

次世代炉開発における研究炉の役割

(1)「常陽」の役割

平成27年9月

JAEA大洗 高速実験炉部

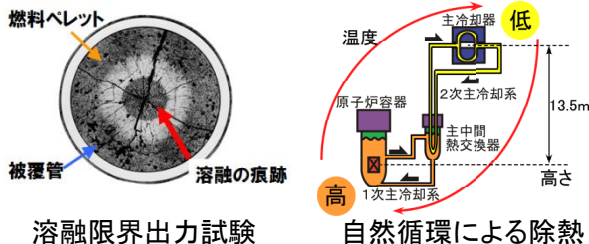
- ナトリウム冷却型高速炉の実験炉として、増殖性能実証、燃料・材料照射試験等を通じ、研究開発に貢献。今後、環境負荷低減を目的とした研究開発で「もんじゅ」をサポート。
- 世界最高レベルの高速中性子束、隣接する照射後試験施設、種々の照射技術を活用した照射試験等により、高速炉以外の分野を含む国内外の照射ニーズに対応。

高速炉技術の確立

- 増殖性能の確認
- 炉心・プラント特性データの取得 (MK-I、MK-II、MK-III炉心)
- 核燃料サイクルの輪の実証

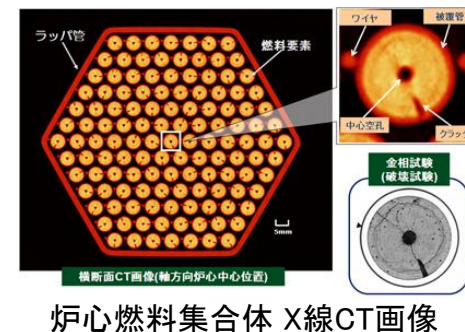
高速炉の安全性の実証

- 自然循環による崩壊熱除去の実証
- MOX燃料の性能確認 (燃料溶融試験、高燃焼度試験の実施)



照射試験・照射後試験

- 世界最高レベルの高速中性子束
- 多様なニーズに対応可能な照射試験用集合体の開発 (キャプセル型)
- 最先端の照射後試験技術 (X線CT)
- 約100体の照射試験用集合体を装荷



- 熱出力 140MWt
- 初臨界 増殖炉心 (MK-I) : 1977年 4月
- 照射炉心 (MK-II) : 1982年11月
- 高性能照射炉心 (MK-III) : 2003年 7月



「もんじゅ」、実証炉 (FaCT) への貢献

- もんじゅ・実証炉開発のための照射試験
- 高燃焼度を目指した被覆管材料 (ODS鋼) 等の照射試験
- 自己作動型炉停止機構の照射試験

運転保守経験の蓄積、データベース化

- プラントの運転・保守、施設定期検査、改造工事等を通じた高速炉プラントの運転保守技術の蓄積
- 高速炉用機器信頼性データベースへの反映
- 保守体系データベース、マニュアルの作成、技術者教育への反映

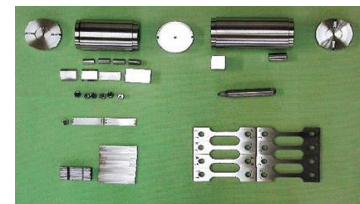


国際協力

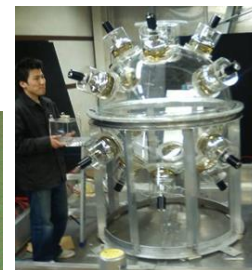
- 米国・仏国との連携・協力 (交換照射の実施、プラント運転・保守経験等の情報交換、駐在員の相互派遣)
- WANO (世界原子力発電事業者協会)、IAEA等を通じた世界各国との情報共有

基礎・基盤研究、外部利用

- 核融合炉材料開発
- 照射損傷研究
- 基礎物理研究

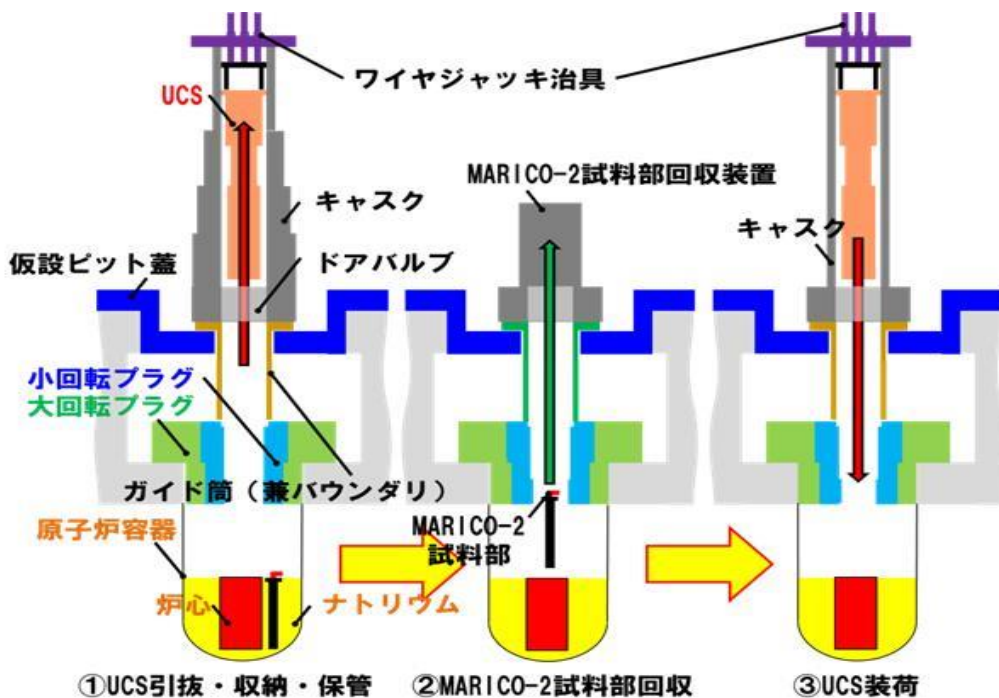


核融合炉材料照射試料

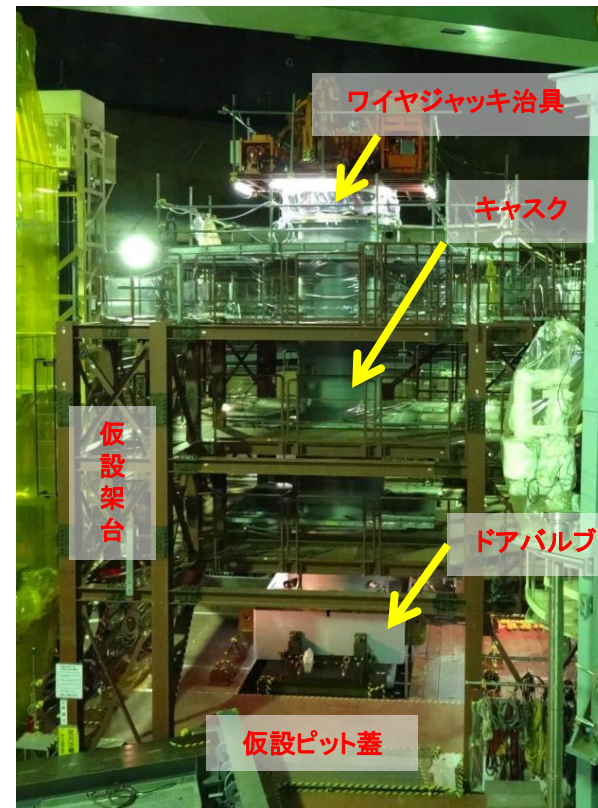


ニュートリノ検出器の性能実験

- ・H26年5月：平成19年に発生した『計測線付実験装置との干渉による回転プラグ燃料交換機能の一部阻害』の復旧作業を開始
炉心上部機構(UCS)の引き抜きを完了
- ・H26年9月：計測線付実験装置(MARICO-2)の回収
- ・H26年11月：新UCSを装荷
- ・H27年6月：回転プラグ搭載機器を再設置



