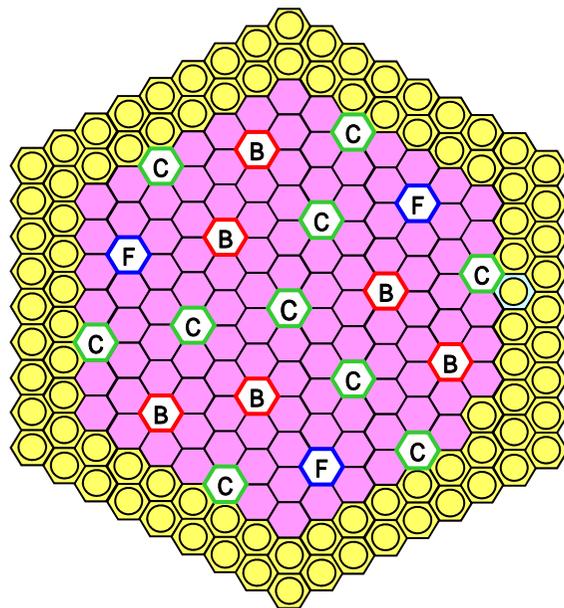
図2 研究開発工程（性能試験）

1. 2) 性能試験

(1) 炉心・遮へい試験

炉心・しゃへい特性(前回試験との炉心構成の比較)

- ・燃料組成: Core1994 新燃料のみ
Core2010 3種類混在(前回使用、保管燃料、新燃料)
新燃料(Pu割合の高い燃料)を中心付近に装荷
- ・燃料中のアメリシウム割合: Core1994 --- 0.5wt%、Core2010 --- 1.5wt%
- ・過剰反応度: Core1994 --- 3% $\Delta k/k$ 、Core2010 --- 0.6% $\Delta k/k$



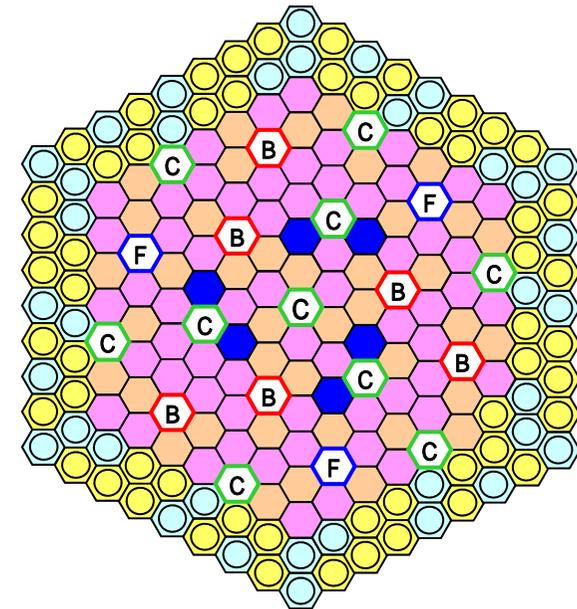
前回性能試験
Core1994

内側燃料領域

- ◈ 前回使用 108 → 60
- ◈ 保管燃料 → 42
- ◈ 新燃料 → 6

外側燃料領域

- ◈ 前回使用 90 → 54
- ◈ 保管燃料 → 36



炉心確認試験
Core2010

1. 2) 性能試験

(1) 炉心・遮へい試験

炉心・しゃへい特性(前回試験との実効増倍率解析精度の比較)

・臨界時の制御棒位置:

Core1994 --- 全て約 540 mm 引抜 (BCRはともに全引抜)

Core2010 --- CCR1(中心) 600mm、その他 全(1000mm)引抜

・解析精度を世界の主要核データライブラリ間で比較

JENDL-3.3(日本 2002年)、JENDL-4.0(日本 2010年)

ENDF/B-VII.0(米国 2006年)、JEFF-3.1(欧州 2006年)

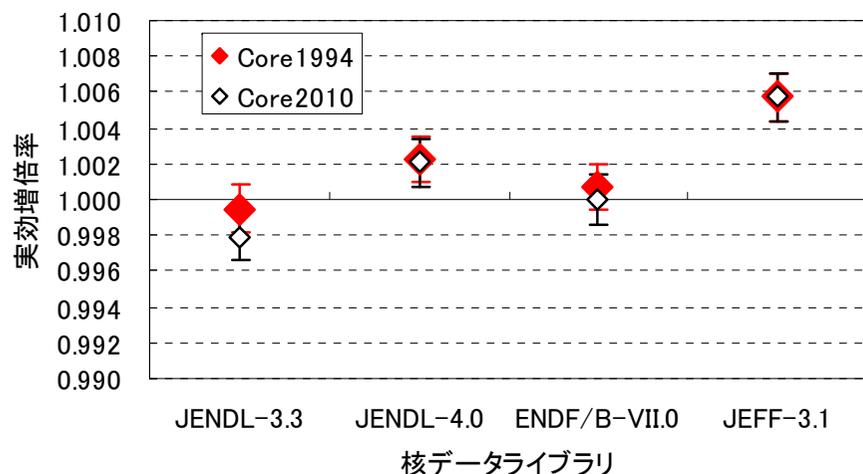


図1 臨界での実効増倍率解析結果
(実験値=1.0)

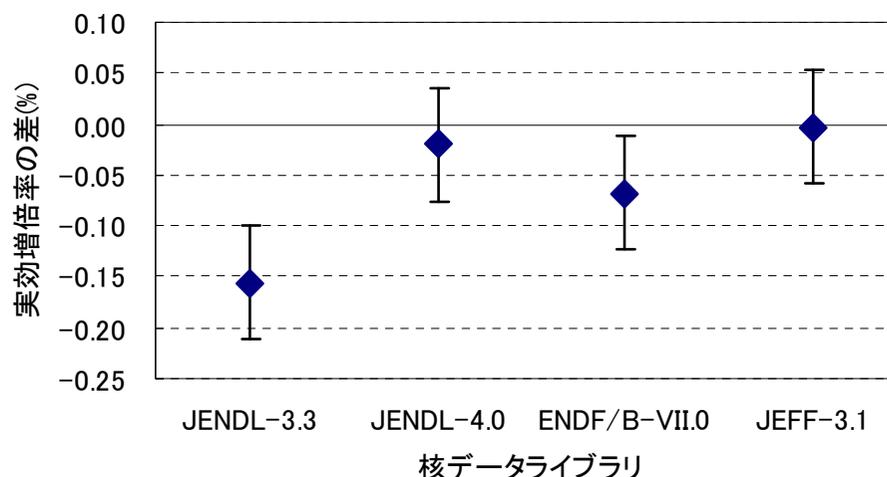


図2 図1の炉心間の差分抽出結果
(実験値=0.0)

