

「もんじゅ」の運転を通じて取得可能な 高速炉関連技術

平成28年10月25日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



原型炉「もんじゅ」

【定格出力】 28万kWe

もんじゅ研究計画の成果とりまとめ
成果を実証炉へ反映

性能試験 5サイクル運転実施

高い燃焼度での燃料健全性

自然循環による崩壊熱除熱能力の実証

定格出力での機器・システム性能・特性評価

廃棄物減容・有害度低減技術の実証

出力上昇試験再開 ~100%出力へ

設置変更許可・設工認・保安規定変更

新規制基準適合性対応
(含む現在仮設定となっている基準の改訂)

保安措置命令の解除

NRA勧告対応

現在 運転再開を目指して準備中

(取得が期待される成果)

- 国家プロジェクトとして自主技術開発に基づく、高速増殖原型炉の運転・保守・規制対応等に関するノウハウを獲得するとともに、廃棄物減容・有害度低減に向けての有用なデータを取得。
- 100%出力までの原子炉施設の運転・発電により、高出力での炉心・燃料の設計検証、機器システムの健全性確認、ナトリウム取扱技術の深化、運転管理・保守管理手法の確立、高速炉に関する新規制基準に対する適合性評価手法の確立などを実施
- ここで得られた技術は、次期炉の高度化、安定運転、安全評価、コスト低減等にも活用予定

「もんじゅ」各段階での成果の代表的なもの(★)を次頁以降に示す。



○ 燃焼に係る高速炉炉心核特性の把握と将来炉設計に必要な評価手法の開発・検証

今後の成果

(1) 出力上昇試験 (100%出力) 段階

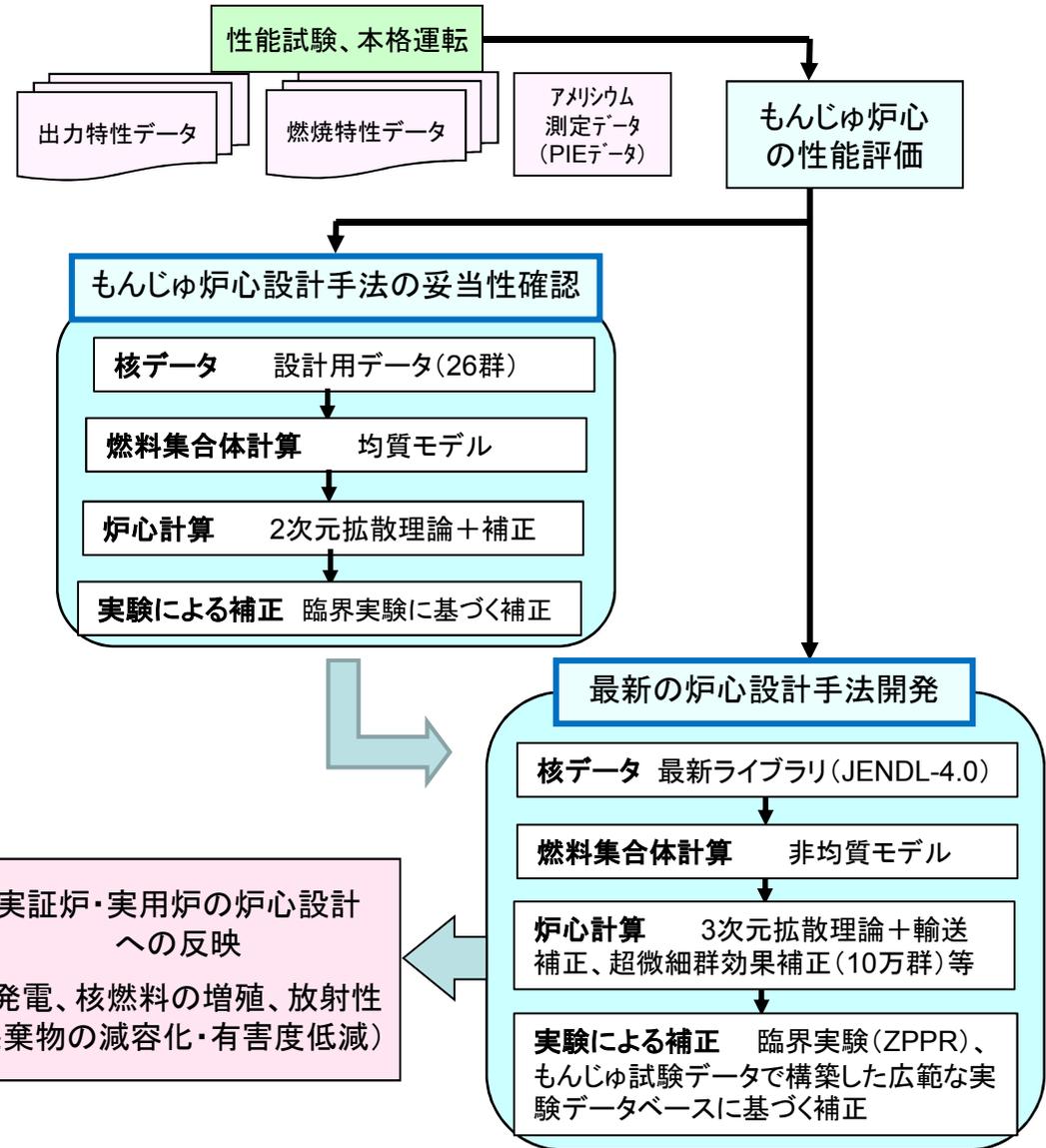
- ・ 出力上昇試験 (100%出力) 段階で取得する炉物理データ (出力特性等)
- ⇒ 100%出力段階での高次化Pu組成炉心特性の確認と設計手法 (核データ、解析コード) の精度評価及び妥当性確認

(2) 本格運転段階

- ・ 本格運転段階で取得する炉物理データ (燃焼特性等)
- ⇒ 1) 高次化Pu 組成炉心特性の確認
- 2) 燃焼を伴う本格運転段階での設計手法 (核データ、解析コード) の精度評価及び妥当性確認
- 3) 炉心管理技術の検証と改良 (Pu-241/Am-241含有炉心の反応度管理等)

次期炉への展開

○ 今後得られる定格出力時、本格運転段階の炉物理データを反映して炉心設計技術及び炉心管理技術の予測精度を向上し、次期炉炉心の合理的な設計・管理手法の確立に反映する。



B: 試運転・運転から取得する成果

【炉心燃料】 ⑤高燃焼度での燃料健全性確認

○高燃焼度での燃料健全性確認

今後の成果(定格出力段階のデータ)

- 各燃焼状態での炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体等について、照射後試験を実施し、照射挙動データの取得と同データの評価による設計技術の確認を行う。

