

日本原子力研究開発機構における 核変換技術に関する研究開発の現状について

平成20年12月12日

日本原子力研究開発機構

内 容

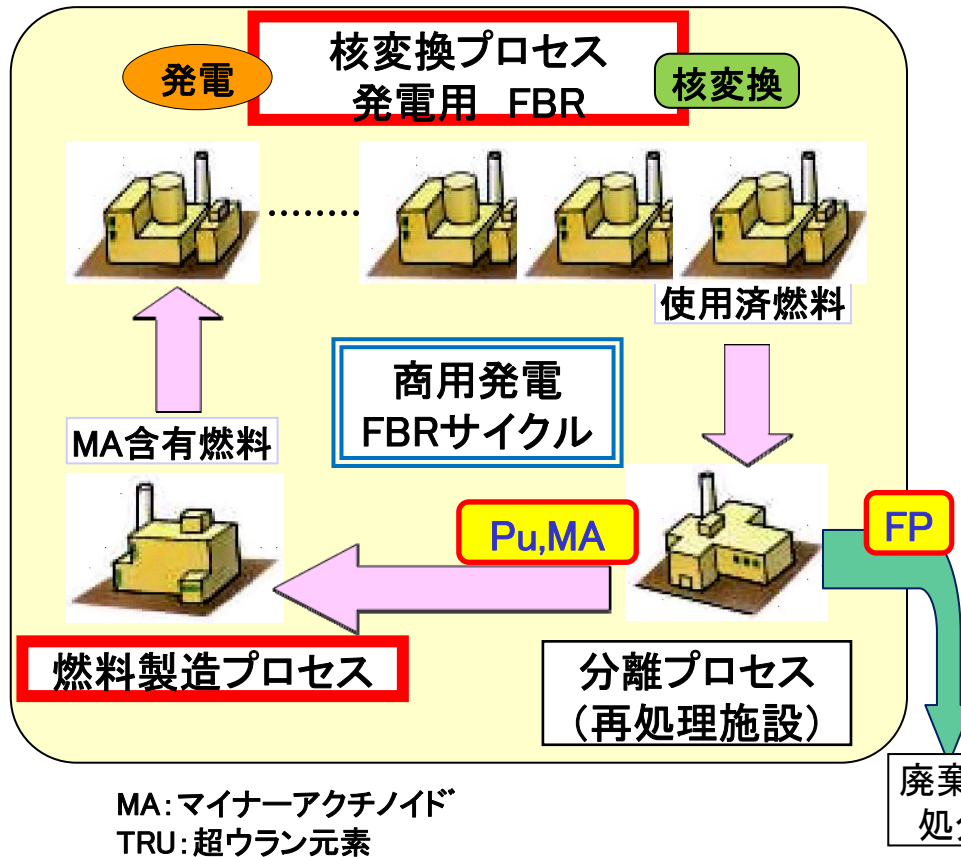
- (1) はじめに
- (2) 平成12年当時の研究開発状況
- (3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応
- (4) 実用化戦略調査研究(FS)と
実用化研究開発(FaCT)の概要
- (5) 原子炉システムの開発
(MA核変換の炉心設計研究と照射試験)
- (6) 燃料製造システムの開発
(簡素化ペレット法製造技術開発)

(1) はじめに

(1) はじめに

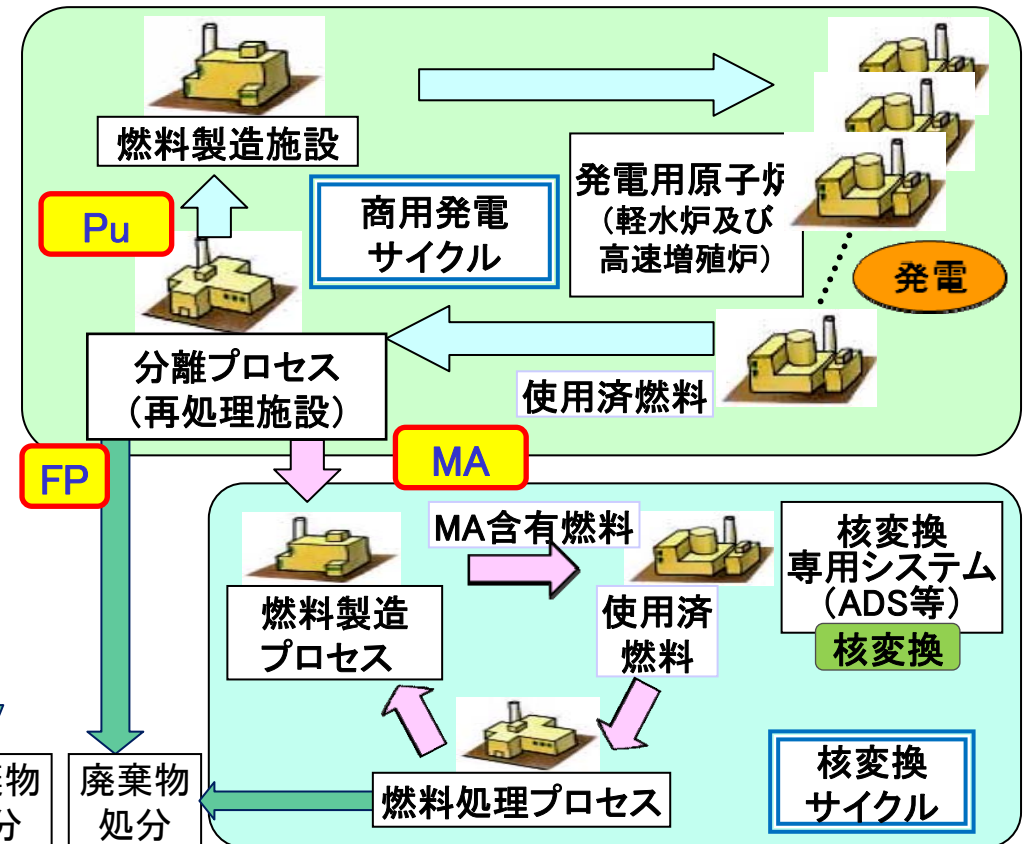
高速炉サイクル利用型と階層型

高速炉サイクル利用型



- ・発電炉を用いた分離変換技術
- ・ひとつの閉サイクル内でPuと共にMAをリサイクル
- ・TRU燃料として発電炉(高速炉)内でMAを核変換

階層型



- ・発電用サイクルに核変換サイクルを付設
- ・核変換専用システム(ADS等加速器駆動システム)
- ・コンパクトな核変換サイクルにMAを閉じ込める

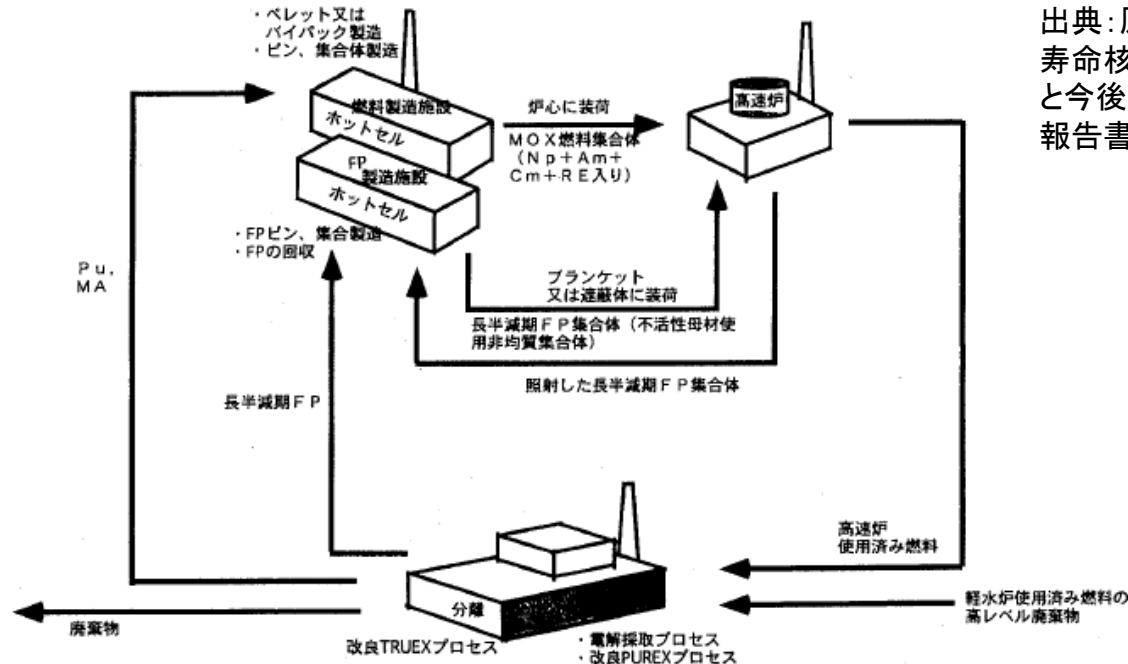
・旧原研では階層型、旧サイクル機構では高速炉サイクル型について研究開発を実施

(1) はじめに

高速炉サイクル利用型核変換の対象元素



	元素	特徴
超ウラン元素 (TRU)	マイナーアクチニド ネプツニウム アメリシウム キュリウム プルトニウム	長寿命核種あるいは長寿命核種の親核種で、 α 線を放出するため放射能毒性が高く、もしも体内に取り込まれると比較的影響が大きい。
核分裂生成物	テクネチウム ヨウ素	テクネチウム99及びヨウ素129は長寿命核種であり、地層処分した場合には地下水を介して地層中を移行しやすい。



出典:原子力委員会バックエンド対策専門委員会『長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方』(2000年3月)(以下『2000年C&R報告書』とする)

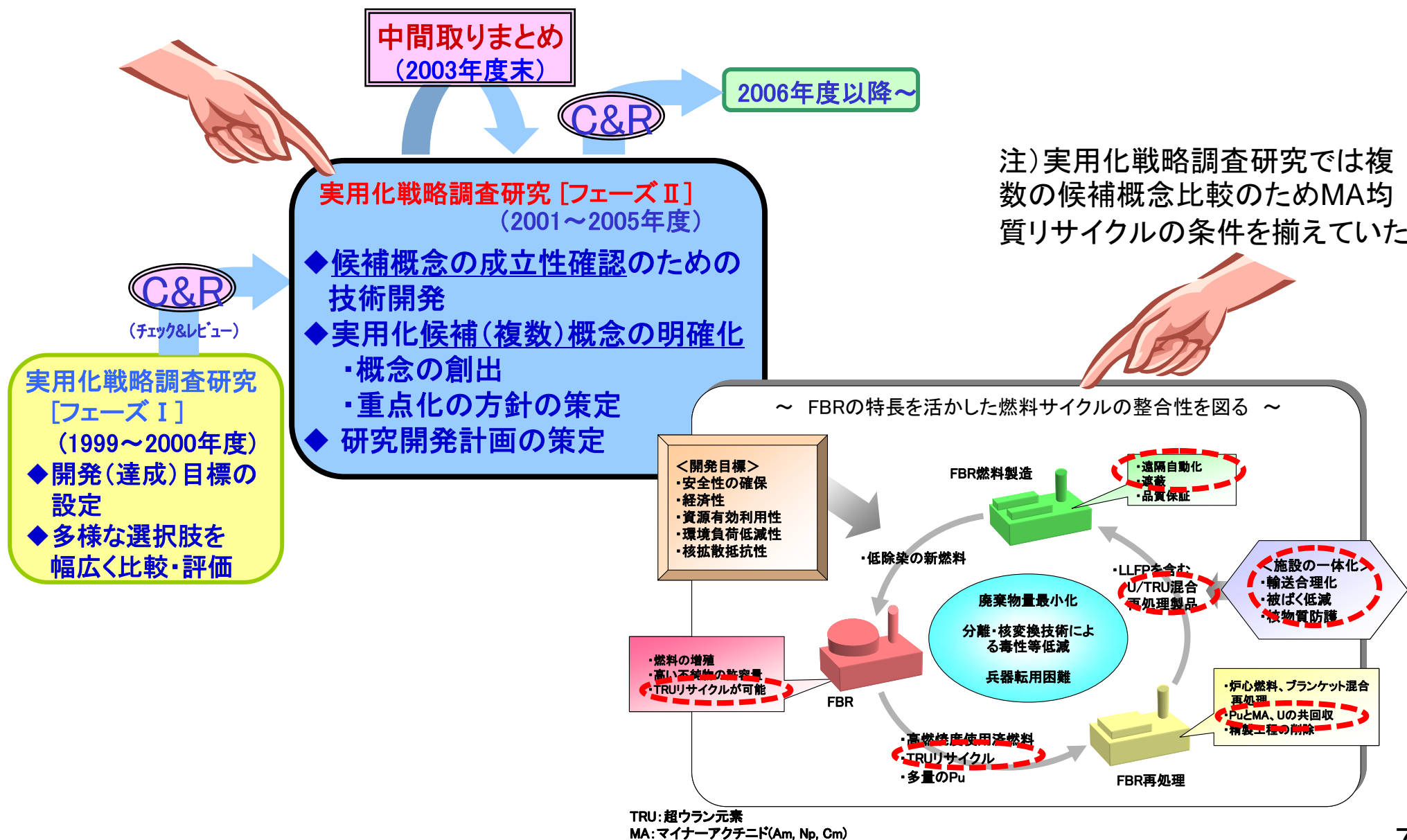
注)2000年当時の対象元素
核分裂生成物の核変換については、実用化戦略調査研究の国によるチェックアンドレビューを踏まえ2050年頃の実用化以降の目標とし、2006年から実施している実用化研究開発では対象としていない

