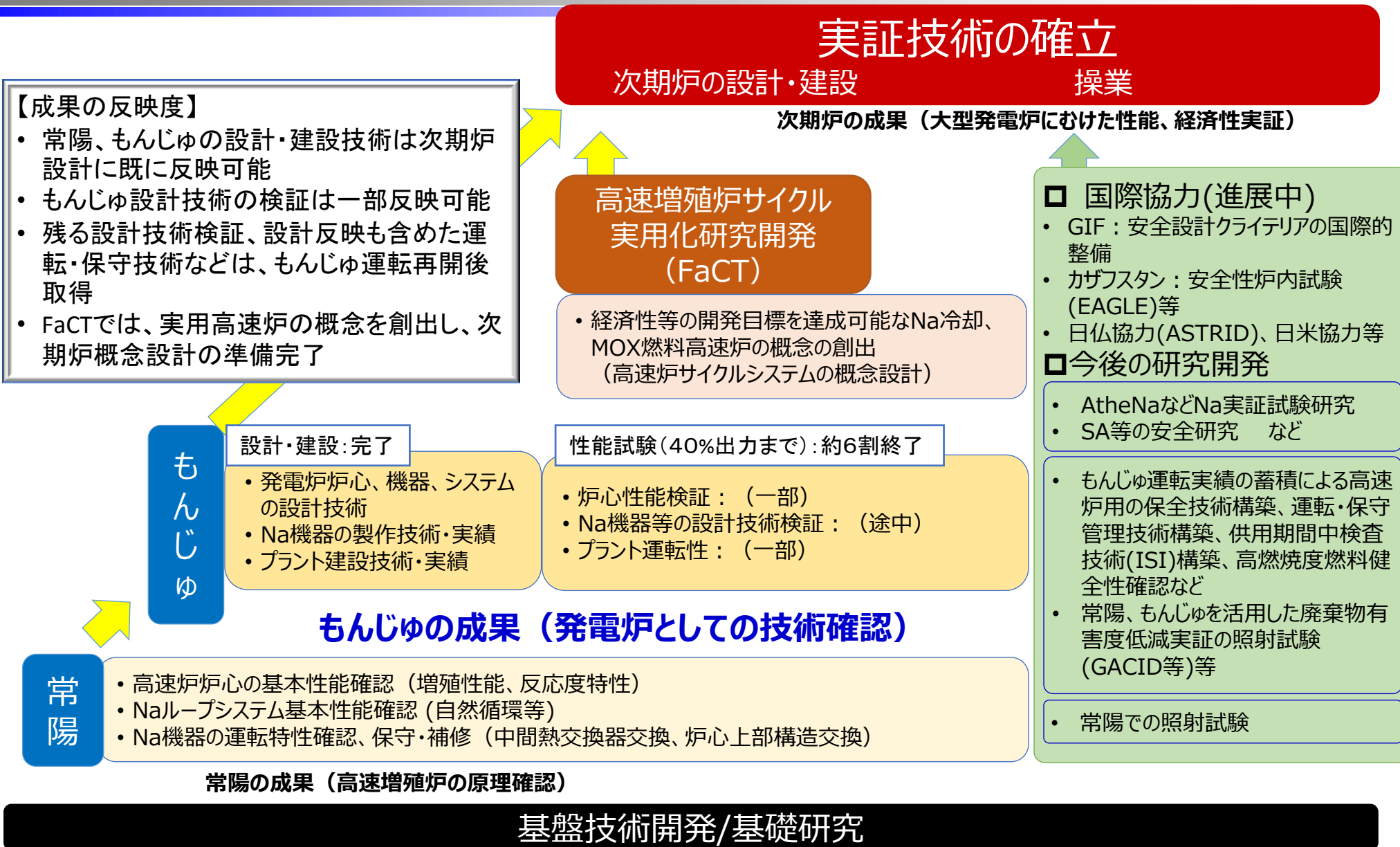


# 「もんじゅ」を中心とした 高速炉開発に関する研究開発成果

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



基盤技術開発/基礎研究

炉物理、熱流動、安全、構造・材料 (民間規格策定への貢献)、計測、燃料材料など



原型炉「もんじゅ」

【定格出力】 28万kWe  
 【運転実績】 原子炉運転時間: 5300 時間  
 発電時間: 883 時間  
 発電電力量: 1億kWh

H26年4月 エネルギー基本計画(閣議決定)

H25年9月 もんじゅ研究計画(文部科学省)

～現在 運転再開を目指して準備中

集中改革: H25年10月～H27年3月  
 定着と再生フェーズ: H27年4月～

H22年8月 炉内中継装置落下

H22年5月 性能試験再開

H7年12月 ナトリウム漏えい事故

H7年8月～ 性能試験 (40%出力試験)

H6年4月 初臨界、 H7年8月 初送電、

H5年10月～ 性能試験 (臨界試験) の実施



電力の支援を得て、性能試験・運転を開始



性能試験再開

～H4年 もんじゅ設計・建設

オールジャパン体制で建設 (日立、東芝、三菱、富士)

## (取得した成果)

- 「もんじゅ」は、発電機能を有する実規模の高速増殖原型炉として、純国産技術で設計・製作・建設し、これまでに、ループ型高速炉発電システムの成立性を初めて確認し、40%出力までの機能・性能を確認。
- 建設により、炉心・燃料、機器・システム、ナトリウム取扱等の設計・取扱技術に加え、次期炉、軽水炉他へ活用できる大型機器製造技術等の多くの技術、「高速増殖炉安全設計審査指針」等の国の指針類の整備に寄与。
- 2度の大きな事故・トラブルを克服すると共に、運転に伴う中小のトラブル対応を経験し、知的財産の蓄積やナトリウム取扱人材の育成等に貢献。
- ここで得られた技術の更なる改良と改善を進め、次期炉(実証炉)用技術を開発

○平成25年9月、「もんじゅ研究計画」策定（文部科学省）

炉心確認試験などのH24年までの実績を踏まえ、これ以降「もんじゅ」で成果を取得していく計画を以下の分野に整理して立案した。

- 1 炉心・燃料技術、
- 2 機器・システム設計技術
- 3 ナトリウム取扱技術、
- 4 プラント運転・保守技術、
- 5 安全機能確認・評価技術

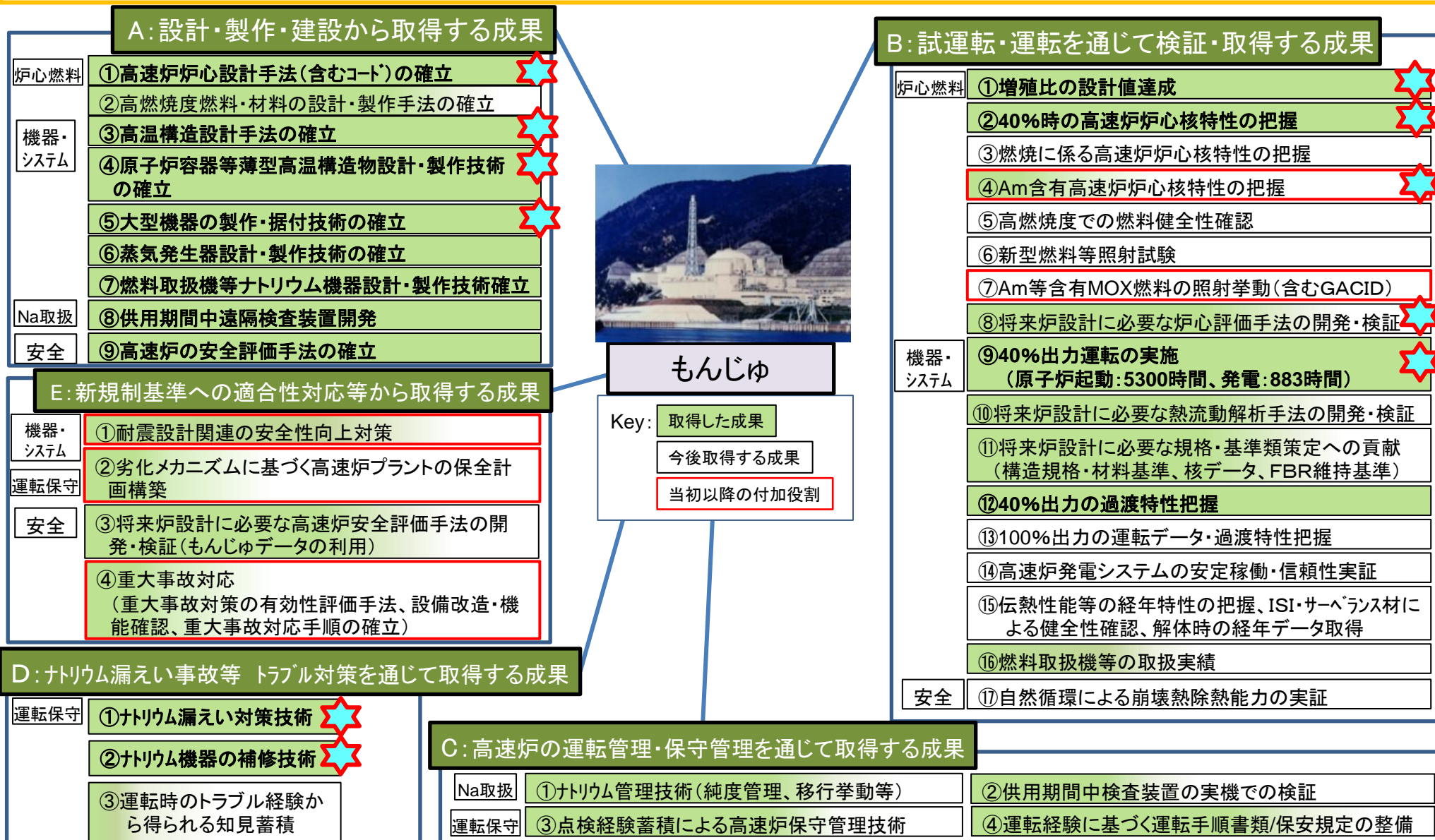
○今回、「もんじゅ」成果について、設計以降、前回性能試験（H6年）、炉心確認試験（H22年）など、現在までに取得したものを整理した。