《評価手法の妥当性確認》

- 外径増加率評価
- 燃料再分布挙動評価 (Pu、Am)
- FPガス放出率評価
- 希ガス放出量評価 (He放出量を含む)
- 被覆管腐食量評価

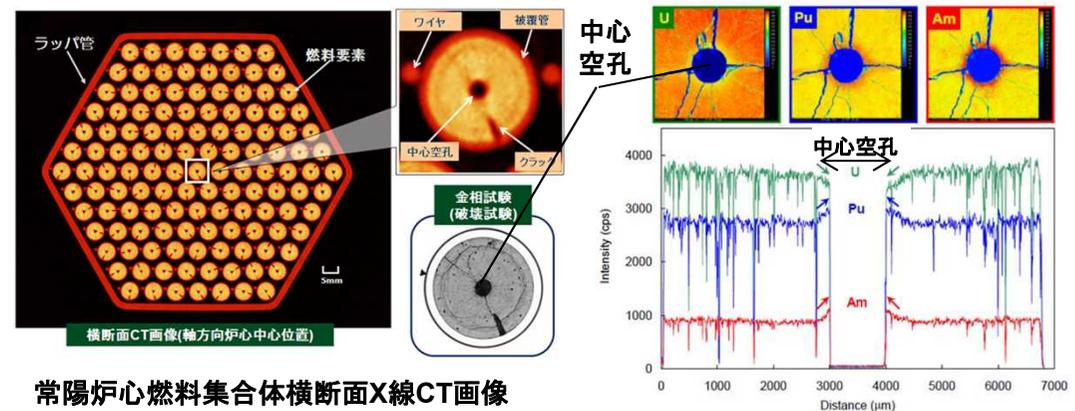
《設計の妥当性確認》

- 燃料中心最高温度 ($\leq 2650^{\circ}\text{C}$)
⇒ 中心空孔の形成と燃料が未熔融であることの確認
- 被覆管の歪 ($\leq 7\%$)
⇒ 外径増加率の測定により、基準以下であることの確認

次期炉への展開

- 高速炉燃料の技術基盤となる実証炉に向けた燃料供給へ反映する。
- 実証炉用燃料の設計基準・設計手法等の整備に反映する。

対象時期		確認・試験項目
燃焼初期段階 《炉心燃料集合体》	第1サイクル後取出	燃焼初期の照射挙動の確認 長期保管燃料の健全性確認
		燃焼初期のAm挙動確認
燃焼進行段階 《炉心燃料集合体》	第4サイクル後取出 (最大燃焼度: 約64GWd/t)	高照射量での健全性確認
		増殖性能評価 (燃焼の進んだ定常照射燃料)
		Am-241の燃焼挙動確認 (燃焼の進んだ高Am含有燃料)
燃焼進行段階 《ブランケット燃料集合体》	第5サイクル後取出	増殖性能評価
		健全性確認



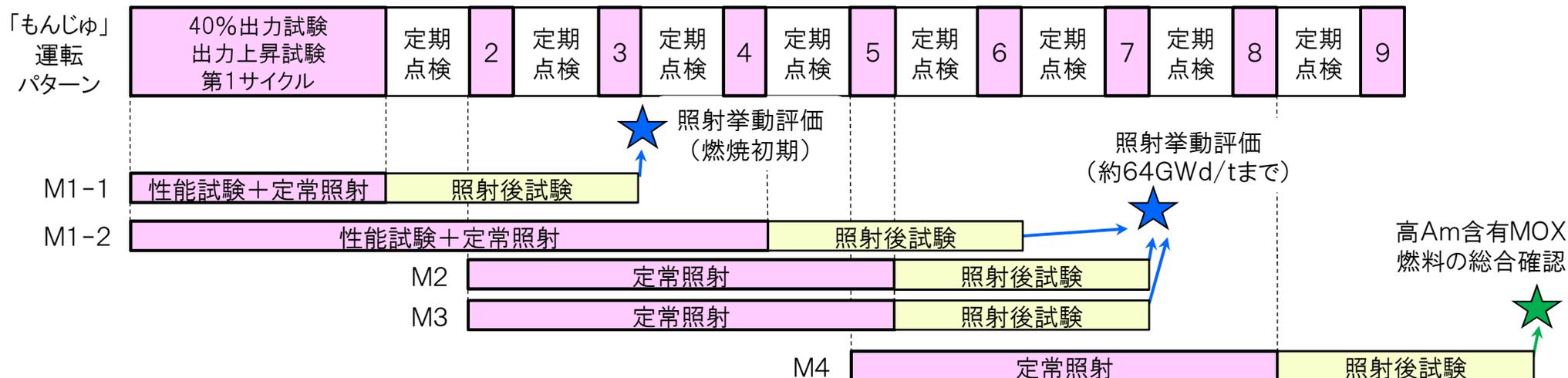
【燃料】 ⑦Am等含有MOX燃料の照射挙動(含むGACID)

(今後の成果) 高速炉におけるMA含有燃料の燃焼データ取得

「もんじゅ」燃料設計妥当性確認、Am含有MOXの定常照射での挙動・He効果の確認、高次化Pu-MOX燃料の照射挙動確認・He効果の確認、MA含有MOX実規模燃料ピンの照射挙動確認

次期炉への展開 高速炉におけるMA含有燃料の燃焼データ取得により、MA含有燃料の燃焼を実証し、次期炉の燃料設計に反映する

略号	照射試験名	目的	概要
M1	MOX燃料集合体の照射試験	「もんじゅ」燃料設計妥当性確認、Am含有MOXの定常照射での挙動、He効果の確認	長期保管中にAmが蓄積したMOX集合体の照射試験 低燃焼度と中燃焼度の2体実施
M2	高次化Pu-MOX燃料の照射試験	高次化Pu-MOX燃料の照射挙動確認、He効果の確認	ふげんMOX燃料から回収された高次化Puを原料としたMOX燃料の照射試験
M3	GACID-1 先行照射試験	MA含有MOX実規模燃料ピンの照射挙動確認	MA含有MOX燃料ピンを含む燃料集合体の照射試験
M4	GACID-1 照射試験	MA含有MOX実規模燃料ピンの照射挙動確認(MA濃度、燃料仕様、燃料製造方法がM3と異なる)	米国MA原料を仏国でMOX燃料ピンに加工し、「もんじゅ」燃料集合体に組み込み、照射、照射後試験を実施