・JENDLは0.2%(注)以内の解析精度を有する。
(注)中心付近での全制御棒価値15mm相当

・JENDL-4.0は炉心(燃料組成)依存性がない。
・**アメリカシウム(Am)のデータ精度が寄与。**

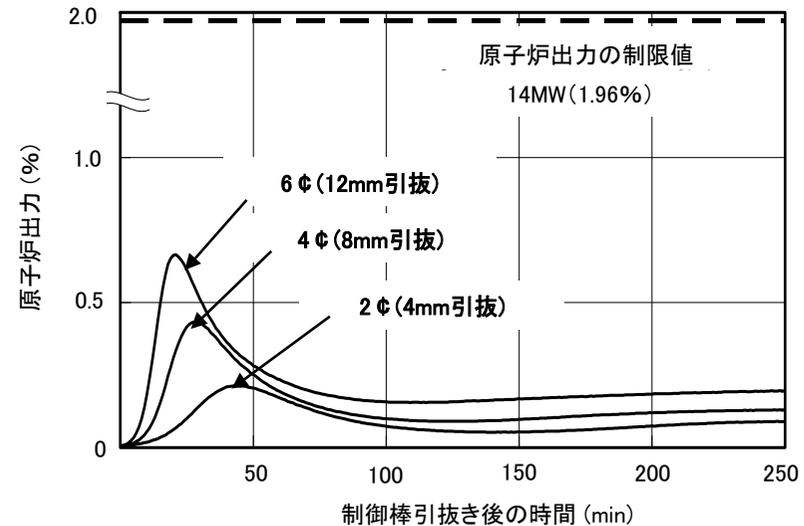
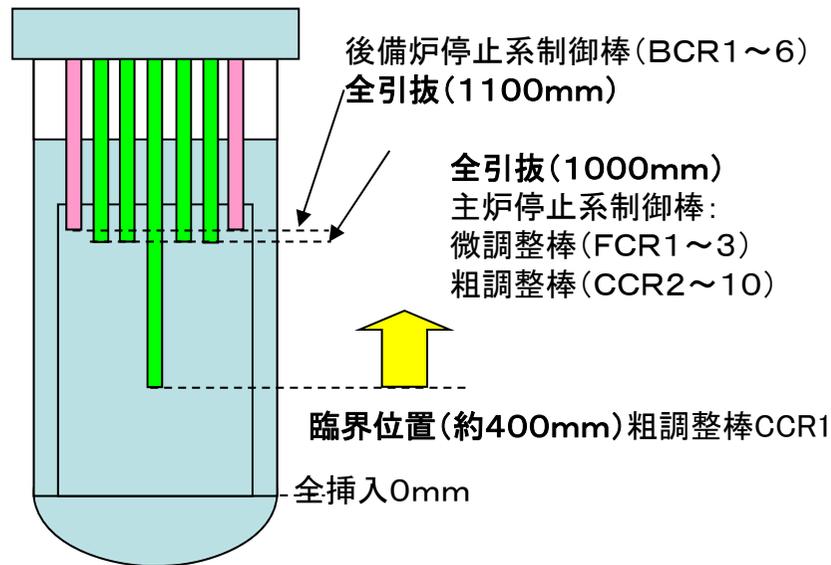
1. 2) 性能試験

(1) 炉心・遮へい試験

炉心・しゃへい特性(フィードバック反応度評価)

・フィードバック反応度評価

臨界状態での反応度印加に対して、炉心固有のフィードバック反応度により、原子炉操作を行わずとも安定状態に戻ることを(自己安定性)を確認する。



制御棒引抜き後の原子炉出力の推移

臨界位置から制御棒を引抜
印加反応度(2~6φ、3ケース)
→ 操作を行わず監視・記録

炉心の状態(原子炉出力と原子炉容器出口Na温度)は、反応度印加後、約100分でほぼ安定することを確認。



1. 発電プラントとしての信頼性実証

3) 原型炉技術評価(炉心・しゃへい特性)

細目	2010年度	現在の達成点	2015年度	2015年度以降	実施内容・実績
もんじゅマスター工程 (当初の工程)	改造工事	性能試験 運開	現行炉心	次期炉心・高度化炉心	
(1) データ、計算コードの 精度、妥当性検証	前回の性能試験の評価	性能試験の評価	サイクル運転 サイクル運転の評価・総合評価		<ul style="list-style-type: none"> ◆ 前回性能試験、次回性能試験データによる炉心・しゃへい解析データ、コード類の検証 (実績) □ 炉心確認試験の評価を前回性能試験の再評価と合わせて実施。Am蓄積の影響等の結果を論文発表。 □ 核データ間の比較により日本の最新の核データライブラリJENDL-4.0の有効性を確認。
(2) 設計余裕の合理化 検討		設計余裕の合理化検討	実証炉・実用炉への反映事項の抽出		<ul style="list-style-type: none"> ◆ 連続的なサイクル運転による炉心・しゃへい解析データ、コード類の検証 ◆ 原型炉の実機データによる設計余裕の合理化検討 (実績) □ 既存の評価結果を基に合理化余地を整理。 ◆ 実証炉・実用炉へ反映できる知見の抽出 (実績) □ 「もんじゅ」試験結果に対する解析精度は、実用化に向けた目標精度以内であることを確認。

図3 研究開発工程(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)データ、計算コードの精度、妥当性検証、(2)設計余裕の合理化検討

炉物理データに基づく解析精度の把握

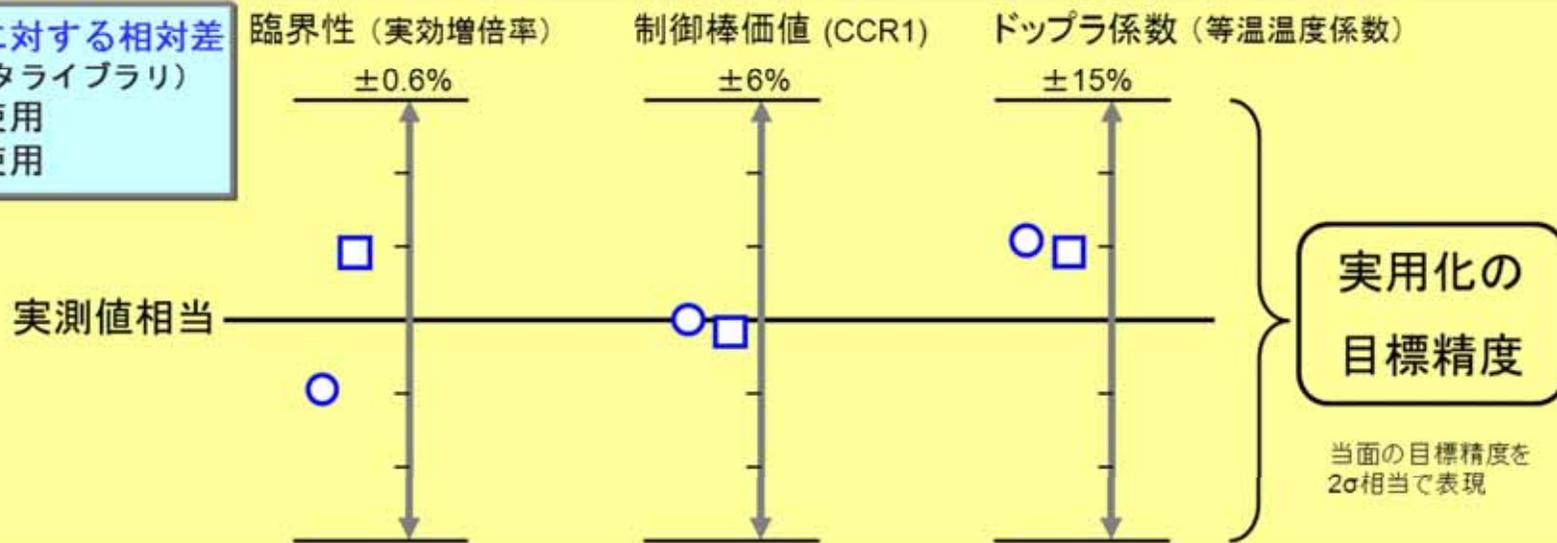
◇ 炉心の特徴:3種類の燃料から構成

＜前回性能試験時に使用した燃料 + 長期保管した新燃料 + 新たに製造した燃料＞

⇒ 原子力機構が、FBR実用化に向けて整備してきた炉心解析コードを、「炉心確認試験」に適用。
解析精度は実用化に向けた目標精度以内であることを確認。

解析値の実測値に対する相対差
(括弧内は核データライブラリ)

