

次世代革新炉開発に必要な 研究開発項目 及び基盤インフラについて (高速炉燃料・高温ガス炉燃料)

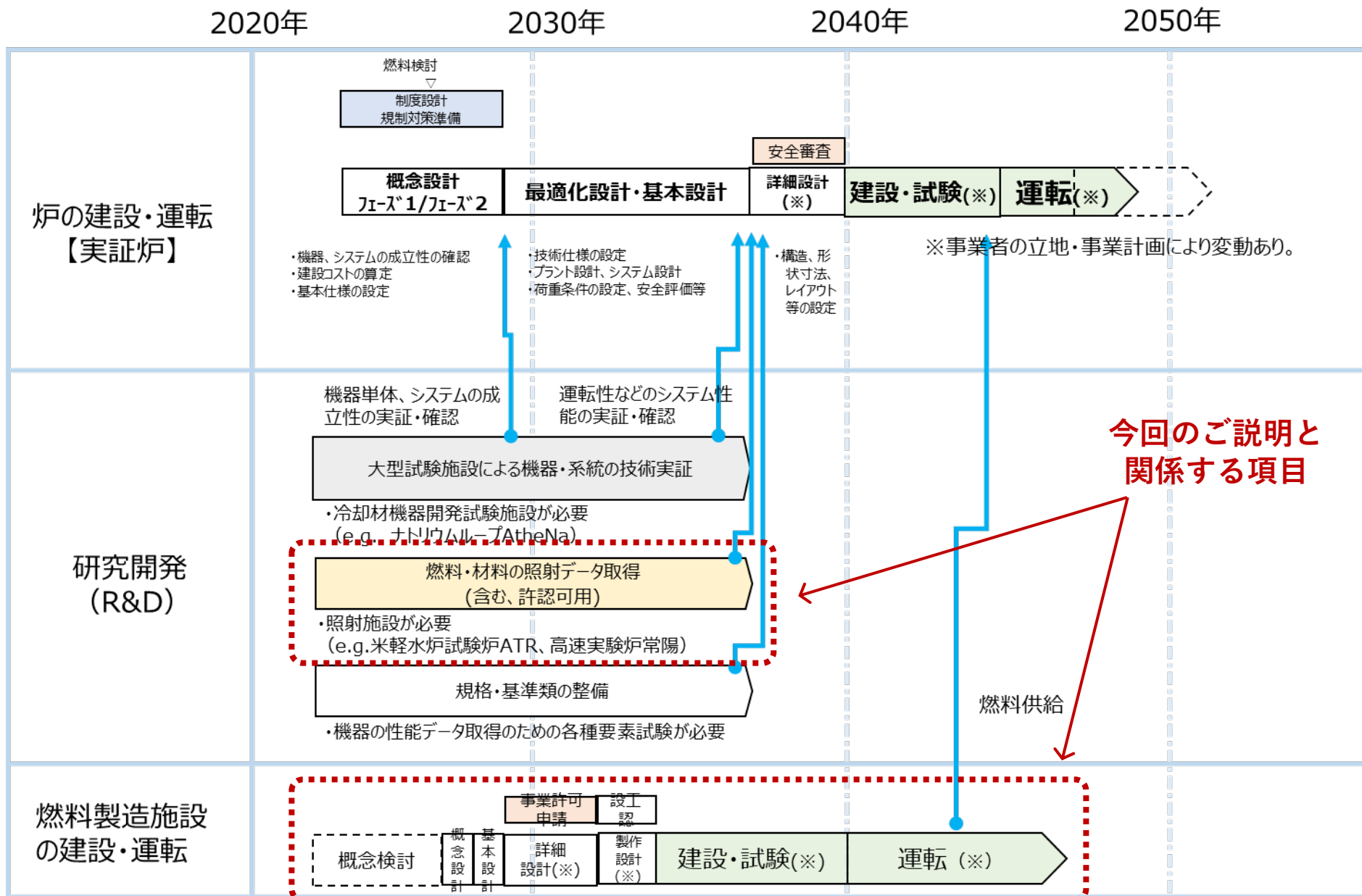
令和4年11月8日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

高速炉燃料について

導入に向けた技術ロードマップ^o (高速炉)

(革新炉ワーキンググループ (第4回 (2022年7月29日開催)) で提示された「革新炉開発の技術ロードマップ (骨子案)」より引用)



必要な開発課題と施設整備（高速炉）

（次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会（第1回（2022年10月17日開催））資料3より引用）

	研究開発項目	研究開発に必要な施設	利用可能性	整備状況
高速炉	照射試験技術	高速中性子照射	常陽（新規基準、RI製造）	△ 新規基準対応中
	炉心燃料・材料分野	ホット試験、照射後試験	グローブボックス（空気・不活性雰囲気） ホットセル（空気・不活性雰囲気） 照射後試験施設	○ CPF、Puセンター、FMFを利用した試験が可能
	安全性向上分野	シビアアクシデントやナトリウム水反応対策	溶融炉心物質挙動試験施設（MELT） 蒸気発生器安全性総合試験装置（SWAT-3）等	○ 利用可能
		構造強度評価	耐震試験設備	△ 大洗研中規模加振機（メカトロニクスは停止中）
	ナトリウム試験	Na大型機器試験	冷却系機器開発試験施設（AtheNa） Na中計測試験施設	△ AtheNa加熱器整備中（今後実験装置を設置予定）
	蓄熱技術開発	熱利用実証試験	Na-溶融塩間の熱交換性能試験装置	× 未整備
			Na-溶融塩化学反応試験（グローブボックス）	△ 試験装置の整備が必要
	安全性実証 廃棄物減容 出力機動性 国民福祉向上 技術基盤確立	高速炉の安全性向上と新規制適合の実証 MAの集合体燃焼試験実証 蓄熱による機動性向上実証 医療用RI生産・供給 サプライチェーン再構築	新機能実証施設 ・受動的炉停止、緩和策としてのシビアアクシデント時の炉容器内事故終息機能の具体化 ・蓄熱機能を備え、ナトリウム水反応を排除できるシステム ・MA燃料の集合体レベルの照射機能 ・医療用RIを常陽とともに連続生産・供給できる機能	× 未整備
	MOX燃料製造・湿式再処理分野	常陽MOX燃料供給 MA含有MOX製造 MOX燃料溶解、再処理試験、MA分離試験	新規MOX燃料加工施設 CPF、軽水炉MOX再処理試験実施中 MA分離回収実績あり	△ 新規MOX加工施設（MA燃料含）の内容・コスト等検討中 集合体解体、せん断、溶解試験が必要 MA分離工学試験が必要
	金属燃料・乾式再処理分野	金属燃料製造 MA含有金属燃料製造 乾式再処理試験	FMF（金属燃料サイクル試験研究設備設置） CPF、NUCEF施設の利用検討	△ 金属燃料製造は電中研が燃料研究棟にて製造実績あり、乾式再処理基礎試験は電中研がCPFにて実施中

○ 経済性向上技術

技術開発項目	技術内容	
	開発・試験研究	実証・性能確認方策
炉心の高燃焼度化 TRL⑤~⑦	放射線耐性・高温強度が高い被覆管材料 (ODS鋼) と太径中空燃料ペレットにより高燃焼度化	
	<ul style="list-style-type: none"> 高燃焼度燃料の照射データ蓄積、長寿命炉心材料開発 (照射試験: 常陽、米 (TREAT炉)・仏協力) 長寿命制御棒開発 (大型Na試験: AtheNa、照射試験: 常陽) 	<ul style="list-style-type: none"> 照射知見の蓄積 (常陽、新機能実証試験施設)

○ 環境負荷低減性

技術開発項目	技術内容	
	開発・試験研究	実証・性能確認方策
MA燃焼 TRL④~⑤	MAの分離手法・添加燃料を開発し、高速炉による照射で放射性廃棄物減容・有害度低減を実証	
	<ul style="list-style-type: none"> MA分離手法は実験室レベルで開発済 工学試験レベルのMA分離手法開発 (セル施設) 	<ul style="list-style-type: none"> ピンレベル照射試験データ蓄積 (常陽) 集合体レベル照射試験 (新機能実証試験施設)
	<ul style="list-style-type: none"> MA添加燃料の製造 (セル内燃料製造施設) 	
	<ul style="list-style-type: none"> ピンレベル試験照射試験 (常陽) 	

青字 : JAEAでの研究開発、黄色字 : 既設装置での試験、赤字 : 新設装置での試験、緑字 : 国際協力による研究開発

世界における高速炉燃料製造の現状

	国	会社 / 施設	製造能力 (tHM/年)	燃料種類	操業開始年	備考
MOX	日本	JAEA / Pu-3	5 (設計時能力)	ペレット	1988	常陽、もんじゅ
		(参考) JNFL / J-MOX	130	軽水炉用	2024	
	ロシア	PA Mayak / PAKET	0.5	ペレット	1980	BN-350、BN-600、 BN-800
		RIAR / ERC	1	バイパック	1975	BN-800
		MCC / MFFF	60	ペレット	2015	BN-800 (、BN-1200)
	インド	BARC / AFFF	20	ペレット	1994	FBTR、PFBR
		IGCAR / FRFCF	7.5	ペレット	建設中	2027年完成予定
	中国	中核瑞能科技有限 公司 / 404工場	0.5	ペレット	2008	CEFR
フランス	(参考) Orano / MELOX	195	軽水炉用	1995		
金属	アメリカ	Natrium炉向け燃料 製造施設	—	U-Zr	計画中	HALEU*の利用計画
		VTR向け燃料製造施 設	—	U-Pu-Zr	計画中	
		INL / FCF	—	U-Pu-Zr	1989	EBR- II 廃止措置に転用
	フランス	CERCA	—	U-Zr	1957	

*) 高純度低濃縮ウラン ($^{235}\text{U} \leq 20\%$)