B: 試運転・運転から取得する成果

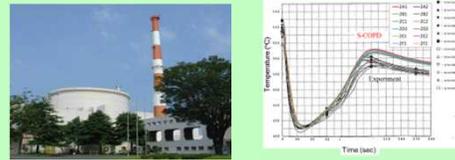
【安全】⑰自然循環による崩壊熱除去能力の実証

もんじゅ機器試験・炉外基礎試験



水流動可視化実験例 Na炉外試験装置例

常陽自然循環試験



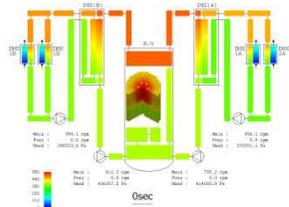
炉心出口温度変化例

モデル化・検証に必要なデータの提供

実施済 今後

自然循環解析評価手法の開発

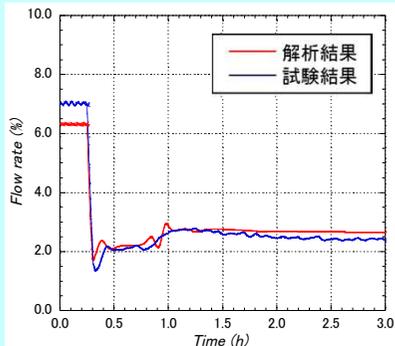
- ▶ プラント動特性解析コード
- ▶ 燃料集合体内熱流動解析コード
- ▶ 炉心高温点評価手法



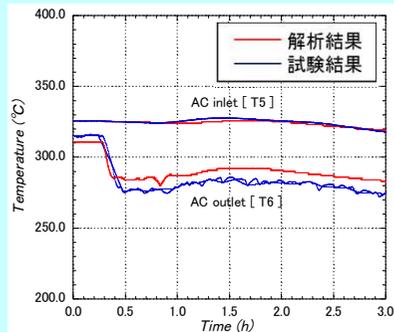
常陽シミュレーション例

もんじゅポンプ入熱による2次系自然循環試験

1次主冷却系循環ポンプからの入熱による系統昇温後、自然通風条件で補助冷却設備空気冷却器の運転を行い、2次主冷却系自然循環挙動を確認



2次主冷却系流量変化



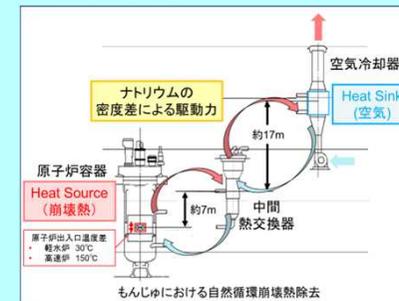
空気冷却器出入口Na温度変化

○解析モデル化の知見獲得

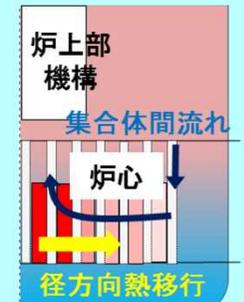
○試験解析による2次系モデル化の妥当性確認

性能試験における40%出力(さらには100%出力)からの自然循環崩壊熱除去試験

- ◆ 実機による自然循環除熱性能の実証
- ◆ 評価手法検証データの取得
 - ▶ 燃料集合体間熱移行効果
 - ▶ 炉心内流量再配分効果
 - ▶ 上部プレナム温度成層化挙動
 - ▶ 系統流量変化や空気冷却器など各機器熱過渡挙動



もんじゅにおける自然循環崩壊熱除去



炉心部挙動イメージ

実プラントによる解析評価手法の妥当性確認(スケール効果の確認含む)

次期炉への展開

- ◆ 次期炉用自然循環解析手法の構築に反映
- ◆ 安全評価等における解析手法の適用性を示すエビデンスとして提示し、許認可を取得

C: 高速炉の運転管理・保守管理を通じて取得する成果

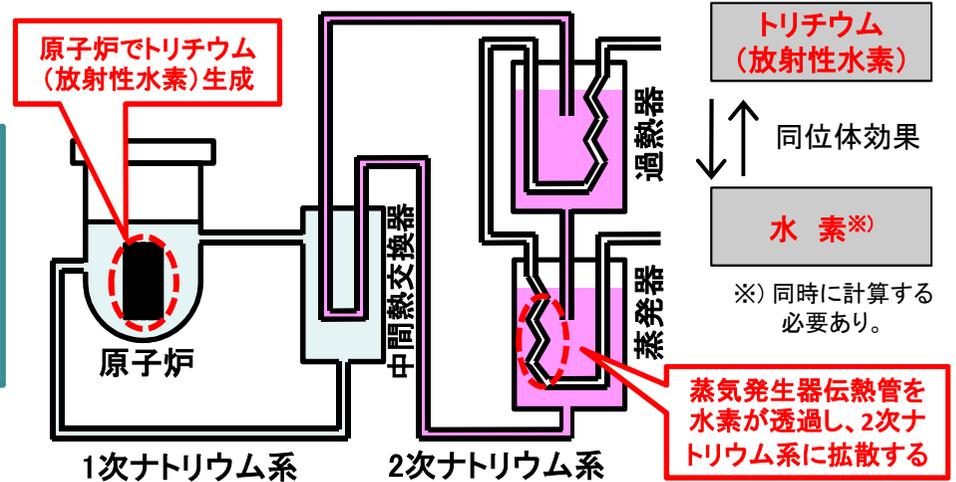
【Na取扱】①ナトリウム管理技術(放射性物質の冷却系内移行挙動評価)(1)

○ナトリウム取扱技術の開発(放射性物質の冷却系内挙動評価)

取得済成果(解析コードの検証)

冷却システムのトリチウム(放射性水素)／水素の移行挙動を計算する解析コード(TTT: Tritium Transport and Trap)を使用し、性能試験(H7年)データとの比較により解析モデルを検証した。