燃料交換機能復旧作業の流れ



UCS引抜作業の様子



UCS移動・保管作業の様子

試験研究炉の新規制基準（H25年12月18日施行）への適合確認に向け、解析・評価、安全対策等の検討を実施。

【主な評価項目】

○耐震バックフィット

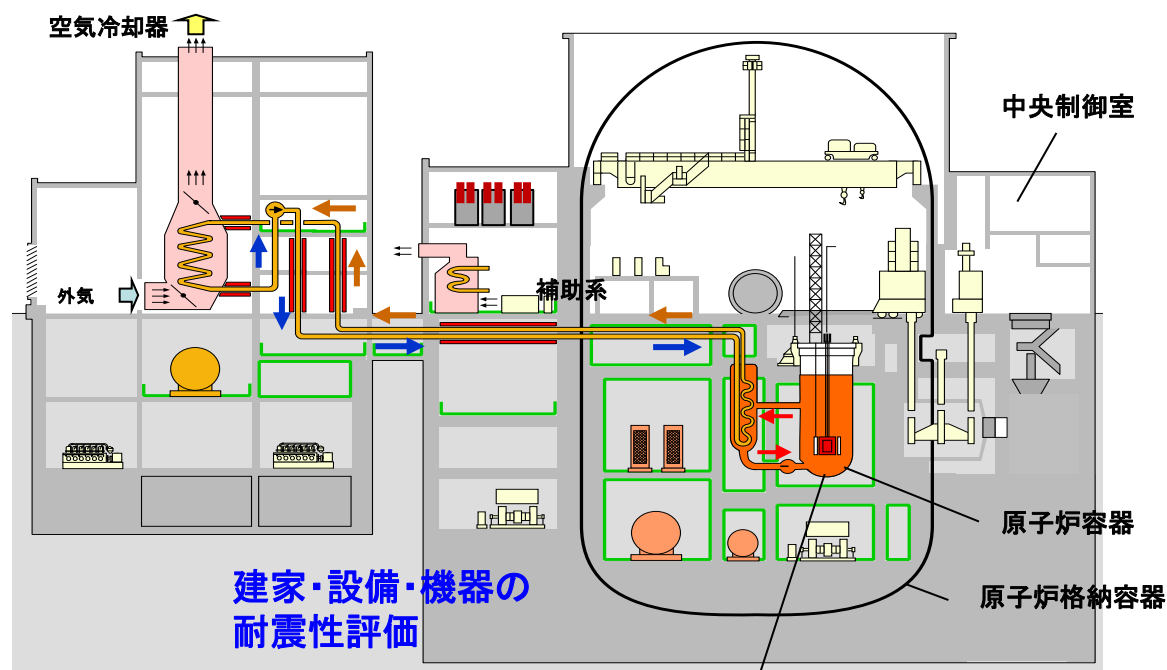
- ・設計基準地震動の見直し
- ・地盤安定性評価
- ・建家の耐震性評価
- ・設備・機器の耐震性評価

○事故時の評価

- ・設計基準を超える事故時の安全評価追加

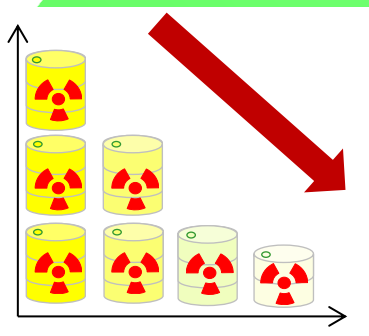
○自然現象に対する評価

- ・竜巻、火山等の影響評価追加

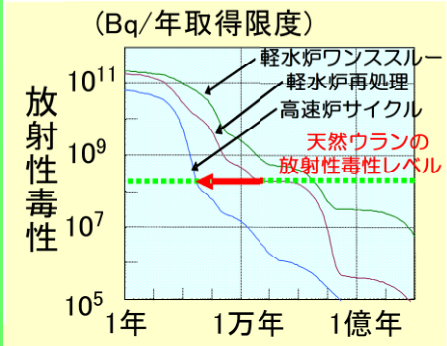


電源を喪失した場合でも、ナトリウムの自然循環により原子炉を冷却

- 高速炉サイクル利用
- 階層型核燃料サイクル利用(ADS, 専焼炉)



廃棄物の減容

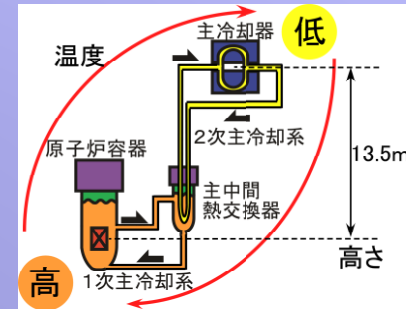


有害度低減

環境負荷低減



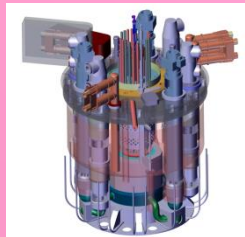
- 新規制基準対応の有効性確認
- 自然循環による炉心冷却



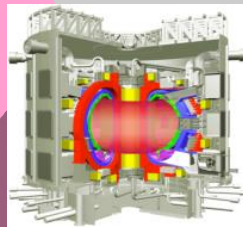
自然循環による炉心冷却

**高速炉の
安全研究**

- 高速炉開発
第4世代炉開発
多様な燃料・材料照射データの取得
- 核融合炉開発
- 加速器駆動未臨界炉(ADS)開発
- 大学利用、国際貢献



ASTRID協力



核融合炉

**基礎基盤・
多目的利用**

- 大学・高専との連携
- 海外技術者の受け入れ

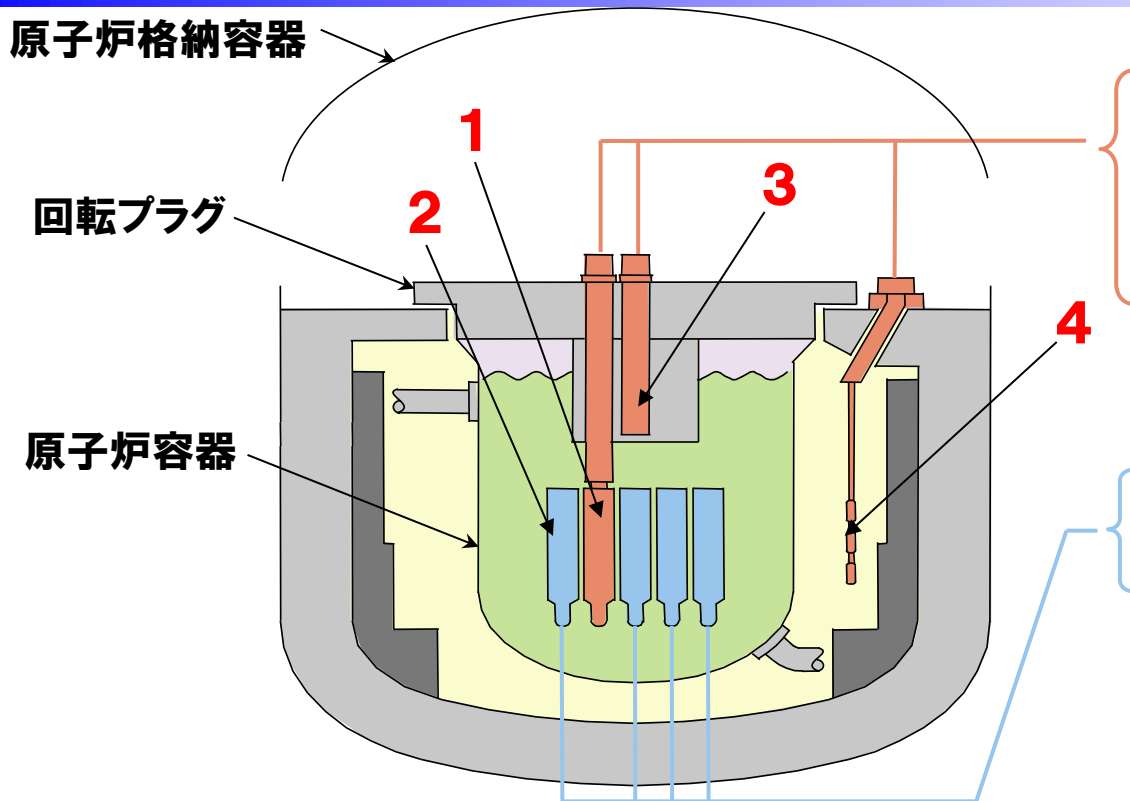


学生実習



海外研究者の
インターンシップ研修

**原子力
人材育成**



— オンライン照射装置 —

温度制御型材料照射装置 (MARICO)

計測線付燃料集合体 (INTA)

炉上部材料照射装置 (UPR)

安全容器内材料照射装置 (EXIR)