高速炉燃料開発の必要性

高速炉と軽水炉では燃料仕様、冷却材及び仕様条件が大きく異なり、特に、高速炉燃料は軽水炉燃料に比べて高温環境で高燃焼度まで使用される。

→ 高温・高燃焼度まで使用可能な燃料、被覆管材料等の開発が不可欠

		高速炉 (実用炉の検討例)	PWR ^{*1} (17×17型の例)	BWR ^{*1} (8×8型の例)
燃料仕様	ペレット材料	UO ₂ -PuO ₂	UO ₂ (UO ₂ -PuO ₂) ^{*2}	UO ₂ (UO ₂ -PuO ₂) ^{*3}
	Pu富化度	18~21%	— (≦13%) ^{*2}	— (≦10%) ^{*3}
	MA含有率	最大5%程度	—	—
	被覆管材料	ODS鋼	ジルカロイ-4	ジルカロイ-2
冷却系	冷却材	ナトリウム	軽水	軽水
	原子炉出口温度	約550℃	約325℃	約287℃
使用条件	最高燃焼度	250GWd/t (ペレット) —	62GWd/t (ペレット) ^{*4} 45GWd/t (集合体)	— 40GWd/t (集合体)
	被覆管温度	700℃	<500℃	<500℃
	燃料中心温度	>2000℃	<1800℃	<1800℃

*1) 原子力百科事典ATOMICAより、 *2) 「伊方3号機MOX燃料の採用計画等について」より、 *3) 「浜岡4号機プルサーマル設置変更申請書」より、 *4) 「三菱PWR高燃焼度化ステップ2炉心におけるMOX燃料機械設計」より

1. 燃料・材料

(1) 経済性向上技術

- 燃料の高燃焼度化による燃料サイクルコスト低減
- 冷却材の高出口温度化による発電効率向上

① 太径中空燃料の性能実証

燃料の溶融防止と燃料の膨れ（スエリング）による被覆管との機械的な相互作用の抑制を両立し、燃料の高燃焼度化が可能な太径中空燃料の性能を実使用環境下で実証する。

② 長寿命炉心材料の開発

燃料の高燃焼度化（取出平均燃焼度150GWd/t）と冷却材の高出口温度化（550℃）を両立する酸化物分散強化型（ODS）鋼被覆管、フェライト鋼ラップ管等を開発する。

(2) 環境負荷低減性

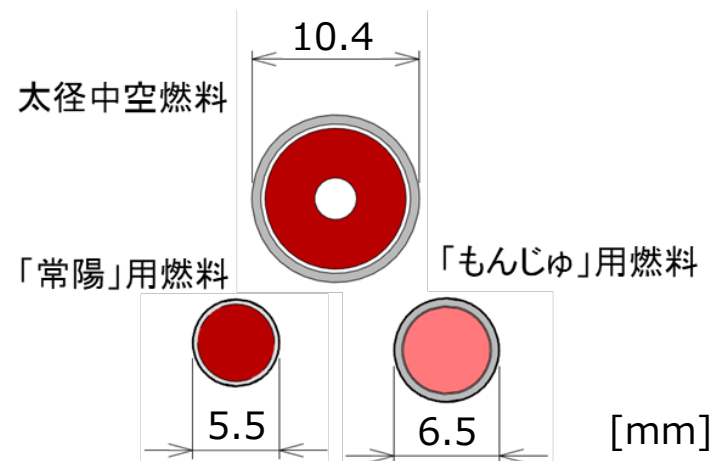
- 放射性廃棄物の減容化・有害度の低減に貢献するMA含有燃料の開発

① MA含有燃料の物性研究

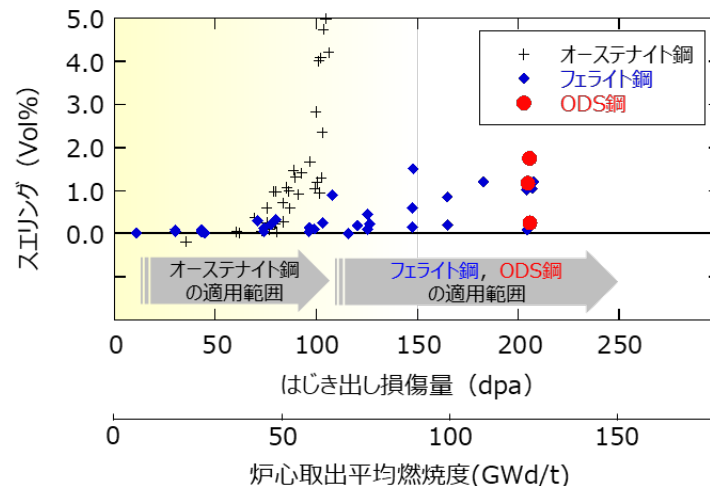
燃料設計に必要なMA含有燃料の熱物性（融点、熱伝導率）等を整備する。

② MA含有燃料の照射特性評価、健全性実証

燃料設計の検証、MA添加が燃料の組織変化挙動、熱的挙動や被覆管との化学的な相互作用等に及ぼす影響を把握するとともに、MA含有燃料の健全性を実使用環境下で実証する。



常陽、もんじゅ燃料と太径中空燃料の断面寸法の例



炉心材料候補材のスエリング挙動
(中性子照射環境下での寸法安定性)

2. 燃料製造技術

(1) 経済性向上技術

■ 高燃焼度燃料の製造技術

① 焼結・O/M比調整技術開発

高燃焼度まで燃料と被覆管の化学的な相互作用（被覆管内面腐食）を抑制するための酸素-金属原子数比（O/M比）の低い燃料ペレットの量産技術を開発する。

② 中空ペレット検査技術開発

高燃焼度化を可能とする太径中空ペレット燃料の内径、内表面の状態（割れ、異物の有無等）について検査する技術を開発する。

■ 燃料の製造コスト低減

③ 乾式リサイクル技術開発

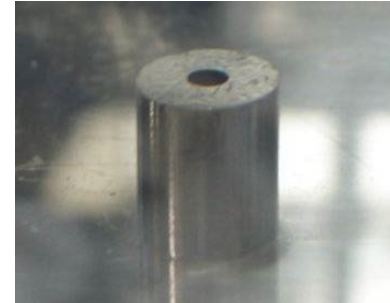
燃料製造工程において発生する規格外燃料ペレットを粉砕し、乾式回収粉として再利用するための技術を開発する。

(2) 環境負荷低減性

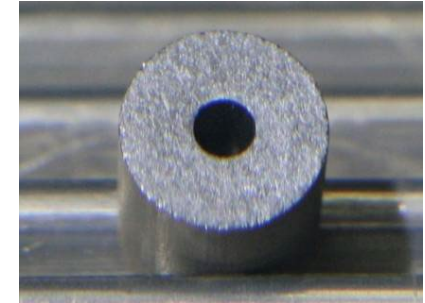
■ 高い放射線量を有するMA含有燃料のセル内遠隔製造技術

① セル内遠隔保守技術開発

セル内の燃料製造設備を、マニプレーター等を用いて遠隔で保守・補修する技術を開発する。

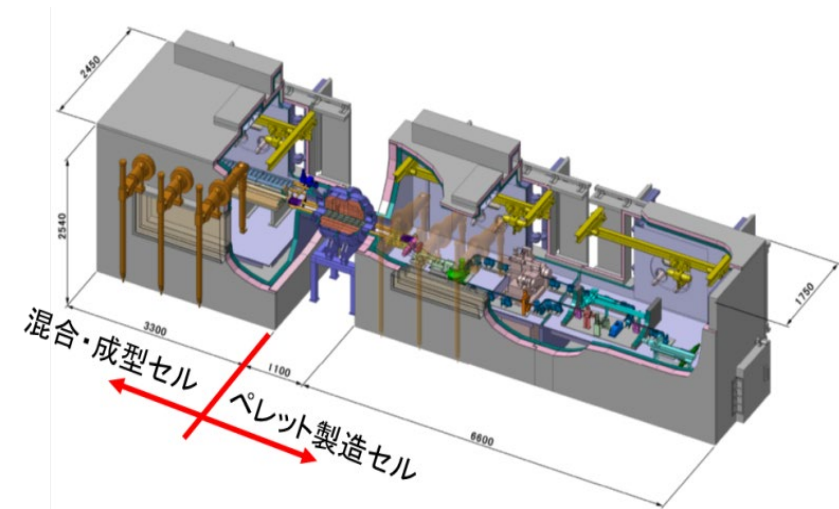


焼結前



焼結後

製造した中空ペレットの外観写真



セル型遠隔自動燃料設備概略図

燃料製造技術実証フィールド

- ・常陽、もんじゅ燃料製造（実績）
- ・各要素技術の工学規模試験
- ・照射試験用燃料製造



Pu-3

Pu-1*1



機能移転
(計画)

高速中性子照射フィールド

- ・次期炉用燃料・材料の照射試験（太径中空燃料、長寿命炉心材料等）
- ・MA含有燃料の照射試験



常陽、IRAF

照射後試験フィールド

- ・照射後試験、照射挙動評価
- ・照射試験用燃料製造（MA含有燃料のセル内遠隔製造）

AGF*1



MMF*1



機能集約
(計画)

FMF



U、Pu

MA*2

CPF



再処理技術開発フィールド

- ・MA分離技術開発
- ・MA分離技術開発使用済MOX燃料に係るLF共通再処理技術開発

燃料製造技術開発フィールド

- ・焼結・O/M比調整技術開発
- ・中空ペレット検査技術開発
- ・乾式リサイクル技術開発
- ・物性研究
- ・照射試験用燃料製造

*1) 廃止措置予定施設

*2) SmART (Small Amount of Reuse Fuel Test) サイクル研究

1. 燃料・材料 (1) 経済性向上技術

① 太径中空燃料の性能実証 (TRL6)

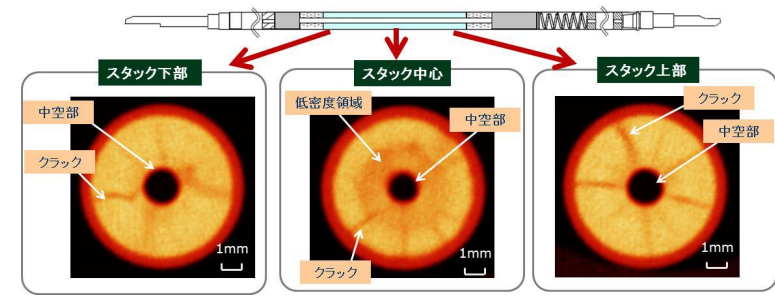
- 常陽、英PFR、米EBR-II等で照射実績あり (ピン径8.5mmまで)
- 次期炉で想定される燃料仕様 (例: ピン径10.4mm) の燃料ピン・燃料集合体照射試験による照射健全性確認、性能実証が必要 (常陽運転再開後)

② 長寿命炉心材料の開発 (TRL5)