また性能試験(H7年)の2次ナトリウム系の拡散水素量データ等(右図)に基づき、水素発生原因を定量的に評価した。



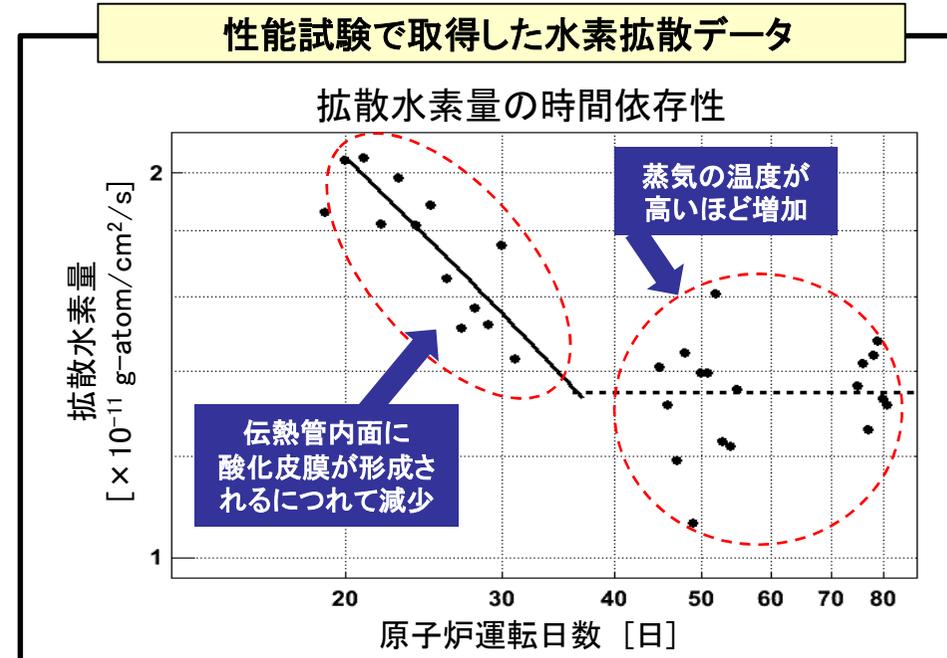
今後の成果(精度向上・解析モデルの高度化)

今後、性能試験や本格運転で引き続き、原子炉起動時、出力運転時のトリチウム／水素の発生・移行データを拡充し、解析精度の向上を図る。

- 蒸気発生器伝熱管内面の酸化被膜の形成、水素透過モデル、及び管材内の水素拡散モデルの開発・検証
- 炉心部でのトリチウム生成モデルの開発・検証
- ナトリウム純化機器のトリチウム捕獲量評価、
- トリチウムと水素と同位体効果モデルの開発・検証、等

次期炉への展開

- ✓ 実プラントデータでトリチウム/水素の移行挙動評価手法を検証し、次期炉のナトリウム管理技術の高度化に反映



C: 高速炉の運転管理・保守管理を通じて取得する成果

8

【Na取扱】①ナトリウム管理技術(放射性物質の冷却系内移行挙動評価) (2)

取得済成果(解析コードの開発・検証)

- 放射性物質の冷却系内移行挙動とプラント内線源分布を評価するための解析コードシステム(DORE: Dose Rate Estimation System For FBR Maintenance)を開発した。
- 開発したシステムを使用して放射性物質のナトリウム中移行・沈着量とこれに伴う線量率分布の評価法を整備した。
- 実験炉「常陽」の1次冷却系における放射性腐食生成物(CP)の測定データとの比較により、開発したシステム及び評価法を検証した。



今後の成果

(運転データに基づく精度向上・解析モデル高度化)

今後、本格運転での原子炉起動時、出力運転時において1次ナトリウム純化系の運転実績を積み、放射性腐食生成物(CP)の発生・移行・沈着データを拡充する。拡充したデータで以下の検証・改良を行い、解析精度の向上を図る。

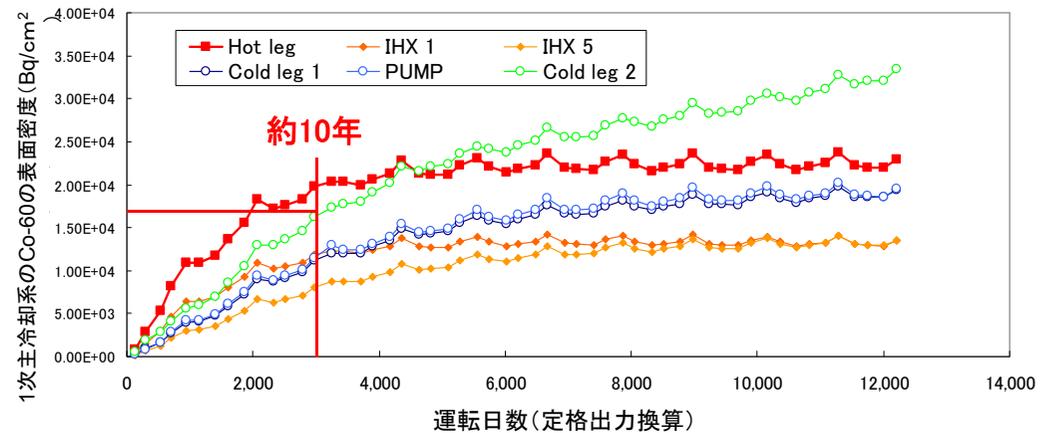
- 炉心部でのCP生成モデルの開発・検証
- 1次冷却系内での粒子状CP移行・沈着モデルの検証・改良
- ナトリウム純化機器でのCP捕獲量評価、
- 配管表面及び空間線量率評価モデルの検証・改良、等



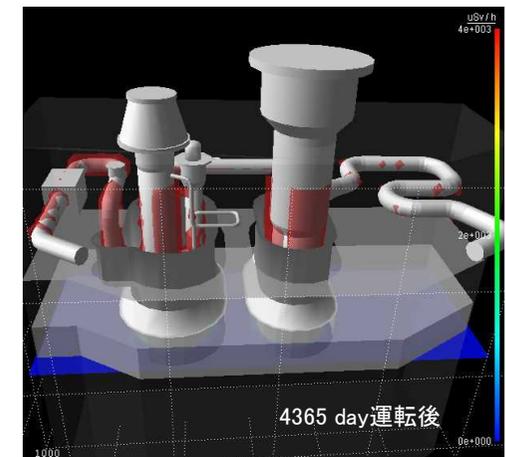
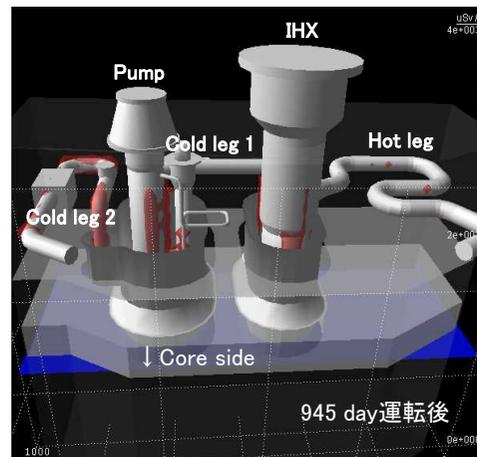
次期炉への展開

- 実プラントの放射性物質の冷却系内移行挙動とプラント内線源分布に関する評価手法を検証し、次期炉のナトリウム管理技術の高度化に反映する。
- 作業員の被ばく低減を先取りした保守・補修技術の設計へ反映する。

高速炉保守線量評価システムに基づく解析評価(例)