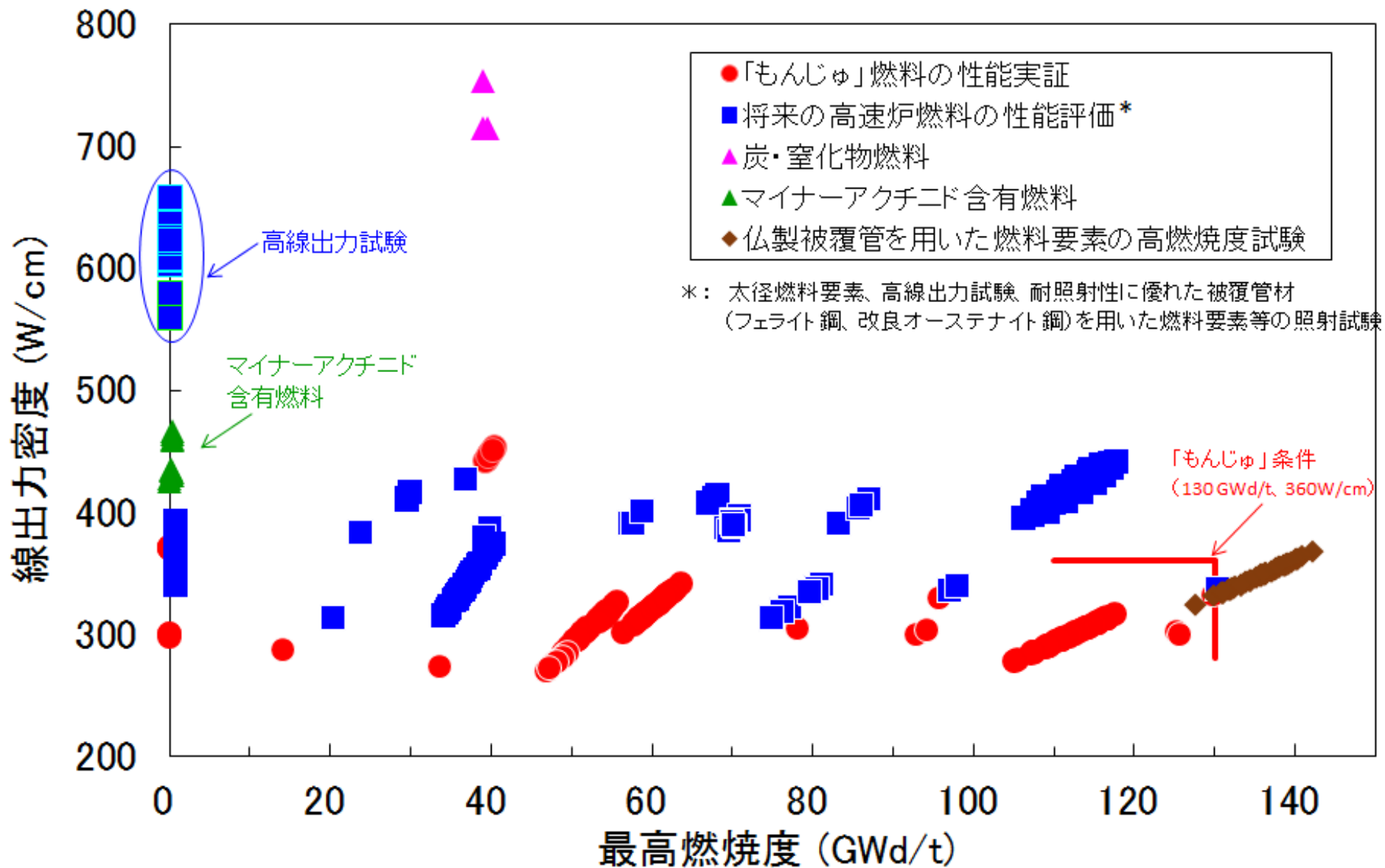
— オフライン照射装置 —

A型~D型照射燃料集合体 (UNIS-A~D)

材料照射用反射体 (CMIR, AMIR, SMIR)

| | 領域 | 温度 (°C) | 中性子束 (n/cm ² ·s) | | スペクトル比 (Fast/Total) |
|---|----------|---------|---|---|------------------------|
| | | | Total | Fast (E≥0.1MeV) | |
| 1 | 燃料領域 | 450~750 | (4~5) × 10 ¹⁵ | (3~4) × 10 ¹⁵ | 0.6~0.7 |
| 2 | 反射体領域 | 400~700 | 10 ¹⁴ ~ 3 × 10 ¹⁵ | 3 × 10 ¹³ ~ 2 × 10 ¹⁵ | 0.3~0.5 |
| 3 | 炉上部領域 | 500~700 | 10 ¹¹ ~ 10 ¹² | 10 ¹⁰ ~ 10 ¹¹ | 10 ⁻¹ |
| 4 | 安全容器内照射孔 | 200~600 | ~ 10 ¹² | ~ 10 ¹⁰ | ~ 10 ⁻² |

「常陽」における照射試験燃料の照射実績



エネルギー基本計画(平成26年4月11日 閣議決定)

放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発

放射性廃棄物を適切に処理・処分し、その減容化・有害度低減のための技術開発を推進する。具体的には、高速炉や、加速器を用いた核種変換など、放射性廃棄物中に長期に残留する放射線量を少なくし、放射性廃棄物の処理・処分の安全性を高める技術等の開発を国際的なネットワークを活用しつつ推進する。

廃棄物減容・有害度低減に関する開発実績

- ・マイナーアクチノイド(MA)含有MOX燃料を遠隔操作で製造する技術を開発し、燃料を試作。
- ・「常陽」でMA含有MOX燃料の高出力で短期間(10分間、24時間)の照射試験を実施。ペレット中心でAm濃度が高くなる等のデータを取得。今後実施する長期照射試験と合わせ、MA含有MOX燃料の健全性を評価。

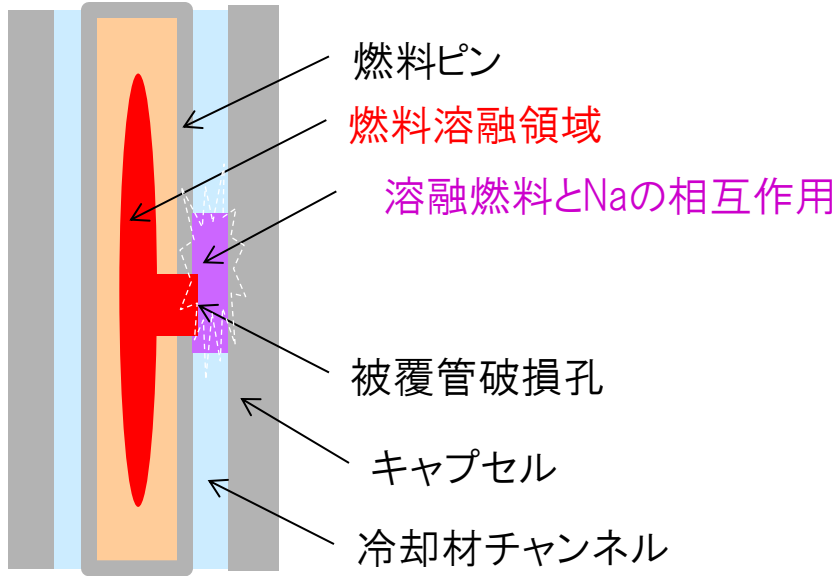
今後の計画

「常陽」を用いて、MA含有MOX燃料の長期照射試験、Pu含有量を高めたMA含有MOX燃料の照射試験、燃料を熔融させる試験等を行い、高速増殖炉／高速炉システムによる環境負荷低減の実現に貢献。