分離変換を組み込んだ核燃料サイクルの例

(2) 平成12年当時の研究開発状況

(2) 平成12年当時の研究開発状況

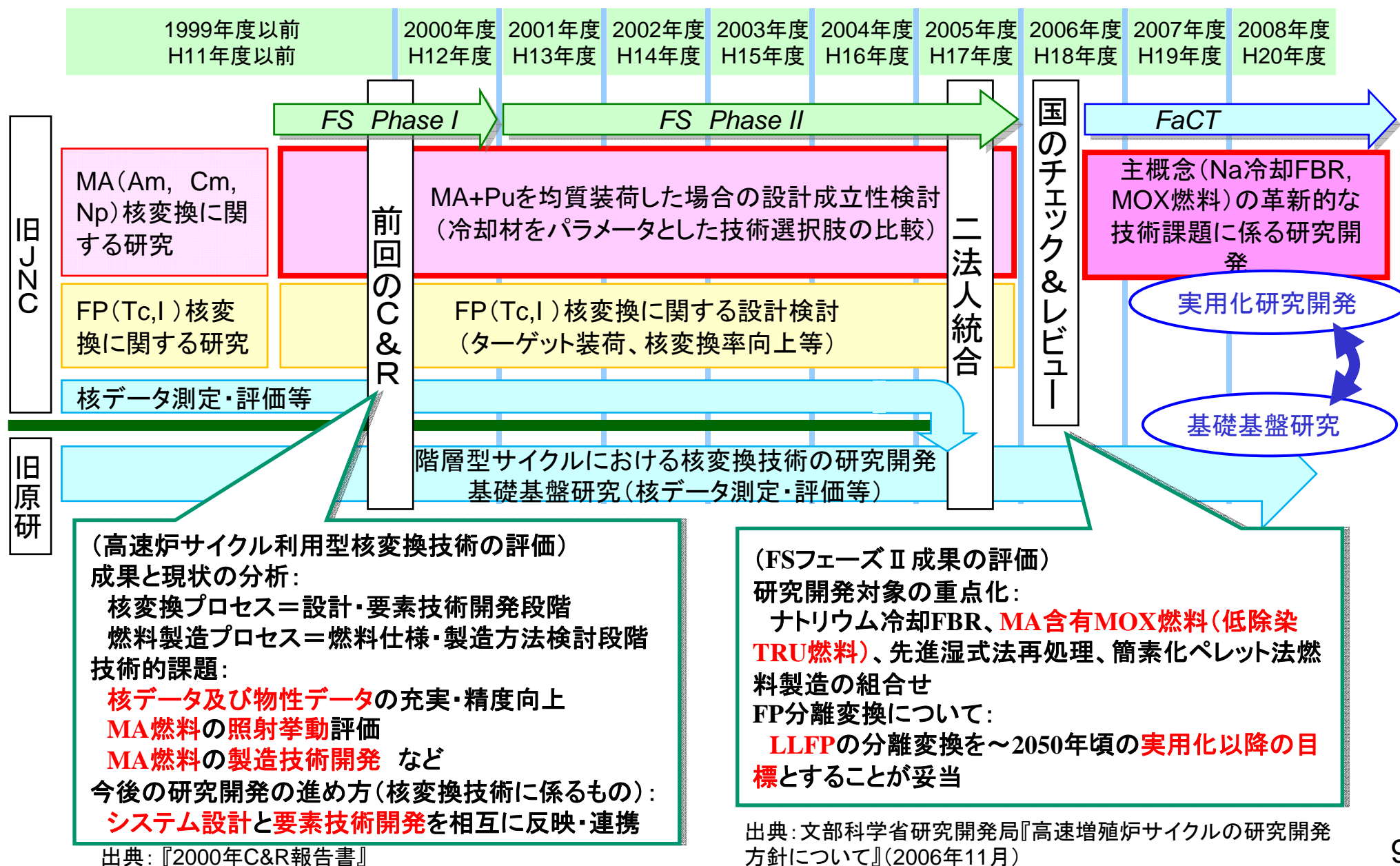
高速炉サイクル利用型核変換に係る平成12年当時の状況



(3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応

(3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応

高速炉サイクル利用型核変換に係る研究開発



(3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応



高速炉サイクル利用型核変換への指摘事項対応

C&Rでの課題		課題への対応		
		実用化戦略調査研究(～2005)	実用化研究開発(2006～)	その他
システム設計		MA+Puを均質装荷した場合の炉心燃料設計及び燃料製造施設設計の成立性検討	実用施設及び実証施設の概念設計(2015年まで、要素技術開発を適宜反映)	
		FP(Tc,I)核変換に関する設計検討		
要素技術開発	核データ及び物性データの充実・精度向上	基礎基盤研究として実用化戦略調査研究及び実用化研究開発とは別の枠組みでMAの核データの測定・評価を実施(当面の設計は既存最新データを使用)		
	MA燃料の照射挙動評価	Pu-MOX燃料にMAを添加したペレットの照射試験に着手	同左ペレットの長期照射試験等を計画中 GACIDプロジェクト(計画中)	
	MA燃料の製造技術開発	Pu-MOX燃料にMAを添加したペレットの製作試験によるセル内遠隔製造上の課題抽出	遠隔燃料製造技術開発 低除染TRU燃料取扱技術開発	
	その他			高濃度Am含有MOX燃料に係る研究開発を実施
電子線加速器を用いた核変換		2000年C&R以前のサイクル機構発足において、フロンティア研究の一部として位置付けられていた電子線加速器を用いた核変換の研究開発を事業の整理と重点化の観点から中止		
		FP核種の(γ, n) 反応断面積については、基礎基盤研究として実用化戦略調査研究及び実用化研究開発とは別の枠組みで実施		

(4) 実用化戦略調査研究(FS)と 実用化研究開発(FaCT)の概要

実用化戦略調査研究における候補技術比較の考え方

FBRサイクルの実用化戦略調査研究

燃料製造

- ・燃料形態、炉・再処理と整合する燃料製造の技術選択肢を比較
- ・U/TRU混合製品(低除染)を原料として、遠隔操作によりセル内で燃料を製造
- ・燃料製造技術開発、物性研究の状況を踏まえ、機器・設備、施設の設計検討を実施
- ・FP核変換ターゲットについての検討(オプション)

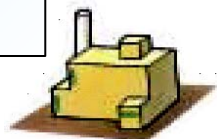
核変換プロセス 発電用 FBR



発電用FBR

- ・大型基幹電源として150万kWe級のプラントを想定し、種々の冷却材の技術選択肢を比較
- ・これと整合する低除染U/TRU均質燃料を通常のドライバ燃料として使用
- ・燃料製造技術開発、燃料物性研究の状況を踏まえ燃料仕様の取り合いを暫定
- ・設計要求を満足する炉心燃料設計の成立性について検討(平衡炉心)
- ・FP核変換についての検討(オプション)

燃料製造プロセス



分離プロセス (再処理施設)



再処理

- ・燃料形態、炉・燃料製造と整合する再処理の技術選択肢を比較
- ・精製系不要、簡素化プロセスによるU/TRU混合製品(低除染)
- ・使用済燃料冷却後、即時再処理
- ・FP分離(オプション)
- ・電解採取法によるTc回収技術

高速増殖炉、燃料形態、燃料サイクルの組合せ

主概念

燃料形態 再処理	簡素化ペレット	振動充填	射出鑄造	被覆粒子
先進湿式			—	
酸化物電解	—		—	—
金属電解		—		—

酸 酸化物燃料

金 金属燃料

窒 窒化物燃料

N-15濃縮窒素回収や窒化などの工程を付加することで適用

Na ナトリウム冷却炉

He ヘリウムガス冷却炉

PB 鉛-ビスマス冷却炉

水 水冷却炉

副概念

(5) 原子炉システムの開発

(MA核変換の炉心設計研究と照射試験)

原子炉システムの技術総括

●有望なシステム概念

- ナトリウム冷却炉が最も有望な概念である
- ヘリウムガス冷却炉は多様なニーズに対応可能な概念である

	ナトリウム冷却炉	ヘリウムガス冷却炉	鉛ビスマス冷却炉	水冷却炉
設計要求への適合可能性	全ての設計要求に対して、高いレベルで適合する可能性がある。金属燃料を採用した場合にはさらなる炉心性能の向上が見込める。	全ての設計要求に対して適合する可能性があり、高温熱源としての魅力を有する。	全ての設計要求に対して適合する可能性がある。	資源有効利用性および環境負荷低減性に制約がある。上記以外の設計要求に対しては、適合する可能性がある。
技術的実現性	開発課題が明確であり、また代替技術を準備することができることから、高い確度で実現性を見通すことが可能	実現性を見通すためには、概念成立性に係わる課題を解決することが必要		実現性を見通すための課題が炉心燃料関連に限定
(国際的視点)	国際協力を期待することが可能 GIFでの活動が活発で、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。また、共同開発による革新技術のブレークスルー、開発分担による効率的開発が期待できる。	国際協力を期待することが可能 GIFでの活動により、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。また、概念成立性に係わる課題が解決されれば、技術的実現性をより向上させることができる。	国際協力を期待することが困難 GIFでの活動において開発を主導する国が無く、概念成立性に係わる課題をブレークスルーできる可能性が低い。	国際協力を期待することが困難 GIFでの候補概念に取り上げられていないため、現状では基盤的な研究協力内容に限定される。

は優れた部分

(5) 原子炉システムの開発(炉心設計研究)



FSにおける炉心燃料設計のねらい

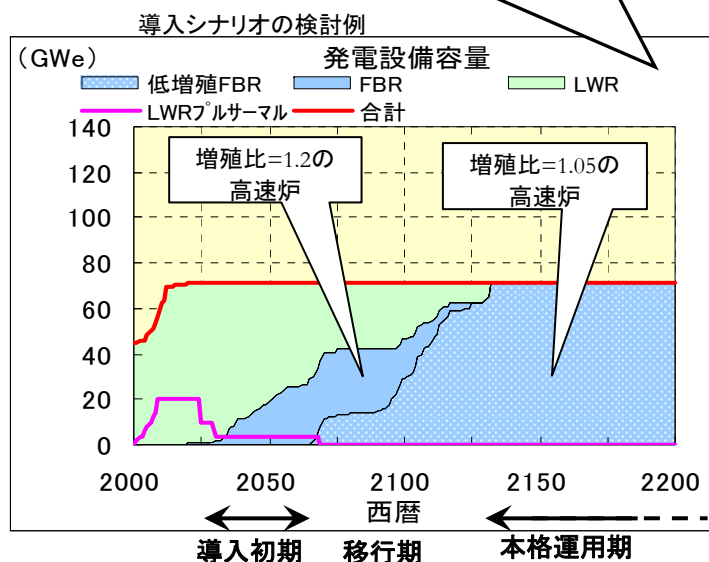
炉心燃料設計の主なねらい

- ◆ 高燃焼度燃料[Na冷却炉ではODS被覆管適用](経済性)
 - ◆ TRU燃焼、低除染燃料の使用
(経済性、環境負荷低減、資源有効利用)
 - ◆ 増殖要求に柔軟に対応する
(経済性、資源有効利用)
 - ◆ 本格運用期にはLLFP核変換対応可能性を追求する
(環境負荷低減)
- [炉心の安全性確保は大前提]