「もんじゅ」1次冷却系でのCo-60表面密度の予測計算結果
(「もんじゅ」運転開始約10年後のCL2での⁶⁰Co沈着密度は約17kBq/cm²)



高速炉保守線量評価システム(DORE)による「もんじゅ」1次冷却系配管表面線量率予測
(赤色で示された部分が 高線量率で保守に当たって作業員の被ばくに注意すべき領域)

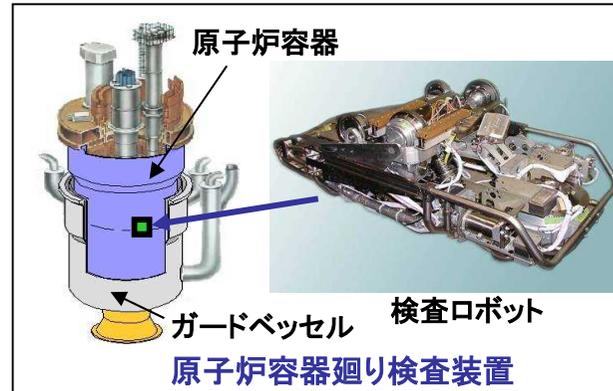
C: 高速炉の運転管理・保守管理を通じて取得する成果

【Na取扱】② 供用期間中検査装置の実機での検証

9

取得済成果(検査機器の開発)

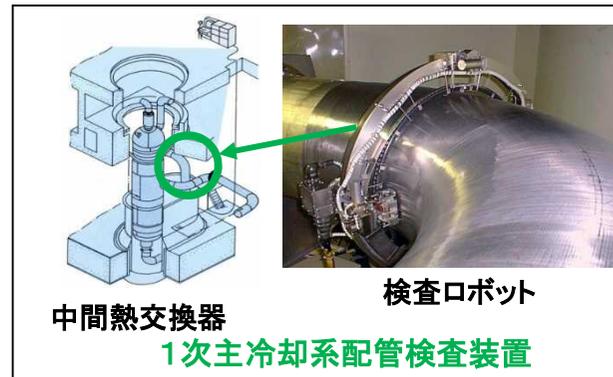
高温・高放射線環境等により既存技術では検査が困難な機器(原子炉容器、1次主冷却系配管、蒸気発生器伝熱管)の検査装置を開発し、性能試験前(非放射線環境下)のもんじゅで試験を実施した。検査性能及び信頼性向上等のための改良を実施中。(右図)



・高温(約200℃)・高放射線(最大10Sv/h)環境で稼働する検査ロボットに原子炉容器の外周を走行させ、カメラによる目視検査及び超音波によるキズの検査を行い、健全性を確認する。

今後の成果(もんじゅでの使用実績)

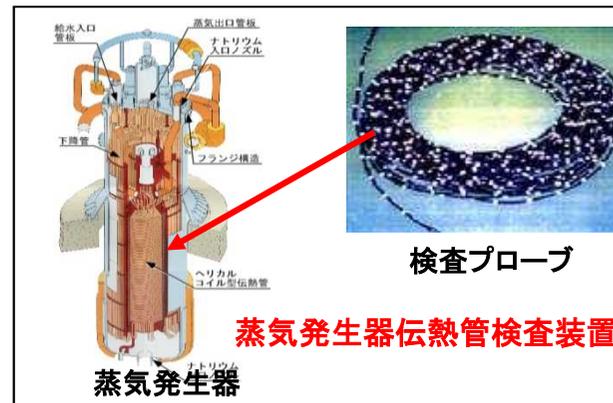
今後、供用開始後のもんじゅ(放射線環境下)で、これらの検査装置を使用し、高い信頼性が求められる発電炉としての規制体系の中で検査を行い、検査データと経験を蓄積することで、高速炉の検査装置の有効性を実証する。



・作業員の立入時間が制限される高放射線環境下(10mSv/h)で、配管の使用条件の厳しい部位(曲がり部)に検査ロボットを走行させ、超音波による減肉及びキズの検査を行い、健全性を確認する。

次期炉への展開

- 以下の知見を取得することで、次期炉の保全技術の確立に反映する。
 - ナトリウム機器の検査技術の実証と検査装置の検査性能、信頼性、取扱性等のデータ取得
 - 検査データの蓄積によるナトリウム機器の健全性実証



・長尺かつ複雑な形状の伝熱管に検査プローブを挿入し、渦電流探傷法により、高速かつ高精度で減肉及びキズの有無を検査し、健全性を確認する。

【運転保守】③点検経験蓄積による高速炉保守管理技術(定期検査工程の短縮)