なお、「もんじゅ研究計画」の現在までの進捗においては、「4 プラント運転・保守技術」のうち保全プログラム作成や、「5 安全機能確認・評価技術」のうち、新規制基準対応として進める重大事故関連の取り組みなど限定的なものとなった。

○現時点での「もんじゅ」成果の取得状況を概括するため、もんじゅに係る開発プロセスを考慮し、以下のカテゴリで整理し、別紙にとりまとめた。

- A: 設計・製作・建設から取得する成果
- B: 試運転・運転を通じて検証・取得する成果
- C: 運転管理・保守管理を通じて取得する成果
- D: ナトリウム漏洩事故等 トラブル対策を通じて取得する成果
- E: 新規制基準への適合性審査対応、保守管理上の不備への対応等の付加された取り組みから取得する成果

「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。





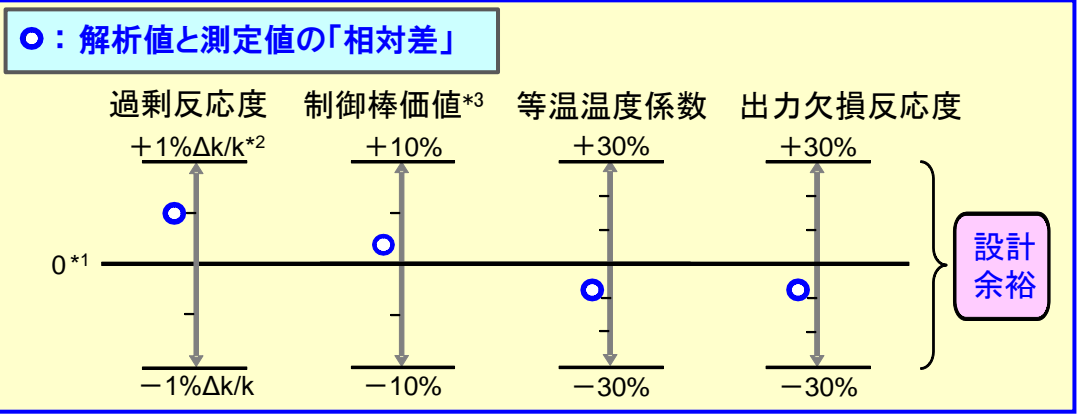
A: 設計・製作・建設から取得する成果  
B: 試運転・運転を通じて検証・取得する成果

取得済成果(40%出力までのデータ)

- ・ 臨界実験に基づく検証や補正・設計余裕の設定により炉心設計手法を構築(下図)し、もんじゅ炉心を設計。
- ・ 40%出力までの試験で炉物理データ(過剰反応度、制御棒価値、等温温度係数、反応率分布、出力係数等)を取得。
- ⇒ 40%出力状態までで高次化Pu組成炉心特性の確認ともんじゅ炉心設計手法(核データ、解析コード)の精度評価(右上図)。
- また、反応率分布測定値に基づく増殖比評価により、設計値とほぼ同じ増殖比を確認(右下図)。
- ⇒ もんじゅ炉心設計手法の妥当性を確認。
- ⇒ 実証炉の中性子スペクトルに近い「もんじゅ」において妥当な炉心設計を実現。
- ⇒ 臨界実験に基づくもんじゅ炉心設計手法の構築、炉心設計及び許認可等の一連のアプローチは確立(次期炉に適用可能)。

性能試験(H6~H7年)の試験データに基づく設計評価(例)

○もんじゅ炉心設計手法の解析値は測定値と設計余裕の範囲内で一致  
⇒もんじゅ炉心設計手法の妥当性を確認。



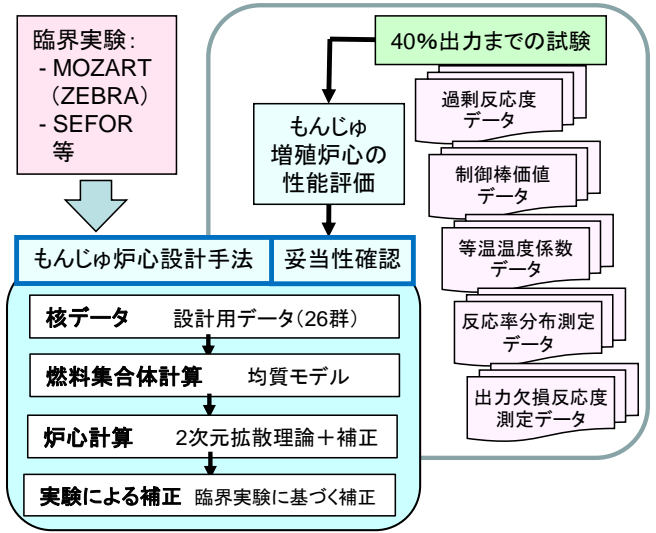
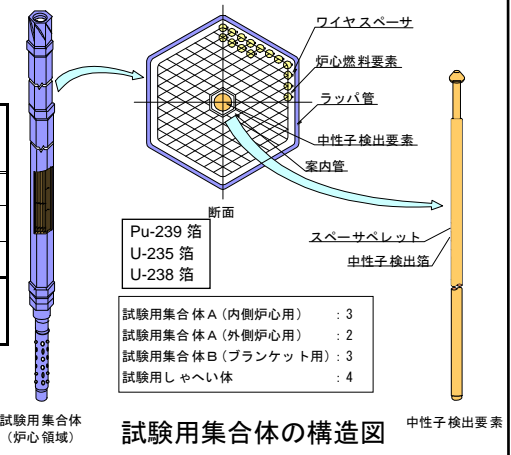
\*1:「0」は解析値が測定値と一致する場合を示す。\*2: 反応度の単位、\*3: 主炉停止系

○ 箔放射法による反応率分布測定値に基づく「増殖比評価」  
⇒「増殖比」は設計値(約1.2)とほぼ同じ1.18であることを確認。

増殖比の測定評価結果\*4

領域	内側炉心	外側炉心	軸方向 ブランケット	径方向 ブランケット
増殖比 (測定評価値)	0.40	0.21	0.21	0.36
	0.61		0.57	
	1.18			
増殖比 (設計値)	約1.2			

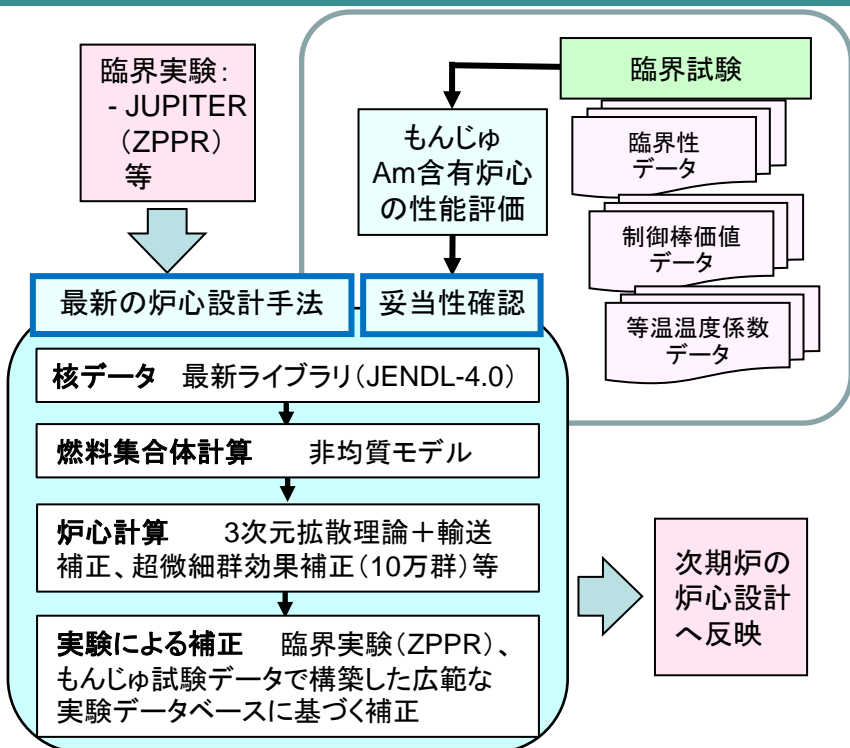
\*4: 初装荷炉心



## B: 試運転・運転を通じて検証・取得する成果

## 取得済成果(臨界試験のデータ)

- ・ アメリシウム (Am) を含む炉心の臨界試験で取得した炉物理データ (臨界性、制御棒価値、等温温度係数等)
- ⇒ 臨界状態での高次化Pu 組成 / Am含有炉心の炉心特性の確認と最新の炉心設計手法 (核データ、解析コード) の精度評価 (右図)
- ⇒ 最新の炉心設計手法の妥当性を確認



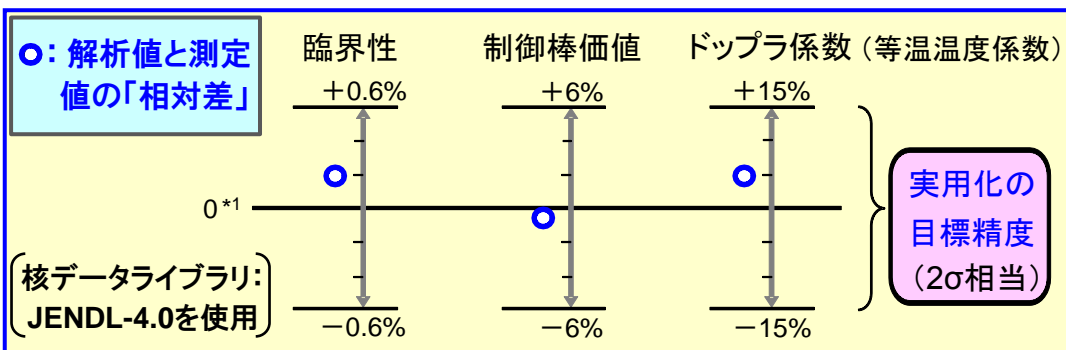
## 次期炉への展開

過剰反応度、制御棒価値等の予測精度・設計精度の向上により、次期炉の炉心設計・炉心管理の合理化を実現。

## 性能試験 (H22年) の試験データに基づく解析精度評価 (例)

高速炉の炉心の特徴: アメリシウムを含む

《平成6年の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》  
⇒ アメリシウムを約1.5%含有する炉心のデータ: (注) 核計算の基本となる核反応断面積データ  
世界的に希少、核データライブラリ(注)の検証に有用