LLFP: 核分裂生成物長寿命核種
(Long Lived Fission Product)

- 燃料費は発電コストの1/3程度
(プラントコンパクト化、取出平均燃焼度150GWd/tの場合)
- 増殖比=1.2程度ではブランケットが燃料費の大半
→ブランケット削減により経済性が向上できる

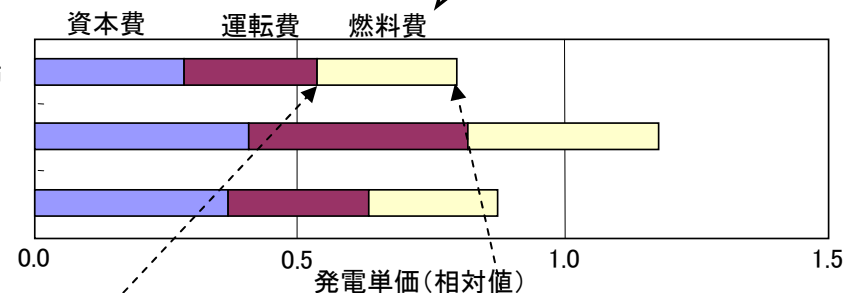
- 「導入初期」には、増殖を行うとともに、軽水炉からのMAを受入れる。
- 「移行期」以降は、増殖比は1.0程度で良い。



発電コスト評価値の内訳(フェーズ1評価例)

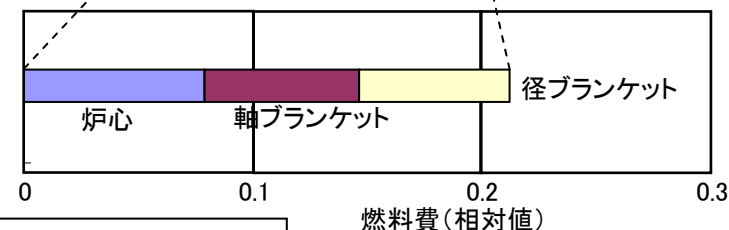
発電単価の内訳

ナトリウム冷却ループ大型炉
鉛ビスマス冷却中型炉
ヘリウム冷却大型炉



燃料費の内訳 (増殖比=1.2)

ナトリウム冷却ループ大型炉



注1) 再処理は先進湿式法、燃料製造は簡素化ペレット法
注2) 将来LWRの発電単価を基準

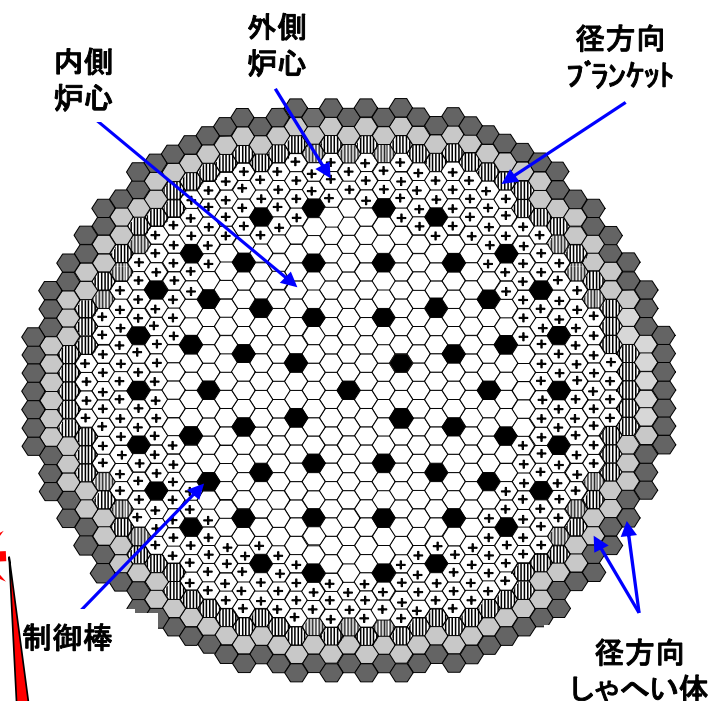
酸化物燃料大型炉心(1500MWe級)の設計研究

炉心核特性

項 目		増殖炉心	平衡サイクル炉心
出力	(MWt)	3,570	←
運転サイクル長さ	(ヶ月)	26	←
燃料交換バッチ数 [炉心 / 径ブランケット]		4 / 4	4 / —
プルトニウム富化度 [Pu/HM] (wt%)	内側炉心	18.3	18.3
	外側炉心	20.9	21.1
燃焼欠損反応度 (% $\Delta k/kk'$)		2.3	2.5
増殖比		1.10	1.03
取出平均燃焼度 (GWd/t)	炉心	147	150
	炉心+ブランケット	90	115
ピーク線出力 (W/cm)		398	411
炉心部比出力 (kW/kg-MOX)		41	41
ピーク中性子照射量 ^{*1} (n/cm ²)		5.0×10^{23}	4.9×10^{23}
核分裂性Puインベントリ (t/GWe)		5.7	5.8
ドプラ係数 ^{*2} ($T dk/dT$)		-5.7×10^{-3}	-5.8×10^{-3}
ナトリウムボイド反応度 ^{*2} (β)		5.3	5.3

*1 E > 0.1MeV *2 EOEC

平均燃焼度(ブランケットを含む)が
従来になく高い炉心を設計できた



炉心配置
(増殖炉心)

(5)原子炉システムの開発(炉心設計研究)



TRU組成変動に関する検討

TRU組成変動モデルケース

[単位: wt%]

核種	高速炉多重リサイクルTRU [設計標準]	軽水炉使用済燃料回収TRU組成モデルケース			
		組成 ①	組成 ②	組成 ③	組成 ④
Pu-238	1.1	1.9	2.1	1.8	2.1
Pu-239	54.1	47.2	44.5	41.6	43.4
Pu-240	32.1	24.0	23.8	32.4	24.3
Pu-241	4.3	2.4	1.2	3.2	1.2
Pu-242	3.9	7.0	7.7	8.5	8.1
Np-237	0.5	6.4	7.5	0.9	7.4
Np-239	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Am-241	2.0	9.4	11.3	8.4	11.4
Am-242m	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Am-242	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Am-243	1.0	1.5	1.8	2.5	2.0
Cm-242	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Cm-243	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Cm-244	1.0	0.2	0.1	0.7	0.1
Cm-245	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Pu合計	95.5	82.5	79.3	87.5	79.1
MA合計	4.5	17.5	20.7	12.5	20.9
fissile合計	58.4	49.6	45.7	44.8	44.6
fertile合計	41.6	50.4	54.3	55.2	55.4

- 組成 ①: 30年貯蔵したLWR使用済ウラン燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUと20年貯蔵したALWR使用済ウラン燃料(60GWd/t)から回収したTRUを9:1(再処理量比例)で混合
- 組成 ②: 70年貯蔵したLWR使用済ウラン燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUと40年貯蔵したALWR使用済ウラン燃料(60GWd/t)から回収したTRUを3:7(再処理量比例)で混合
- 組成 ③: 40年貯蔵したPuサーマル使用済燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUとFBR使用済燃料から回収したTRUを5:5(再処理量比例)で混合
- 組成 ④: 110年貯蔵したPuサーマル使用済燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUと90年貯蔵したLWR使用済ウラン燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUと40年貯蔵したALWR使用済ウラン燃料(60GWd/t)から回収したTRUを0.5:1.9:7.6(再処理量比例)で混合
[Puサーマル:ウラン=0.5:9.5, LWR:ALWR=2:8]