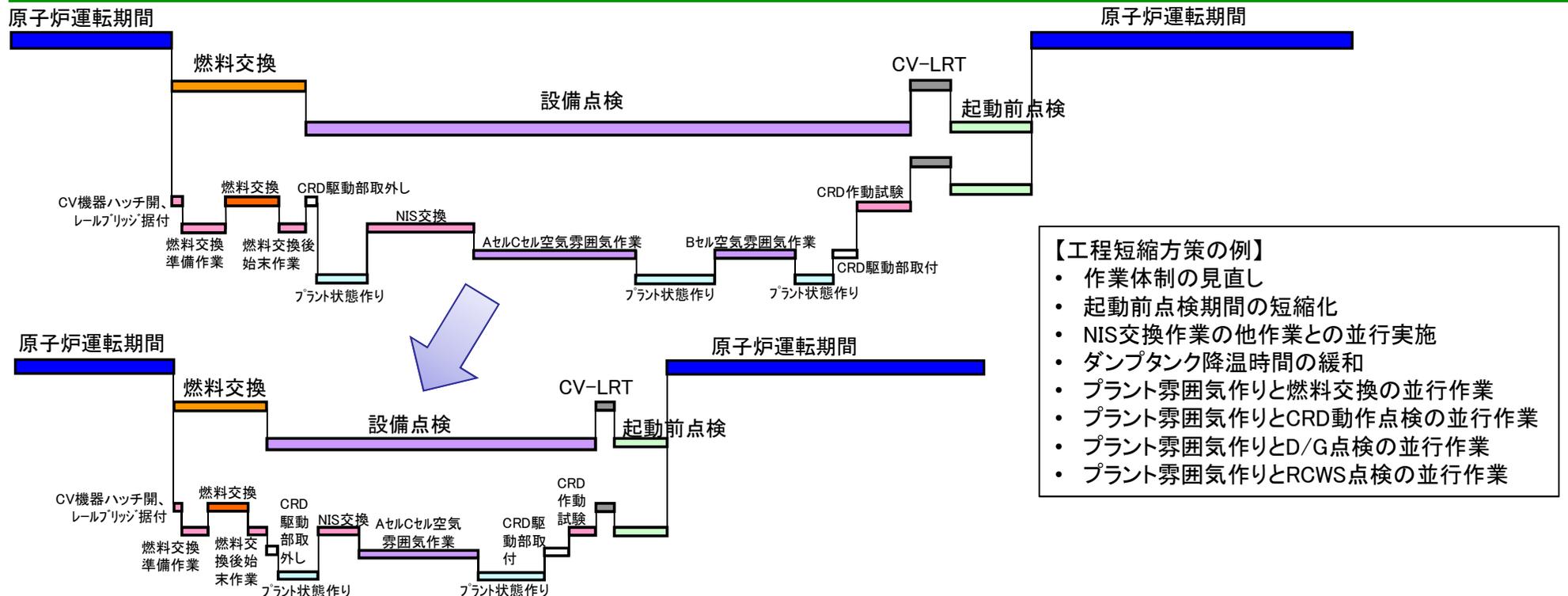
○ 定期検査工程の短縮

(取得済成果) 保全計画に基づく定期検査工程の具体化。もんじゅと実証炉設計(JSFR)との定期検査工程比較分析、もんじゅで確認できる定期検査工程短縮方策の抽出。

(今後の成果) 計画値通りに定期検査ができることの確認。定期検査実績に基づく分解点検等の保全周期の適正化、工程短縮のために実証炉設計で反映すべき要求事項の抽出。実証炉設計で考慮している定期検査期間短縮方策の有効性確認。

次期炉への展開

次期炉の経済性向上に必要となる定期検査工程短縮に係る実証データを取得し、次期炉設計および高速炉用保全プログラムに反映する。



E: 新規制基準への適合性対応等から取得する成果

11

【運転保守】②高速炉用保全プログラムの構築(劣化メカニズム整備、保全計画構築) (1)

○ ナトリウム冷却炉用保全計画の開発及び保守管理システムの構築・整備

(取得済成果) 安全上重要な機器に対して「もんじゅ」の特徴を考慮した、劣化メカニズムを整理し、それに基づく建設段階・低温停止中における保全計画を整備した。

(今後の成果) その他の機器について劣化メカニズム整理と保全計画整備を実施中。

定期事業者検査用保全計画を構築し、点検手入れ前データの活用や運転初期の故障等の保守・保修経験を踏まえた保全の有効性評価による改善と最適化による、高速炉用保全プログラムを構築する。

1. ナトリウム冷却炉用保全計画の開発

・ナトリウム冷却炉の特徴を踏まえた保全技術の確立

保全計画の最適化

劣化モードの最適化

保全計画の策定
Plan

・設備機器データ
・図面データ
・運転保守履歴データ
・作業データ
・現場照合データ
・劣化モード

是正・改善
Act

保全の有効性評価

保全の実施
Do

各種保全データ

有効性評価
Check

定期事業者検査用保全計画を構築し、
点検手入れ前データの活用や保守・保修情報
から保全の有効性評価による改善と最適化

保全情報やEPRI等の情報から保全タスク、
点検周期等の保全内容の最適化

劣化メカニズムに基づく保全計画に改正 (その他機器を継続中)

安全上重要な機器に対して「もんじゅ」の特徴を考慮した、
劣化メカニズムを整理(「もんじゅ」版劣化メカニズム整理表)(継続中)

保守管理業務をシステム化

次期炉への展開

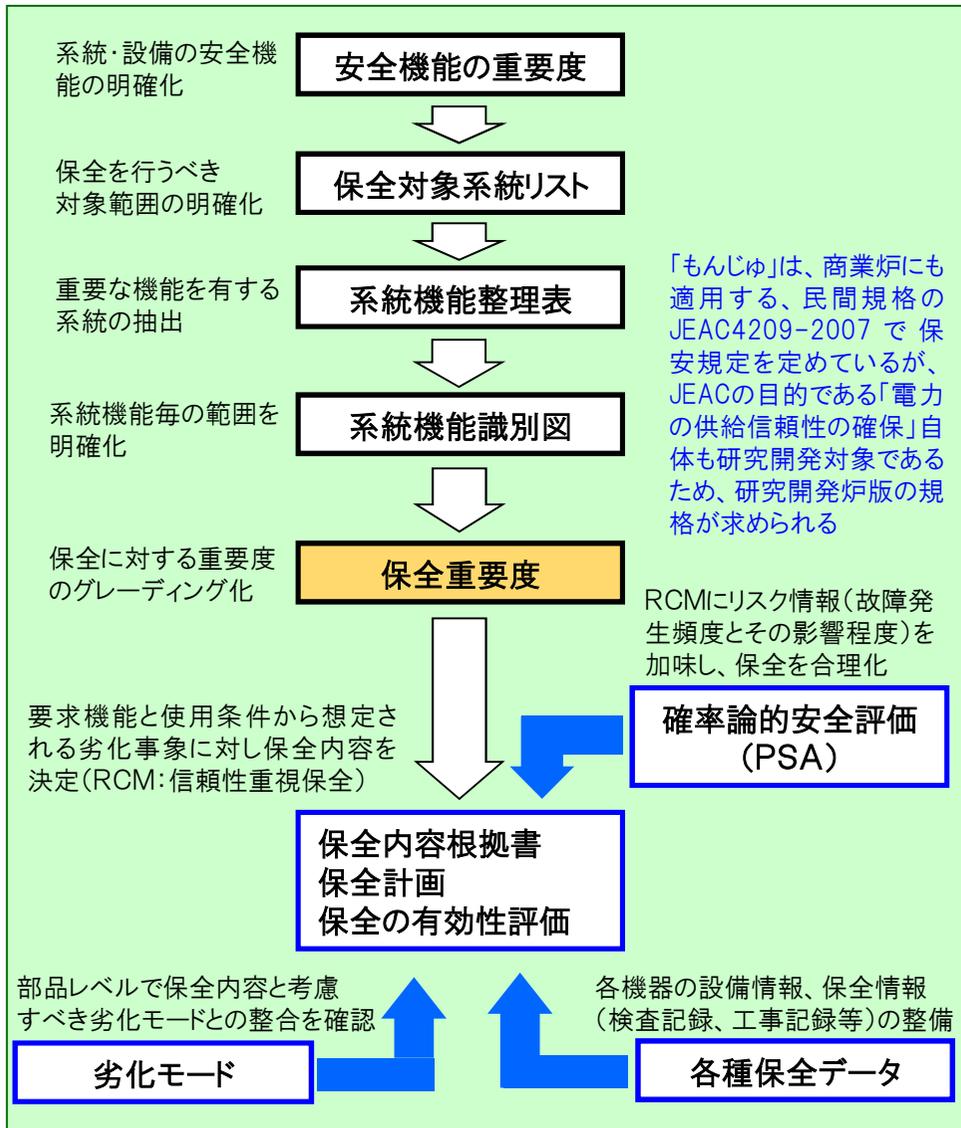
- ・ 科学的かつ合理的な保全に必要な高速炉用保全プログラムに反映
- ・ 連続サイクル運転を通して確認された課題やトラブルを克服し、次期炉の設計・運用へ反映
- ・ 維持規格等のナトリウム冷却高速炉に相応しい規制体系の確立への貢献