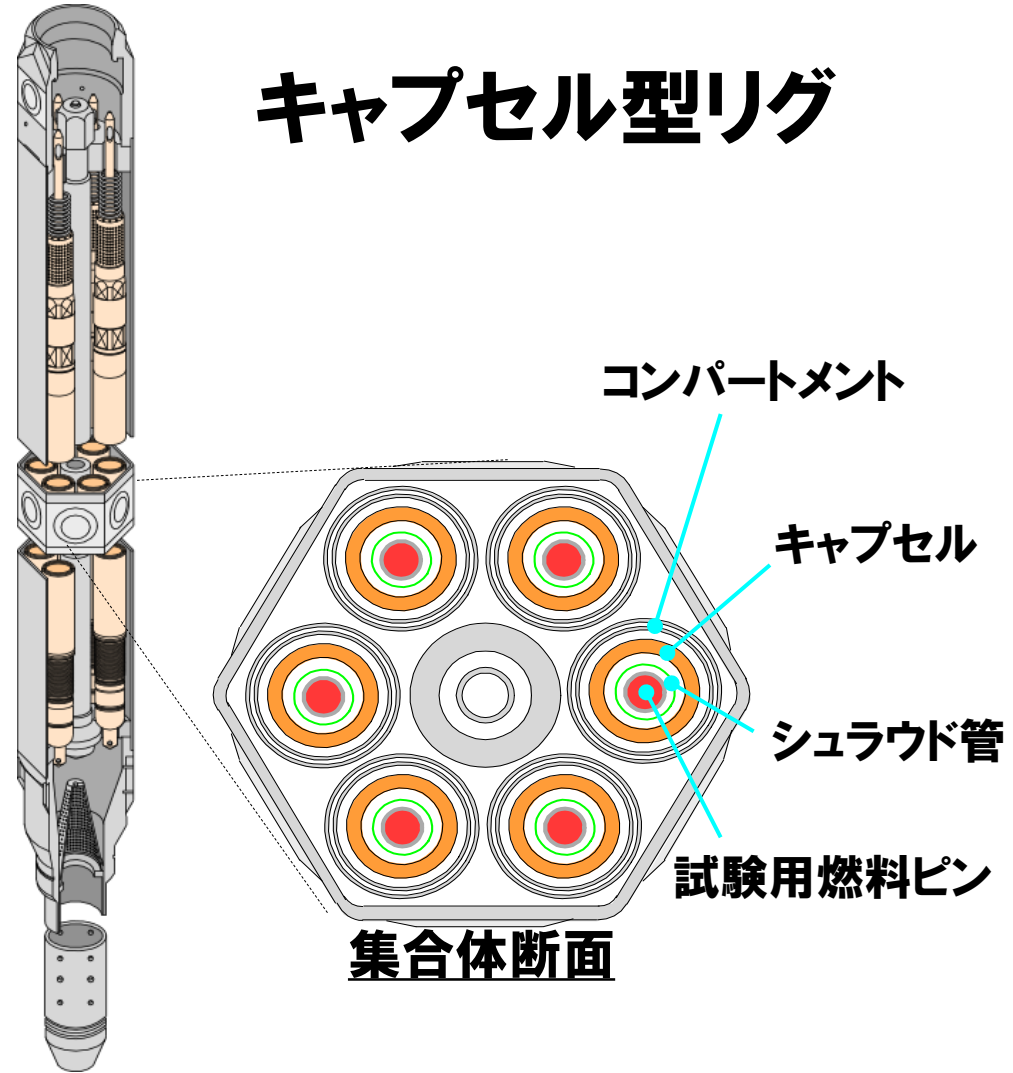


実績の乏しい多種多様な燃料の照射試験

頑丈なキャプセル内に燃料ピンを装填



キャプセル型リグ



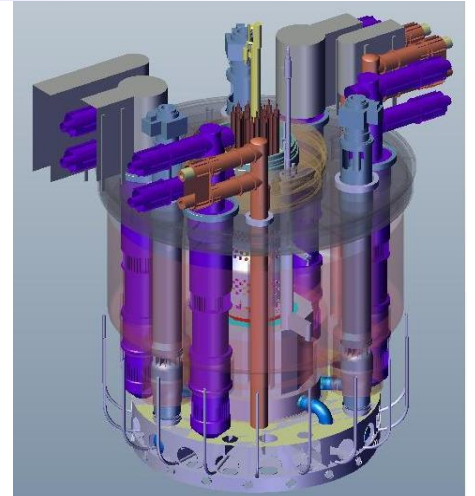
<試験許可>

- 酸化物、炭化物、窒化物、金属
- ※ ペレット型も振動充填燃料も可
- ※ マイナーアクチノイド、核分裂生成物混入可
- ※ ODS被覆管を採用可
- 酸化物燃料では最大20%の溶融を伴う試験
- 200GWd/tまでの試験

- 2006年国内初のマイナーアクチノイド添加MOX燃料(MA-MOX)の照射試験に利用
- 今後ODS鋼被覆管燃料、金属燃料等の先行照射試験に利用予定

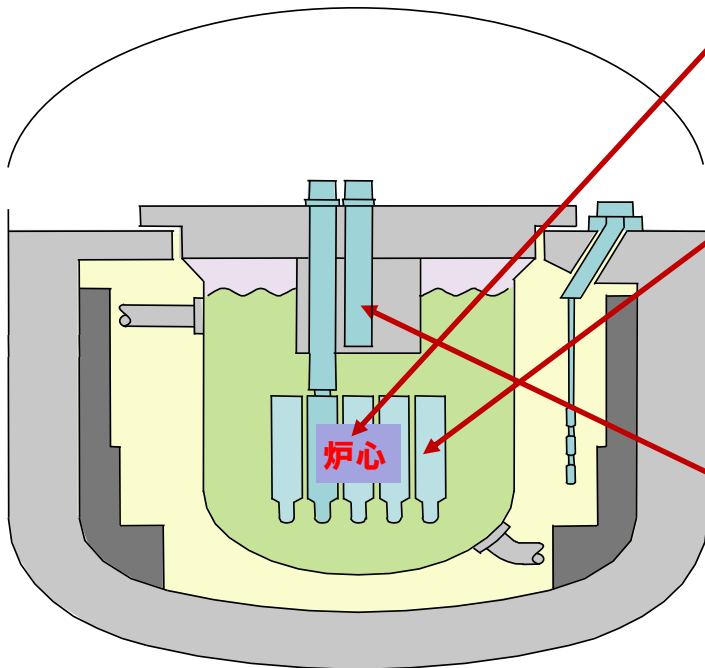
ASTRID実施機関間取決め

- 合 意: 2014年 8月
- 実施機関: CEA, AREVA, JAEA, MHI, MFBR
- 協力期間: 政府機関間とともに、2019年12月31日まで。
- 協力項目: 設計及びR&D、具体的な項目はタスクシートに記載・管理



常陽での照射試験が期待されている項目

(燃料R&D: 2テーマ、原子炉技術R&D: 1テーマの、**計3つの照射計画を検討中**)



1. 燃料ピン照射試験の可能性検討

B型又はC型照射燃料集合体を用いた燃料領域でのASTRID燃料ピンの照射試験

2. 長寿命制御要素の開発

制御棒材料照射用反射体 (AMIR*) を用いた径方向反射体領域での照射試験

* AMIR: Absorber Materials Irradiation Rig

3. 広域炉内中性子計装の開発

炉上部材料照射装置 (UPR*) を用いた炉心上部機構内でのASTRID用炉内中性子検出器の照射試験

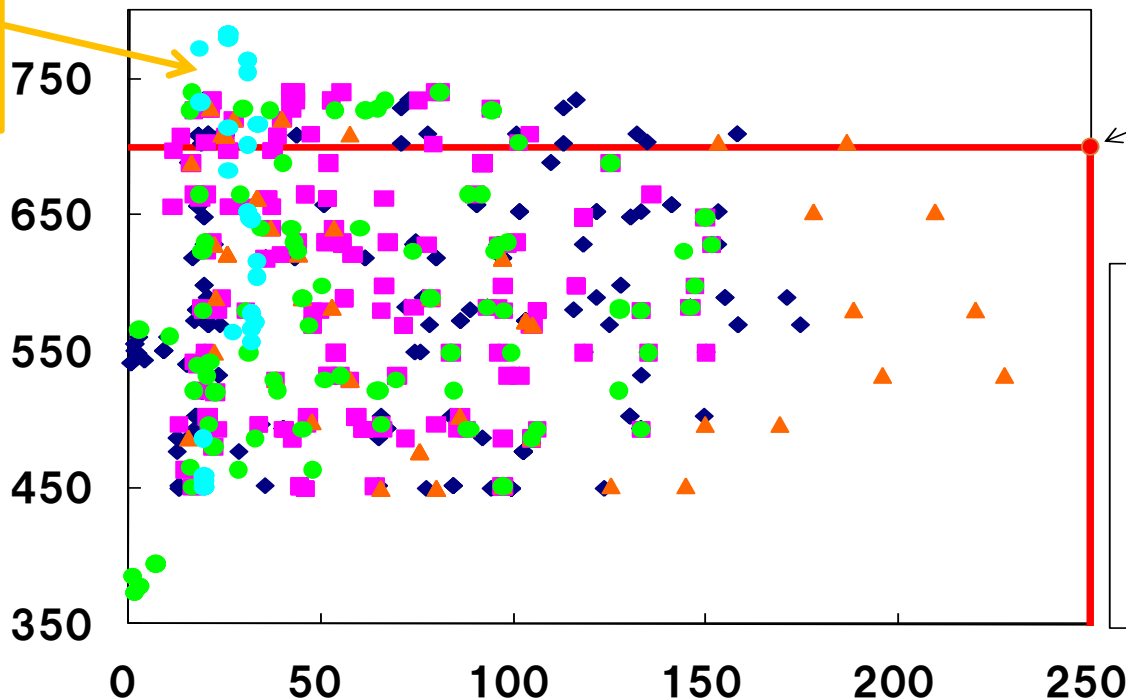
* UPR: Upper Core Structure Irradiation Plug Rig

「常陽」における材料照射試験

炉心材料試験片
照射実績
約2,140個

構造材料試験片
照射実績
約1,760個

照射温度(°C)