○ : JENDL-3.3使用
□ : JENDL-4.0使用



アメリシウム約1.5%含有炉心データに基づく知見

◇ 実用化を目指す高速炉の炉物理研究にとって世界的にも貴重な、アメリシウム約1.5% を含有した炉心のデータを取得。

⇒ アメリシウム含有炉心の核特性評価には日本のJENDL-4.0が適していることを確認。

1. 発電プラントとしての信頼性実証

3) 原型炉技術評価(プラント関係)

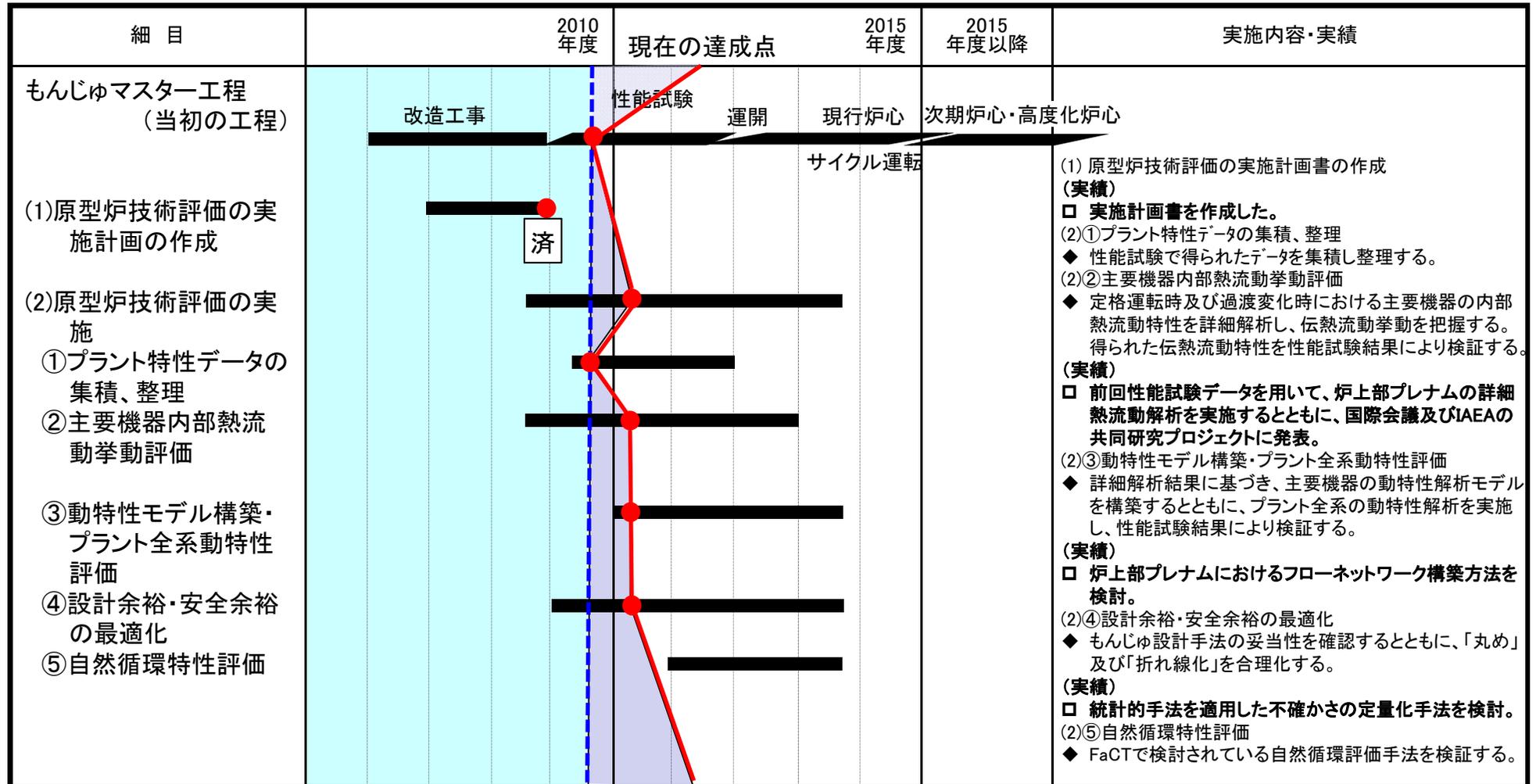


図4 研究開発工程（原型炉技術評価（プラント関係））

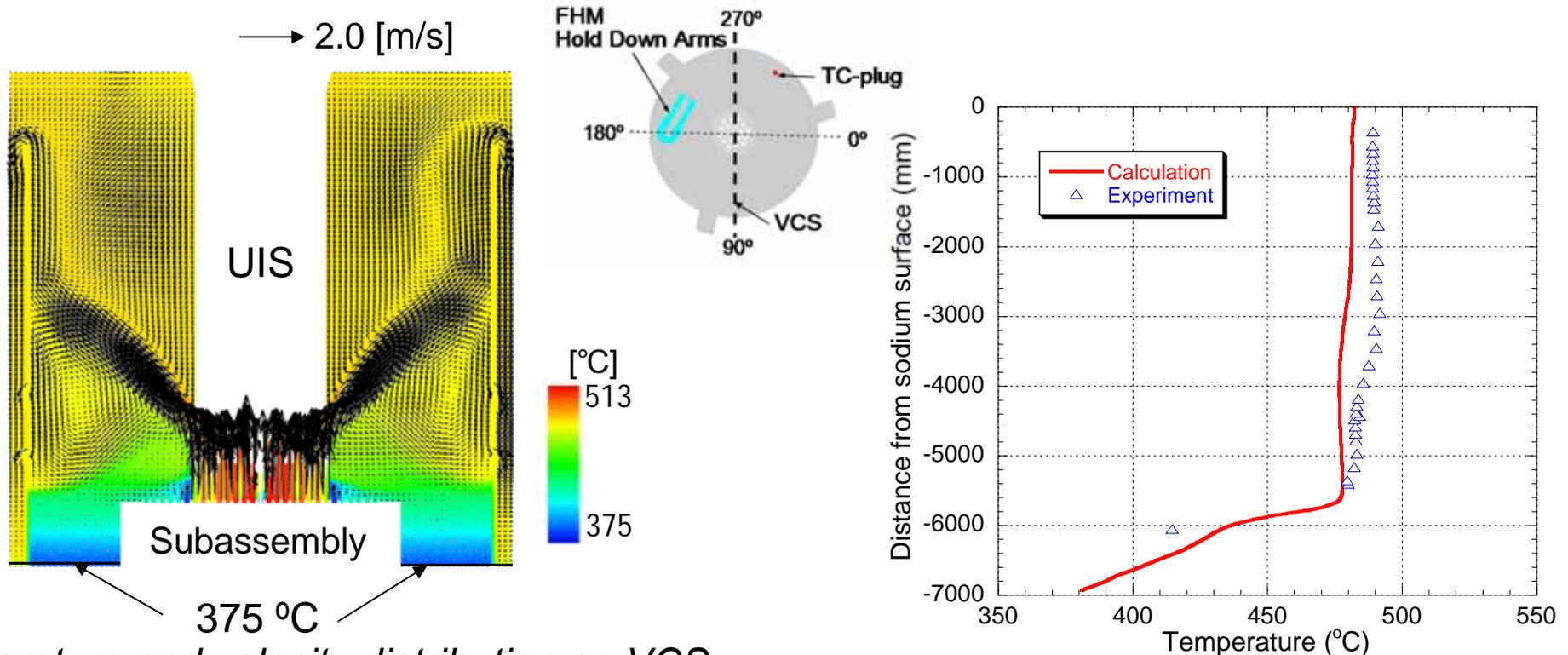
1. 3) 原型炉技術評価(プラント関係)