- 原子力機構が、FBR実用化に向けて整備してきたアメリシウムを含む炉心の解析コードを、平成22年の「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。
- 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、アメリシウムを約1.5%含む炉心のデータを取得。アメリシウムを約0.5%含む炉心 (平成6年) との解析精度の比較から、JENDL-4.0はアメリシウムの含有率に依らず、精度のよい解析が可能であることを証明。  
⇒ アメリシウムを含む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。

## A: 設計・製作・建設から取得する技術

## 【設備・システム】 ③ もんじゅのための高温構造設計手法の確立

## (取得済成果) 「もんじゅ」のための高温構造設計手法の開発と規格化

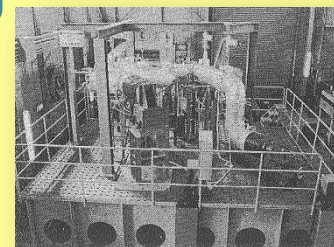
## 実施内容: 高温構造設計手法の開発

## ■「もんじゅ」の技術開発ニーズと課題

- 機器の大型化および高温化
- 安全性を確保したうえでの経済性向上
  - ⇒材料の高温強度の把握と評価
  - ⇒構造物(配管等)の破損挙動の把握と評価



材料試験施設を整備し系統的にデータを取得。国産材料に基づくデータベースを構築



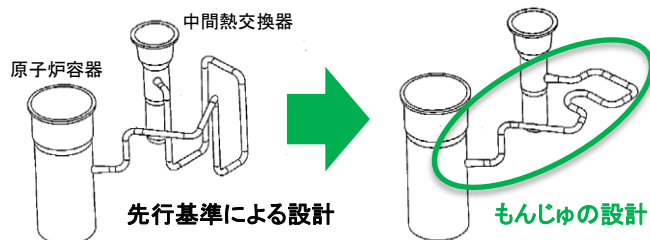
構造物試験施設を整備しもんじゅの機器を模擬した構造物の挙動を把握

<当時の先行基準> 米国機械学会 (ASME) 規格 Code Case N-47 (1979) "Class 1 Components in Elevated Temperature Service"

試験データに基づき独自の評価法を開発

## 得られた成果: もんじゅの合理的な構造設計

## 例: 1次冷却系配管の設計



配管の「高所水平引き回し」を実現

※高所引き回し: 配管の破損時にも冷却材液位を確保し安全性を確保  
※水平引き回し: 物量を削減し経済性を向上

容器や配管の合理的設計により高い安全性・経済性を実現

## 基準化

「高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針」(BDS) 及び「同 材料強度基準等」(1984) (旧 科学技術庁)

- ✓ 設計手法として弾性解析に基づく汎用評価法を開発し、先行基準と比較し設計可能範囲を大幅に拡張。
- ✓ 国産材料データに基づき信頼性の高い材料強度基準を策定。
- ✓ 先行基準にはない環境効果評価法(ナトリウム環境及び中性子照射効果)も新たに規定し、より信頼性の高い設計を実現。

## 次期炉への展開: 民間(学協会)規格化

- 日本機械学会 (JSME) 発電用原子力設備規格 (軽水炉規格と同列) として発刊 (設計・建設規格第II編 高速炉規格 (2005))。
- 上記規格は実証炉向けの設計手法高度化のベースを形成。実証炉候補材の規格化 (2012年版) 等を継続中。さらに、その成果の一部は米国機械学会規格にも反映中 (ASME Boiler and Pressure Vessel Code Case N-812, 2013年等)。



## A: 設計・製作・建設から取得する技術

## 【機器・システム】 ④原子炉容器等薄型高温構造物設計・製作技術の確立

## 大型原子炉容器の応力緩和技術開発

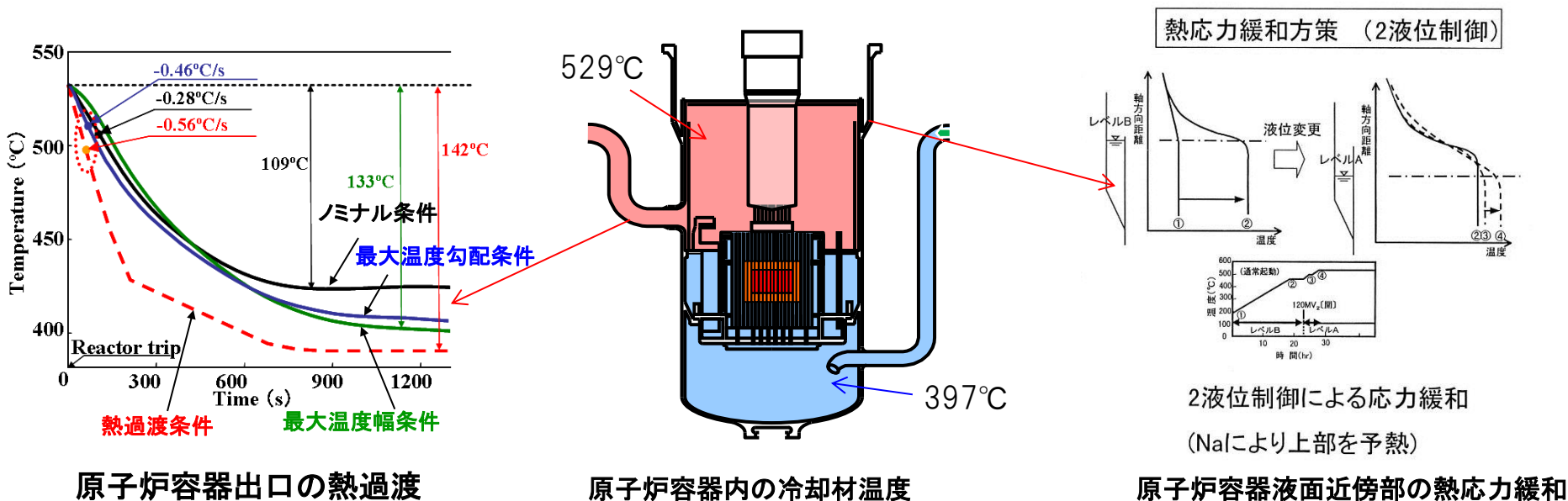
高速炉では軽水炉よりも運転温度が高くかつ原子炉出入口における温度差が大きいため、原子炉容器には相対的に大きな熱応力が発生する。このため、大径の薄肉容器に対する熱流動の詳細な評価や、熱応力を緩和する技術開発が必要。

## (取得済成果)

- 高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針(BDS)による熱過渡評価手法の確立
- 温度成層化の水およびナトリウムによる炉外試験や40%出力からのトリップ試験により、温度成層化現象を解明するとともに解析評価手法を構築(妥当性確認含む)
- 40%性能試験時の原子炉トリップ時の過渡データから外挿したデータによる熱過渡評価への反映による運転合理化

## 次期炉への展開

もんじゅの原子炉容器の応力緩和技術は、さらなる大型化が見込まれる次期炉の原子炉容器の設計にも採用できる。



## A: 設計・製作・建設から取得する技術

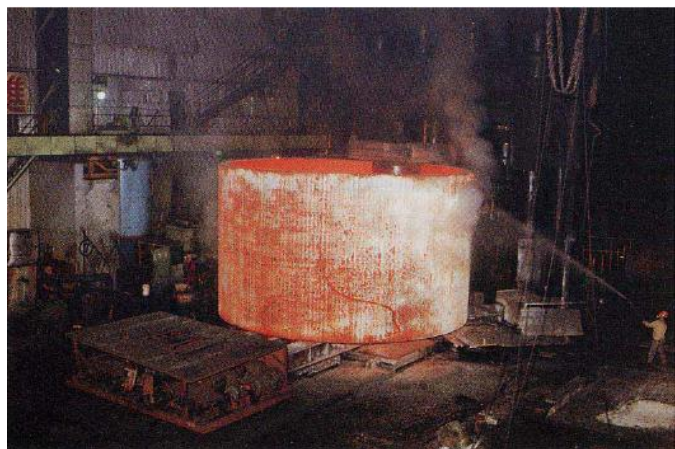
## 【機器・システム】 ⑤大型機器の製作・据付技術の確立

## 大型原子炉容器の製作技術開発

(取得済成果) 海外でも類を見ない工場内における大径薄肉容器の加工および検査を「大型円筒容器の縦置き加工設備」等で可能にした。

## 次期炉への展開

もんじゅの大型薄肉原子炉容器(内径約7m、板厚約50mm)の製作技術開発で得られた知見は、次期炉の原子炉容器関連の製造技術開発に反映できる。また、これら製造設備は、次期炉の大型容器・機器の製作にも利用される。



高強度大型部材の製作



大型部材の高精度機械加工



大型部材の高品質溶接

## もんじゅから関連分野への展開

上記の大型原子炉容器の製作技術は、高精度・高品質が要求される軽水炉の原子炉容器や国際熱核融合実験炉(ITER)のTFコイル等の製作にも利用されている。

## B: 試運転・運転通じて検証・取得する成果

### 【機器・システム】⑨40%出力運転の実施／高速増殖発電システムの成立性の確認

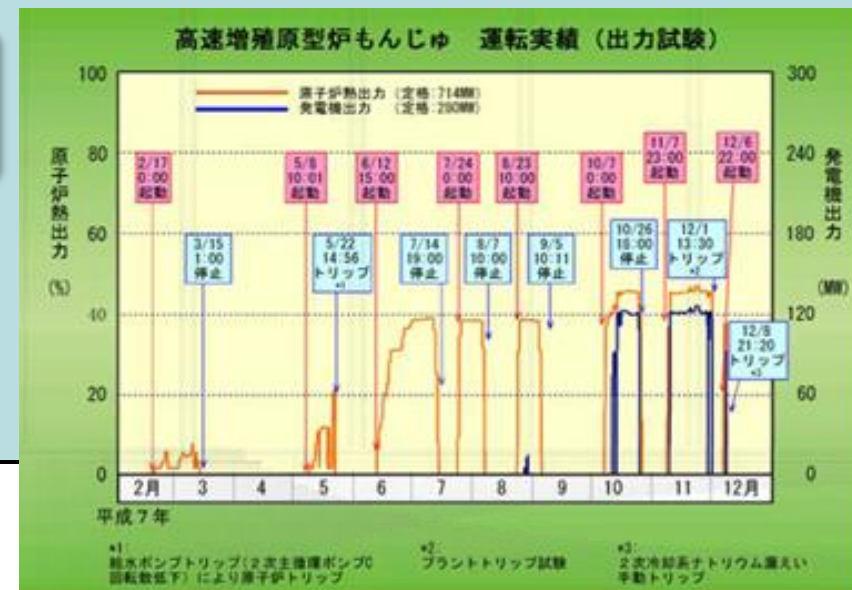
#### (取得済成果)