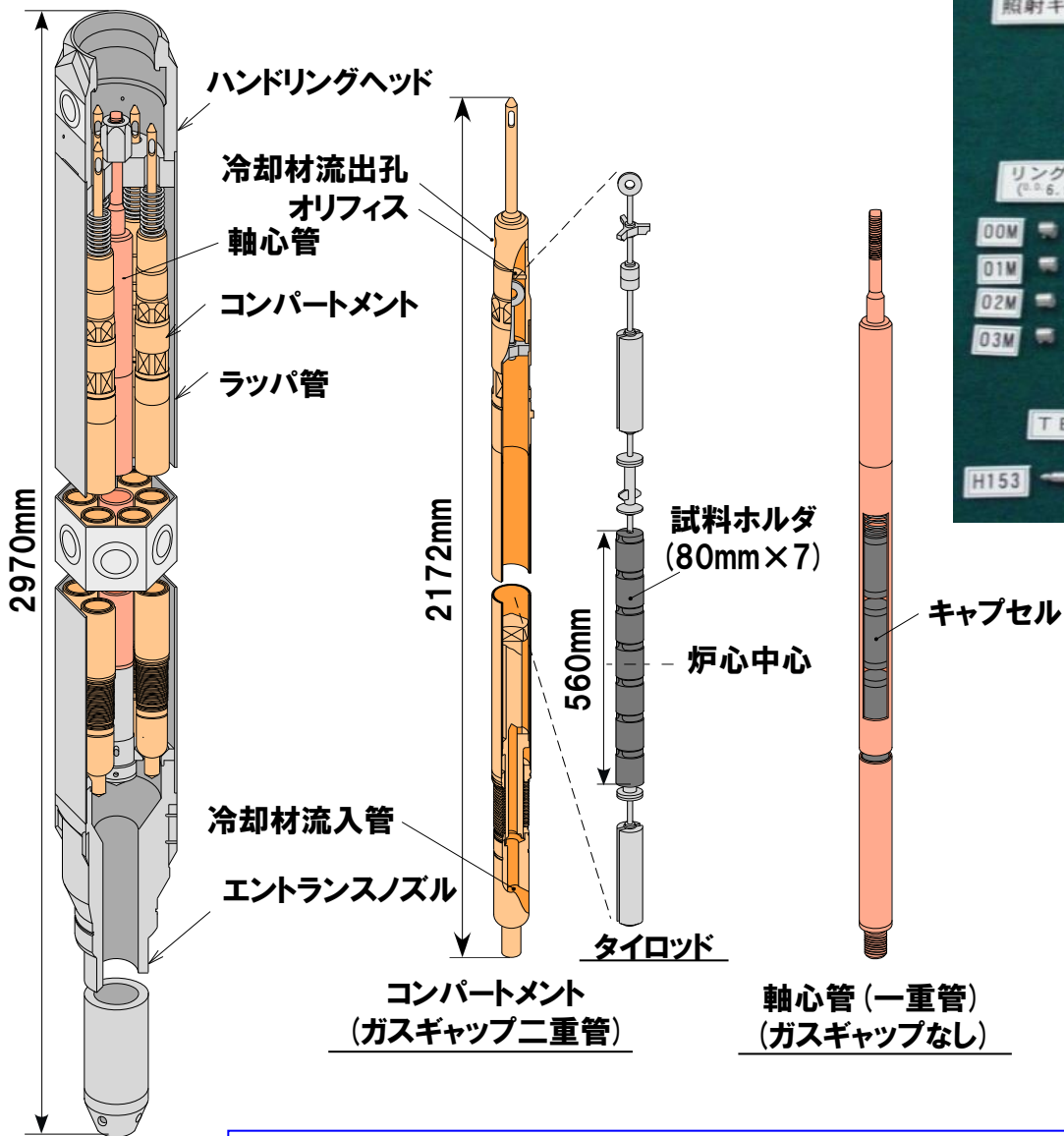
FBR被覆管開発目標
700°C, 250dpa

- ◆ 改良316
- 15Cr-15~30Ni
- ▲ 高Ni鋼(30~43Ni)
- フェライト鋼
- ODSフェライト鋼(実用化FBR仕様)

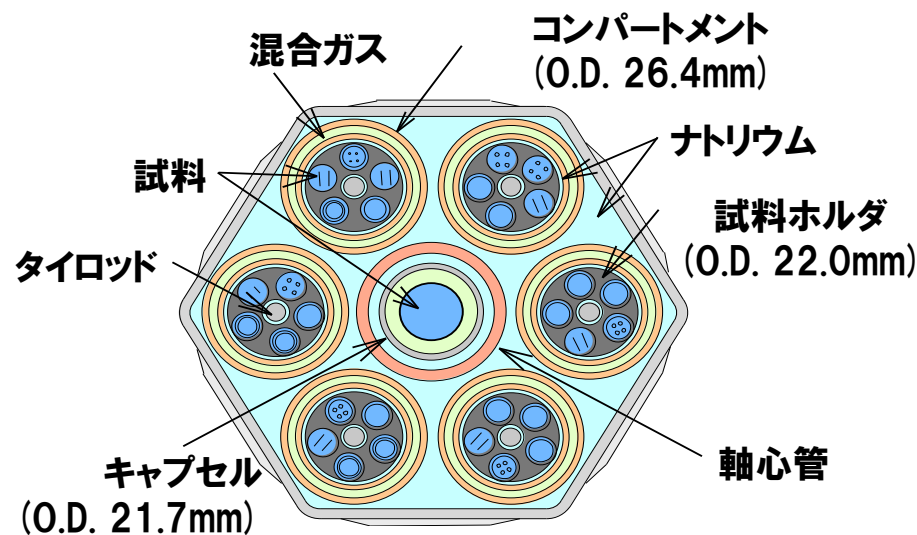
原子弾き出し損傷量 (dpa)

| 鋼種 | 主な試験目的 | 目標 | 実績 | |
|-------------------------|-------------------------|-----------|----------|----------|
| | | 損傷量 (dpa) | 損傷量(dpa) | 照射温度(°C) |
| 改良316 | 基準整備、もんじゅ材の照射特性確認 | 155 | 0.5~175 | 450~735 |
| 15Cr-15~30Ni | 基準整備、Ni量,Ti,Nb添加量の最適化検討 | 200 | 11~150 | 450~740 |
| 高Ni鋼(30~43Ni) | 基準整備、照射特性評価 | 300 | 15~230 | 450~730 |
| フェライト鋼 | 基準整備、照射特性評価 | 200 | 1.0~150 | 370~740 |
| ODSフェライト鋼 (実用化FBR仕様) | 基準整備、照射特性評価 | 250 | 19~34 | 450~780 |

炉心材料照射リグ及び材料照射試験片

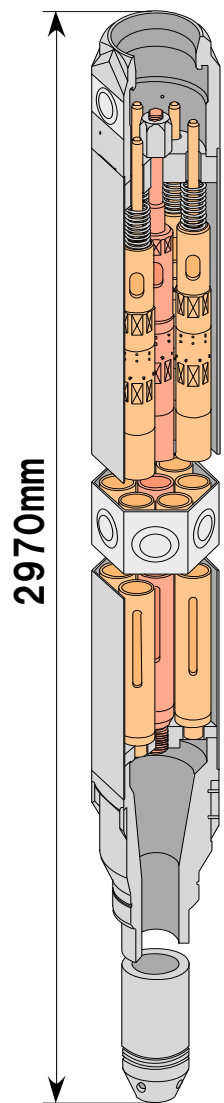


CMIR キャプセル構成例

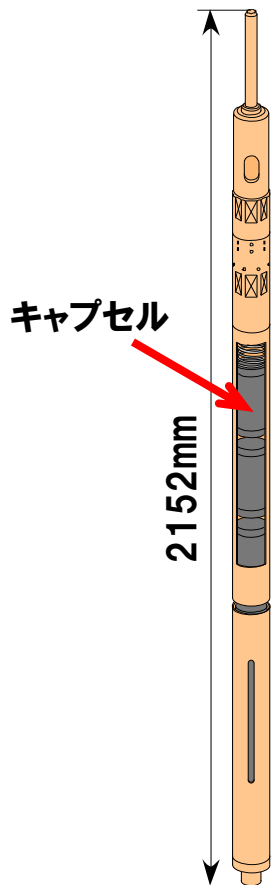


オリフィス孔径とギャップ内のガス組成(He+Ar)を調節することにより温度を設定

材料照射試験片の例



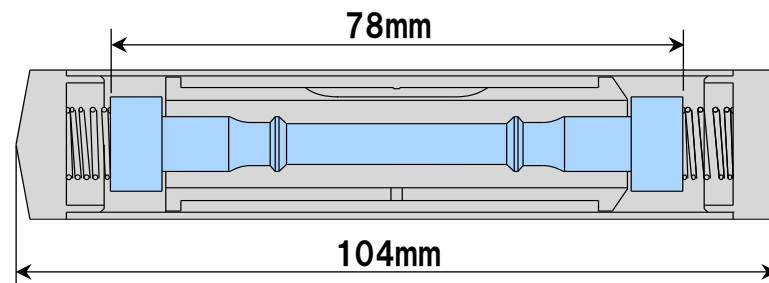
(外形形状は炉心材料照射リグと類似)