(2) 原型炉技術評価の実施

(2)② 主要機器内部熱流動挙動評価

「もんじゅ」炉上部プレナムを詳細メッシュ分割により計算した結果、以下を明らかにした。

- (1) 炉上部プレナム部における垂直方向の温度分布は測定誤算の範囲内で良好に模擬可能
- (2) 内筒に設置されたフロー・ホール(開口部)の圧力損失係数は、上記詳細メッシュ・モデルにより実験的相関式に拠らず予測可能
- (3) 円周方向の温度と流速分布は、ほぼ均一



Temperature and velocity distribution on VCS



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

細目	2010年度	現在の達成点	2015年度	2015年度以降	実施内容・実績
もんじゅマスター工程 (当初の工程)	改造工事	性能試験	運開 現行炉心 次期炉心	炉心・高度化炉心	(1)ナトリウム純度管理技術の確立・高度化 ◆ 不純物持込量評価、コールドトラップの純化効率評価、ナトリウム純度基準値と純度管理方法評価 ◆ コールドトラップ再生方法検討、高性能セラミックスNa純化精製装置開発とトリチウム移行抑制・除去回収技術開発及び「もんじゅ」への適用 (実績) □ 高性能セラミックスによる純化システムの概念を検討。 ◆ ニッケル膜式水素計に代わる新型水素計・酸素計開発と漏えいナトリウム迅速検出法及びナトリウム中不純物迅速分析法開発及び「もんじゅ」への適用 (実績) □ 固体電解質型は健全性やサイズで適用困難な見通し。
(1)ナトリウム純度管理技術の確立・高度化	不純物持込量評価、CT特性確認、Na純度管理評価	CT再生方法検討、新型Na純化精製装置開発	新型水素計・酸素計開発等		(2)ナトリウム洗浄処理技術の確立 ◆ 燃料交換に伴うS/A洗浄廃液の減容固化技術評価、点検時Na機器取扱方法検討 (実績) □ Na洗浄処理：燃料洗浄(これまでに2体)。機器洗浄として、炉内中継装置、燃料交換装置本体、燃料出入設備グリッパ及び燃料出入設備付属機器の経験。 □ Na機器の取扱い：平成23年5月～6月にかけて炉内中継装置本体落下に伴う引抜、復旧作業を実施。 ◆ 水蒸気洗浄に代わる大型ナトリウム機器等洗浄処理技術開発
(2)ナトリウム洗浄処理技術の確立	S/A洗浄廃液減容固化技術評価、点検時Na機器取扱方法確立	大型ナトリウム機器等洗浄処理技術開発			(3)放射性物質の冷却系内移行挙動評価 ◆ 放射性腐食生成物(CP)、トリチウム、放射性核分裂生成物(FP)の冷却系内移行挙動とプラント内線源分布に関するデータ取得 (実績) □ 前回40%運転時の水素データや常陽のCPデータ等を取得。 ◆ 高速炉保修線量評価システム「DORE」内蔵のCP挙動解析コード(PSYCHE)と線量率解析コード(QAD-CG)、トリチウム挙動解析コード(TTT)、FP挙動解析コード(SAFFIRE)の検証・改良整備と「もんじゅ」運転初期運転段階における挙動予測評価 (実績) □ CPデータ等を評価してPSYCHEモデルを改良し、検証。TTTモデル高度化に向けて、水素挙動データを分析・評価 ◆ 各コードの高度化と評価手法の確立・運用
(3)放射性物質の冷却系内移行挙動評価	データ取得	コード検証、改良整備、挙動予測評価	高度化、評価手法の確立・運用		

図5 研究開発工程 (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

(3) 放射性物質の冷却系内移行挙動評価

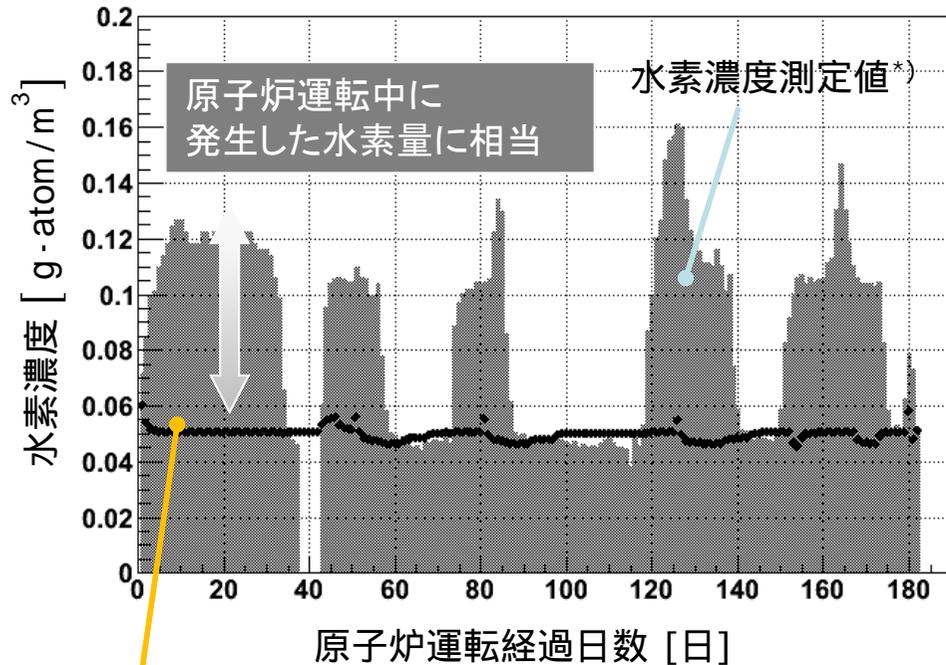
- トリチウム移行挙動の解析手法の開発 -

水素データの取得

● 高速増殖炉における水素挙動評価

水素濃度測定値: 以下項目の合計値

- 初期水素濃度
- 系統間移行水素量(移行挙動モデル)
- 原子炉運転中に発生した水素量



拡散水素量
[g-atom/cm²/s]