組成①

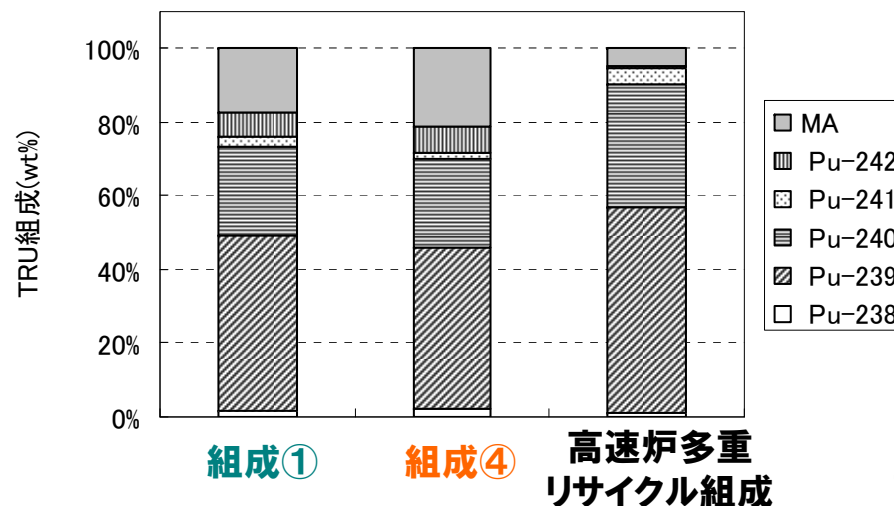
高速炉移行期序盤の軽水炉再処理施設からのTRU製品

LWR使用済ウラン燃料(30年貯蔵)
ALWR使用済ウラン燃料(20年貯蔵) } 9:1
で混合

組成④

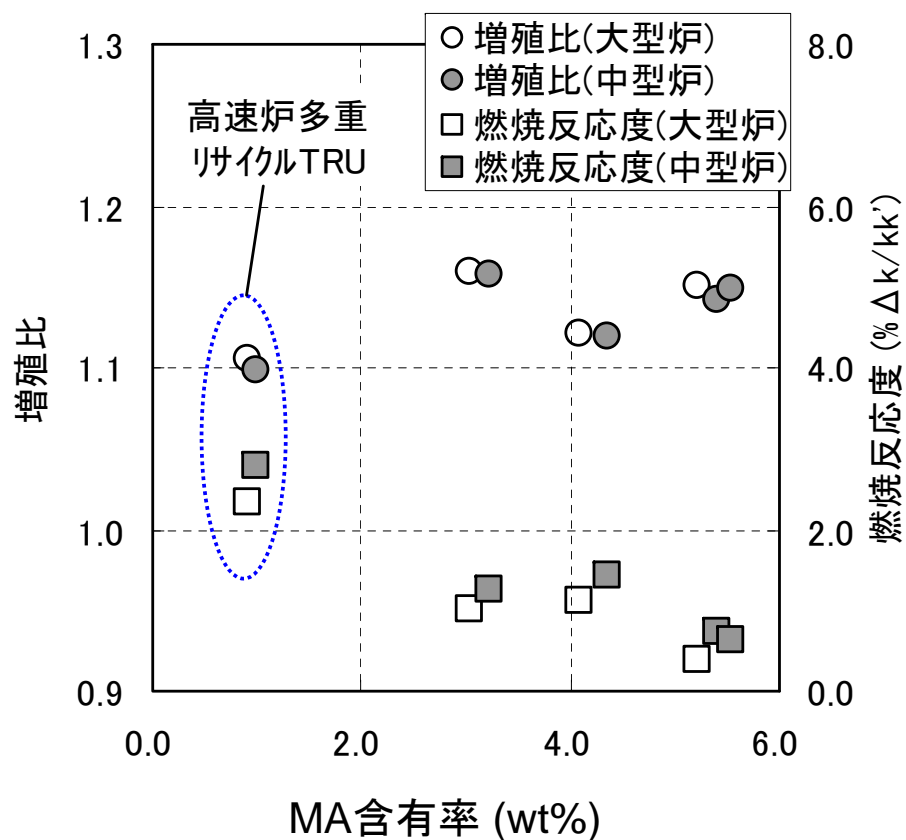
高速炉移行期終盤の軽水炉再処理施設からのTRU製品

LWR使用済ウラン燃料(90年貯蔵)
ALWR使用済ウラン燃料(40年貯蔵)
LWRフルサーマル使用済燃料(110年貯蔵) }
1.9:7.6:0.5 で混合

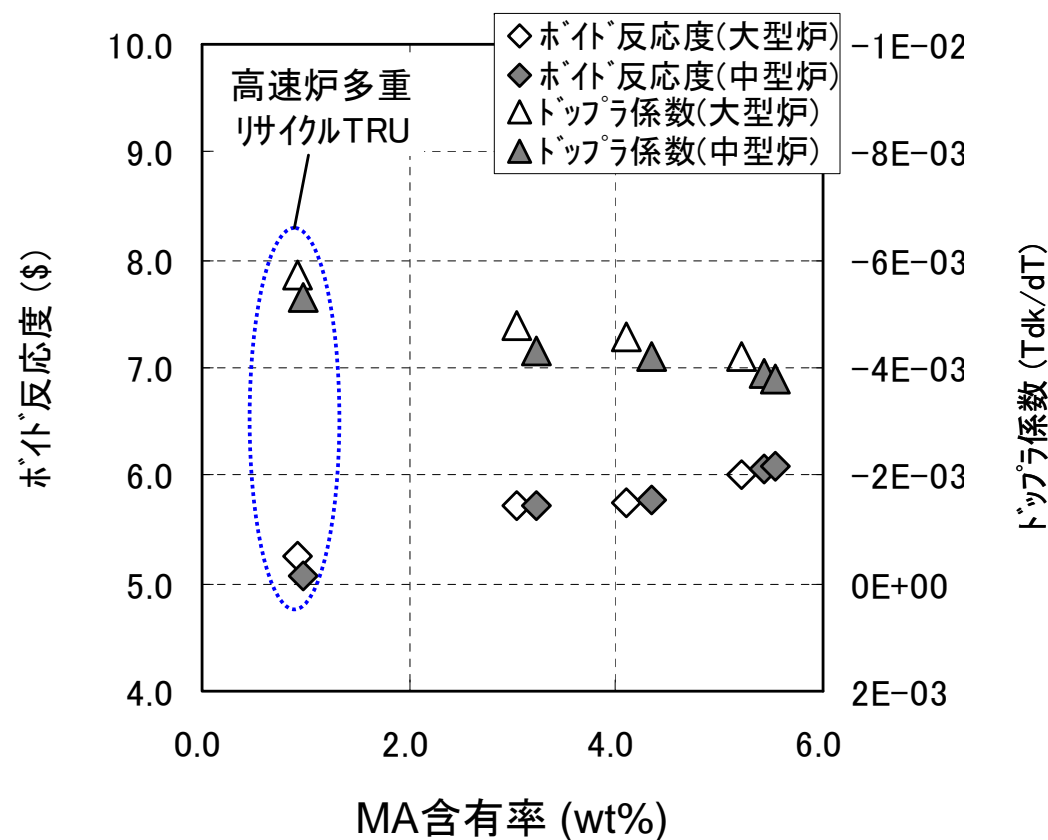


(5) 原子炉システムの開発(炉心設計研究)

TRU組成変動に関する検討(核特性への影響)



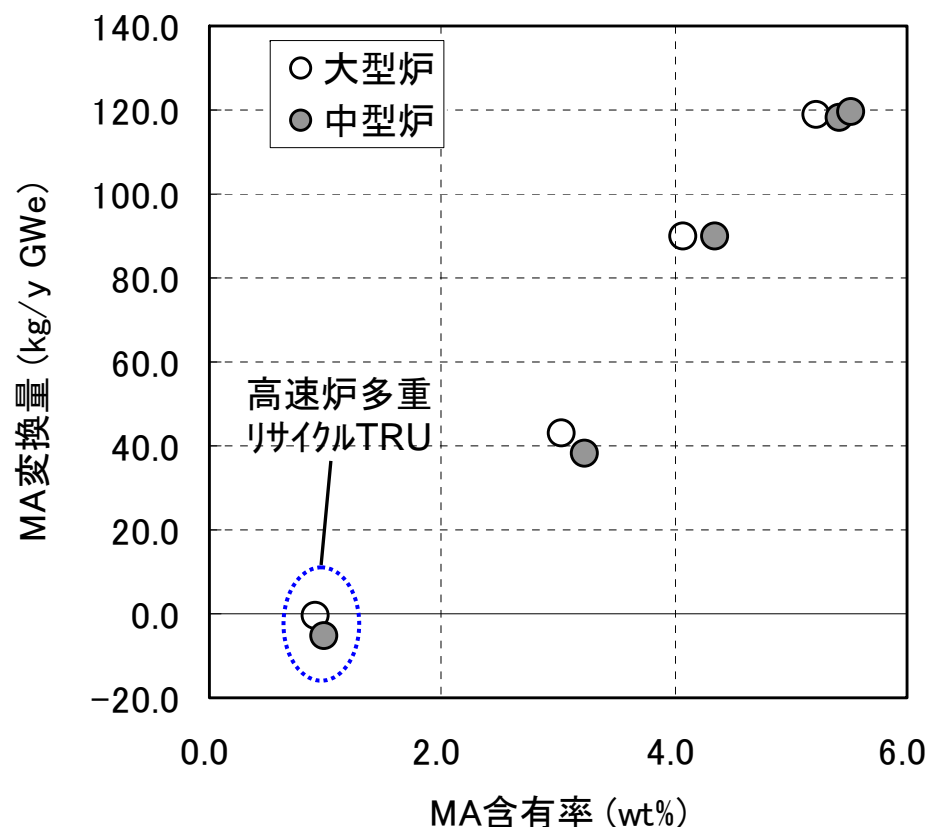
MA含有率と増殖比・燃焼反応度の関係



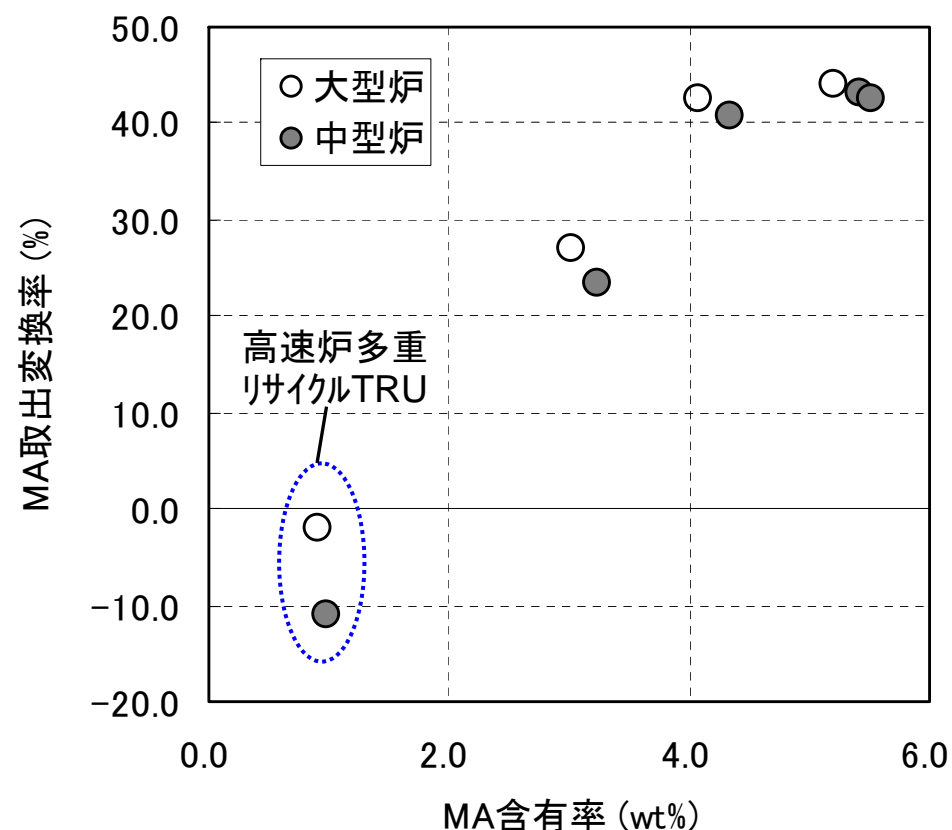
MA含有率とボイド反応度・ドップラ係数の関係

TRU組成変動に対し、MA含有率が5%程度以内であれば、
核的には炉心設計成立性を見通すことができる。

TRU組成変動に関する検討(MA核変換特性)



MA含有率とMA変換量(年間、
電気出力あたり)の関係



MA含有率とMA取出変換率の関係

MA含有率が3~5wt%の場合、MA変換量で50~100kg/y GWe程度、MA取出変換率で30~40%程度を達成可能。

炉心設計研究のまとめ

- 安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性及び核拡散抵抗性を開発目標の指標とし、技術的実現性を含め候補技術を比較検討した結果、原子炉システムとしては酸化物燃料Na冷却炉が最も有望であることを明らかにした。
- 酸化物燃料大型炉心(1500MWe級)の設計研究を行い多様な設計要求を満足できる見通しのある参照炉心概念を定めた。
- 均質炉心体系でのMAリサイクルでは、LF移行期における変動(軽水炉使用済燃料の種類・燃焼度・貯蔵期間と処理割合)を考慮しても、MA含有率は5%程度までになるとの見通しを得た。
- MA含有率が5%程度までの均質炉心体系の炉心における増殖比・燃焼反応度・ドップラー係数・ボイド反応度などを評価した結果、所要の設計要求を満足しつつ、30～40%のMA変換が達成できるとの見通しを得た。

経済性に係る課題

○建屋容積・物量の削減

- ①配管短縮のための高クロム鋼の開発
- ②システム簡素化のための冷却系2ループ化
- ③1次冷却系簡素化のためのポンプ組込型中間熱交換器開発
- ④原子炉容器のコンパクト化
- ⑤システム簡素化のための燃料取扱系の開発
- ⑥物量削減と工期短縮のための格納容器のSC造化