- 高温機器のための設計基準を策定し、国内技術で設計・製作・建設した「もんじゅ」で40%出力(11.2万kWe)の発電運転を行うことができた。

これにより、ループ型高速炉発電システムの成立性を日本で初めて確認し、わが国の高速炉発電システム用設計手法や製作技術の基盤を確認することができた。

**【運転実績】** 原子炉運転時間: 5300h、  
発電時間: 883h、総発電量: 1億kWh

- 今後、100%出力を達成し、設計手法等の妥当性を検証するとともに、連続サイクル運転を通して、ループ型高速炉発電システムの安定稼動・信頼性を示していく。



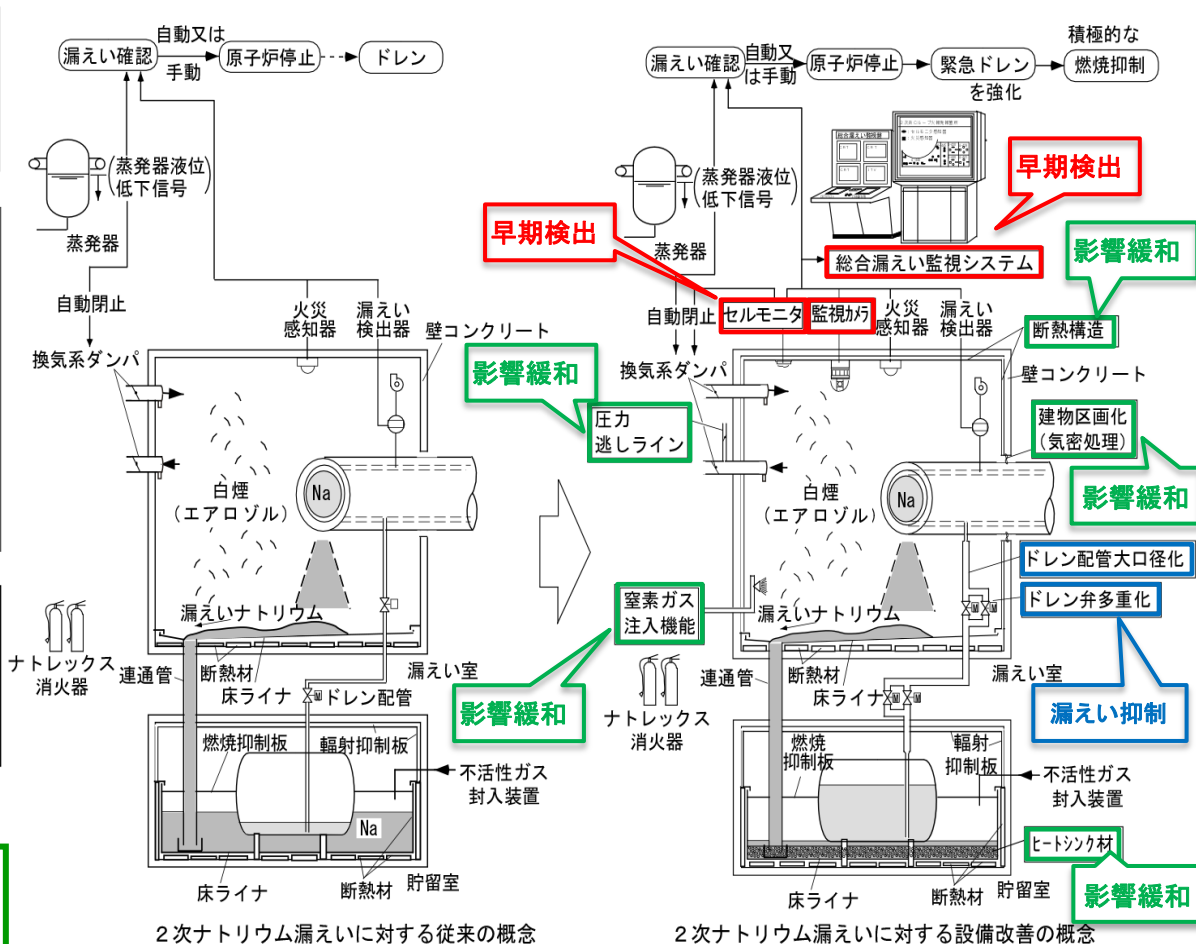
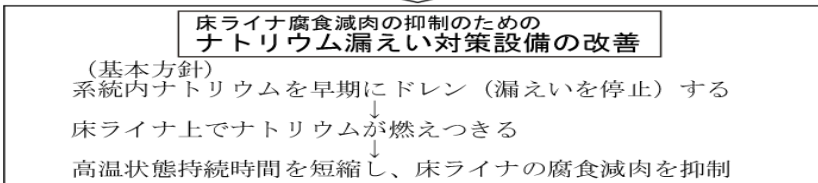
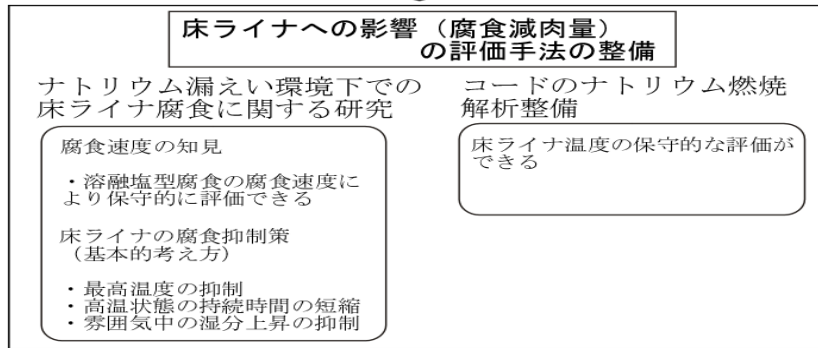
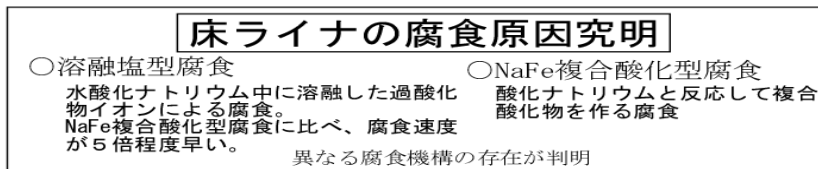
#### 次期炉への展開

- 今後の連続サイクル運転を通して、わが国の規制体系下に適合した運転管理・保守管理技術等を開発・確立し、次期炉へ反映していく。
- 確認した設計手法や製作技術の基盤を更に改良・改善し、次期炉(実証炉)の設計手法、製作技術の開発を行っていく。



## 【運転保守】①ナトリウム漏えい時の早期収拾・安全確保方策の確立

(取得済成果) 下図の手順で2種類の腐食機構(NaFe複合酸化型腐食及び溶融塩型腐食)を明らかにし、ナトリウム漏えい時の床ライナの腐食減肉量の評価手法を整備した。  
この結果を踏まえ、ナトリウム漏えい対策設備の改善を実施し、機能・性能を確認。  
安全性を強化した漏えい対策設備を供用中。