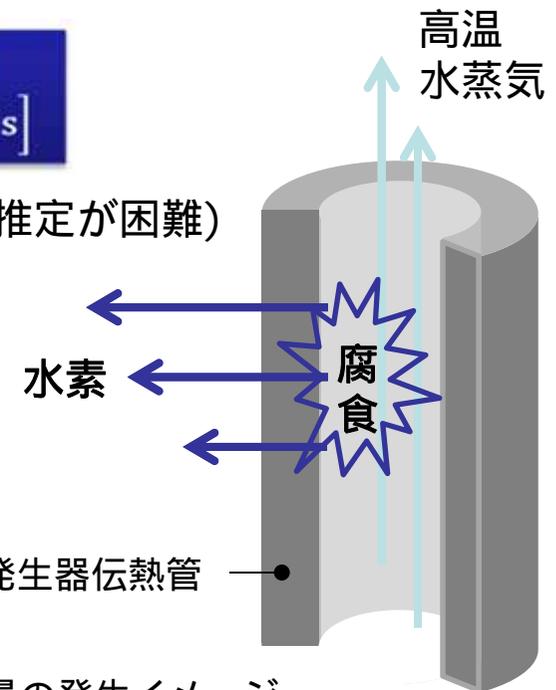
(発生機構に基づく推定が困難)

TTTコードによる解析結果
「もんじゅ」性能試験測定値とTTTコードによる解析結果との比較

*) 2次系ナトリウム中水素濃度~200[ppb]

TTTコードの主要モデル

- 炉心放出モデル
- コールドトラップ捕獲モデル(1次系、2次系)
- ナトリウム - カバーガス間移行モデル(1次系、2次系)
- 管壁透過モデル(中間熱交換器、蒸気発生器)

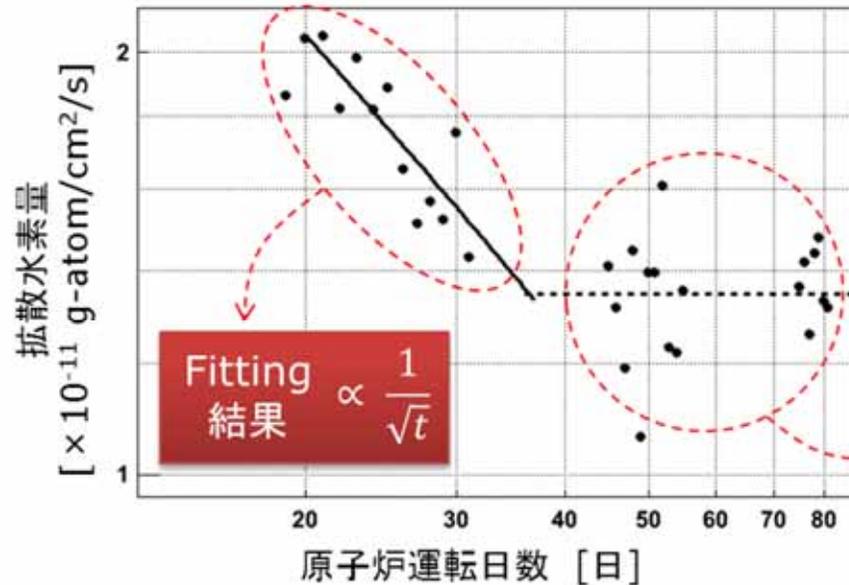


拡散水素量の発生イメージ

2. 1) ナトリウム管理技術の確立

(3) 放射性物質の冷却系内移行挙動評価

水素データの評価



▲ 蒸気温度一定条件下における時間依存性

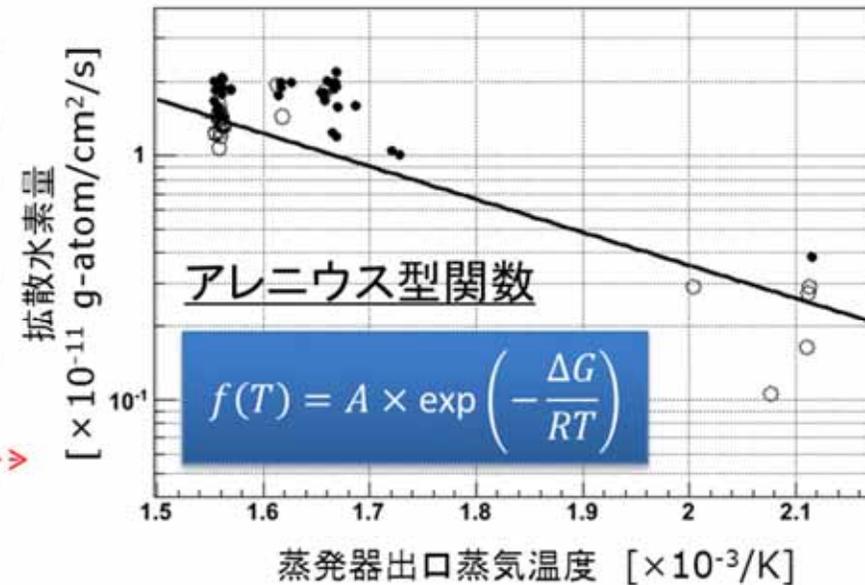
酸化皮膜生成の放物線速度則

$$x^2 = k_p t$$

(x:酸化皮膜厚 k_p :速度定数 t:時間)

$$\text{拡散水素量} \propto \frac{dx}{dt} = \frac{\sqrt{k_p}}{2} \cdot \frac{1}{\sqrt{t}}$$

⇒ 40日頃までは酸化皮膜形成による減少を示唆



▲ 時間依存性が単調減少にない期間における蒸気温度依存性

⇒ 活性化エネルギーの値から、伝熱管の腐食過程よりも伝熱管壁中の水素拡散過程が影響

⇒ 今後の「もんじゅ」での測定データによりTTTコードの検証・改良を進めていく必要がある



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

細目	2010年度	現在の達成点	2015年度	2015年度以降	実施内容・実績
もんじゅマスター工程 (当初の工程)	改造工事	性能試験	運開	現行炉心	次期炉心・高度化炉心
(1) 供用期間中検査技術の開発	開発整備		「もんじゅ」への適用	実証	改良・高度化
(2) 検査・モニタリング技術、劣化診断技術および補修技術の開発	調査・分析	候補技術検討	手法検討、要素技術開発		「もんじゅ」での検証

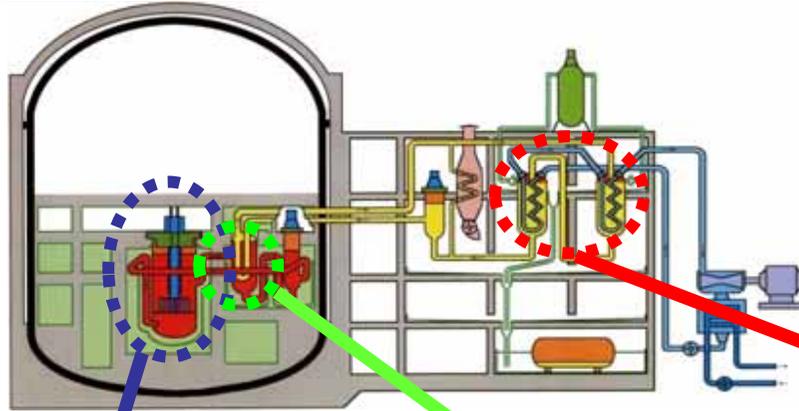
(1) 供用期間中検査技術の開発
 ◆ 「もんじゅ」の原子炉容器、1次主冷却系配管及び蒸気発生器伝熱管を対象とする供用期間中検査装置を第1回定期検査までに整備し、「もんじゅ」に適用
 (実績)
 □ 検査装置の開発整備を継続した。蒸気発生器伝熱管の検査シミュレーション技術を開発した。
 □ 検査実施基準(検査範囲、検査間隔及び判定基準等)の骨子をまとめ、日本機械学会内に検討タスクを設置し、検討を開始した。
 ◆ 高温・高放射線環境などを特徴とする高速炉機器のISI技術を実証