○高燃焼度化による長期運転サイクルの実現

- ⑦高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発

信頼性向上に係る課題

○ナトリウム取扱技術

- ⑧配管2重化によるNa漏洩対策と技術開発
- ⑨直管2重伝熱管蒸気発生器の開発
- ⑩保守、補修性を考慮したプラント設計と技術開発

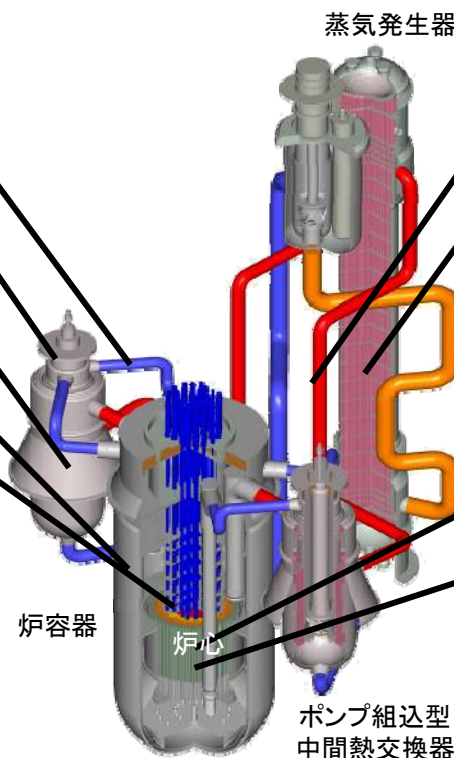
安全性向上に係る課題

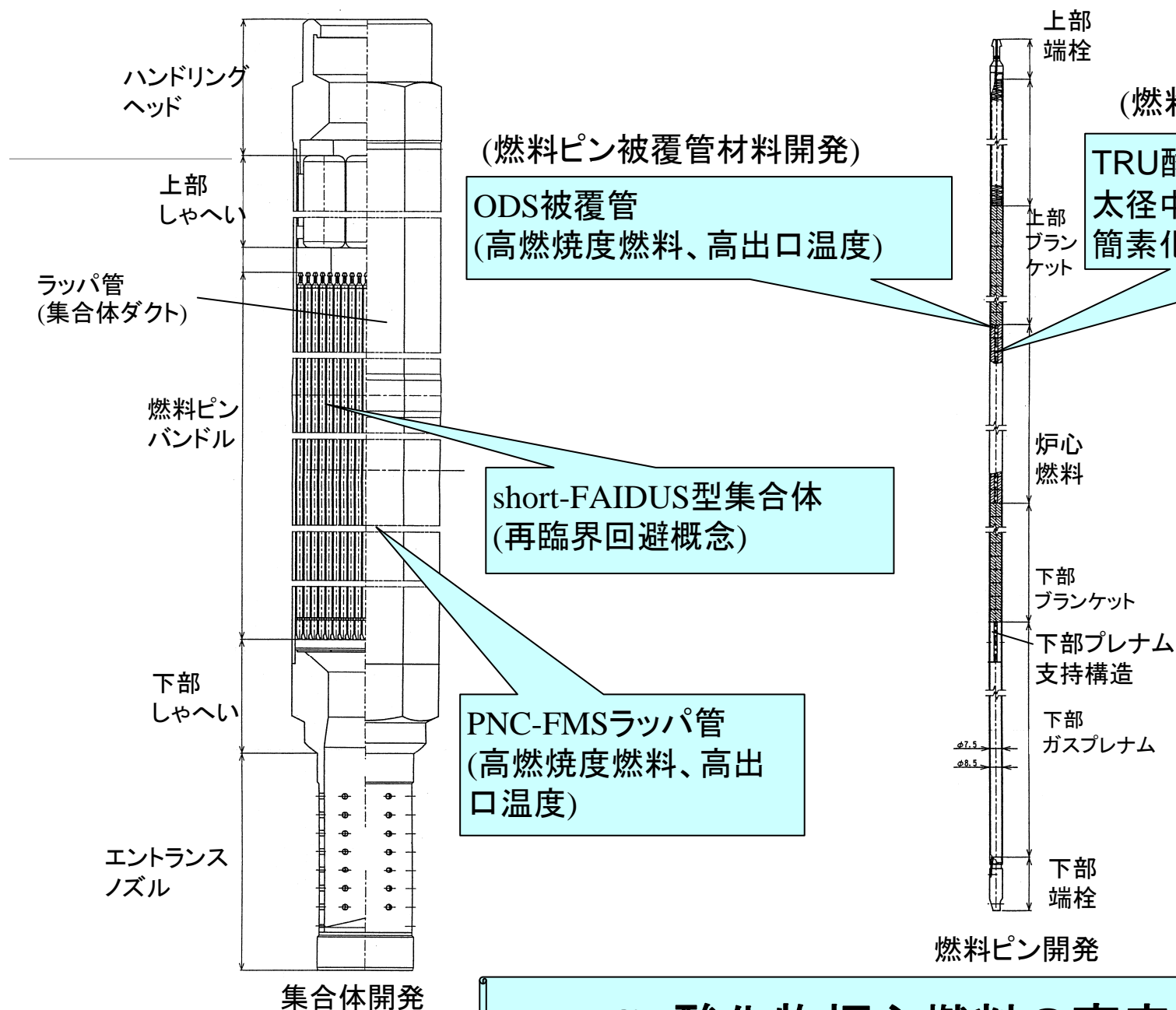
○炉心安全性の向上

- ⑪受動的炉停止と自然循環による炉心冷却
- ⑫炉心損傷時の再臨界回避技術

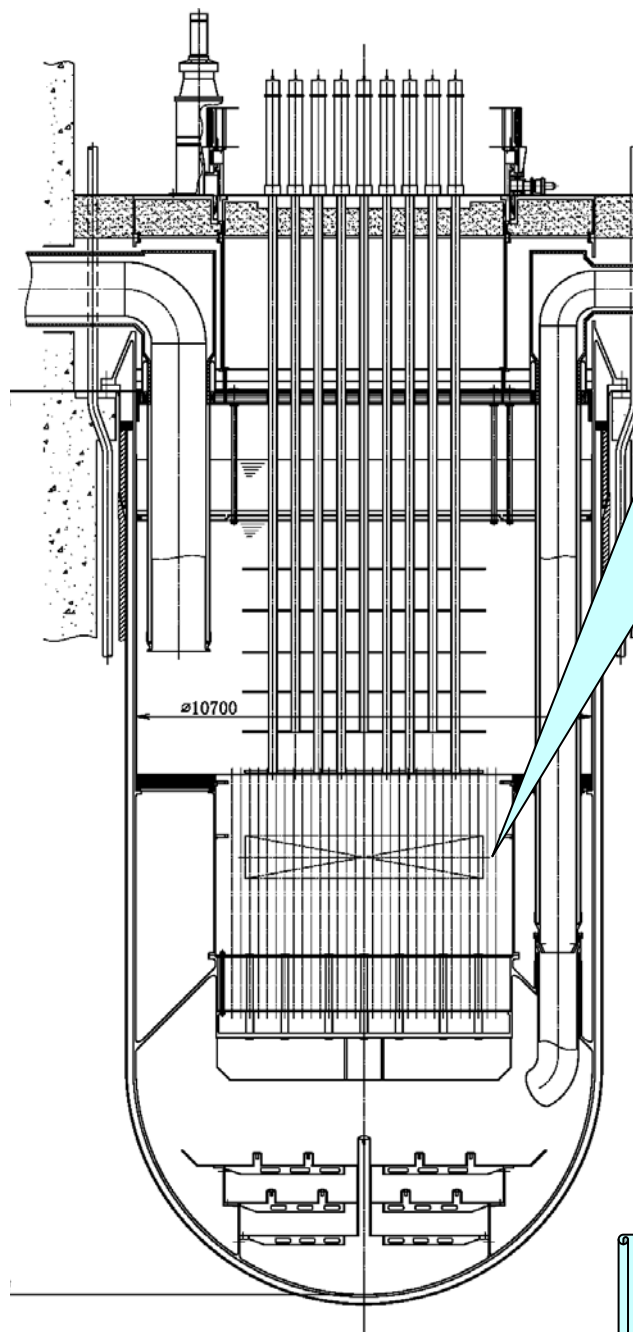
○耐震性の向上

- ⑬大型炉の炉心耐震技術





FaCT酸化物炉心燃料の高度化と開発課題

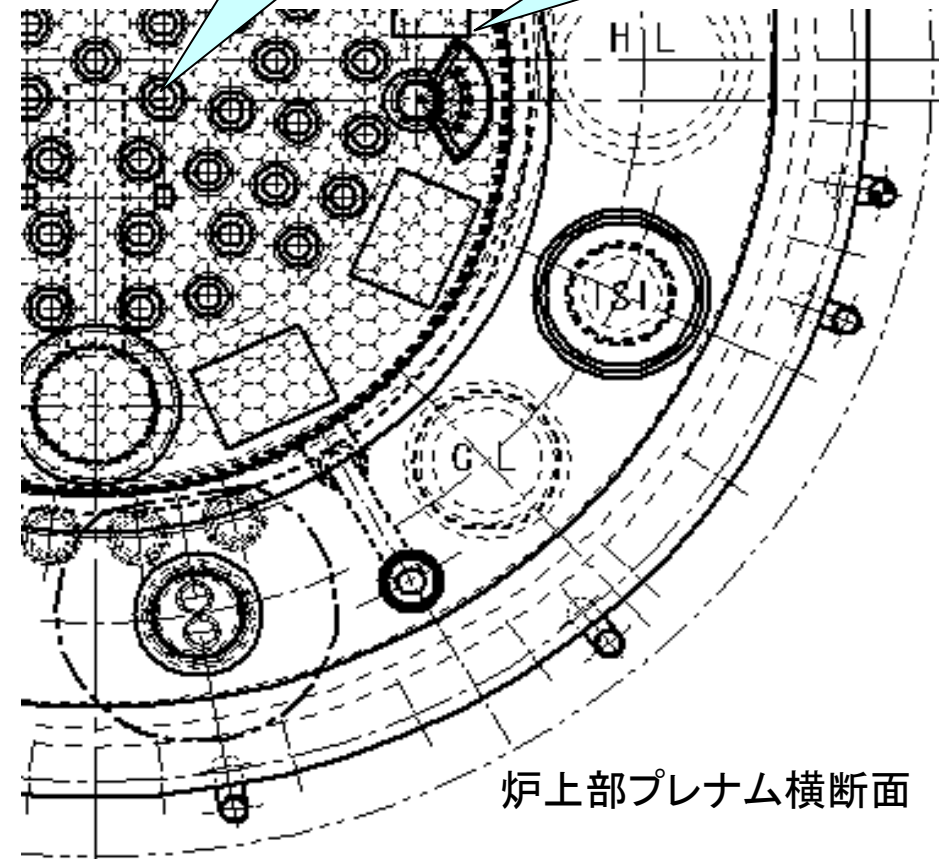


炉容器縦断面

高燃焼度
再臨界回避方策
高出口温度

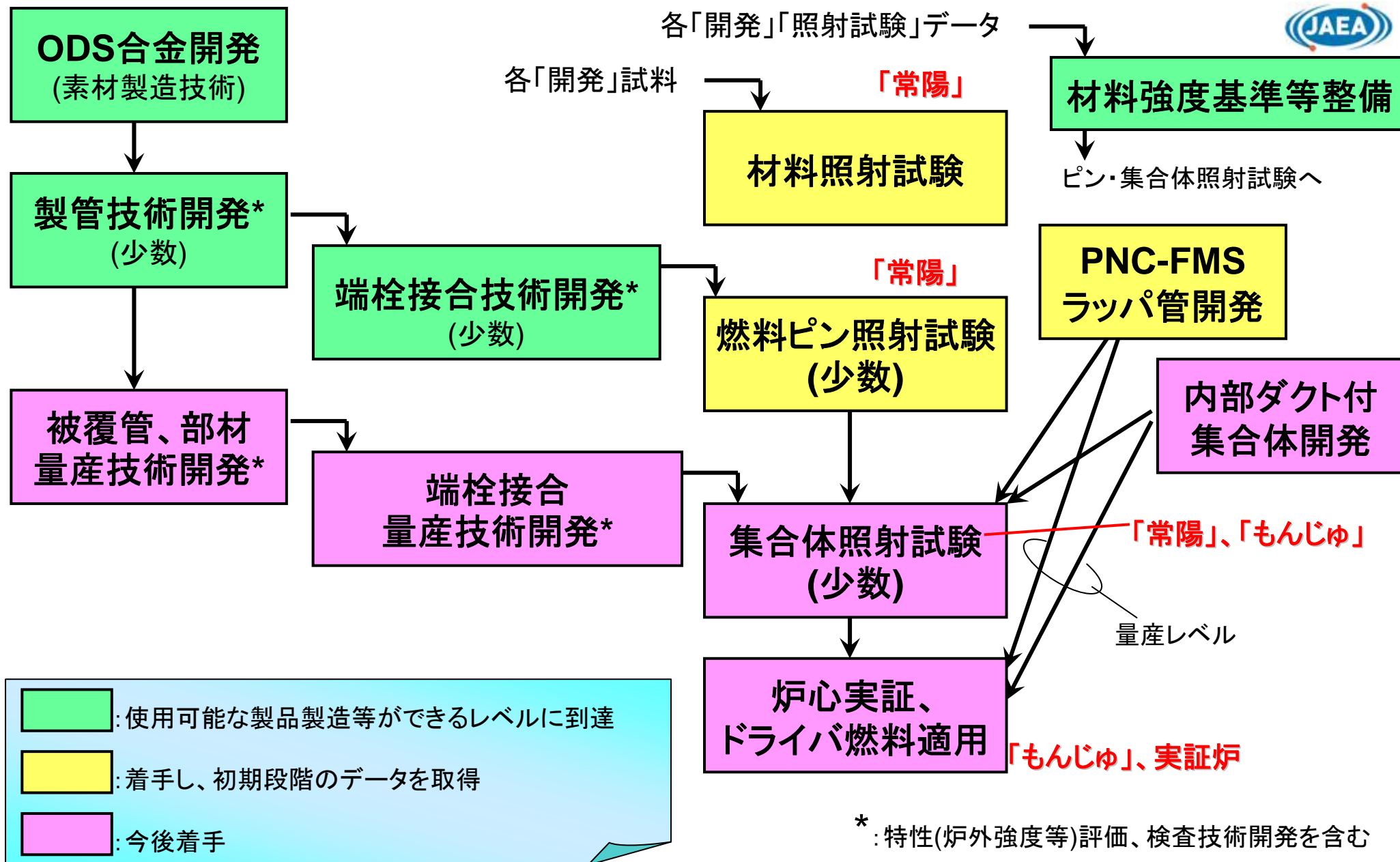
長寿命制御棒(長期運転サイクル、廃棄物低減、経済性向上)