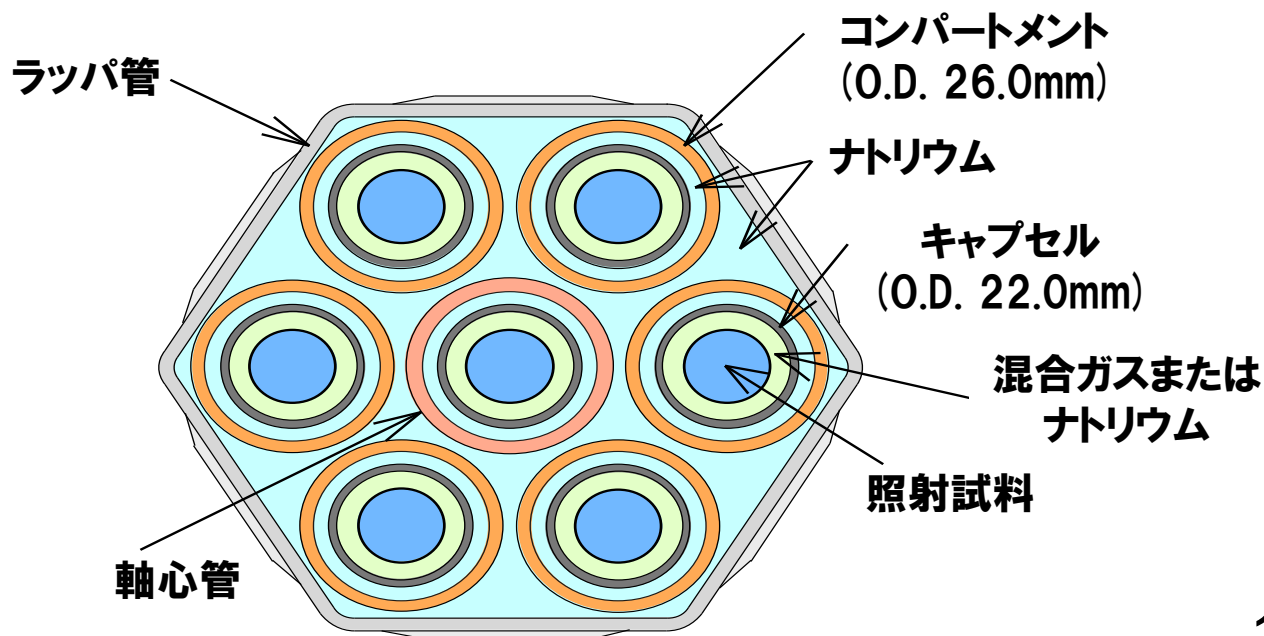
コンパートメント



疲労試験片及び引張試験片



キャプセル構造

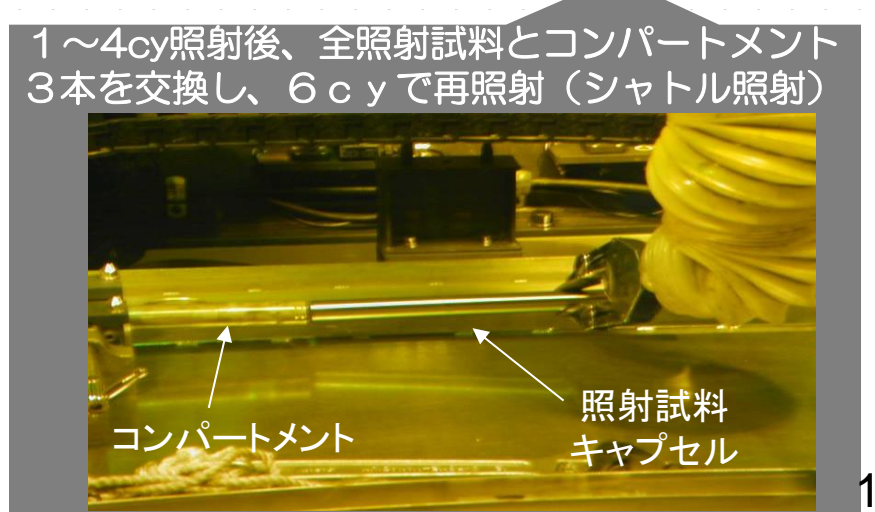
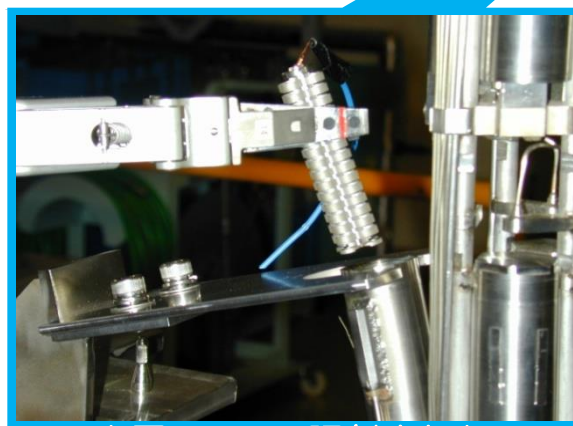
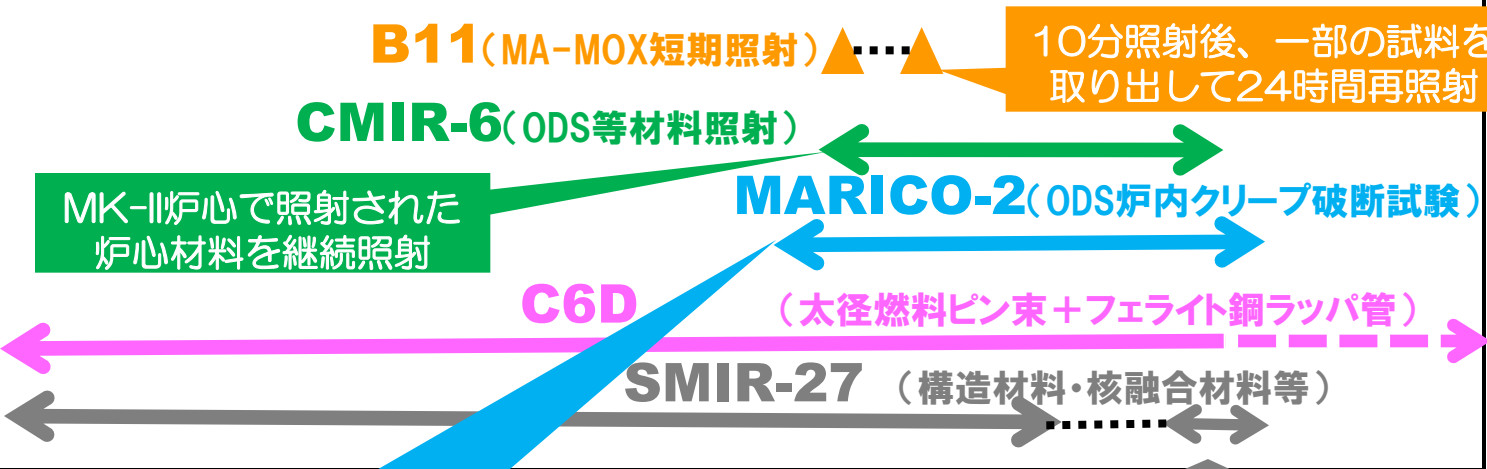
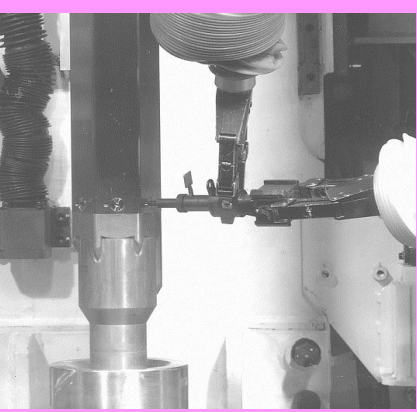
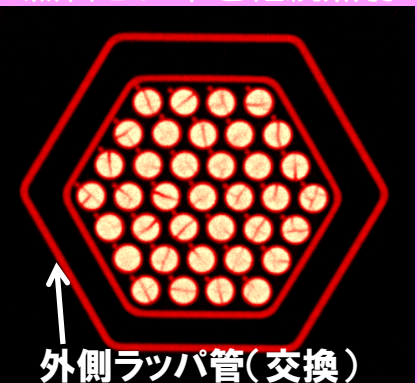