(2) 検査・モニタリング技術、劣化診断技術及び補修技術の開発
 ◆ 安全確保の充実とより合理的な保全プログラムの確立の観点から、最新の技術を調査・分析し、高速炉機器の検査・モニタリング技術、劣化診断技術の開発
 (実績)
 □ FBGを用いた高温機器健全性モニタリングシステムを試作し、OTDR方式による高速多点測定の実証した。
 □ レーザ干渉計を用いた非接触AE測定法の要素試験を行い、回転機器への適用可能性を実証した。

図6 研究開発工程（プラント保全技術の確立）

2. 2) プラント保全技術の確立

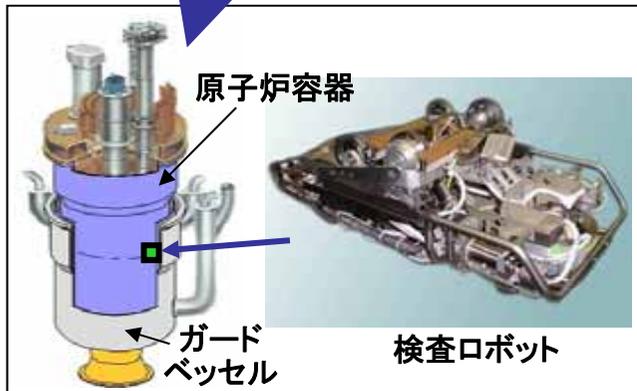
(1) 供用期間中検査技術の開発



「もんじゅ」系統図

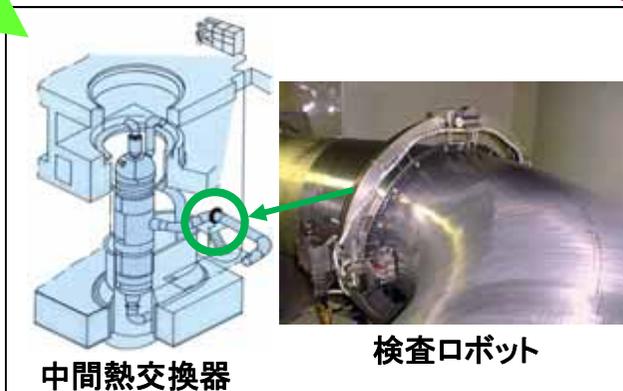
「もんじゅ」の原子炉容器、1次主冷却系配管及び蒸気発生器伝熱管の供用期間中検査に用いる検査装置について、第1回定期検査までに整備を終了するため、実機やモックアップを用いた開発整備を継続中。

供用期間中検査装置を「もんじゅ」の定期検査に適用するため、検査範囲、検査間隔及び判定基準等の根拠となる検査基準の骨子 (ISI方針案) をまとめた。日本機械学会の発電用設備規格委員会に高速炉ISI方針検討タスクが設置され、冷却材バウンダリの連続漏えい監視を主体とする「もんじゅ」のISI方針案の妥当性等について検討が開始された。



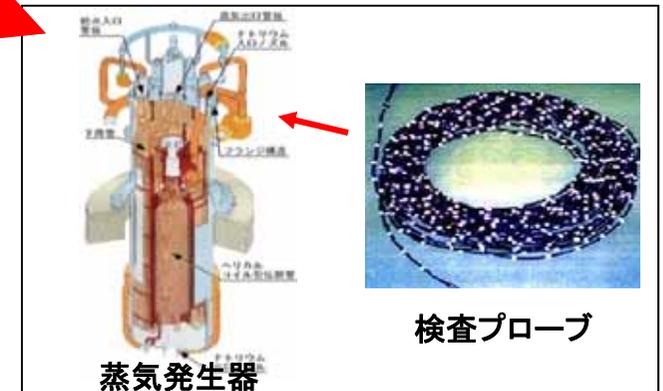
原子炉容器廻り検査装置

- ・原子炉容器本体用検査機の高温機能試験を実施し、課題を摘出した。信頼性向上のための装置改良を実施中。
- ・原子炉容器入口配管用検査機の常温機能試験に着手。



1次主冷却系配管検査装置

- ・モックアップを用いた機能試験を行い、所期の性能を満足することを確認した。
- ・もんじゅ実機の配管を用いて動作確認を行い、一連の動作を支障なく完遂した。



蒸気発生器伝熱管検査装置

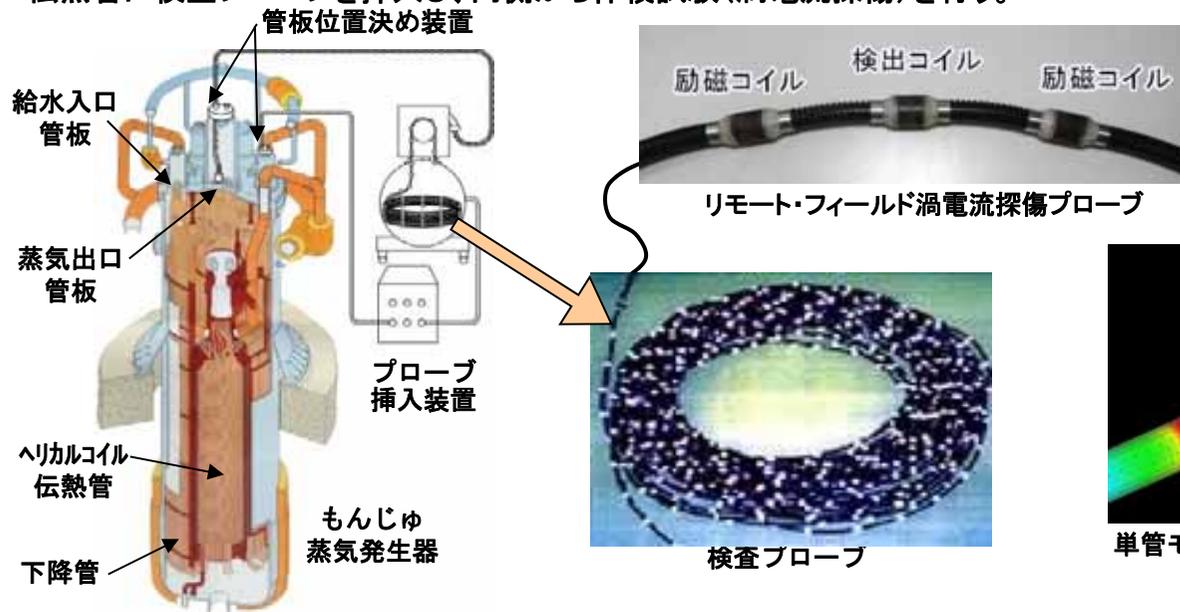
- ・プラント確認試験における実機適用結果を分析し、課題を摘出した。
- ・3次元複雑形状の検査シミュレーション技術を開発し、検査プローブの欠陥検出性能の向上や信号処理法の開発を実施中。