Zr-Hしゃへい体
(コンパクト化)

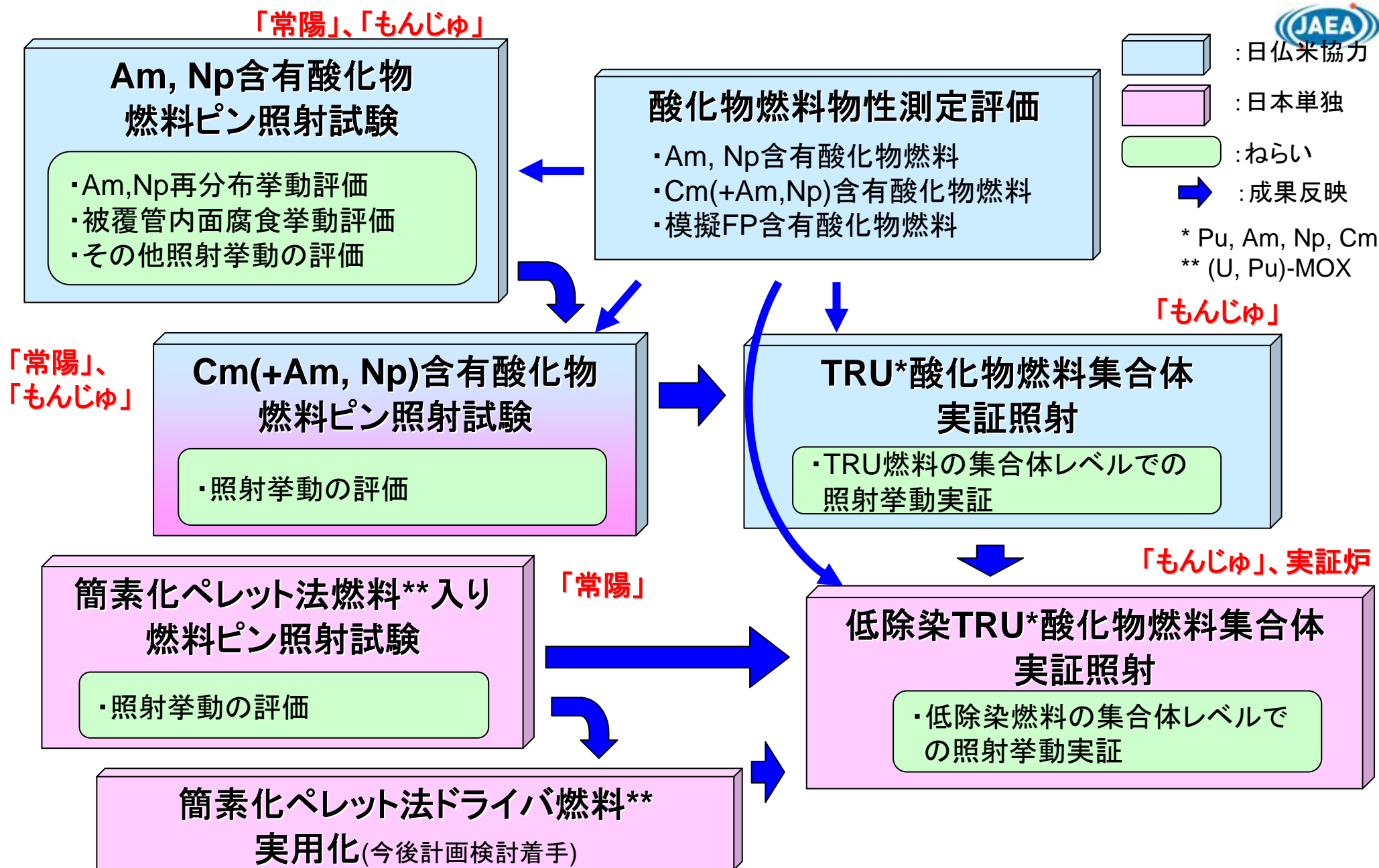


炉上部プレナム横断面

Na冷却炉炉心の高度化と開発課題

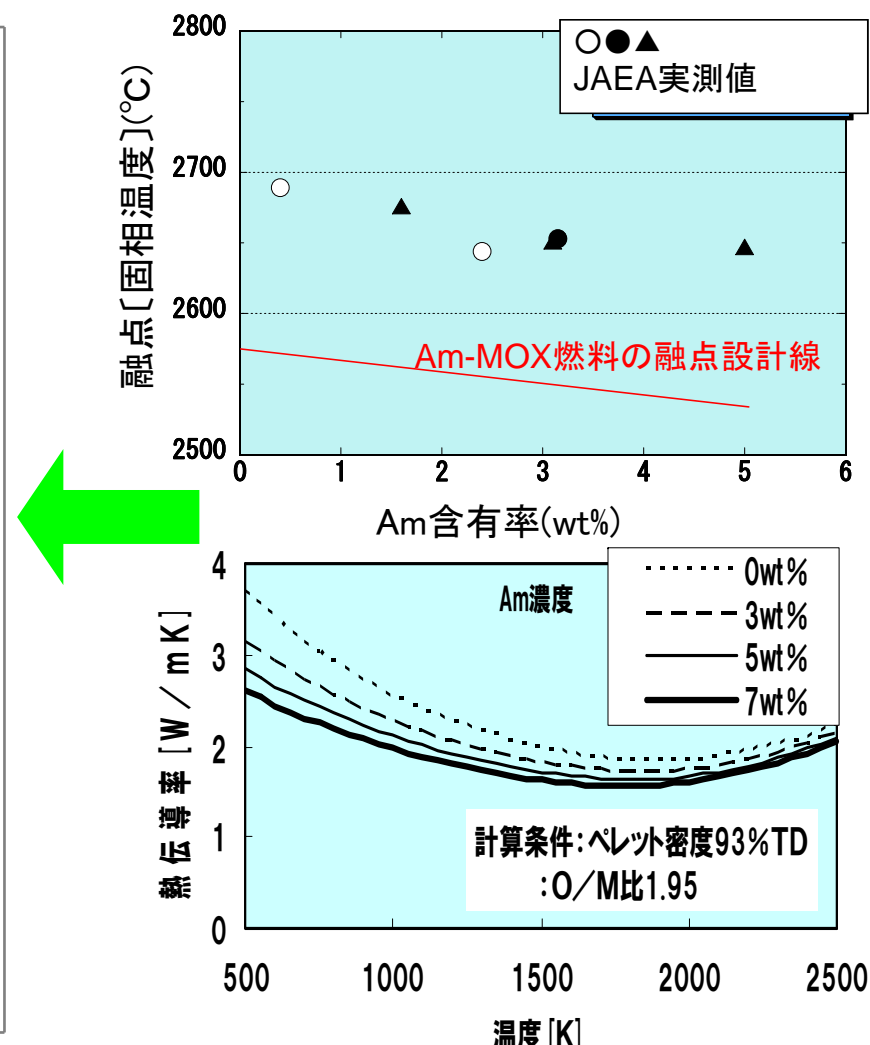
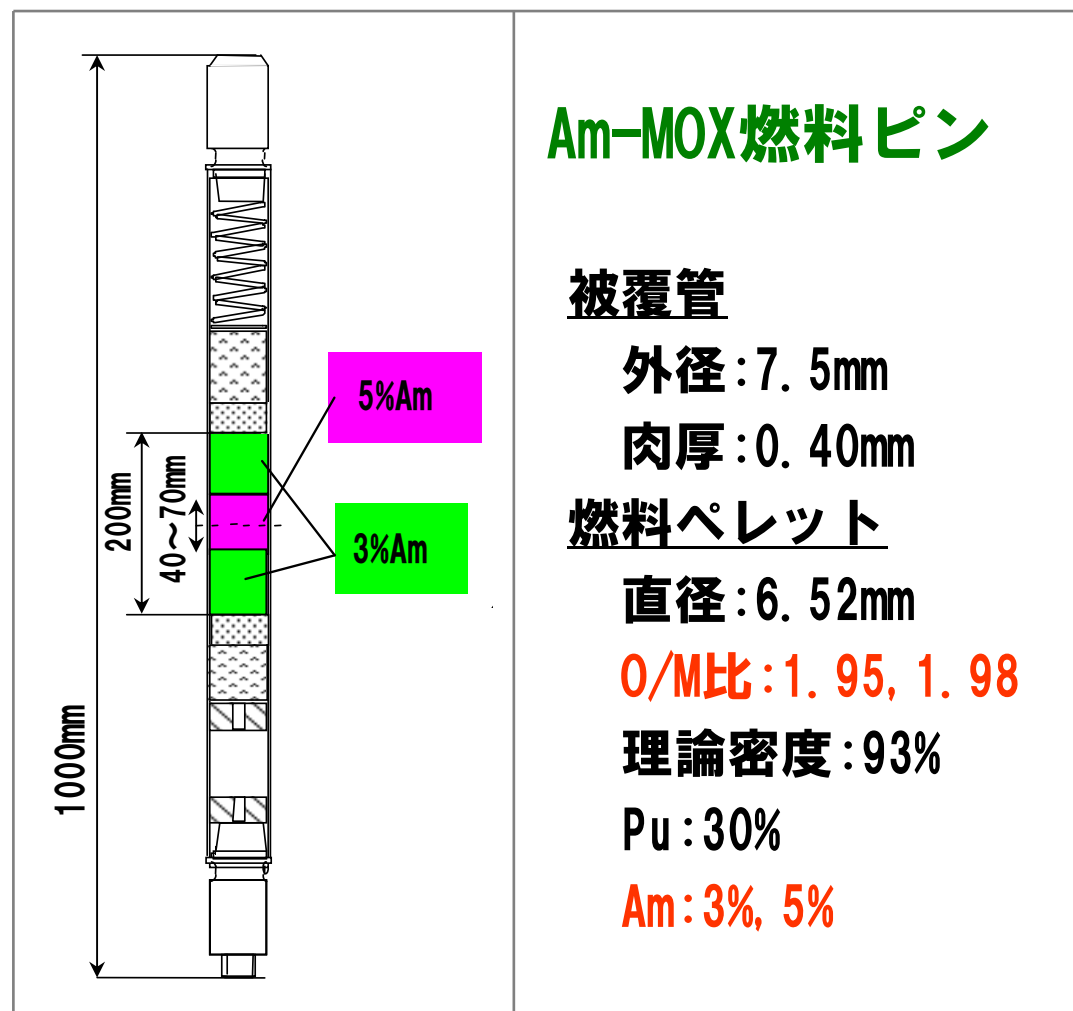