隣接ホットラボと連携した再装荷技術

中間データ取得・高照射量データ取得、装置再利用によるコスト低減、準備期間短縮

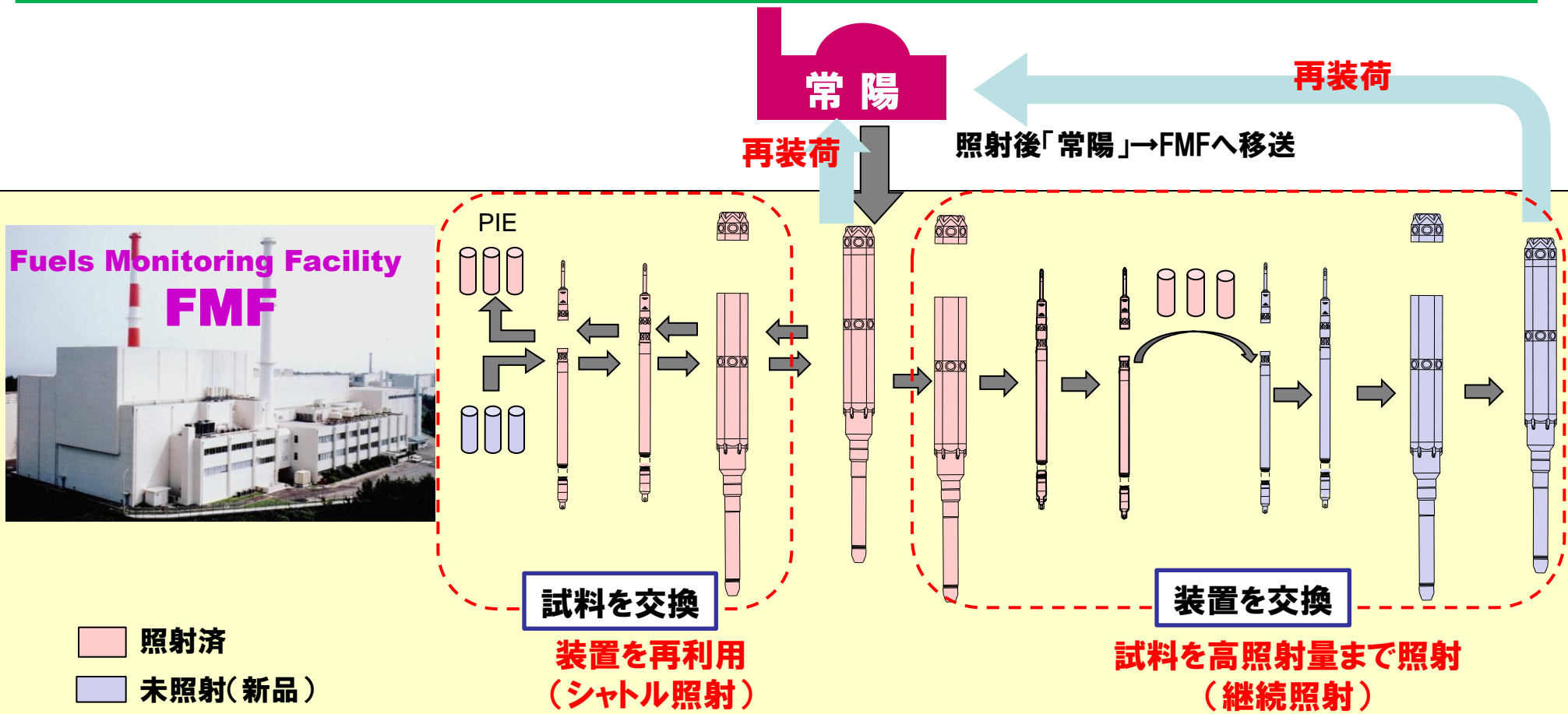


寿命に達した外側ラッパ管を交換し、内側ラッパ管と燃料ピン束を継続照射



隣接ホットラボと連携した再装荷技術

中間データ取得・高照射量データ取得、装置再利用によるコスト低減、準備期間短縮



FMFと連携して再装荷技術を整備

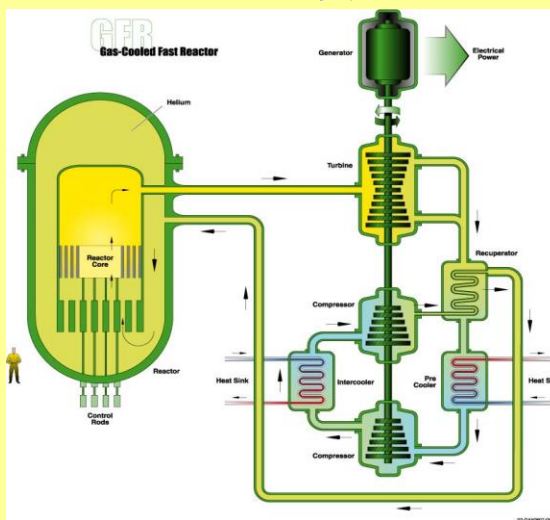
- ・パーツ接合を溶接→ねじ接合に変更し、照射試験を通じて再利用可能性を評価
- ・モックアップ試験による遠隔取扱性を確認するとともに装置設計にフィードバック
- ・セル内での表面汚染の基準設定、遠隔操作のトルク・荷重等の管理方法の確立

外部利用促進のための機能拡大（高温照射技術）

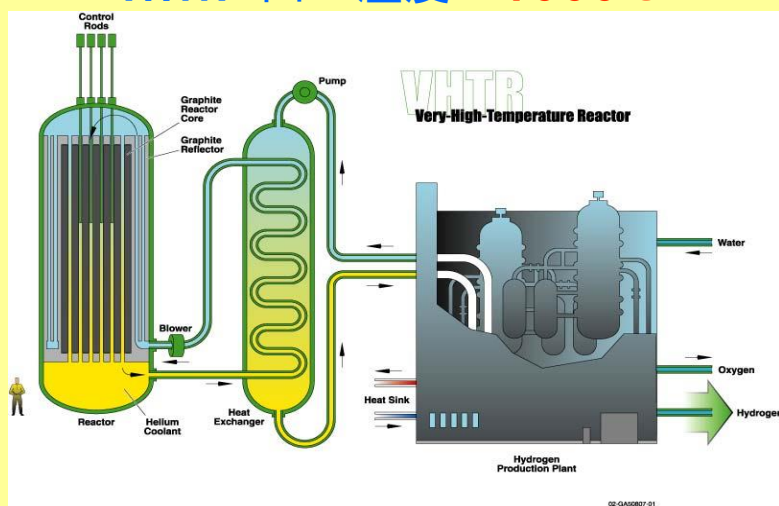
核融合炉、ガス冷却炉、超高温原子炉用材料の高温・高照射量のデータ取得

第4世代原子力システム

GFR 出口温度～850℃

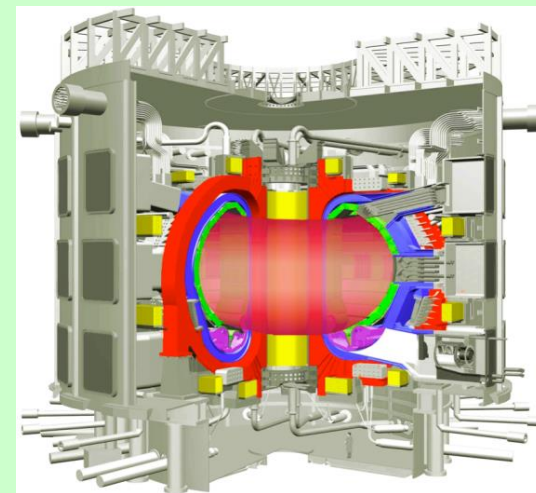


VHTR 出口温度～1000℃



核融合炉

- ・バナジウム合金
(～800℃)
- ・SiC/SiC複合材料
(～1200℃)



常陽

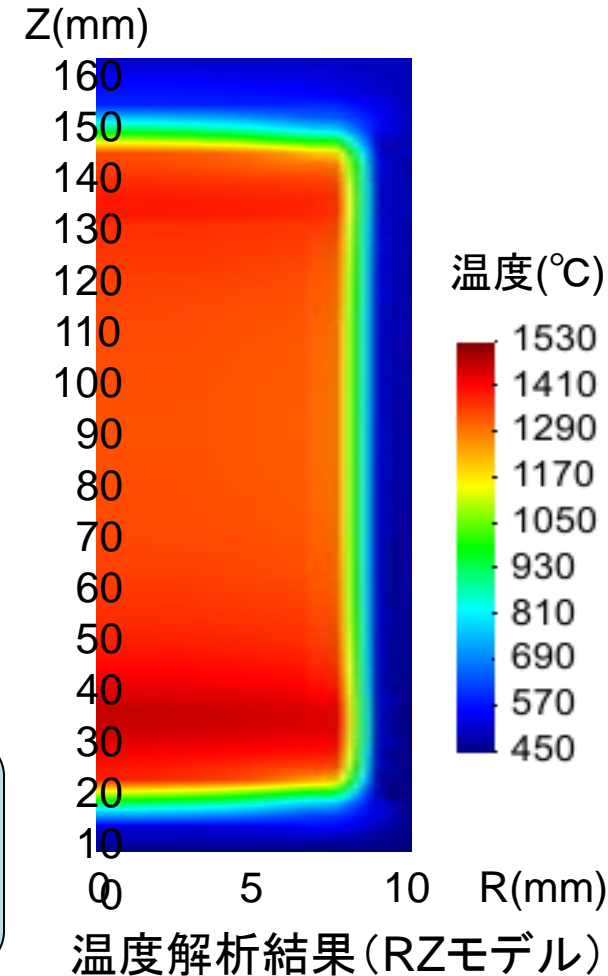
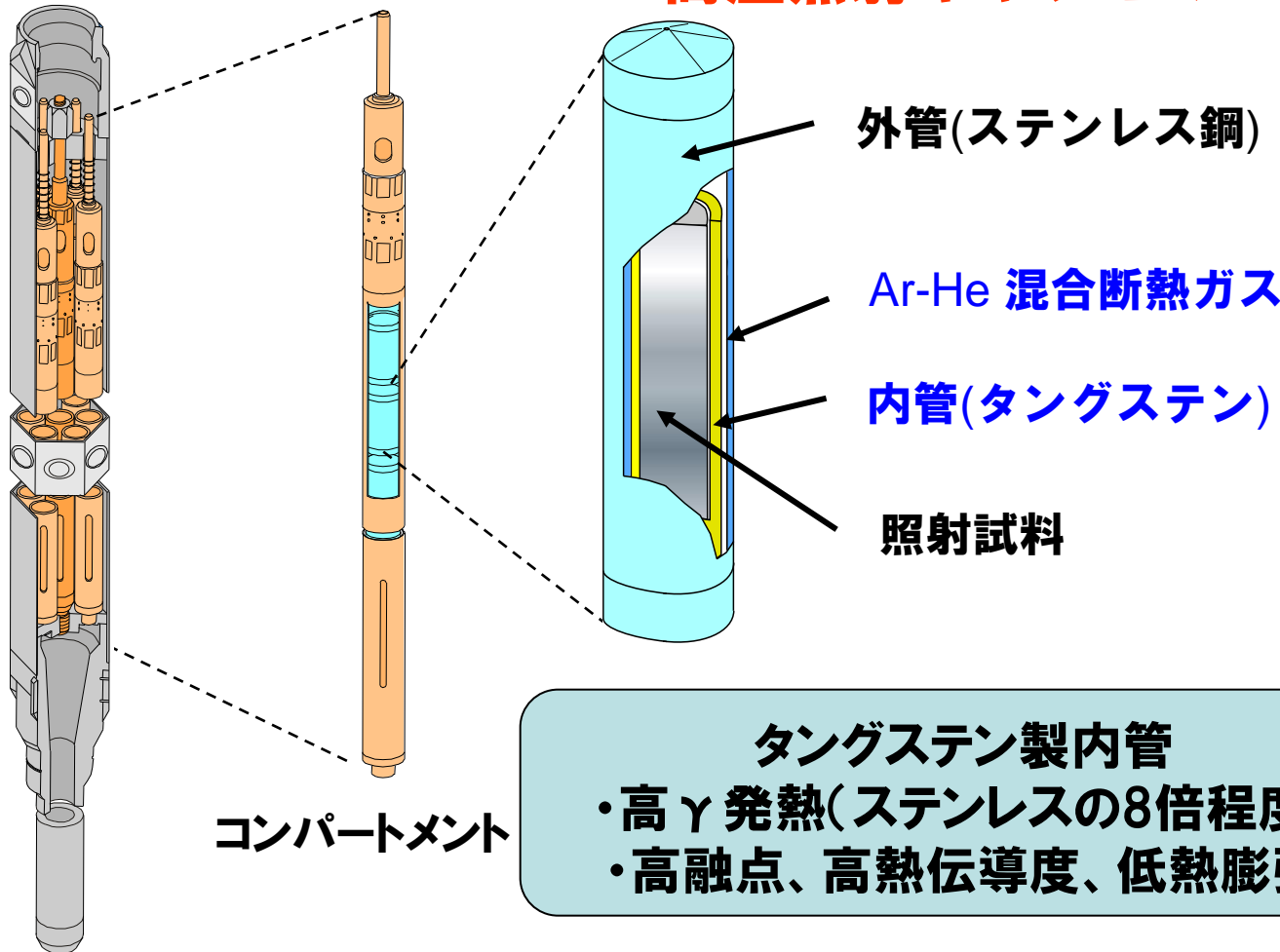
1cy(60日)当たり最大10dpa達成
材料の照射温度は800℃以下