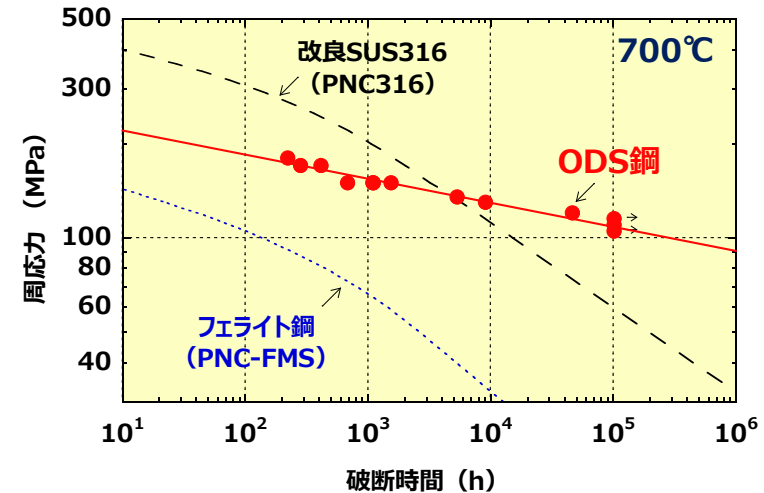
- 世界に先駆けてODS鋼被覆管の製造に成功し、現在は量産技術開発を実施中。高温強度データ取得を着実に進め、世界最高レベルのクリープ強度を長時間維持することを実証
- 量産技術開発、基準類の整備に向けた強度データ取得を継続するとともに、材料照射試験、燃料ピン・燃料集合体照射試験による照射データ取得、性能実証が必要 (常陽運転再開後)

【今後の開発に必要な施設・設備等】

- 常陽照射試験
 - **Pu-1、Pu-3** : 試験燃料製造
 - **常陽、IRAF** : 照射試験、照射装置組立
 - **FMF (、AGF、MMF)** : 照射後試験・評価



「常陽」における太径中空燃料の照射挙動データの取得例
(太径中空燃料の照射後のX線CT結果)



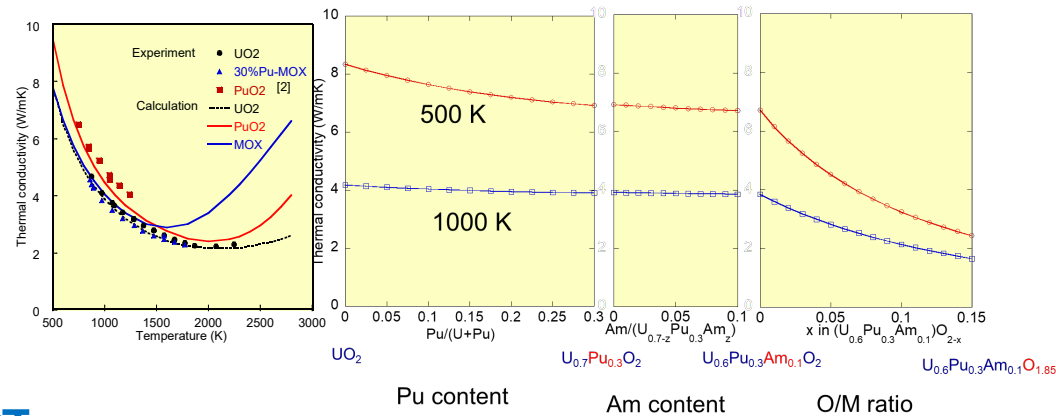
ODS鋼被覆管のクリープ強度

〔 実用炉で想定される使用期間約9年を大きく上回る10万時間超でも優れたクリープ強度を維持 〕

JAEAの施設・設備の整備以外に、燃料被覆管をはじめとする炉心材料や照射装置部材等の**サプライチェーンの再構築**が不可欠

① MA含有燃料の物性研究 (TRL7)

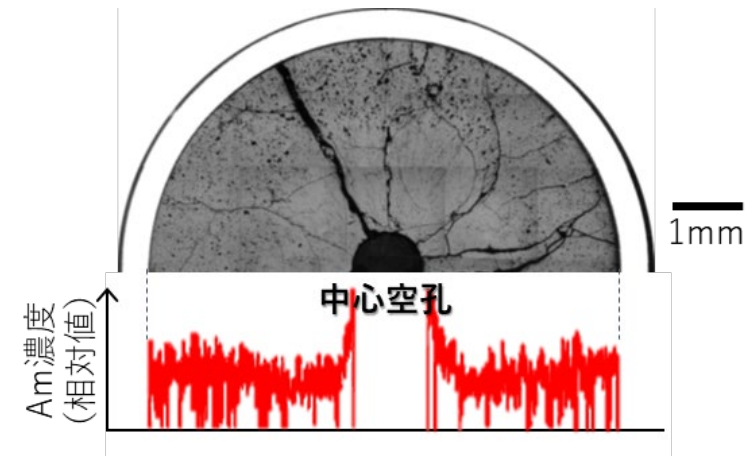
- 取得した酸化物燃料の基礎特性データに基づき、外挿性のある機構論モデルを導出。Pu、MA、O/M比、温度、密度をパラメータとした熱伝導率等の基礎物性の評価が可能
- 2000~3000Kの熱物性の信頼性向上、燃焼度効果、照射挙動モデルの開発が課題



MA含有MOX燃料の熱伝導率評価

② MA含有燃料の照射特性評価、健全性実証 (TRL5)

- MA含有燃料 (Am含有率5%) を製造し、常陽で短期照射試験を実施。MA再分布挙動データ等を取得
- 定常照射試験 (SmARTサイクル研究を含む) により、MA含有燃料の照射特性評価、健全性実証が必要 (常陽運転再開後)

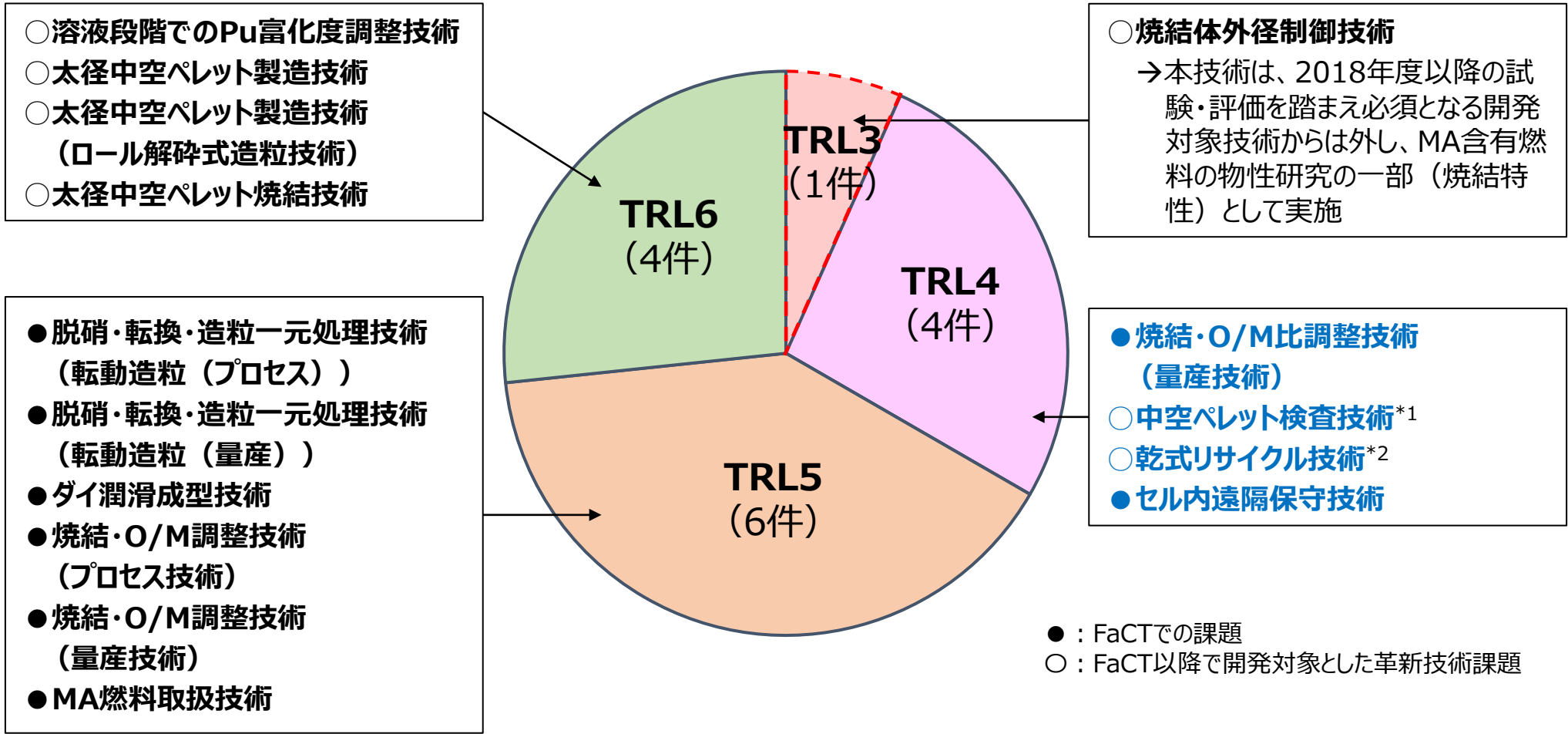


MA含有MOX燃料のAm再分布挙動 (5%Am含有MOX燃料、24時間照射)

【今後の開発に必要な施設・設備等】

- 物性研究
 - **Pu-1、Pu-3**
- 常陽照射試験
 - **AGF** (、Pu-1、Pu-3) : 試験燃料製造
 - **常陽、IRAF** : 照射試験、照射装置組立
 - **FMF** (、AGF、MMF) : 照射後試験・評価

2. 燃料製造技術のTRL



燃料製造技術開発に係る現時点のTRL評価値集計 (15課題)