ODS被覆管燃料開発の進め方



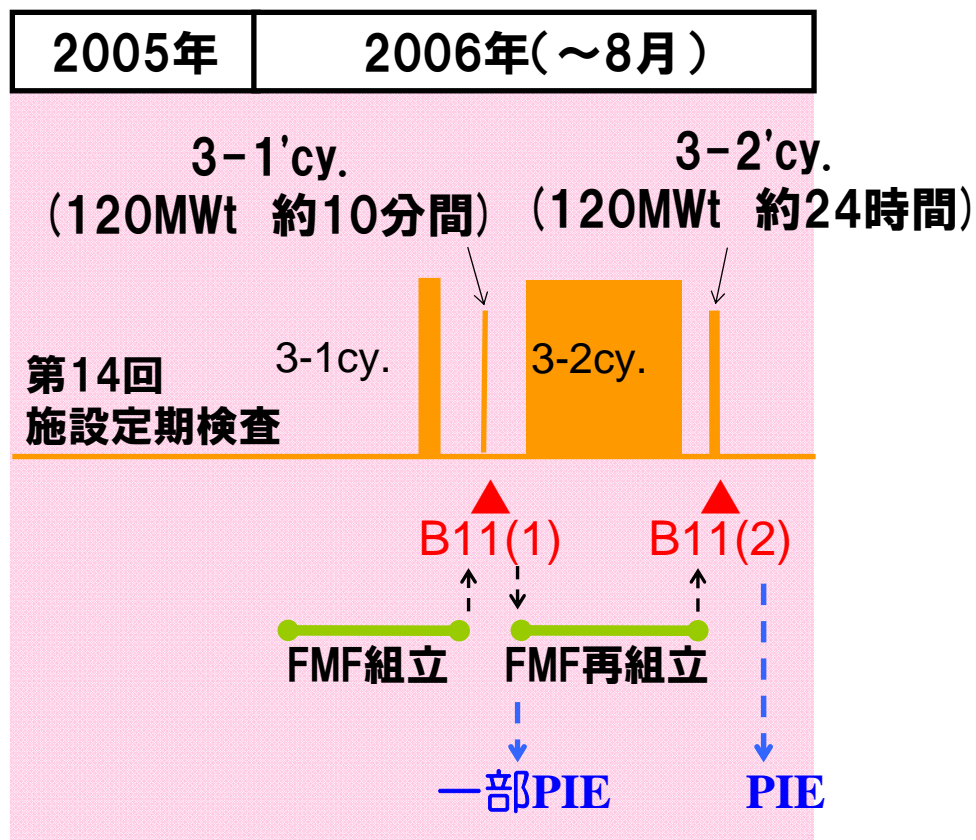
低除染TRU酸化物燃料の燃料開発の進め方

「常陽」でのAm照射試験 —MA含有燃料の設計—



物性測定・評価の成果を反映し、実機で照射するためのMA含有燃料を設計、許認可を取得した。(MA含有燃料の設計技術の基礎を構築)

「常陽」でのAm照射試験 — 短期照射試験の実施 —



「常陽」において、Am-1照射試験における短期照射試験を実施した。

MA-MOX燃料としては世界最高の線出力密度(約430 W/cm)を達成した。

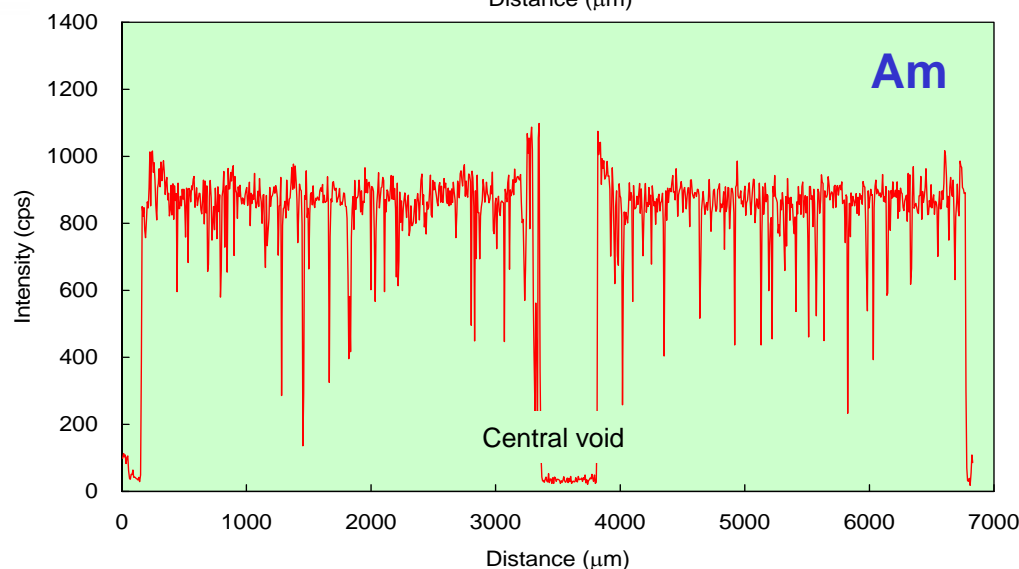
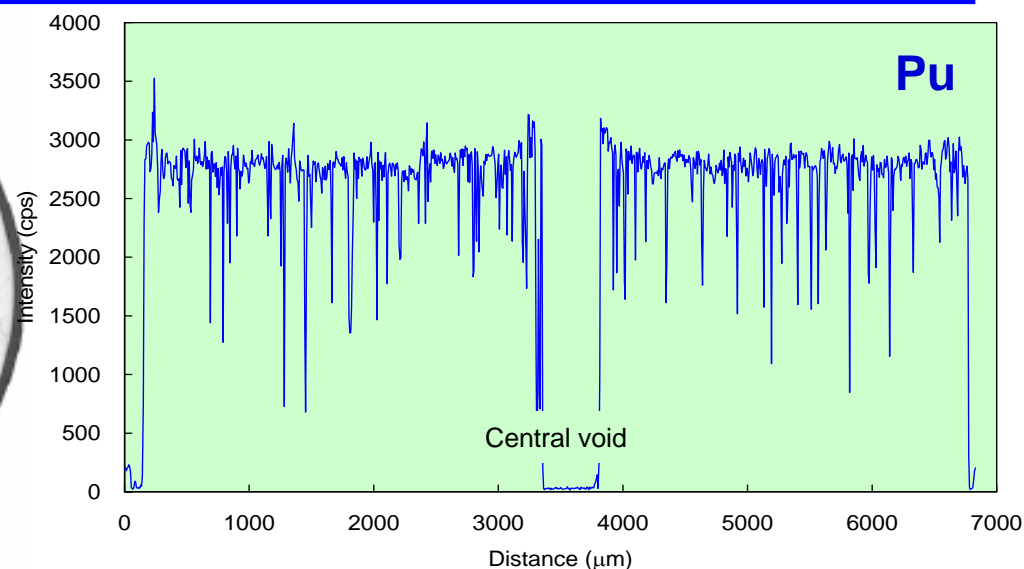
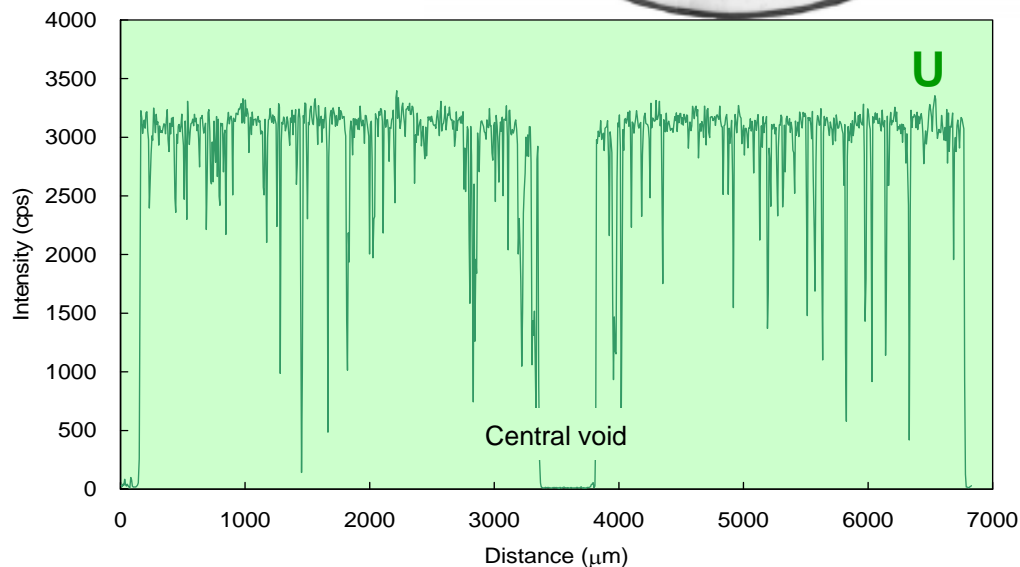
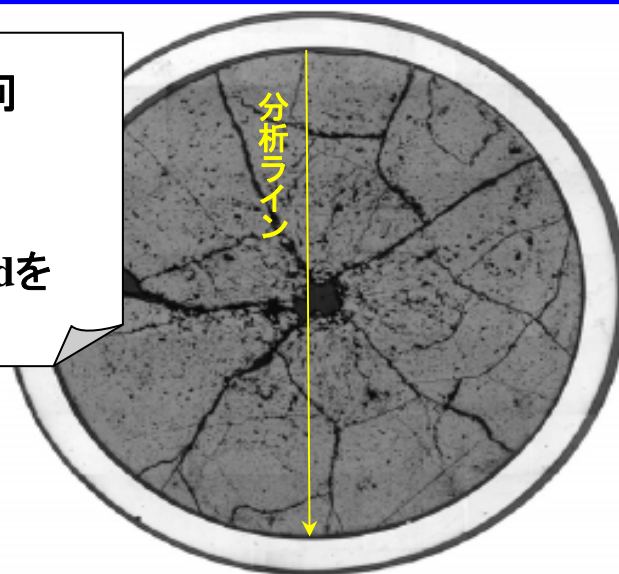
- B11(1): 10分間照射 → 2006年5月照射終了
→ 一部燃料ピンのPIE
→ 残りの燃料ピンを「常陽」に再装荷(B11(2))
- B11(2): 24時間照射 → 2006年8月照射終了 → PIE

(5) 原子炉システムの開発(照射試験)

「常陽」でのAm照射試験 —照射後試験結果例—



燃料ペレット径方向
の元素分布
(定性ライン分析、
信号値はBackgroundを
含む)



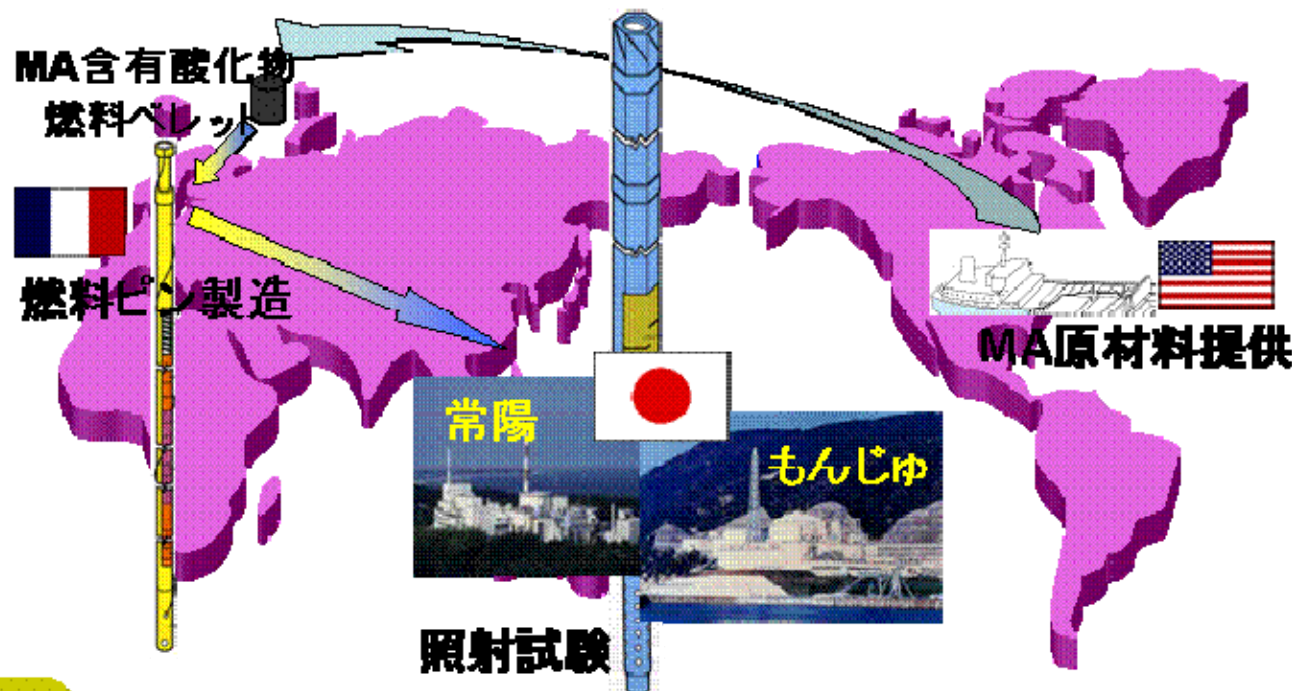
MA含有燃料の熱設計上重要な高線出力におけるMA元素の再分布データ(O/M比依存性を
含む)が、初めて得られつつある。