2次ナトリウム漏えいに対する従来概念

2次ナトリウム漏えいに対する設備改善概念

### もんじゅナトリウム漏えい対策の設備改造

### 次期炉への展開

次期炉における合理的なナトリウム漏えい対策設備設計に反映する

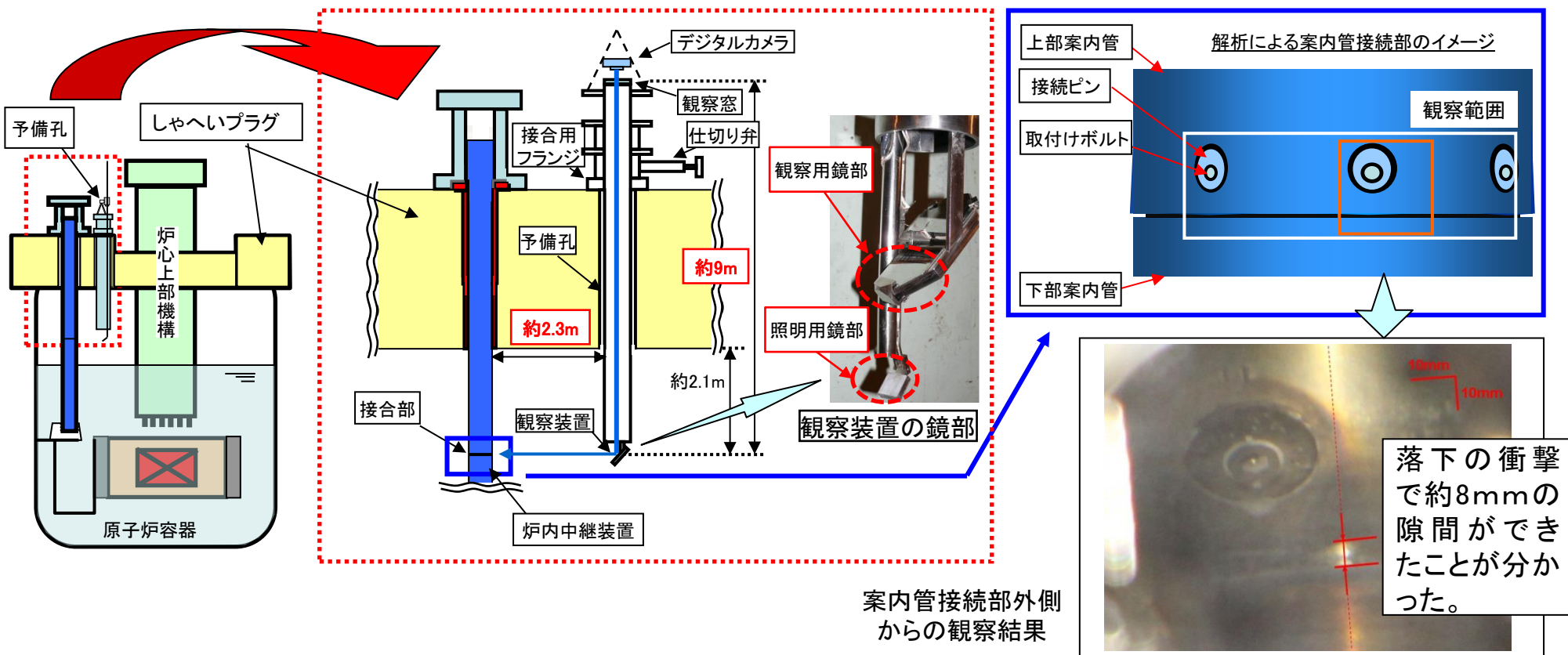


## 【運転保守】②ナトリウム機器の補修技術(1)

(取得済成果) 炉内中継装置落下の復旧工事によりナトリウム機器の保守管理技術を蓄積

### ①高温・ナトリウム蒸気環境条件での目視観察技術開発

炉内状態を模擬した実物大の試験を実施し、観察用鏡部へヒータの取付け、照明光の選定、カメラ設定を確認した。これらを炉内へ挿入し、高温アルゴンガス、ナトリウム蒸気雰囲気での目視観察技術を開発した。



## 【運転保守】②ナトリウム機器の補修技術(2)

### ②仮設制御装置による原子炉カバーガス圧力制御技術

空気の内部侵入を防止するため、原子炉カバーガス圧力よりも更に低い圧力(微正圧)に保持し、空気の内部侵入を防止する。このため、簡易キャスクやプラバッグに仮設圧力制御装置を使用した。また、作業時のプラバッグ内のガス置換方法の最適化、作業時間短縮方法等を構築した。

この技術は、高速実験炉常陽の計測線付実験装置(MARICO-2)及び炉心上部機構を回転プラグから引き抜く際にも使用された。

### 次期炉への展開

次期炉におけるナトリウム機器の合理的な引き抜き補修技術に反映



プラバッグ(塩ビシート)を使用し炉上部大型機器を取外した



引き抜き作業前の状態



仮設治具によって作業中のカバーガスバウンダリを確保した



簡易キャスク  
(炉内中継装置本体とスリーブ一体引抜き)

簡易キャスク(耐熱性)を使用し落下した炉内中継装置本体と燃料出入孔スリーブを一体で引き抜いた

「もんじゅ」は基準類整備から設計～建設～運転の各段階で成果を取得中。  
 「もんじゅ」での開発プロセスを進める中で、発展的に関連成果を生み出してきた。

## 「もんじゅ」各段階での主な成果

### 設計基準

- ・規格基準類の整備

### 設計・製作・建設

- ・設計・製作技術確立

### 試運転

- ・発電システム成立性〔40%出力の確認〕
- ・崩壊熱の自然循環除去実証〔模擬試験確認〕

### 運転、保守

- ・運転信頼性の実証〔未実施〕
- ・高速炉運転手順書の構築〔継続中〕
- ・トラブル対応からの知見取得〔継続中〕

### 当初設計後に付加された役割・対応次項

- ・新規制基準適合対応〔検討中〕
- ・Am含有炉心特性把握〔臨界時特性まで〕
- ・高速炉用保全計画の構築〔検討中〕

## 関連成果

### 燃料供給技術の開発（世界トップクラスの燃料製造技術）

- ・高速炉燃料製造技術の確立 ⇒ Pu第三開発室 等

### 製作技術革新等（得られた技術は軽水炉等の構造物建設に反映）

- ・超大型工作設備（大型鍛工品成型、大型容器一体加工 等）
- ・放射線面的測定技術（原子力災害時に除染や汚染水対策で利用）

### 知的財産の蓄積（有形無形の技術蓄積を世界にも発信）

- ・設計関連17万件、R&D関連2万8千件の図書をもんじゅ内に蓄積

### 人材育成・教育（世界的にも有数の技術の伝承）

- ・ナトリウム取扱訓練やシミュレータ運転訓練等に、国内から731名、海外から228名の研修生を受入（平成17～27年度）

### 高速炉関連R&Dインフラ（整備したフィールドは実証炉開発にも活用）

- ・大洗地区技術開発施設 ⇒ 50MWSG, AtheNa, FMF, AGF, MMF 他
- ・敦賀地区Na関連技術開発施設 ⇒ ナトリウム工学研究施設 他
- ・メーカ内Na関連技術開発施設 ⇒ 東芝、三菱各研究所

### 海外協力（得られる成果に世界が注目・期待）

- ・日米仏による「常陽」「もんじゅ」でのMA燃焼実証プログラム 等

### 地域振興（地元と共に歩む原子力機構）

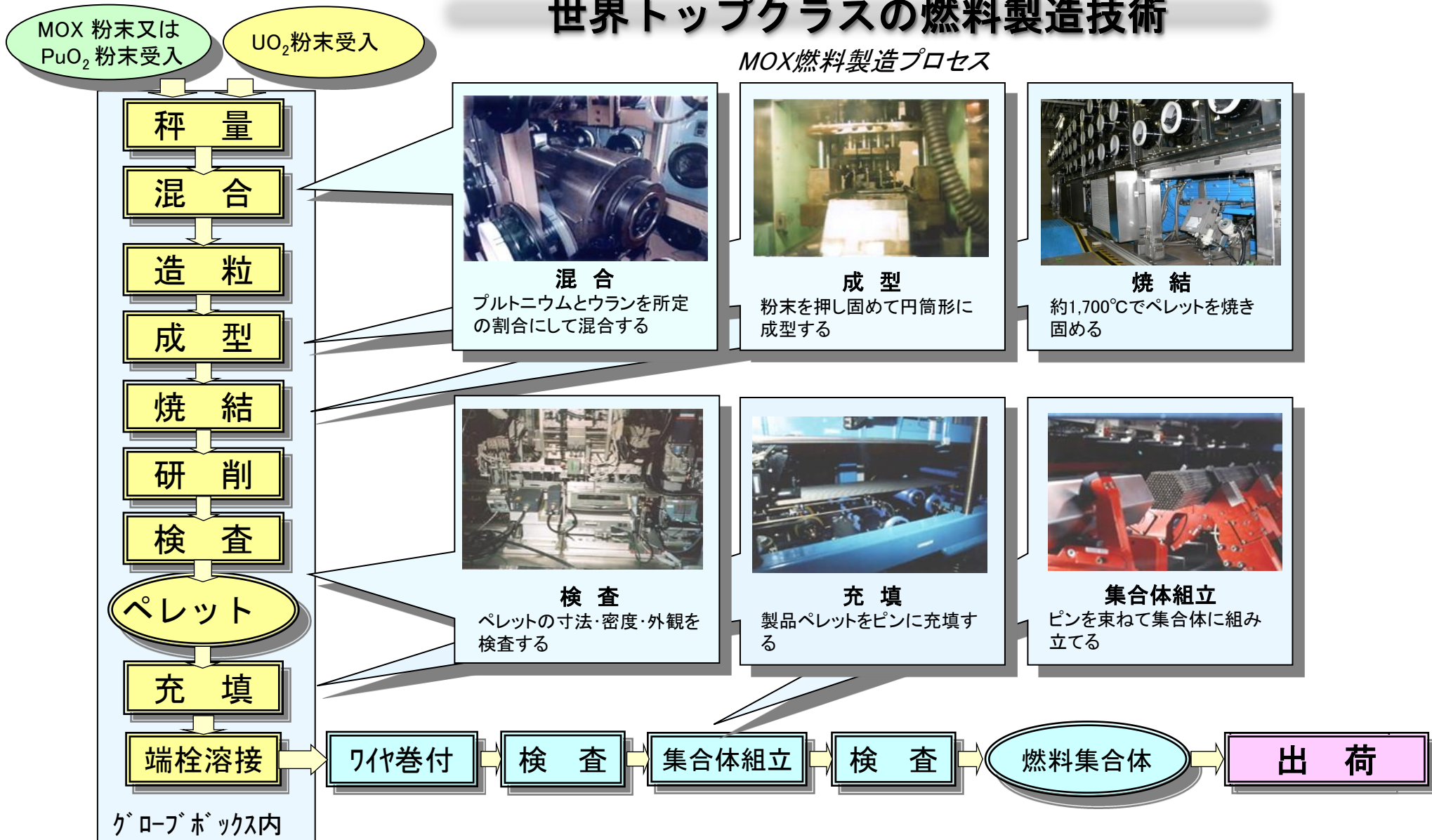
- ・知的財産等の展開による地元企業への技術移転（100件以上）



## 高速炉燃料製造技術の確立(プルトニウム第三開発室)

### 世界トップクラスの燃料製造技術

#### MOX燃料製造プロセス






## 設計関連図書、機器信頼性データ等を蓄積

膨大な設計関連図書等をもんじゅ内に蓄積

設計関連図書	166, 857件
土建原図	743件
R&D関連図書	28, 242件

機器故障等のデータを蓄積中

- ☆FBR機器信頼性データベース(CORDS) 6, 738件(平成2年4月以降)の設備の保修実績(保修票)から、657件の機器故障データを抽出して整理し、登録
- ☆品質マネジメントシステムによる不適合管理 511件の是正処置、627件の予防処置