*1) FaCTではセル内遠隔技術開発内の一課題として画像解析等によるペレット検査技術の開発を実施。FaCT以降は中空ペレットの検査に特化した基盤研究を実施。

*2) JAEA内で保管する規格外ペレット等のスクラップを原料として再利用するため、FaCT以降に研究開発を実施。

2. 燃料製造技術 (1) 経済性向上技術

脱硝・造粒・転換一元処理

再処理側から受入れた原料溶液から富化度調整済の流動性の良いMOX粉末を製造する技術

ダイ潤滑成型技術

金型壁面に潤滑剤を噴霧塗布することにより、潤滑剤を混合することなく、MOX粉を直接成型する技術

焼結・O/M比調整技術

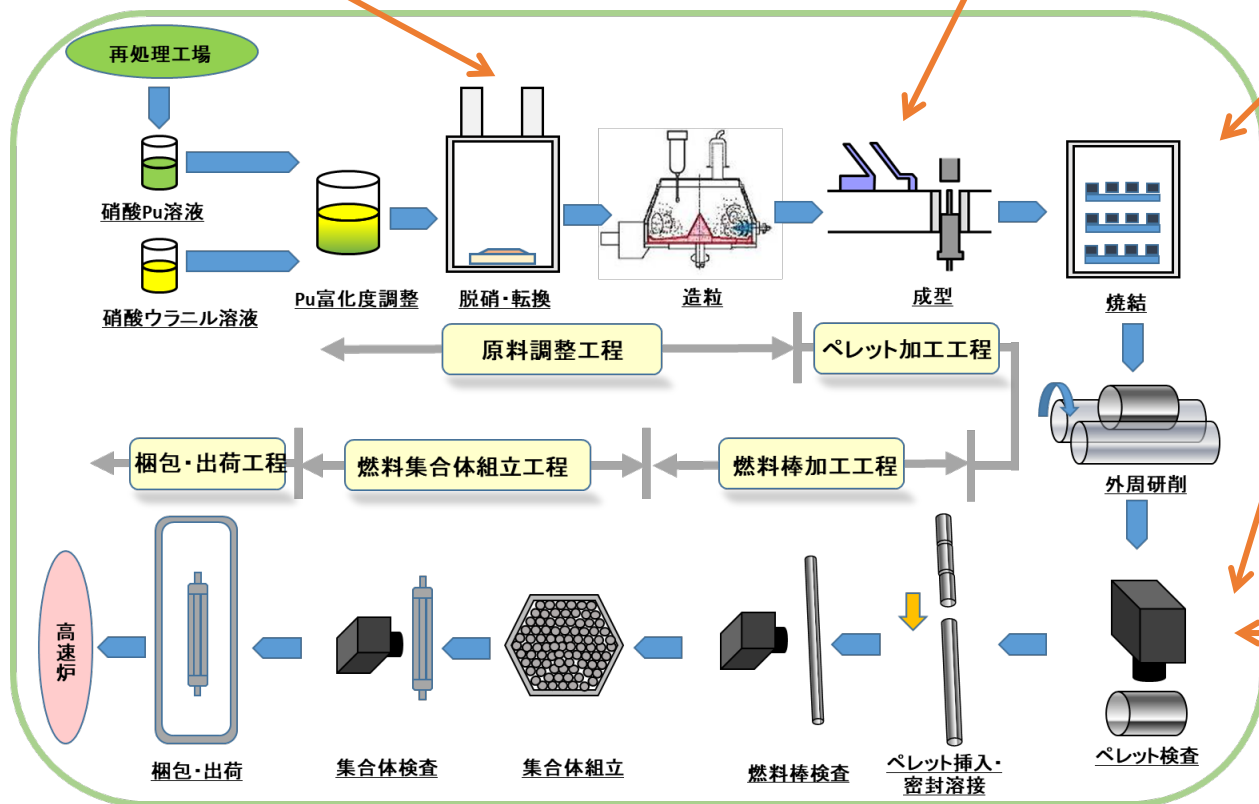
熱処理により、MOXペレットの酸素/金属重量比 (O/M) を1.97以下に調整し、高燃焼度時の被覆管内面腐食を抑制する技術

中空ペレット検査技術

製品ペレットの検査 (寸法、重量、外観等) を行う技術。中空ペレットの内径、内表面 (割れ、異物の有無等) の検査技術の開発が課題

乾式リサイクル技術

ペレット検査で不合格となったペレットを粉砕し、原料粉末として再生する技術



2. 燃料製造技術 (1) 経済性向上技術

① 焼結・O/M比調整技術開発 (TRL4)

- 小規模試験では目標値 (焼結密度95%、O/M比 1.97) を達成したが、工学規模試験では未達
- 量産に適したO/M比調整炉の設計検討等が必要

② 中空ペレット検査技術開発 (TRL4)

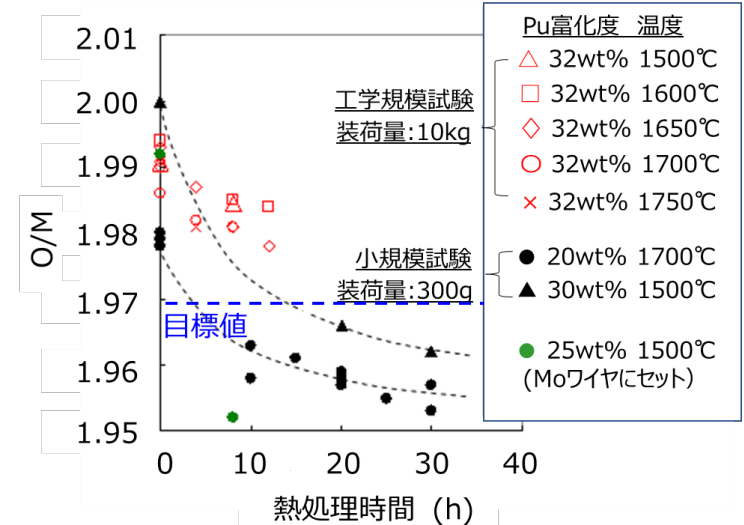
- ペレット内径測定、内表面 (割れ、異物の有無等) の検査手法の調査、検討、選定、コールド試験等による原理確認、並びに既存検査装置へ適用するための設計検討が必要

③ 乾式リサイクル技術開発 (TRL4)

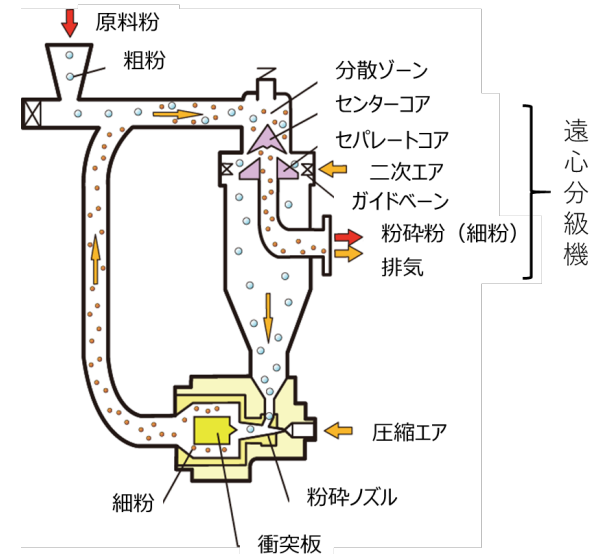
- 設備を構成する要素機器の開発段階であり、機種選定のための試験データ取得、乾式リサイクル設備の設計検討が必要

【今後の開発に必要な施設・設備等】

- 設備開発
 - Pu-3
 - コールド試験フィールド (JAEAあるいはメーカー等の既存施設に整備)
- 製造ラインの運転を通じた各種データ取得
 - 次期炉用燃料製造施設 (新規)



工学規模のO/M比調整試験結果



乾式リサイクル設備の気流粉碎機の概略図 15

① セル内遠隔保守技術開発 (TRL4)

- AGFのコンクリートセル内に設置した燃料製造設備を用いた技術開発により、基本的なセル内遠隔製造技術を確立。セル内遠隔製造設備のモックアップ試験を部分的に実施
- セル内遠隔保守技術について、各設備の構造や放射性物質による汚染状況等を考慮した総合的な成立性の確認が必要
- 遠隔保守シミュレーション、粉末付着・滞留防止技術、除染セルにおける除染技術、メンテナンスグローブボックス（セル）内における保守・補修手順の検討、デジタルツインの適用検討等が必要



パレット成型設備のモジュール交換のモックアップ試験機

【今後の開発に必要な施設・設備等】

- セル内遠隔保守技術開発
 - **コールド試験フィールド**（JAEAあるいはメーカー等の既存施設に整備）
- 製造ラインの運転を通じた各種データ取得
 - **次期炉用燃料製造施設（MA燃料製造ライン）（新規）**

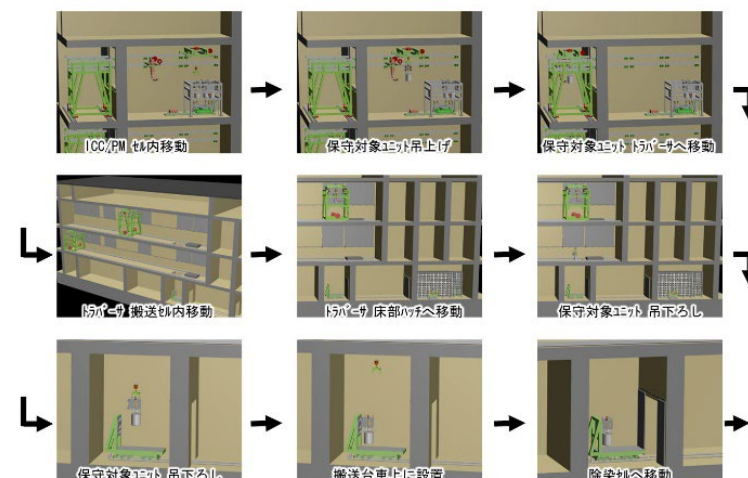
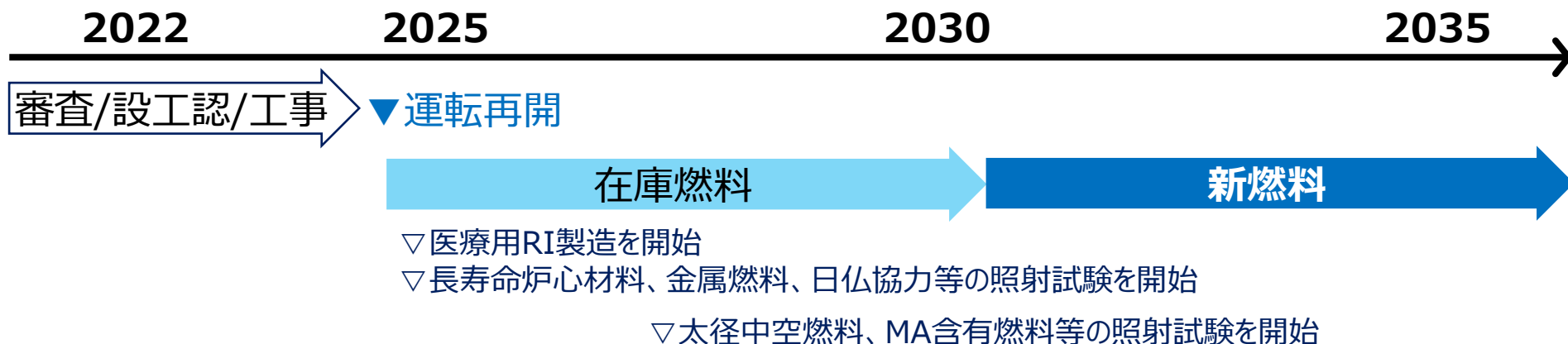