2. 2) プラント保全技術の確立

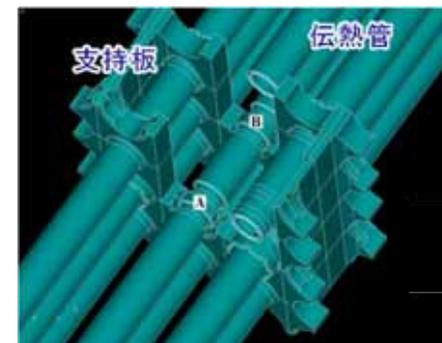
(1) 供用期間中検査技術の開発

蒸気発生器伝熱管の検査シミュレーション技術を開発

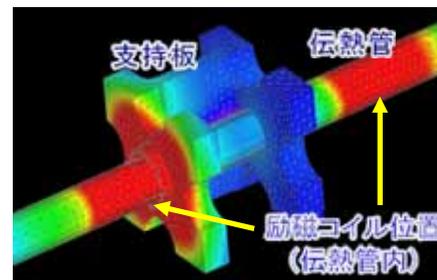
伝熱管に検査プローブを挿入し、内側から体積試験(渦電流探傷)を行う。



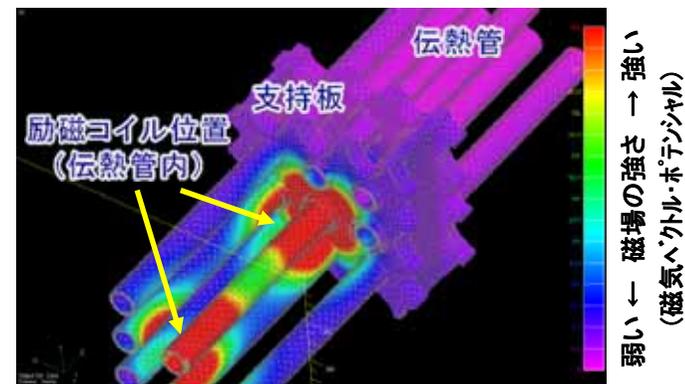
リモート・フィールド渦電流探傷の
3次元・大規模シミュレーション技術
(センサの最適化、信号処理技術への応用)



多管モデル (伝熱管と支持板部)



単管モデルのシミュレーション結果 (例)



多管モデルのシミュレーション結果 (例)

項目	蒸発器	過熱器	PWR (F54型)
伝熱管の本数(本/基)	140	147	3386
伝熱管の長さ(m)	85	46	約20
伝熱管の材質	STBA24	SUS321	インコネル
伝熱管の外径(mm)	31.8	31.8	22.2
伝熱管の厚さ(mm)	3.8	3.5	1.3
ヘリカル部直径(m)	1.2 - 2.5	1.4 - 2.7	-
曲げ半径(mm)	160	160	最小120
交換熱量(MWt/基)	約191	約47	約856

特徴: 長尺、強磁性材、厚肉、複雑形状、溶接部あり等

渦電流探傷時に支持板付近に生じる磁場の強さを、単管モデルと多管モデルでシミュレーションしたもの。比較的实验が容易な単管モデルの試験結果とシミュレーションの比較により、実機(多管)を精度良く予測することが可能になった。



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

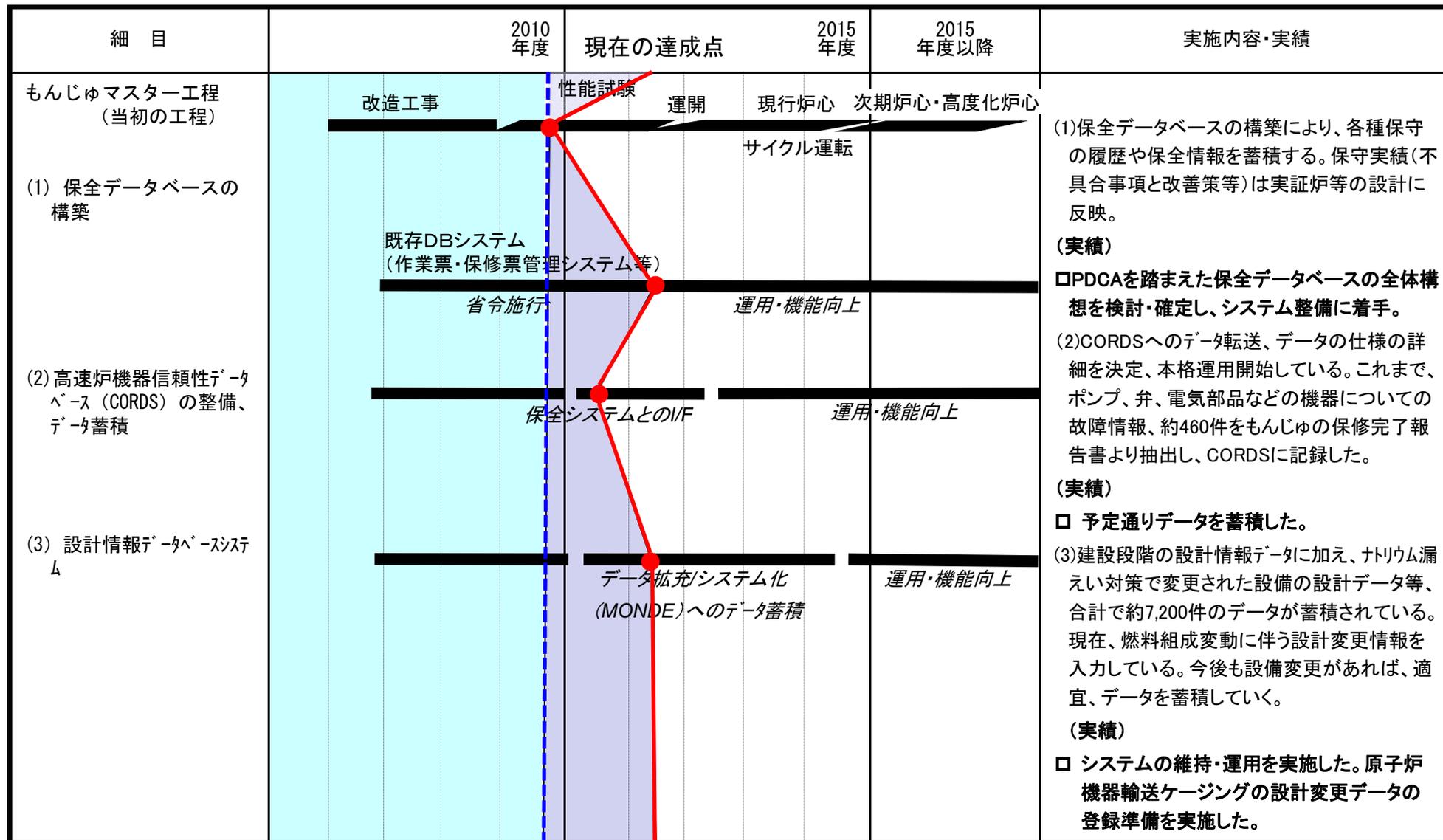


図7 研究開発工程 (ナトリウム機器の技術評価)