## 有形無形の技術蓄積を世界にも発信

研究開発報告書類	4, 713件
学会誌等掲載論文	3, 109件
口頭発表	2, 324件
合計	10, 146件

JAEA研究開発成果検索・閲覧システム(JOPSS)の「研究分野:高速炉開発」に登録している件数

## ナトリウム取扱訓練やシミュレータ訓練等に、国内外から研修生を受入 世界的にも有数の技術の伝承

平成17年度から平成27年度の間に、国内から739名の研修生を受入。

事業名	対象者	主な内容	参加者数
福井工業大学夏期実習	福井工業大学	シミュレータ運転訓練、ナトリウム消火体験 等	78
インターンシップ	福井工業高等専門学校	シミュレータ実習、ナトリウム取扱体験 等	14
インターンシップ	京都大学	シミュレータ実習 等	220
インターンシップ	大阪大学・福井大学 合同	ナトリウムに関する実習、シミュレータ実習 等	52
原子力関連業務従事者研修	地域技術者、企業	高速増殖炉の原理、特性と安全対策 等	72
検査業務部員の技術研修	原子力安全基盤機構	ナトリウム取扱実習 等	21
高速増殖炉運転管理専門技能研修	原子力安全基盤機構	シミュレータ実習 等	24
職員研修	原子力規制庁	シミュレータ実習、ナトリウム実習 等	21
敦賀「原子力」夏の大学	大学生	シミュレータ実習、供用期間中検査体験 等	193
原子力道場全国大会inつるが	大学生	もんじゅに関する講義 等	40
原子力・エネルギー教育推進支援事業	社会人、学生	ナトリウム、非破壊検査に関する実習 等	4

平成17年度から平成27年度の間に、海外から228名の研修生を受入。

	年度											合計
	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	
原子力研究交流制度(文部科学省)	2	3	1			1						7
放射線利用技術等国際交流(講師育成)事業(文部科学省から受託)	原子力行政コース							9	10	10	10	39
	原子力プラント安全コース		8	7	20	20	27	30	10	10	10	152
	原子力施設立地コース									7	7	14
ナトリウム取扱研修(韓国原子力研究所)									5	11		16
合計	2	11	8	20	20	28	30	19	25	38	27	228

受入国: バングラデシュ、中国、インドネシア、カザフスタン、韓国、マレーシア、モンゴル、フィリピン、スリランカ、タイ、トルコ、ベトナム

＜研究開発を実施する主な施設＞

## 高速増殖炉/高速炉の安全性強化

- シビアアクシデント対策試験
  - 炉外/炉内冷却試験
  - 蒸気発生器冷却試験
  - 損傷炉心の冷却試験

## 廃棄物減容・有害度低減

- 再処理技術開発
- 燃料製造技術開発
- 炉心燃料材料開発・燃料照射試験

## 高速増殖炉開発成果とりまとめ



冷却系機器開発試験施設 (AtheNa)



ナトリウム工学研究施設



「もんじゅ」



「常陽」



照射燃料集合体試験施設



プルトニウム燃料  
第一開発室



プルトニウム燃料  
第三開発室



プラント過渡応答試験  
施設 (PLANTDL)



水流動試験装置  
(HTL)



溶融燃料挙動試験  
装置 (MELT)



高レベル放射性物質  
研究施設(CPF)



照射燃料試験施設

# 【関連成果】 高速炉サイクル技術に係る日本の海外協力

- 日仏ASTRID協力や日米CNWGを中心に、日米仏主導の安全基準の国際標準化を目指すと共に、研究開発の効率化を進める。
- GIFやNEAなどの多国間協力においても、安全基準の国際標準化を目指すと共に、日本の施設の国際的な活用を推進する。

## GIF (多国間)

### 【狙い】

- 日米仏主導の安全基準を国際標準化
- 多国間で分担することにより効率的に実施、外部資金利用
- 日本の施設の国際的な活用を推進

### 【主なプロジェクト】

- 安全基準、運転・保守ガイドラインの構築 (SDC/SDG)
- 廃棄物の減容に資する照射試験 (GACIDプロジェクト)

## OECD/NEA (多国間)

### 【狙い】

- 各国の研究開発動向の把握
- 日本の施設の国際的な活用の推進

### 【主なプロジェクト】

- 原子力革新2050イニシアチブ (NI2050)

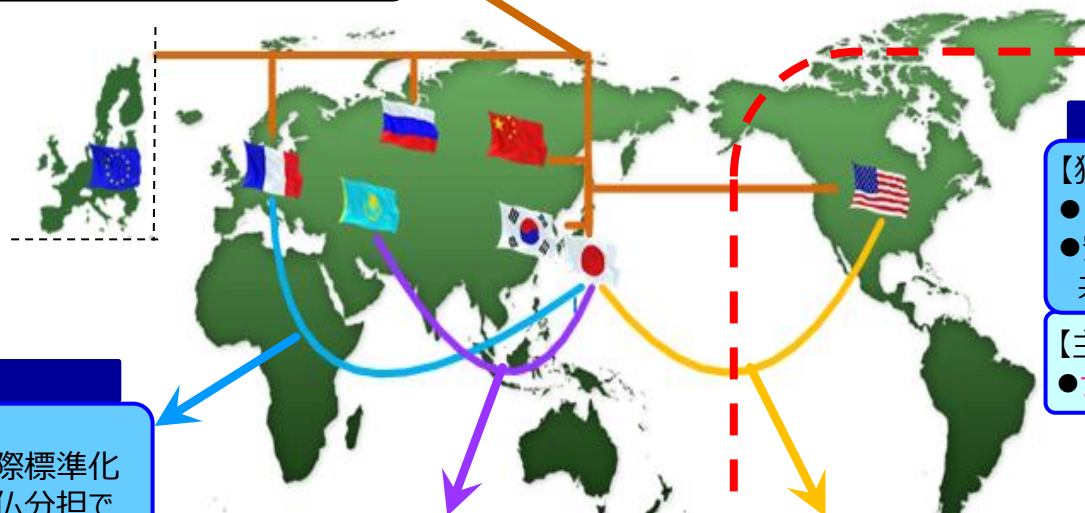
## IAEA (多国間)

### 【狙い】

- 各国の研究開発動向の把握
- 日本の施設の国際的な活用を推進

### 【主なプロジェクト】

- 革新的原子炉と燃料サイクル国際プロジェクト(INPRO)



## 日米仏三か国間

### 【狙い】

- 日米仏主導の安全基準を国際標準化
- 安全性、廃棄物減容研究の協働、データ共有による合理化

### 【主なプロジェクト】

- ナトリウム冷却高速炉の協力に関する覚書

## 日仏二か国間

### 【狙い】

- 日米仏主導の安全基準を国際標準化
- 高速炉の共通技術開発を日仏分担で実施することによる合理化
- 日本の施設の国際的な活用を推進

### 【主なプロジェクト】

- ASTRID協力

## 日カザフスタン二か国間

### 【狙い】

- 苛酷事故に関する試験を共同で実施し、苛酷事故対応技術の確立

### 【主なプロジェクト】

- EAGLE試験

## 日米二か国間

### 【狙い】

- 日米仏主導の安全基準を国際標準化
- 安全性、廃棄物減容研究の協働、データ共有による合理化

### 【主なプロジェクト】

- 民生用原子力エネルギー研究WG (CNWG)



## 高速炉研究開発の拠点（研究員の受入、国際会議の開催）

平成17年度から平成27年度の間、国外から42名（人・年）の研究員を受入。

	年度											合計
	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	
フランスからの受入れ	2	1	3	5	6	3	4	3	2	3		32
アメリカからの受入れ			1	1	1	1						2
その他(ドイツ、イギリス、オランダ、ルーマニア)	2	1			1	1					1	8
合計	4	2	4	6	8	5	4	3	2	3	1	42

平成17年度から平成27年度の間、92回の国際会議を開催し、国内外から約8,250名が参加

	年度											合計
	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	
国際会議開催回数	12	20	22	11	10	6	3	3	3	2	0	92
参加者人数(概数)	460	1170	1690	1560	1270	1090	370	200	290	150	0	8250



第12回 日仏専門家会合  
(平成20年12月16日)



国際協カリエゾンオフィス開所式  
(平成20年7月2日)



研究員受入れ（米国）  
(平成19年8月20日～9月21日)



第6回 敦賀国際エネルギーフォーラム  
(平成20年6月6日～7日)

# 【関連成果】 地域振興

＜地元と共に歩む原子力機構＞

## 知的財産等の展開による地元企業への技術移転

### 特許等の利用による新製品開発(成果展開事業)

#### H24年度実績

- ①山田技研株式会社：福井市  
放射線汚染状況の遠隔監視システムの開発「震災対応」
- ②有限会社内田プラスチック：鯖江市  
ポリ乳酸製洋食器具の開発



ポリ乳酸製洋食器具

#### H25年度実績

- ①山田技研株式会社：福井市  
水中観測用放射線監視システムの開発「震災対応」
- ②ディーテック有限会社：福井市  
形状記憶合金とCFRPを接合した眼鏡フレームの開発 水中センサー



水中観測用放射線システム

#### H26年度実績

- ①ウラセ株式会社：鯖江市  
レーザー遮光カーテンの開発「震災対応」



レーザー遮光カーテン

### 技術課題解決促進事業(公募型)

原子力機構が抱える研究課題や技術相談について、成立性を見極める事業

＜平成28年度公募課題：7件、8社採択＞

- (「もんじゅ」)
- ・渦振動を利用したナトリウム流量計の検討・試作
- ・ナトリウム中ルースパーツ回収治具の検討・試作

＜実施事例＞



(「もんじゅ」配管表面清掃装置)

- (「ふげん」)
- ・レーザー切断用簡易治具の試作
- ・運搬台車用段差解消機能アシストパーツの試作
- ・ファイバーケーブル専用巻取り治具の試作

- (レーザー共同研究所)
- ・レーザー加工プロセスシミュレーションコード検証用の金属光造形試験片の試作
- ・蒸着物サンプリング機能付レーザー加工ヘッドの検討・試作

### 技術交流

- ①福井県鉄工業協同組合連合会
- ②松浦機械製作所
- ③セーレン
- ④越前焼陶芸
- ⑤越前打刃物 等

#### 技術交流会の実施

- 3回 (H28年度)
- 9回 (H27年度)
- 3回 (H26年度)
- 4回 (H25年度)
- 4回 (H24年度)
- 14回 (H23年度)
- 12回 (H22年度)
- 10回 (H21年度)
- 13回 (H20年度)