図 1 0-1. 脱硝設備保守手順概要図 (1/2)

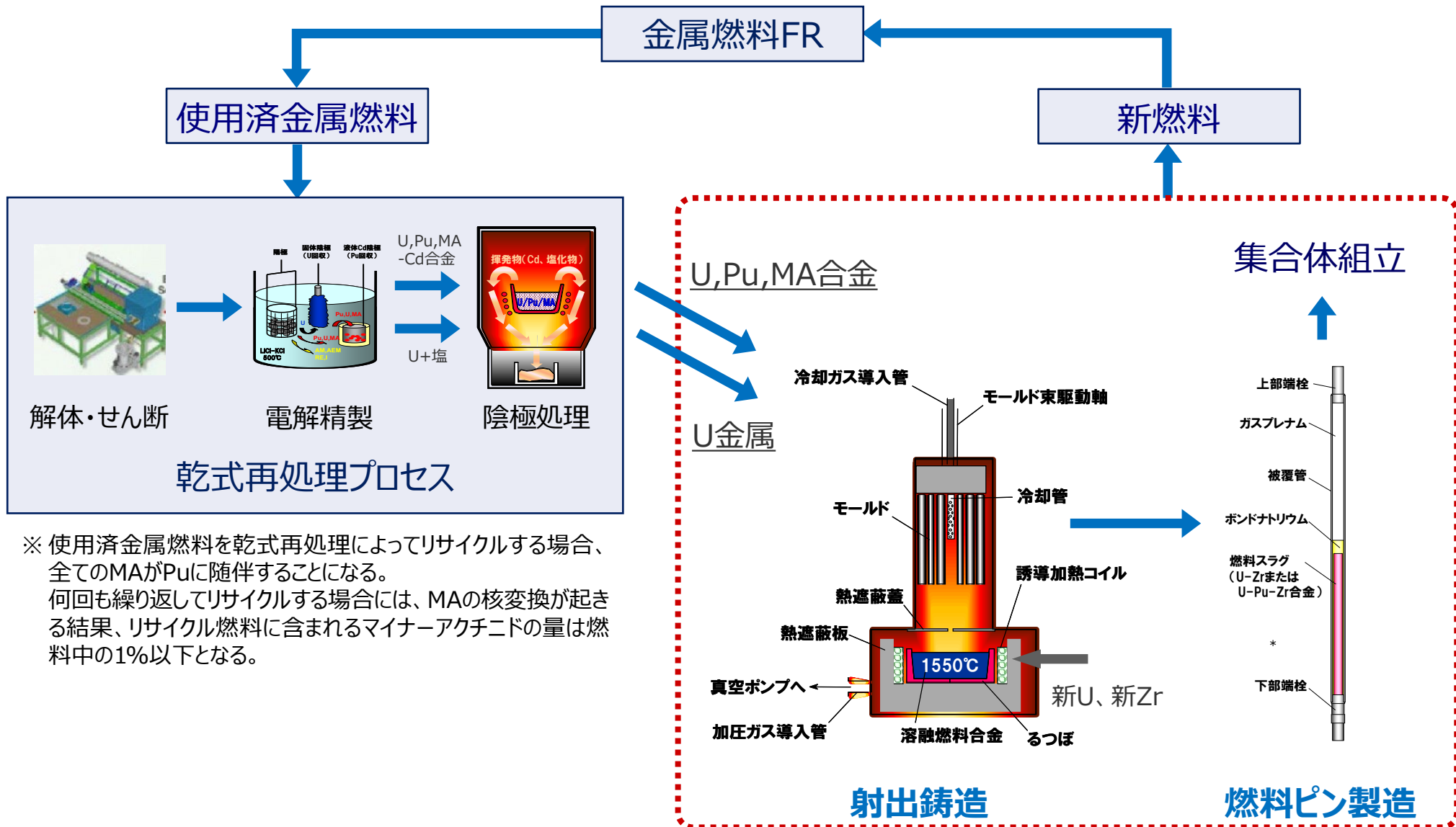
● 常陽運転計画



→ 2031年以降も常陽を運転し、次期炉燃料やMA含有燃料の照射試験、医療用RIの製造等を継続するためには**新燃料製造が不可欠**

● 新燃料製造を通じた技術開発

- 新燃料製造施設として、既存施設（Pu-3等）や新規施設を検討中
- 新燃料製造では、乾式リサイクル技術等の次期炉用燃料製造に適用する技術を適宜導入予定
- 新規施設では、新機能実証施設の燃料製造を行うとともに、MA含有燃料の技術実証に向けたセル内遠隔製造ラインの整備等を検討



※ 使用済金属燃料を乾式再処理によってリサイクルする場合、全てのMAがPuに随伴することになる。何回も繰り返してリサイクルする場合には、MAの核変換が起きる結果、リサイクル燃料に含まれるマイナーアクチノイドの量は燃料中の1%以下となる。

○ 製造技術開発 (TRL5~6)

- 常陽での金属燃料ピン照射試験用に、射出鑄造技術によるU-Pu-Zr燃料スラグの製造、小規模Naボンディング装置を用いた燃料ピン組立の実績あり (JAEA大洗研 燃料研究棟 (廃止措置施設))
- U-Zr合金の工学規模の射出鑄造試験の実績あり
- 工学規模での射出鑄造技術等の実証試験、MA含有を考慮した成立性確認試験の実施が必要

○ 照射特性評価、健全性実証 (TRL7 (海外実績に基づく))

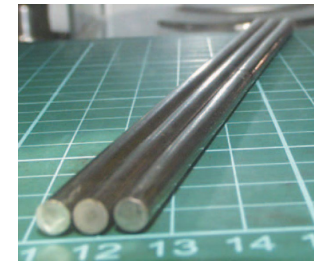
- 米EBR-II等で照射実績が蓄積されてきたが国内での照射実績はなし
- 製造した金属燃料ピンの照射試験による照射健全性確認、性能実証が必要 (常陽運転再開後)
- 日米共研を通じた照射データ取得の検討

【今後の開発に必要な施設・設備等】

- 製造技術開発
 - **既存施設への設備整備**あるいは**新規施設**
- 常陽照射試験
 - **常陽、IRAF** : 照射試験、照射装置組立
 - **FMF (、AGF、MMF)** : 照射後試験・評価



燃料研究棟に整備した
Arガス雰囲気グローブボックス



(U-20Pu-10Zr燃料スラグ)

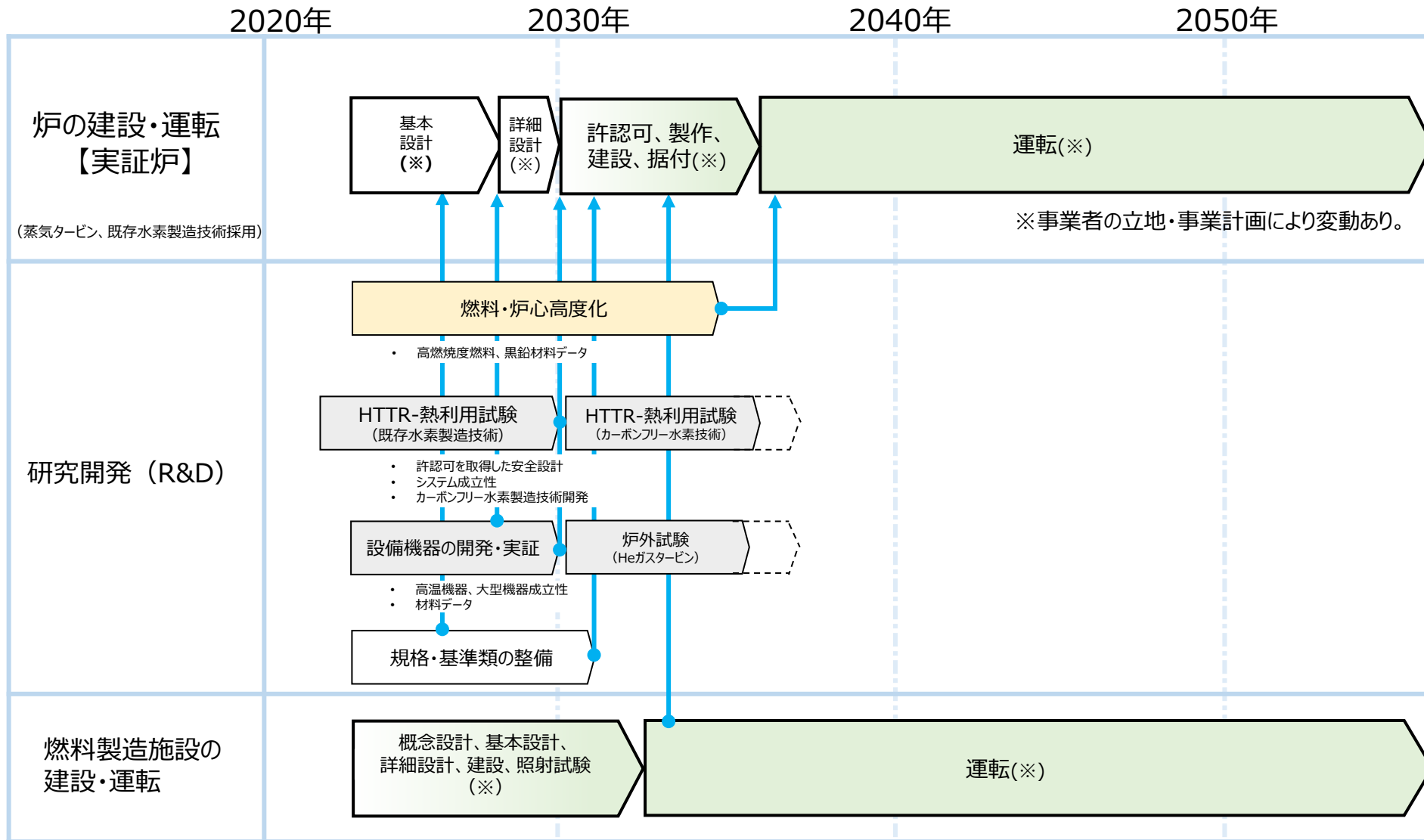


製造した金属燃料スラグと金属燃料ピン

高温ガス炉燃料について

導入に向けた技術ロードマップ（高温ガス炉）

第4回 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会
原子力小委員会 革新炉ワーキンググループ
2022年7月29日開催より引用