2. 保守管理システムの構築・整備

- ・ 点検、補修等の保全情報を蓄積・管理
- ・ 機器外形図等の設計情報、保修票等の故障情報等の保全に有用な情報を集約

【運転保守】②高速炉用保全プログラムの構築(劣化メカニズム整備、保全計画構築) (2)

○ 原型炉の特徴を踏まえた保全プログラム構築に向けて、研究開発段階炉の規格を検討・提案



原型炉の特徴

① 既存実用炉(軽水炉)と異なるプラント仕様

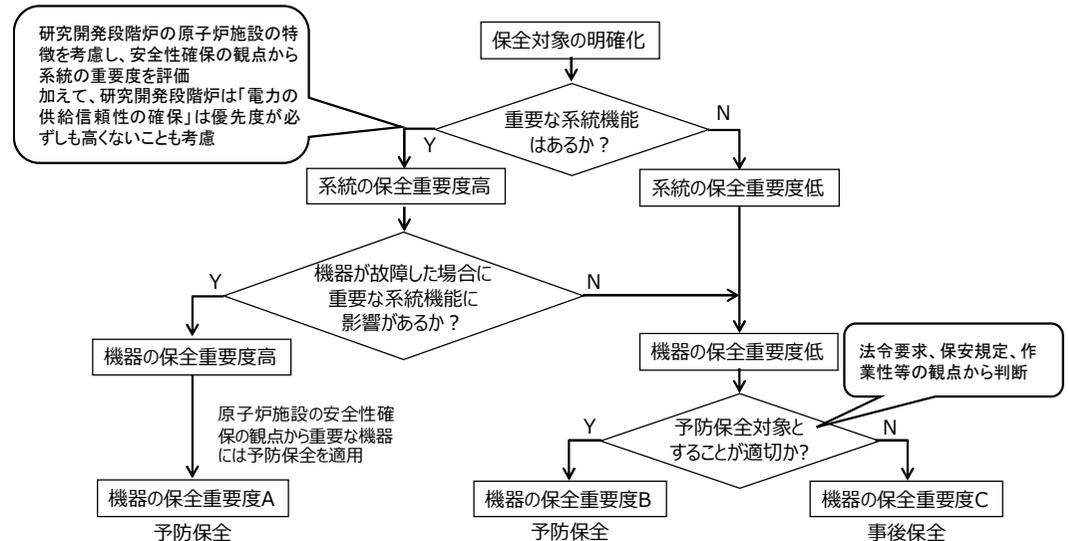
実験炉やR&D等での知見を有するものの発電プラントとしての運転・保守経験に乏しいことから

② 保全対象や保全技術自体が研究開発対象

運転・保守経験を補うため設計でも対応

③ 設計段階における大きな裕度の考慮

研究開発段階炉の保全重要度設定規格の提案

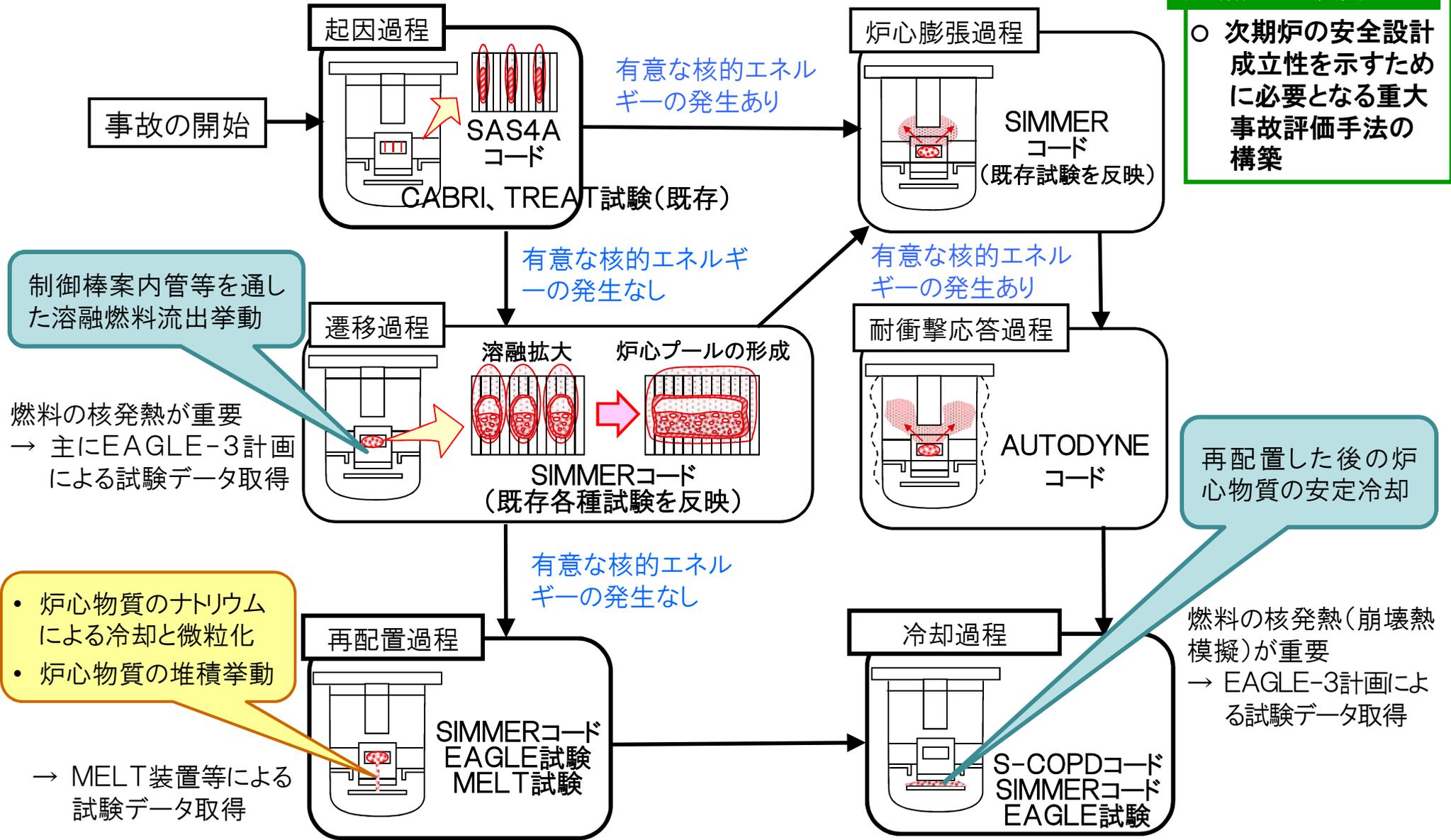


【安全】⑥重大事故対応(1)