(もんじゅC/V内での様子)



(もんじゅISIでの様子)

福井県機械工業協同組合との技術交流

### 技術相談、オープンセミナー

#### 技術相談

○総件数 425件 (H16年度～H28年度)

○福井共生室、敦賀商工会議所、武生商工会議所、鯖江商工会議所に於いて「技術相談窓口システム」を運用。

#### 企業訪問の実施

- 39件 (H28年度)
- 136件 (H27年度)
- 178件 (H26年度)
- 212件 (H25年度)
- 223件 (H24年度)
- 283件 (H23年度)
- 275件 (H22年度)
- 181件 (H21年度)
- 212件 (H20年度)



第38回オープンセミナーの様子  
H28年5月26日、27日

＜敦賀商工会議所、福井商工会議所＞



技術相談の様子  
(福井共生室)

- 1、「もんじゅ」は、発電機能を有する実規模の高速増殖原型炉として、海外技術に頼らない、純国産技術で設計・製作・建設し、これまでに40%出力(11.2万kWe)の発電運転を実現し、ループ型高速炉発電システムの成立性を日本で初めて確認。また、40%出力までの機能・性能を確認。
- 2、「もんじゅ」建設により、炉心・燃料、機器・システム、ナトリウム取扱等の設計・取扱技術に加え、のちに次期炉や軽水炉他へ活用できる大型機器製造技術等の多くの技術を開発。
- 3、技術開発成果に基づき「高速増殖炉安全設計審査指針」、「高温構造設計指針」等の国の指針類の整備に寄与。「高温構造設計指針」はその後学協会規格（日本機械学会規格）化し、現在展開中のもんじゅ用維持基準の開発および次期炉に向けた基準高度化活動のベースを形成。これらの活動により得られた知見の一部は米国機械学会規格にも反映中。
- 4、ナトリウム漏えい事故や炉内中継装置落下等の大きな事故・トラブルを克服すると共に、運転に伴う中小のトラブル対応を経験し、知的財産の蓄積やナトリウム取扱人材の育成等に貢献（有形無形の財産）。

別紙 「もんじゅ」成果の取りまとめ ( 1 / 10 )

A: 設計・製作・建設から取得する成果

	現時点で取得済の成果	未取得の成果
炉心・燃料	高速炉炉心設計手法(含むコード)の確立	-
	高燃焼度燃料・材料の設計・製作手法の確立 炉心燃料集合体最高燃焼度について、当面、最大 64,000MWd/t での使用許可	・ 炉心燃料集合体最高燃焼度について、照射試験による耐スエリング性確認を経て、最大 94,000MWd/t での使用許可
機器・システム	高温構造設計手法の確立	-
	原子炉容器等の薄型高温構造物設計・製作技術の確立	-
	大型機器の製作・据付技術の確立	-
	蒸気発生器設計・製作技術の確立	-
	燃料取扱機等ナトリウム機器設計・製作技術の確立	-
	計測設備設計・製作技術の確立	-
	系統システム設計・製作技術の確立	-
	水・蒸気系設備系統設計技術の確立	-
発電所補助システム設計・製作技術の確立	-	
Na取扱	供用期間中遠隔検査装置開発	-
安全	(高速炉用の安全評価指針「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の策定(旧原子力安全委員会業務))	-
	高速炉の安全評価手法の確立(設計基準事故評価手法、(5)項事象の評価手法、及び国内外での炉内・炉外の検証試験データを含む)	-



別紙 「もんじゅ」成果の取りまとめ ( 2 / 10 )

B: 試運転・運転を通じて検証・取得する成果

	現時点で取得済の成果	未取得の成果
炉心・燃料	増殖比の設計値達成	-
	炉心設計手法の妥当性確認 将来炉設計に必要な炉心評価手法の開発・検証 ・ 性能試験における40%時までの炉物理データ(Am含有炉心の臨界性、制御棒価値、等温温度係数)を用いた、設計手法の妥当性確認および将来炉炉心評価手法の妥当性確認	・ 出力上昇試験・本格運転における炉物理データ(出力係数、燃焼係数、燃料照射後試験による核種組成分析)を用いた、設計手法の妥当性確認および将来炉炉心評価手法の妥当性確認 ・ 本格運転で取得する高燃焼度燃料、MA含有燃料等の照射後試験データを用いた将来炉燃料設計手法の開発 ・ 性能試験から本格運転にかけての遮へい、中性子検出、線源挙動データを用いた将来炉設計手法の妥当性確認
	高次化 Pu / Am含有組成炉心特性の把握と設計・評価手法(核データ、解析コード)の精度評価及び妥当性確認について ・ 臨界試験での炉物理データ(過剰反応度、制御棒価値、等温温度係数等)での評価実施 ・ 40%試験の出力上昇時の出力係数等の炉心特性を確認	・ 出力上昇試験で 100%出力までの出力係数、燃焼係数等のデータを取得し、特性を確認する。 ・ 本格運転段階で長期の燃焼データ(燃焼係数)及び燃料集合体の照射後試験のデータを取得し、特性を確認する。
-	・ 低燃焼度(最大 64,000MWd/t)燃料の健全性確認 ・ 高燃焼度(最大 94,000MWd/t)燃料の健全性確認 ・ 新型燃料等照射試験 ・ Am等含有 MOX 燃料の照射挙動(含むGACID)	
機器・システム	出力運転の実施 ・ 40%で出力運転実施できること	・ 100%出力まで出力上昇し、運転できること ・ 1サイクル連続運転を数サイクルに渡り継続して、高速炉発

別紙 「もんじゅ」成果の取りまとめ ( 3 / 10 )

	現時点で取得済の成果	未取得の成果
		電システムが安定稼働できること・信頼性があることの実証
	<p>系統システム・機器等の設計技術検証</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 40%出力時のヒートバランス等の静的な設計検証データ取得</li> <li>・ 40%電気出力時の外乱発生時のプラント制御系の応答特性の設計検証データ取得</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 75%、100%出力時のヒートバランス等の静的な設計検証データ取得</li> <li>・ 75%、100%電気出力時の外乱発生時のプラント制御系の応答特性の設計検証データ取得</li> <li>・ 熱交換器伝熱管汚れ係数など、経年変化時の設計検証データ取得</li> <li>・ ISI・サーベランス材による健全性確認</li> <li>・ 解体時に得られる経年データ取得(一定程度の運転を実施した上で)</li> </ul>
	<p>プラント過渡特性把握</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 40%電気出力時の一部(タービントリップ)の過渡特性把握</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 40%(残り/主ポンプトリップ、外部電源喪失、SG水リーク模擬等)電気出力時の過渡特性把握</li> <li>・ 75%及び100%電気出力時の過渡特性把握</li> </ul>
	<p>将来炉設計に必要な熱流動解析手法の開発・検証</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ もんじゅ機器開発用などの炉外試験データや、もんじゅ性能試験で実施した過渡試験におけるデータ取得(40%トリップ試験データなど)</li> <li>上記データの活用で構築できる熱流動解析手法の開発</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉外試験等を用いて開発された将来炉向けの熱流動解析評価手法について、各種過渡試験や自然循環試験を含む性能試験及び本格運転段階で取得するデータを用いた解析評価手法の妥当性確認と手法の高度化</li> </ul>
	<p>規格・基準類研究への貢献(高温構造規格・材料基準、核データ、高速炉用維持基準)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ もんじゅ用高温構造設計基準(材料基準含む)の民間規格化(日本機械学会規格の発刊)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高温構造設計基準の供用期間(30万時間)を通じた実プラントによる検証(注1)</li> <li>・ 高速炉用維持規格の整備(日本機械学会で策定中)</li> </ul>

別紙 「もんじゅ」成果の取りまとめ ( 4 / 10 )

	現時点で取得済の成果	未取得の成果
	<ul style="list-style-type: none"> <li>性能試験時(炉物理試験・40%出力試験)の炉物理データを用いた核データの妥当性確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実証炉用規格体系の整備(日本機械学会で策定中)</li> <li>性能試験(40%~100%)から本格運転にかけての炉物理データ(燃料照射後試験による核種組成分析等)を用いた核データの妥当性確認・改良</li> </ul>
	燃料取扱機等の取扱実績 <ul style="list-style-type: none"> <li>新燃料及び照射量の低い使用済燃料の燃料交換実績</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃焼燃料の燃料交換実績</li> <li>燃焼燃料の燃料処理(洗浄、缶詰等)の実績</li> </ul>
安全	自然循環による崩壊熱除去能力の実証 (実証に向けて以下の技術開発を実施) <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ ポンプ入熱を熱源とした2次主冷却系自然循環模擬試験によるナトリウムシステムの自然循環特性把握</li> <li>➤ 40%出力までの試験データによるプラント動特性解析コードの検証</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心崩壊熱を熱源としたシステム全体における自然循環除熱能力の実証</li> </ul>

(注1) 高温構造設計基準は、機器を高温で長期に渡り供用することにより構造に生じ得る損傷を評価している。この評価は材料試験などのデータに基づき構築されたモデルによるが、実機で基準を「検証」するためにはもんじゅの長期運転が必要である。

別紙 「もんじゅ」成果の取りまとめ ( 5 / 10 )