開発課題と整備・項目（高温ガス炉）

（次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会（第2回（2022年10月28日開催））資料3より引用）

- HTTRの技術の延長上にある範囲で大型化を目指し、開発要素を少なくする
- 蒸気タービン、既存水素製造技術等を接続し、2030年代の運転開始が可能な実証炉を開発

整備状況

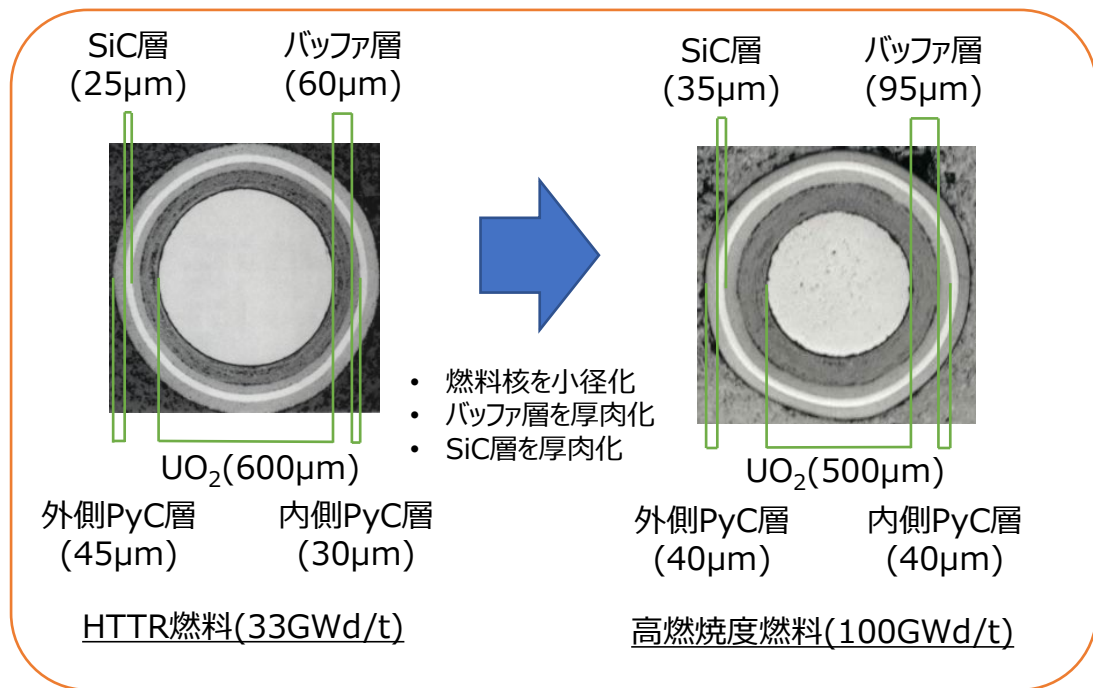
○：整備済み（利用可能） △：整備中
□：追加整備が必要（予算未定） ×：未整備（新規案件）

下線は機器等の整備が必要な項目

分野	実証炉の課題	開発・整備項目	整備状況	検討状況
炉心	<ul style="list-style-type: none"> 炉心高度化 <ul style="list-style-type: none"> ▶ 大型環状炉心解析技術開発 	<ul style="list-style-type: none"> 環状炉心性能評価手法の妥当性確認、炉心・炉内構造成立性確認 	△	
燃料	<ul style="list-style-type: none"> 実用高温ガス炉燃料設計基準 HTTR使用済燃料用いた前処理技術の確認 使用済燃料再処理技術開発 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料設計基準策定 <u>TRISO燃料製造再整備</u> <ul style="list-style-type: none"> ▶ 民間燃料メーカーへの委託により実施 <u>TRISO燃料再処理試験</u> <ul style="list-style-type: none"> ▶ HTTR使用済燃料を用いた再処理技術の確認 	△ × □	<ul style="list-style-type: none"> <u>技術実証済み、加工施設整備要、濃縮ウラン確保が課題、海外調達可</u> <u>未照射燃料を用いた技術確認済、セル内機器の整備要</u>
安全防災	<ul style="list-style-type: none"> 実用高温ガス炉の安全基準策定 	<ul style="list-style-type: none"> 規則内規策定、合理的な防災計画策定、安全評価コードシステムの整備及び検証 	△	
構造	<ul style="list-style-type: none"> 実用高温ガス炉黒鉛構造民間規格化 材料データ取得 	<ul style="list-style-type: none"> 黒鉛構造物規格策定及び鋼構造物規格策定 <u>既存の照射場を用いた照射試験</u> 	□	<ul style="list-style-type: none"> <u>JRR-3、「常陽」、HFIR、ATR（以上米国）、HFR（オランダ）、JHR（フランス）等での照射試験において、照射キャプセル等の準備が必要</u>
設計	<ul style="list-style-type: none"> 設備機器の開発・実証 <ul style="list-style-type: none"> ▶ 大型機器の製作・成立性 ▶ 安全・燃料取扱・接続関連施設の性能及び製作性確認 	<ul style="list-style-type: none"> 大型化に向けた機器の性能及び製作性確認 機器の設計手法の検証 	△	
熱利用	<ul style="list-style-type: none"> HTTR-熱利用試験 <ul style="list-style-type: none"> ▶ 水素製造施設接続に係る安全設計・安全評価技術の確立 ▶ 高温ガス炉水素製造システム運転制御技術確立 	<ul style="list-style-type: none"> 高温ガス炉と水素製造施設の接続技術確立 <ul style="list-style-type: none"> ▶ 水素製造施設接続に係る安全設計の確立 ▶ <u>プラントシミュレータの開発及び設HTTR-熱利用試験施設による検証</u> 	△	<ul style="list-style-type: none"> <u>工ネ庁の委託費により整備予定</u>

実証炉燃料の製造施設建設に向けて

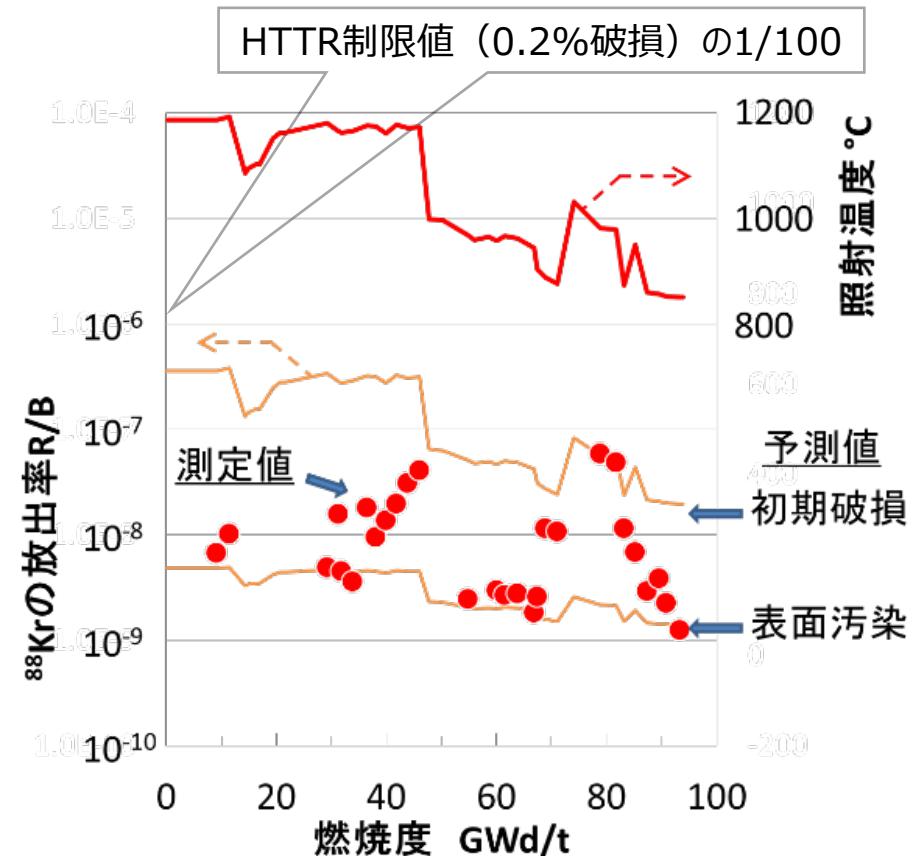
- 革新炉ワーキンググループ技術ロードマップにおいて提示された実証炉の運転に向けて、**実証炉燃料の製造が必要**
- 高温ガス炉燃料製造技術は、HTTR燃料の製造を通して原子燃料工業（株）が確立しているが、**実証炉燃料の製造施設がない**
- 実証炉の燃料は、HTTR燃料の製造技術をもとに**民間企業が製造**することを期待
- 原子力機構はHTTR燃料製造技術の知見を活用し、炉心設計に基づく**高燃焼度被覆燃料粒子**の設計を行う。



- **燃料核（二酸化ウラン）**
- **低密度熱分解炭素層（バッファ層）**
 - 気体状FPのプレナム、IPyC層を反跳核分裂片や燃料核のスウェリングから守る
- **内側高密度熱分解炭素層（内側PyC層）**
 - 気体状FPの拡散障壁、SiC層とFPの反応を抑制
 - SiC層の蒸着時に被覆ガスと燃料核の反応を防止
- **SiC層**
 - 金属FPに対する拡散障壁、被覆層の主要な強度部材
- **外側高密度熱分解炭素層（外側PyC層）**
 - 気体状FPの拡散障壁、第3層を機械的に保護、照射収縮によるSiC層引張応力の緩和