2. 3) ナトリウム機器の技術評価

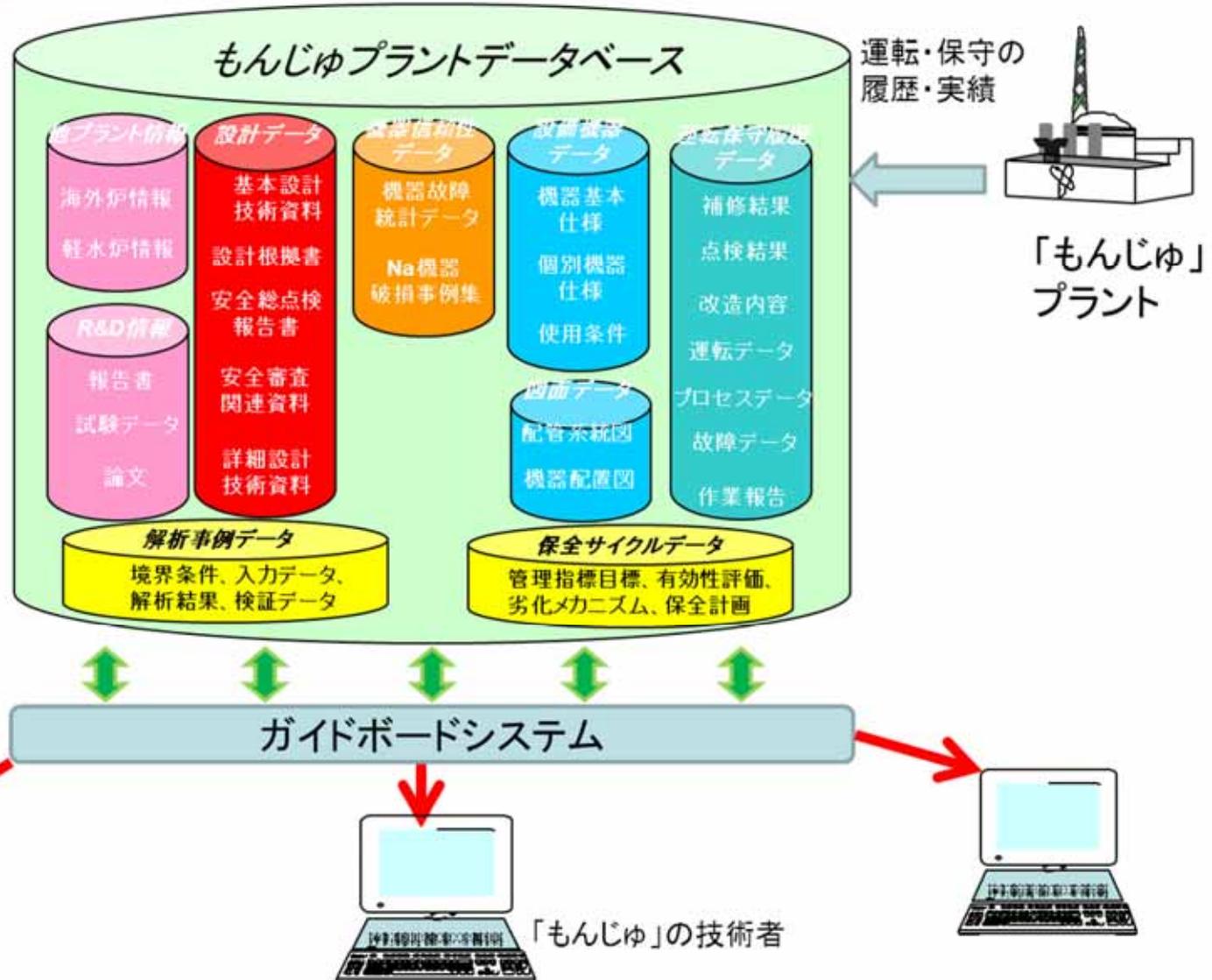
(2) 高速炉機器信頼性データベース(CORDS)の整備、データ蓄積

(3) 設計情報データベースシステム

「もんじゅ」用ガイドボードシステムの整備

「もんじゅ」の設計や機器の技術評価のためのデータベースの充実を図っている。

- ◎ もんじゅの故障情報等をCORDSに記録
- ◎ 設計情報データベースの拡充
- ◎ 「もんじゅ」の技術継承のため容易に全体像が把握できるようガイドボードシステムを開発



3. 1)もんじゅ炉心高度化 (1)もんじゅ炉心の高度化

目的：

- 幅広い組成のPu利用
- 燃料製造能力の向上及び燃料製造費の低減
- 運転日数の延長
- 実用化に向けた燃料製造技術、性能の先行実証

実施内容：

- 上記目的を満足する高度化炉心概念の検討
- 設置変更申請準備（申請に必要な評価、実験）
- 最新知見を反映した各種評価ツールの整備

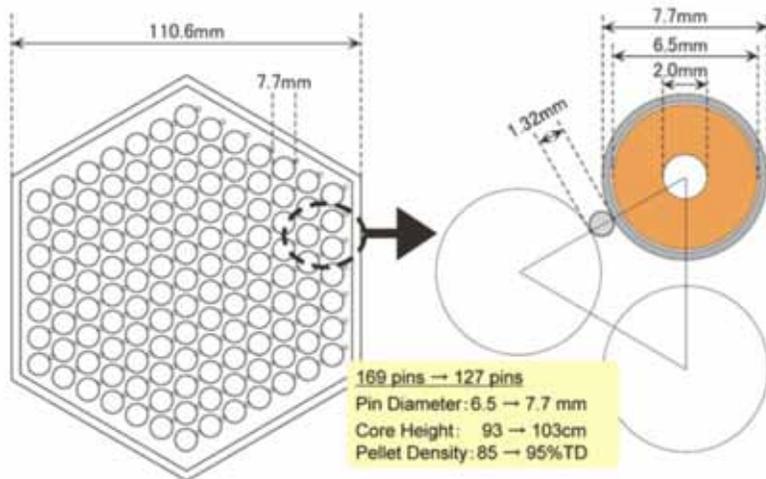


Fig. 3. Modified driver fuel with annular pellet.

もんじゅ高度化炉心検討例（図は下記論文から引用）

H. Kinjo et al., "FEASIBILITY STUDY ON AN UPGRADED FUTURE MONJU CORE CONCEPT...", *Nucl. Technol.*, **167**, 254-267, 2009

実績

全体総括、調整

- ・高度化炉心候補概念を絞り込むため、各候補概念（127本ピン束太径化中空低密度燃料炉心、169本ピン束中実高密度燃料炉心）について、左記目的を踏まえた利害得失を分析し、127本ピン束太径化中空燃料を主案として選定

燃料設計

- ・左記目的を満足する燃料仕様の検討
- ・最新知見を反映した燃料設計コードの整備に着手

炉心核熱設計

- ・高度化炉心概念候補の移行期も含めた成立性見通し
- ・申請に必要な各種流動実験の概念検討
- ・核設計、遮蔽設計等の解析ツールの最新化に着手

安全評価（設計基準事象、シビアアクシデント）

- ・最新知見を反映した安全評価手法の整備に着手
- ・法改正に対応したシビアアクシデント評価手法整備に着手