○新規規制基準への対応を通じた重大事故評価手法の整備

次期炉への展開

- 次期炉の安全設計成立性を示すために必要となる重大事故評価手法の構築



【安全】⑥重大事故対応(2)

○新規制基準への対応を通じて、高速炉の重大事故対応手順書体系を整備

(取得済成果)

東電福島第一発電所事故の教訓を踏まえ、以下の手順書を作成。

- 「全交流電源喪失手順」
(全交流電源喪失時のプラント運用手順を定めた。)
- 「緊急時の消火設備等による燃料池への給水作業手順」
(全交流電源喪失時の燃料池への給水手順を定めた。)
- 「全交流電源喪失時の移動式電源車による所内電源接続手順」
(電源ケーブルのつなぎ込み手順を定めた。)

重大事故対応手順の例

東電福島第一発電所事故の教訓

・全交流電源が喪失し、原子炉及び燃料池の冷却が出来なくなった。

全交流電源喪失時のプラント運用手順を作成した。

- ① 原子炉冷却系の自然循環移行手順
- ② 炉外燃料貯蔵槽冷却系の自然循環移行手順
- ③ 燃料池の給水手順

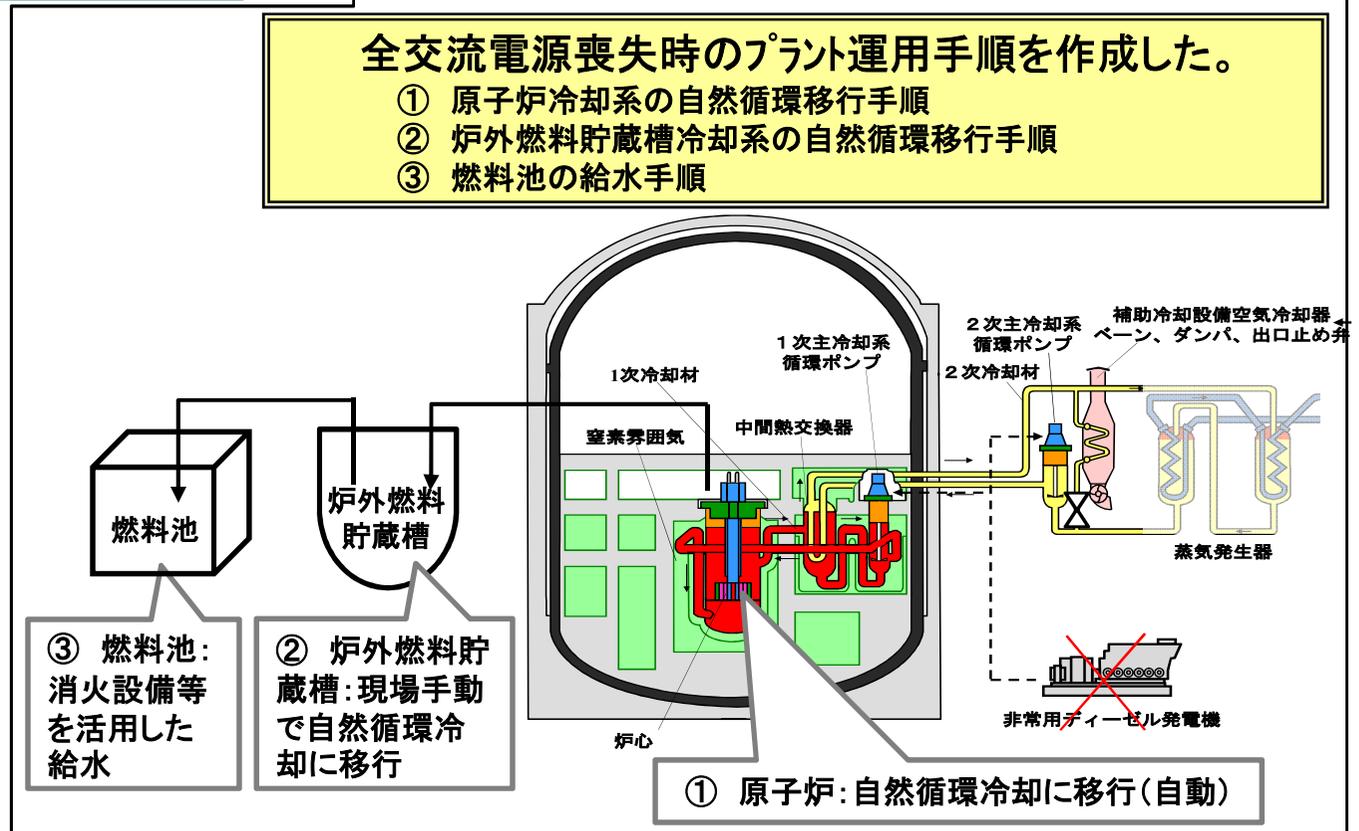
(今後の成果)

・新規制基準に基づき、高速炉の重大事故対応手順書体系を整備

- ✓ 作成した重大事故対応手順書の改善を図り、その経験を踏まえ、新規制基準に基づき、新たに種々の手順書を作成し、高速炉の重大事故対応手順書体系を構築する。

次期炉への展開

- 次期炉の安全設計成立性を示すために必要となる次期炉の重大事故対応手順書へ反映する。



- 1、「もんじゅ」は、40%出力運転の途中で性能試験を中断しており、今後、残りの計画された試験やその後の運転を継続実施することにより、国家プロジェクトとして自主技術開発で行ってきた高速増殖炉原型炉の運転・保守・規制対応等に関するノウハウを獲得するとともに、廃棄物減容・有害度低減に向けての有用な照射試験データの取得が期待される。
- 2、100%出力までの原子炉施設の運転・発電によるデータ蓄積で、
 - 高出力での炉心・燃料の設計検証、
 - 機器システムの健全性確認、
 - ナトリウム取扱技術の深化、
 - 運転管理・保守管理手法の確立、
 - 高速炉に関する新規制基準に対する適合性評価手法の確立などを実施し、ここで得られた技術を、次期炉(実証炉)の高度化、安定運転、安全評価、コスト低減等にも活用する予定である。