C: 高速炉の運転・保守を通じて取得する成果

	現時点で取得済の成果	未取得の成果
	<p>ナトリウム管理技術(純度管理、放射性物質の移行挙動等) 【純度管理】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 40%出力までの取得した運転データにより Na 純度は試験運転中も含め高い純度で保たれたことを確認               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 1次冷却系、2次冷却系のコールドトラップ運転データ</li> <li>2) ナトリウムサンプリングによるナトリウム中の不純物濃度等の測定データ</li> <li>3) 水素やトリチウムの分布データ</li> </ol> </li> </ul> <p>【移行挙動】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 冷却系統のトリチウム(放射性水素) / 水素の移行挙動               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 性能試験(H7年)データを用い、トリチウム(放射性水素) / 水素の移行挙動解析コードの解析モデルの検証</li> </ol> </li> <li>・ 放射性物質の冷却系内移行挙動               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 放射性物質の冷却系内移行挙動とプラント内線源分布の評価解析コードシステムの開発</li> <li>2) 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整備</li> <li>3) 実験炉「常陽」の1次冷却系放射性腐食生成物(CP)測定データを用いてシステム及び評価法の検証</li> </ol> </li> </ul>	<p>未取得の成果</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 40%出力以降、定格出力までの運転データ取得と純度管理技術の確立               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 1次冷却系、2次冷却系のコールドトラップ(CT)運転データの採取</li> <li>2) ナトリウムサンプリングによるナトリウム中の不純物濃度等の測定データ</li> <li>3) CTによるナトリウム純化効率と設計上のCT再生又は交換時期の検証</li> <li>4) CTの再生又は交換技術及びメンテナンス技術</li> </ol> </li> <li>・ 水素やトリチウム及び1次冷却系内の放射性腐食生成物(CP)の挙動評価手法の高度化               <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 本格運転で原子炉起動時、出力運転時の水素やトリチウム及び1次冷却系内の放射性腐食生成物の分布、特に配管・機器表面への沈着分布に関するデータの取得、評価手法の高度化・検証</li> </ol> </li> <li>・ トリチウム(放射性水素) / 水素の移行挙動の検証・改良項目               <ul style="list-style-type: none"> <li>○炉心部でのCP生成モデルの開発・検証</li> <li>○1次冷却系内のCP移行・沈着モデルの検証・改良</li> <li>○ナトリウム純化機器でのCP捕獲量評価</li> <li>○配管表面及び空間線量率評価モデルの検証・改良</li> </ul> </li> </ul>



別紙 「もんじゅ」成果の取りまとめ ( 6 / 10 )

	現時点で取得済の成果	未取得の成果
	<p>【洗浄技術】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ EVST 貯蔵方式を採用し、湿式洗浄による Na 洗浄技術の開発</li> <li>・ 照射済み燃料集合体や燃料取扱機器の洗浄手順及びナトリウム廃液等の減容処理手順の妥当性確認</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射性物質の冷却系内移行挙動の検証・改良項目 <ul style="list-style-type: none"> <li>○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</li> <li>○炉心部でのトリチウム生成モデルの開発・検証</li> <li>ナトリウム純化機器のトリチウム捕獲量評価</li> <li>○トリチウムと水素と同位体効果モデルの開発・検証</li> </ul> </li> <li>・ CP 起因による被ばく量の把握を含む使用済燃料等の洗浄実績の蓄積</li> <li>・ ナトリウム中作動機器の蒸着ナトリウムの影響や付着する CP による被ばく影響評価</li> <li>・ CP を含んだ蒸着ナトリウムの除去技術の検証</li> </ul>
	<p>供用期間中検査装置の実機での検証</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉容器、蒸気発生器、1次主冷却系配管の検査装置開発</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 「もんじゅ」ISI(供用期間中検査)経験</li> <li>・ 定期検査でこれらの検査装置を使用し、実機適用を通じた初期技術性能実証</li> <li>・ 改良技術の性能確認</li> </ul>
<p>運転・保守</p>	<p>点検経験蓄積による高速炉保守管理技術</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建設段階での保守管理技術</li> <li>・ 定期検査工程短縮 <ol style="list-style-type: none"> <li>1) 保全計画に基づく定期検査工程を具体化し、それと実証炉設計(JSFR)における定期検査工程を比較分析。もんじゅで確認できる定期検査工程短縮方策の抽出</li> </ol> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> <li>・ 定期検査の実績</li> <li>・ 定期検査実績に基づき適正化する分解点検等の保全周期</li> </ul>

別紙 「もんじゅ」成果の取りまとめ ( 7 / 10 )

	現時点で取得済の成果	未取得の成果
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> </ul>
	<p>運転経験に基づく運転手順書類/保安規定の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 40%出力運転までの運転手順書類 プラント起動・停止運転手順書、報処置手順書、故障時・異常時運転手順書、異常時運転手順書 II(設計基準外事象対応)、アクシデントマネジメントガイド</li> <li>・ ナトリウム漏えいに係る異常時運転手順書の整備</li> <li>・ 40%出力までの運転経験に基づく水漏えい検出設備の特性把握</li> <li>・ 「もんじゅ」用保安規定整備を通じた FBR 保安規定案の作成</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 定格出力運転までの運転手順書</li> <li>-</li> <li>・ 40%出力以降、定格出力までの水漏えい検出設備の特性把握、運転手順書類/保安規定の整備</li> <li>・ 運転経験に基づく FBR 保安規定案の整備</li> <li>・ 蒸気発生器伝熱管破損対策(高温ラプチャに対する安全裕度向上対策)による蒸発器ブローダウン性能の確認(蒸発器放出弁増設後)</li> </ul>

別紙 「もんじゅ」成果の取りまとめ ( 8 / 10 )

D:ナトリウム漏洩事故等 トラブル対策を通じて取得する成果

	現時点で取得済の成果	未取得の成果
運転・保守	<p>ナトリウム漏えい対策技術</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2 種類の腐食機構 (NaFe 複合酸化型腐食及び溶融塩型腐食) を明らかにし、ナトリウム漏えい時の床ライナの腐食減肉量の評価手法の整備</li> <li>・ この結果を踏まえた漏えい対策技術確立 (機能や性能を確認後、漏えい対策設備の供用開始)</li> <li>・ 温度計の流力振動防止のための設計方針確立</li> <li>・ 汎用技術基準として「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(日本機械学会)策定</li> </ul>	-
	<p>ナトリウム機器の補修技術</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉内中継装置落下トラブルの復旧対応を通して、高温・ナトリウム蒸気環境条件での目視観察技術、仮設制御装置による原子炉カバーガス圧力制御技術等を確立</li> </ul>	-
	<p>運転時のトラブル経験から得られる知見蓄積</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 40%出力運転までのトラブル経験からの知見について蓄積</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転初期の初期故障、トラブル経験からの知見について蓄積</li> <li>・ ランダム故障など、今後の運転で発生するトラブル事案から得られる知見</li> </ul>

別紙 「もんじゅ」成果の取りまとめ ( 9 / 10 )

E:新規制基準への適合性審査対応、保守管理上の不備への対応等の付加された取組みから取得する成果

	現時点で取得済の成果	未取得の成果
機器・システム	<p>中越沖地震・東日本地震などを踏まえた耐震設計関連の安全性向上対策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 排気筒の耐震補強工事、原子炉背後斜面の裕度向上対策工事等</li> <li>➤ 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性総合評価(耐震バックチェック)</li> <li>➤ 福島第一原子力発電所事故を踏まえたもんじゅの地震・津波に対する裕度評価(ストレステスト)</li> </ul>	<p>新規制基準に適合する基準地震動/基準津波に対する耐震設計関連の安全性向上対策</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 新たな基準地震動/基準津波に対する健全性評価</li> <li>・ 新たな基準地震動/基準津波に対する補強工事及び安全性向上対策工事</li> </ul>
	<p>敷地内及び敷地周辺(陸域、海域)の地質・地盤・活断層等の基準地震動及び基準津波策定に係る基礎情報</p> <p>敷地内破砕帯評価</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- 敷地内破砕帯に係る新たな活動性評価手法の模索及びもんじゅへの適用</li> </ul>	<p>新規制基準適合性審査申請書に記載する地質・地盤・地震・津波の評価及び基準地震動/基準津波の策定</p> <p>敷地内及び敷地周辺の地質構造(断層や破砕帯)の一般的な活動性評価手法の構築</p>
運転・保守	<p>点検経験蓄積による高速炉保守管理技術の整備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 保守管理業務支援システムの構築</li> </ul> <p>劣化メカニズムに基づく高速炉プラントの保全計画構築</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 安全機能の重要度がクラス1、2及び低温停止中に保安規定で機能要求があるクラス3の機器</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Na冷却型高速炉特有の保守管理の規格基準の制定</li> <li>・ 運転による劣化データを反映した保守管理技術</li> <li>・ 左記以外のクラス3機器</li> <li>・ 定期事業者検査用保全計画を構築し、高速炉用保全プログラムの構築。</li> </ul>
安全	<p>将来炉設計に必要な高速炉の安全評価手法の開発・検証(もんじゅデータの利用)</p> <p>(ナトリウム燃焼関連)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ナトリウム燃焼解析技術の構築(ASSCOPS, SPHINCS(質点</li> </ul>	-



別紙 「もんじゅ」成果の取りまとめ ( 10 / 10 )

	現時点で取得済の成果	未取得の成果
	<p>系)および AQUA-SF(多次元系)) (ナトリウム-水反応関連)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ナトリウム-水反応関連数値解析技術の構築 (SWACS (圧力伝播挙動評価), LEAP (伝熱管群内破損伝播挙動評価), SERAPHIM(ナトリウム-水反応に伴う多次元熱流動評価))</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機規模蒸気発生器伝熱管破損対策の有効性確認</li> <li>高温ラプチャに対する安全裕度向上対策としての蒸発器ブローダウン性能確認(蒸発器放出弁増設後)</li> </ul>
	<p>重大事故対応 (SA 対策の有効性評価手法、設備改造・機能確認、重大事故対応手順の確立)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>確率論的リスク評価(PRA)手法の整備・適用及びナトリウム機器の信頼性データベースの構築</li> <li>福島第一原子力発電所事故を踏まえたもんじゅの重大事故評価手法(S-COPD、SAS4A、SIMMER-III、CONTAIN-LMR等)、重大事故等対策(自然循環への移行手順、代替電源確保及びつなぎ込み手順、燃料池への給水等)を整備</li> <li>新規制基準への対応を通じた重大事故評価手法の整備 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ CABRI 試験等の知見に基づく評価手法の整備と検証</li> <li>✓ 重大事故評価コードの検証試験データの取得(EAGLE 試験・MELT 試験等) <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">継続</span></li> </ul> </li> </ul>	<p>(東電福島事故を踏まえた新規制基準の整備(原子力規制委員会業務))</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>新規制基準への対応を通じた重大事故評価手法の整備 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ EAGLE 試験・MELT 試験等に基づく重大事故評価のための検証データの拡充</li> </ul> </li> <li>運転経験を反映させながら PRA を実施し、安全性向上方策の有効性を確認</li> <li>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</li> </ul>