高温照射キャプセルの開発により、
「高温」・「高dpa」の照射試験を実現

外部利用促進のための機能拡大の例（高温照射技術）

核融合炉、ガス冷却炉、超高温原子炉用材料の高温・高照射量のデータ取得

高温照射キャプセル



解析上は γ 発熱密度の小さい反射体領域(3dpa/cy)でも1000°C以上を達成可能

- ・ 照射場特性の把握を目的とした核熱特性試験を実施
- ・ 蓄積した核熱特性試験データに基づき計算法を高度化



高精度な照射試験が実施可能

| 評価項目 | 評価精度 | 目的・対象 | |
|-------------------------|-------|-------------|---------------------------|
| 線出力密度・燃焼率 | 3~5% | 燃料開発 | MOX燃料 MA含有燃料 金属燃料 等 |
| 原子弾き出し数(dpa) ヘリウム生成量 | 5~10% | 材料開発 | 炉心材料 構造材料 制御棒材料 |
| 照射温度(ΔT)※ | 10% | | 核融合材料 等 |
| 核変換率 | 10% | 核変換 技術開発 | MA 長寿命FP |
| 照射温度(ΔT)※ | 10% | | |

※ ΔT : 原子炉入口冷却材温度(350°C)からの増分

従来:
照射試験毎に照射装置を製作

再利用型:
照射済の集合体の分解・再組立技術を確立し、照射装置を再利用

➡ **照射装置の製作コスト、製作期間、廃棄物量の大幅な低減**

照射装置製作コスト

従来
照射装置1体
約1500万円

➡

(再利用型実績)
コンパートメント3本
約500万円

試験期間

従来
約1.5年

➡

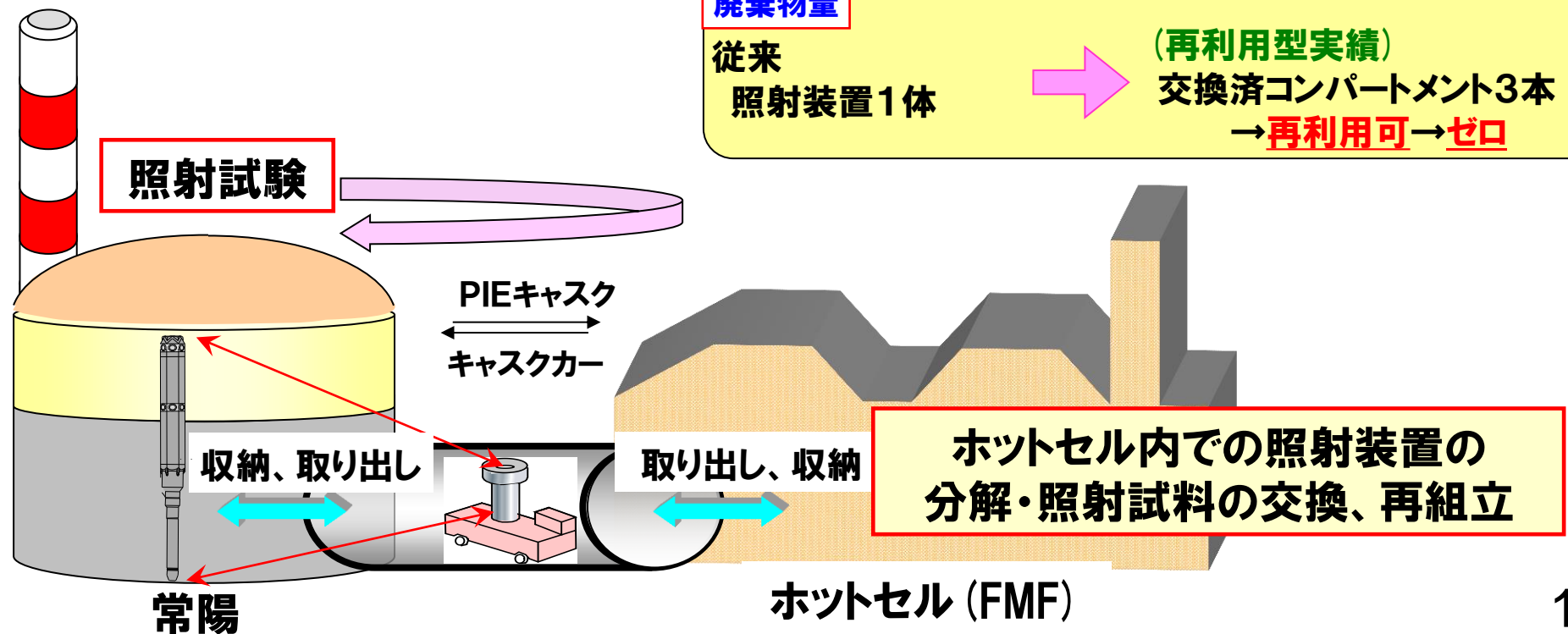
(再利用型実績)
約10ヶ月

廃棄物量

従来
照射装置1体

➡

(再利用型実績)
交換済コンパートメント3本
→再利用可→ゼロ



これまでの実績

- ＜技術者養成＞

 - ・1000名以上の研究者、技術者が「常陽」の運転・保守等に従事
 - ・「もんじゅ」技術者：約150名、メーカ技術者：約200名
- ＜人材育成＞

 - ・国内大学との連携：東大専門職大学院等、夏期実習生(数十名/年)
 - ・海外の技術者・研究者の研修

今後の予定

- ・大学と連携し、フルスコープのシミュレータを用いた炉物理実習や、分析技術等の幅広い技術実習を通じて、原子力技術者の育成に貢献
- ・国内のみならず、国際協力も活用してアジア等、海外からの研修生やインターンシップを受け入れ、国際的な人材育成も積極的に推進



- 再稼働後、MA含有MOX燃料の照射試験を再開し、環境負荷低減の実現に貢献するとともに仏国ASTRID開発に協力。
- 照射技術開発、照射条件評価精度向上の継続・発展、コスト低減等を通じて利用拡大を図るとともに、原子力人材の育成にも貢献。

- 大洗研究開発センターのHP

www.jaea.go.jp/04/o-arai/index.html

- 高速実験炉「常陽」のHP

www.jaea.go.jp/04/o-arai/joyo/index.html

- 高速実験炉「常陽」と照射後試験施設の施設供用に関するHP

www.jaea.go.jp/04/oarai/facilities_share/index.html