HTTR燃料製造技術に基づく高燃焼度化燃料の開発

- HTTR燃料製造技術に基づき製造した高温ガス炉燃料の高燃焼度化 (燃焼度～160GWd/t)
- 設計最高条件 (燃焼度～160GWd/t、燃料温度～1500℃) までの燃料の設計、原子燃料工業株式会社と共同で製造技術の研究開発、照射試験を通じた健全性実証。
- HTTR技術に基づき100GWd/t対応燃料試料を試作、カザフスタンと共同で照射試験を実施 (ISTC照射試験)
- 燃焼度約94GWd/tでも初期破損 (製造時に生じた破損) レベル、設計通りの照射健全性を有することを確認



実用高温ガス炉燃料設計基準（1 / 2）

実用高温ガス炉の安全要件 – 燃料設計 –

要件43：被覆燃料粒子の性能

原子炉システムの被覆燃料粒子は、すべての原子炉システム状態で生じ得るすべての劣化プロセスとの組み合わせにおいて、その構造上の健全性を維持し、また、原子炉の炉心内で予想される放射線レベルとその他の条件に十分に耐えるように設計されなければならない。**【被覆燃料粒子の運転状態、事故状態、燃料取扱時の構造健全性維持】**

- 6.1. **考慮されるべき劣化プロセス**は、次のものから生じるものを含まなければならない。すなわち、被覆燃料粒子内の核分裂生成物と遊離酸素の生成による**内圧上昇**、被覆燃料粒子内の遊離酸素の生成及び温度勾配による**燃料核の移動**、被覆燃料粒子内の**金属核分裂生成物の化学的影響**、**照射**、**温度の変化**、**化学的影響**、**静的及び動的な荷重**である。データ、計算及び製造の不確かさに対する許容幅が考慮されなければならない。
- 6.2. **燃料の設計限度**は、**放射性物質の放出が容認限度以下に保たれるように**、**燃料製造時における被覆燃料粒子被覆層の破損率**、**製造工程で生じる被覆燃料粒子外面のウランによる汚染の割合**、並びに、**すべての原子炉システム状態における燃料からの核分裂生成物の許容漏えい**、**被覆燃料粒子被覆層の破損率**などに関する限度を含めなければならない。
- 6.3. 被覆燃料粒子は、**燃料取り扱いに伴う荷重及び応力**に耐えるものでなければならない。

実用高温ガス炉燃料設計基準 (2 / 2)




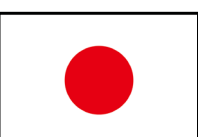
燃料設計の安全要件を達成するための設計事項の例

安全要件	要求内容	安全要件を達成するための設計事項 (設計目標)	着目パラメータ	原子炉状態
要件43 : 被覆燃料粒子 の性能	被覆燃料粒子 の 通常運転時 の構造健全性 維持	<p>通常運転時における燃料の設計限度 (燃料からの核分裂生成物の許容漏えい、被覆燃料粒子被覆層の破損率など) を超えることがないよう、被覆燃料粒子被覆層の仕様 (被覆層厚さなど) を適切に定め、被覆燃料粒子の健全性に関する以下の事象を評価すべきである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 被覆燃料粒子内の核分裂生成物と遊離酸素の生成による内圧上昇 <ul style="list-style-type: none"> ・ 考慮すべき条件 : 燃料温度、燃焼度、照射 (中性子束、照射時間) の影響 ② 被覆燃料粒子内の遊離酸素の生成及び温度勾配による燃料核の移動 <ul style="list-style-type: none"> ・ 考慮すべき条件 : 燃料温度、燃料内温度勾配、照射 (中性子束、照射時間) の影響 ③ 被覆燃料粒子内の金属核分裂生成物 (Pd) の化学的影響 <ul style="list-style-type: none"> ・ 考慮すべき条件 : 燃料温度、燃焼度、照射 (中性子束、照射時間) の影響 	<p>燃料破損率等</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 被覆燃料粒子内の核分裂生成物と遊離酸素の生成による内圧上昇 : 応力 ② 被覆燃料粒子内の遊離酸素の生成及び温度勾配による燃料核の移動 : 燃料核移動距離 ③ 被覆燃料粒子内の金属核分裂生成物の化学的影響 : 腐食距離 	通常運転時



検討結果をもとに高温ガス炉燃料設計基準案を作成する

世界の燃料製造技術

<p>米国</p> 	<ul style="list-style-type: none"> • X-Energy 社は、商用規模のTRISO燃料製造施設の建設を公表（2022年4月）*1 • オンタリオ・パワー・ジェネレーション（OPG）社とX-Energy社は、カナダにおける産業用Xe-100 SMRの導入機会を追求するための枠組み協定に調印（2022年8月）*2 • ウルトラ・セーフ・ニュークリア社（USNC）は、小型高温ガス炉MMR用の燃料製造パイロット施設をオープン（2022年8月）*3。MMR用燃料を数キロ単位で製造し、試験と性能認定を実施する計画 • BWXT社は、近年の需要に応えるためTRISO製造ラインを再開（2019年10月）*4
<p>英国</p> 	<ul style="list-style-type: none"> • 先進燃料サイクルプログラムにおいて英国国立研究所（NNL）が被覆燃料粒子を開発*5 • AMR研究開発・実証プログラムにおいて、英国高温ガス炉実証炉に供給する燃料の製造技術を実証*6 • WH社、Urenco社及びTRISO-X社がTRISO燃料製造に向け協力*7
<p>中国</p> 	<ul style="list-style-type: none"> • 中核北方核燃料元件有限公司（China North Nuclear Fuel Co., Ltd.（CNNFC）がHTR-PM向けの燃料製造を開始（2016年）*8 • 被覆燃料粒子生産能力：3kg-Uバッチ×3ライン。年間生産量：球状燃料要素約30万個（約1,500kg-U相当）*9
<p>日本</p> 	<ul style="list-style-type: none"> • 原子燃料工業（株）で、HTTRの初装荷燃料及び2次燃料を製造 • 被覆燃料粒子生産能力：3.4kg-Uバッチ×2ライン • 原子燃料工業（株）は、高温ガス炉用燃料の製造規模を縮小*10

*1 <https://www.centrusenergy.com/news/x-energy-centrus-energy-develop-fuel-advanced-nuclear-reactors/>

*2 <https://x-energy.com/media/news-releases/ontario-power-generation-and-x-energy-sign-agreement-to-pursue-deployment-of-xe-100-for-industrial-applications-in-canada>

*3 <https://www.usnc.com/ultra-safe-nuclear-corporation-announces-the-opening-of-pilot-fuel-manufacturing-facility-in-oak-ridge-tenn/>

*4 <https://www.bwxt.com/news/2020/07/01/BWXT-Awarded-Contract-to-Expand-TRISO-Nuclear-Fuel-Production-Line>

*5 <https://afcp.nnl.co.uk/>

*6 <https://www.gov.uk/government/publications/advanced-modular-reactor-amr-research-development-and-demonstration-programme>

*7 <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/UK-government-funding-for-advanced-reactor-develop>

*8 <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Westinghouse-to-study-UK-production-of-advanced-nu>

*9 <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/china-nuclear-fuel-cycle.aspx>

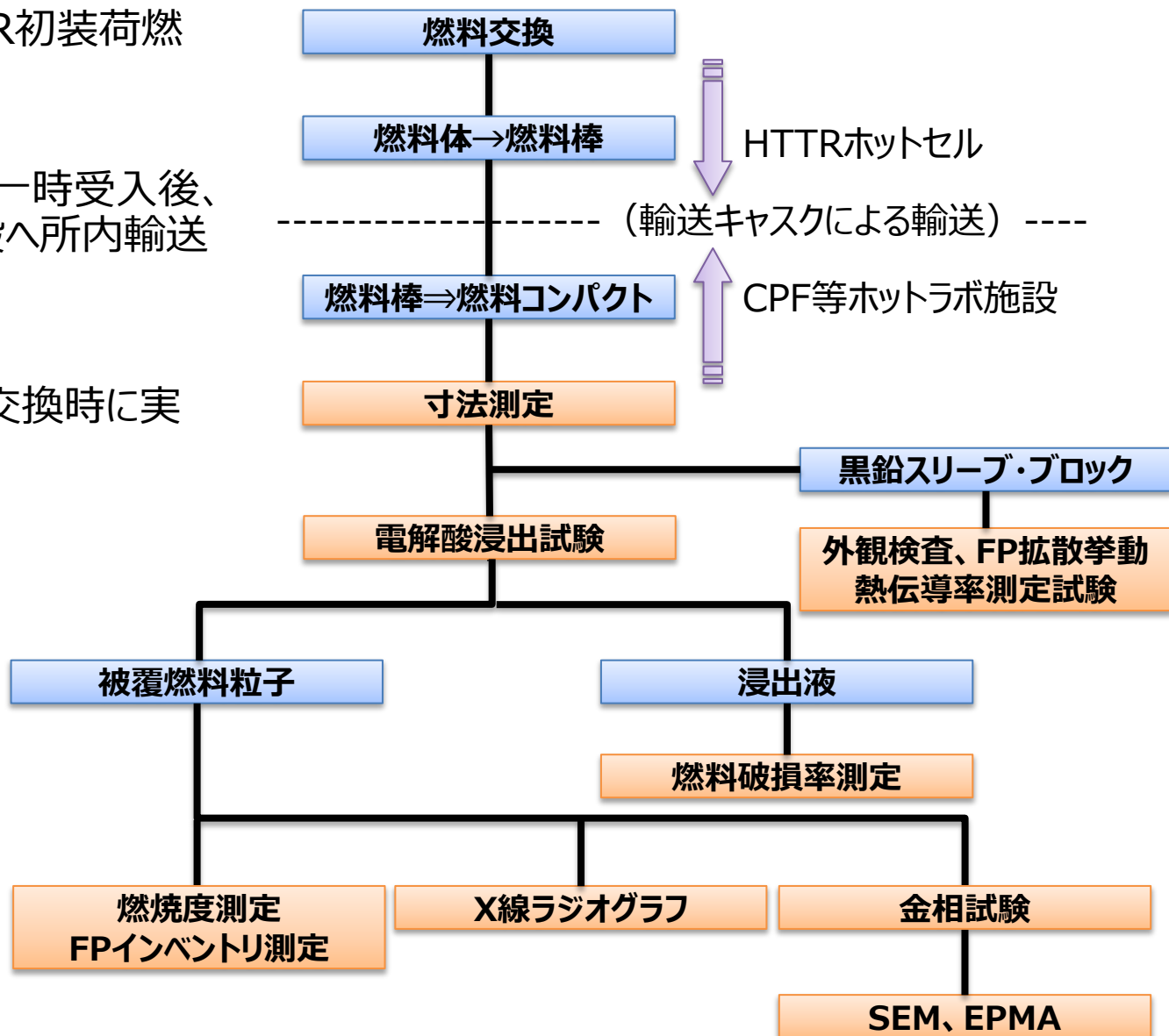
*10 <https://www.vill.tokai.ibaraki.jp/section/gensiryoku/02keikaku/R3/k06genne.htm>

HTTR燃料の照射後試験

- 照射後試験（PIE）によりHTTR初装荷燃料の健全性を示す
- 燃料試料はHTTRホットセルにて一時受入後、CPF、NUCEF等のホットラボ施設へ所内輸送し、PIEを実施
- HTTR燃料のPIEは、次回燃料交換時に実施予定



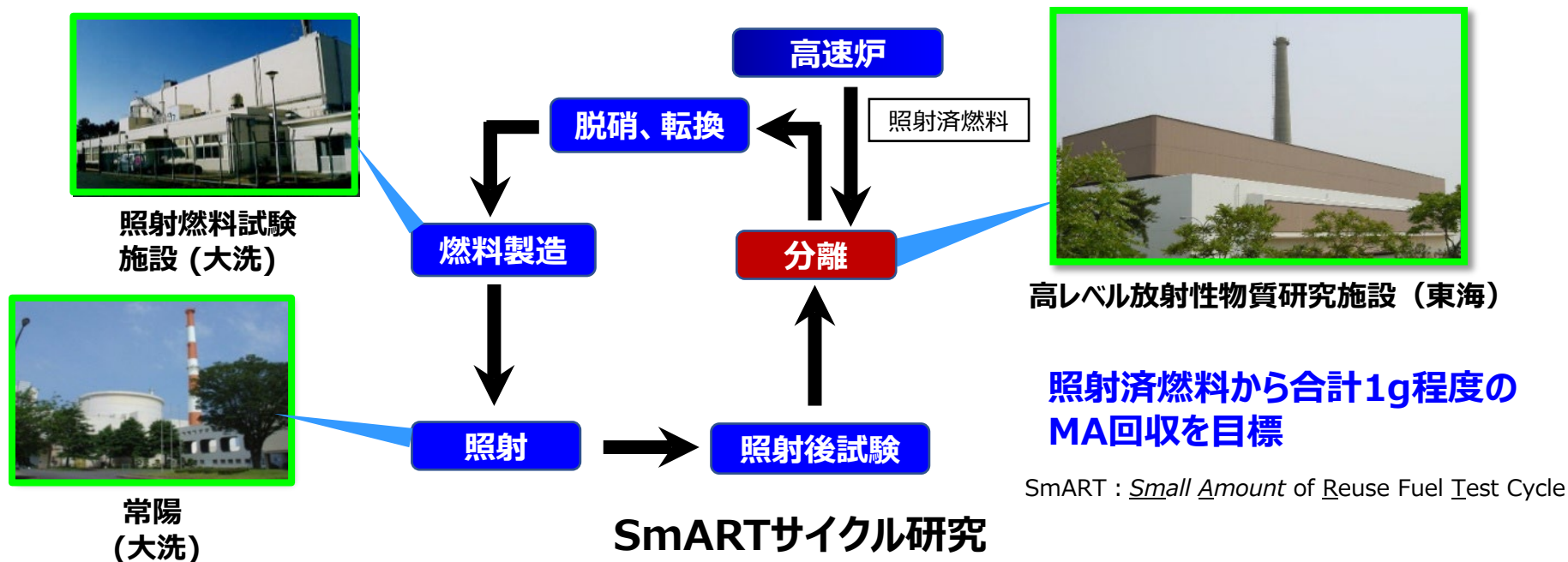
HTTRホットセル



參考資料

SmARTサイクル研究

放射性廃棄物の減容化・有害度低減の観点から、照射済燃料中の少量MAを出発原料とした高速炉利用による一連のサイクル試験（SmART研究）計画を推進



【本研究の狙い】

炉・燃料・再処理のJAEA施設を最大限に活用しつつ、MAを中心とした分離変換データを取得し、サイクル成立性の小規模実証を行う

(照射済燃料中のMA核種に係る照射変換挙動データは世界的にも極めて貴重な知見であり、事業関係者が懸念するMOX燃料再処理に伴う高レベル放射性廃棄物対策に貢献)

高速炉MOX燃料製造技術開発の流れ

→ 技術の流れ

→ 施設変遷の流れ



JNFL-MOX燃料加工工場
(GB型)

・MOX燃料
量産技術

2023~2026年

重点開発項目の評価
及び技術選定に向けた
情報整備

・TRL評価と開発計画の策定

低除染MOX燃料製造
(プロセス開発)

● 高速炉MOX燃料製造実用プラント
初号機用、及び実用炉用低除染MOX燃料の製造

● 高速炉MOX燃料製造施設
(10tHM/y)

- ・初号機用高除染MOX燃料 (GB) の製造
- ・低除染MOX燃料製造ライン (セル) の増設、低除染MOX燃料製造技術の実証
- ・MA燃料技術開発試験

・UO₂燃料
量産技術

・技術協力、人材育成
(MOX取扱い技術含む)

☆ GB型遠隔自動化技術等



Pu-3

- Pu-3 (全自動：1980年代)
- ・MOX燃料製造実績
常陽：約3 tHM
もんじゅ：約11 tHM

GB型遠隔自動化された工学規模施設 (使用施設)



Pu-2

GB型工学規模施設

- Pu-2 (半自動：1970年代)
- ・MOX燃料製造実績
常陽：約4 tHM
ふげん：約123 tHM
その他：約10 tHM

☆ スケールアップ



Pu-1

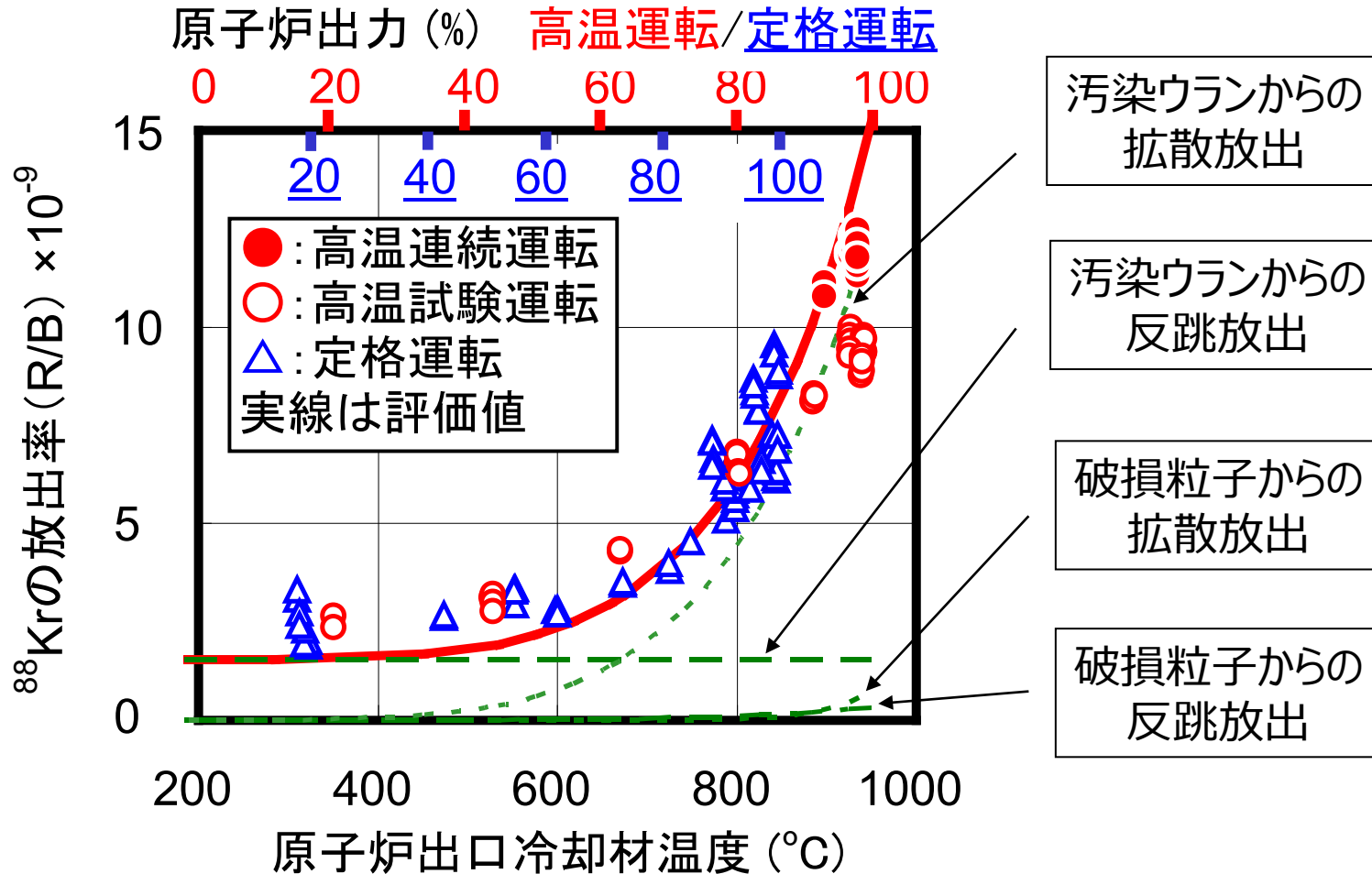
GB型小規模試験施設

- Pu-1 (研究開発：1960年代)
- ・製造技術開発
- ・基礎物性研究

軽水炉用 (UO₂)
燃料製造施設

注) GB型：工程機器類をグローブボックス内に収納したタイプ。セル型：被ばく等を考慮し工程機器類をセル室内に収納したタイプ

HTTR運転を通じた燃料の性能



植田他、日本原子力学会2010 年秋の大会、Q03(2010).

- FPガスは、燃料製造時の表面汚染ウランからの放出レベル相当。
- 運転中に有意な追加破損がなく、燃料性能が極めて高いことを実証。