(5) 原子炉システムの開発(照射試験)

GACID計画

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」を利用して実証

- 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実証
- 3ステップで段階的に実施
- Generation International Forum／ナトリウム冷却高速炉プロジェクトの一つ



ステップ-1
Np/Am含有
燃料のピン照射

ステップ-2
Np/Am/Cm含有
燃料のピン照射

ステップ-3
Np/Am/Cm含有
燃料の集合体照射

GACID全体スケジュール

Joyo

Monju

Joyo

Monju

計画検討

試験燃料製造

Monju
集合体照射

GACID: Global Actinide Cycle
International Demonstration

照射試験のまとめ

- 3～5%のMA含有MOX燃料ペレットの試作に成功した。
- 試作した燃料ペレットを用いて照射試験集合体を製作し、「常陽」を用いた照射試験を開始した。短時間照射(10分照射及び24時間照射)は完了し、照射後試験データが得られつつある。現在までのところ通例のMOX燃料ペレットと大幅に異なる照射挙動は示されていない。
- 今後国際協力(GACID計画等)も活用し照射試験データの充実を図る。

(6) 燃料製造システムの開発 (簡素化ペレット法製造技術開発)

●有望なシステム概念

- 先進湿式法＋簡素化ペレット法が最も有望な概念である
- 金属電解法＋射出鑄造法は多様なニーズに対応可能な有望概念である

	先進湿式法＋ 簡素化ペレット法	金属電解法＋ 射出鑄造法	先進湿式法＋ 振動充填法（※）	酸化物電解法＋ 振動充填法
設計要求への 適合可能性	全ての設計要求に対して高いレベルで適合する可能性があり、スケールアップ効果のため大規模施設の経済性が高い。	全ての設計要求に対して適合する可能性があり、小規模施設の経済性が高い。	全ての設計要求に対して適合する可能性がある。	全ての設計要求に対して適合する可能性がある。
技術的実現性	実現性を見通すことが可能	実現性を見通すことが可能だが、インフラ整備が必要なことから比較的長期の開発を要する見込み	実現性を見通すことが可能	技術的課題が多く開発に長期を要する
（国際的視点）	国際協力を期待することが可能 〔フランスではホットラボなどによる関連研究を実施〕	国際協力を期待することが可能 〔米国ではホットラボなどによる研究を実施〕	国際協力を期待することが困難 〔積極的に開発する国はない〕	国際協力を期待することが可能 〔ロシアではホットラボなどによる関連研究を実施〕

 は優れた部分

（※）ヘリウムガス冷却炉用の窒化物被覆粒子燃料の製造には、この振動充填法の工程の一部である「ゲル化法」が用いられるが、対応する燃料サイクル概念の開発については、高速増殖炉システム開発の進捗により被覆粒子窒化物燃料の概念が固まった後に着手することが効率的である。

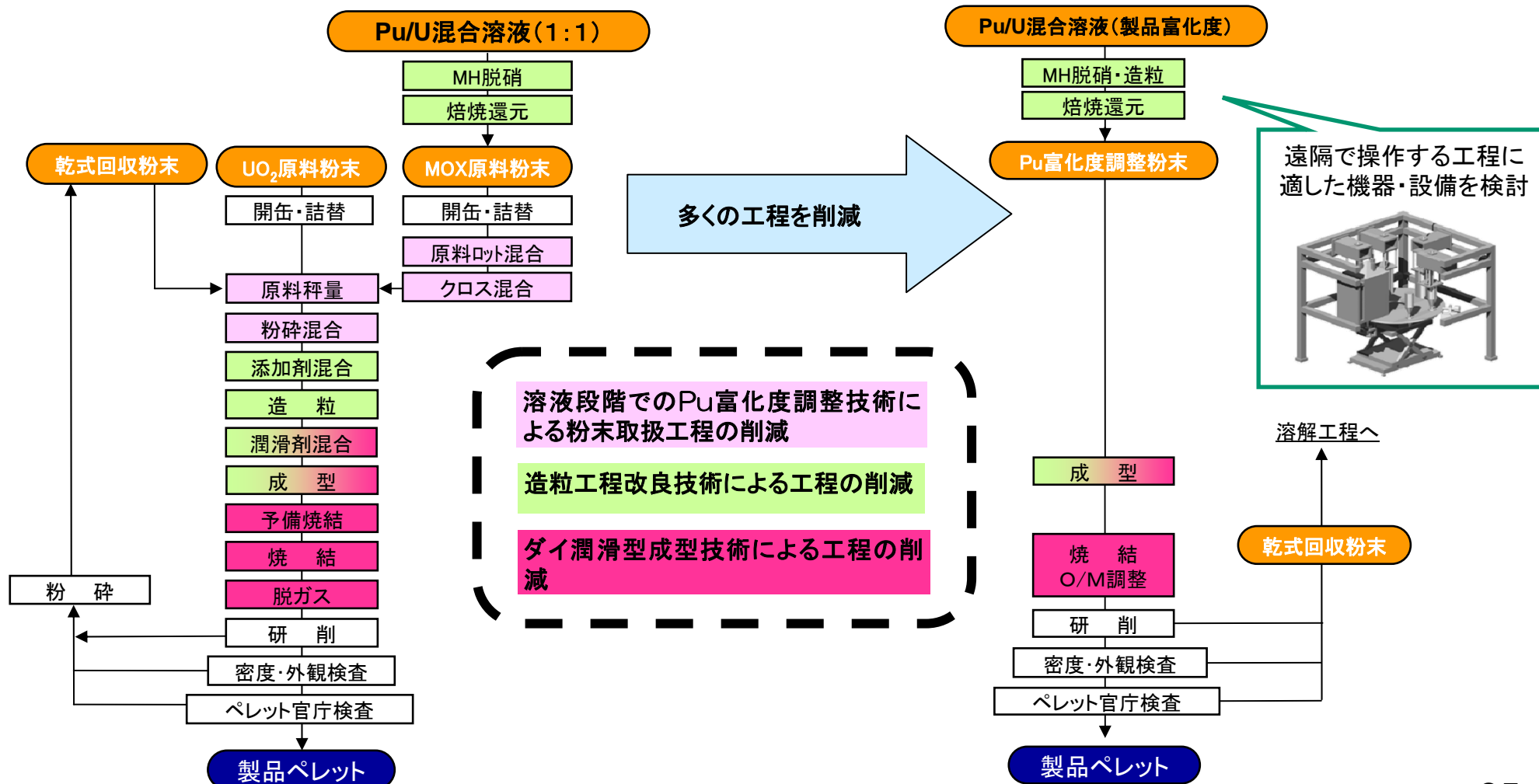
システム設計・評価における設計要求

開発目標の指標	開発目標	設計要求
安全性	同時代の軽水炉燃料サイクルシステムと同等以上	施設内での放射性物質の大規模放出事象発生 $<10^{-6}$ /プラント・年
経済性	将来の軽水炉の発電単価に比肩すること	再処理＋燃料製造 ≤ 0.8 円/kWh(処分費込み ≤ 1.1 円/kWh)
資源有効利用性	持続的に核燃料を生産するとともに、多様なニーズへ対応できること	U及びTRUの回収率 $\geq 99\%$
環境負荷低減性	放射性廃棄物による負荷を低減すること	廃棄物発生量が軽水炉燃料サイクル施設と同等以下(要求)、 $1/10$ (目標) U及びTRUの廃棄物への移行率 $\leq 0.1\%$ (目標)
核拡散抵抗性	核物質防護及び保障措置への負担軽減	Puが単独で存在しない 難接近性

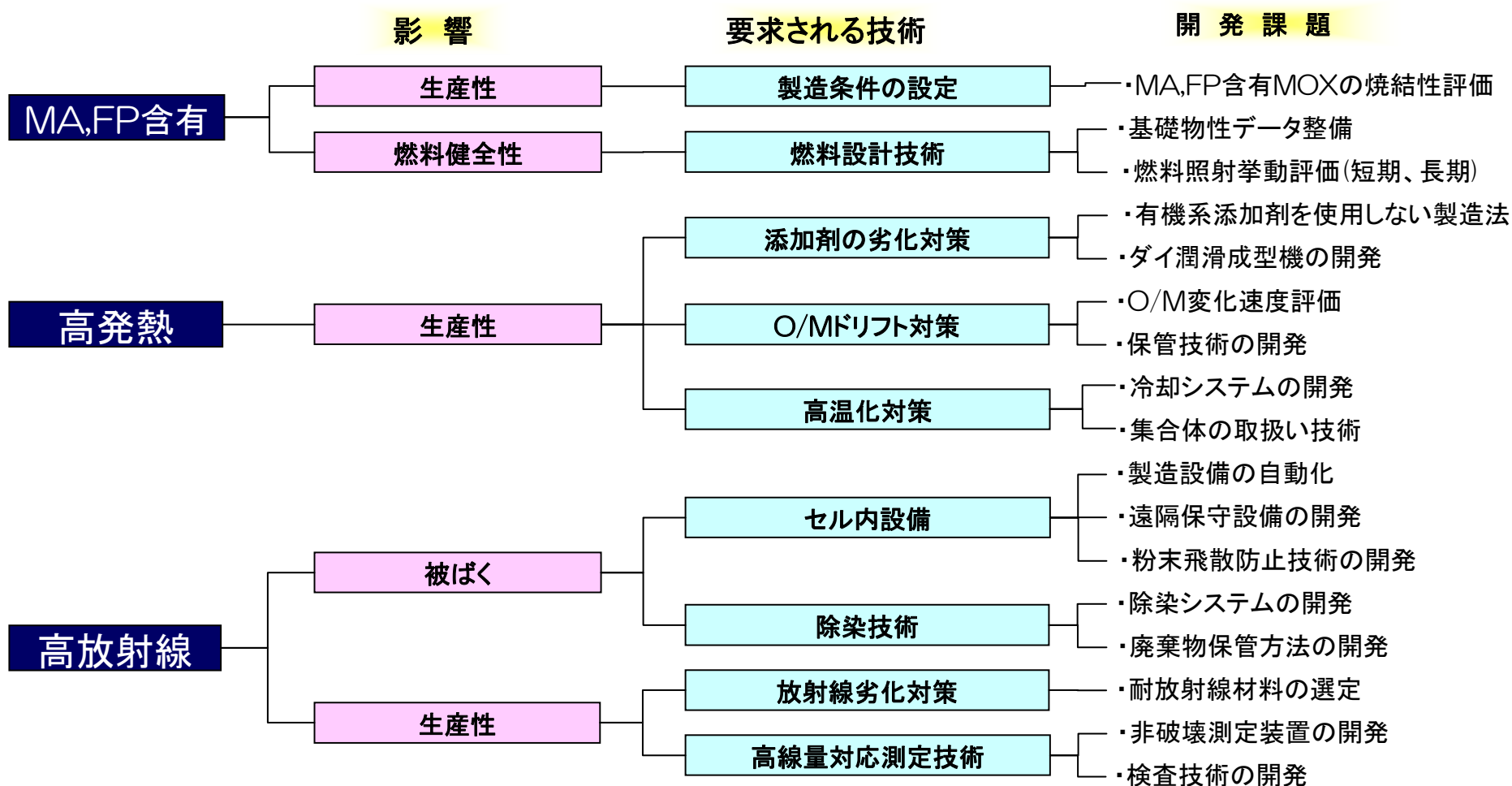
簡素化ペレット法の概要

現行のペレット燃料製造プロセス

簡素化ペレット法燃料製造プロセス

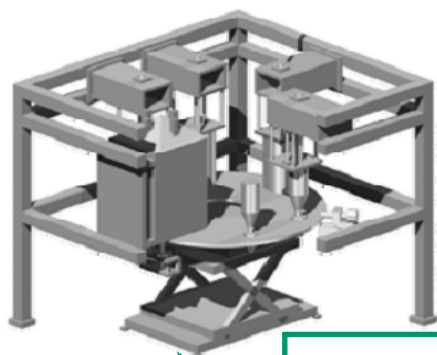


■ 低除染TRU燃料に起因する技術開発課題



脱硝・転換・造粒一元処理技術開発

遠隔で原料調整を行うためのターン
テーブル式脱硝・転換・造粒設備



脱硝試験: 脱硝容器、条件を検討



円筒容器の脱硝体

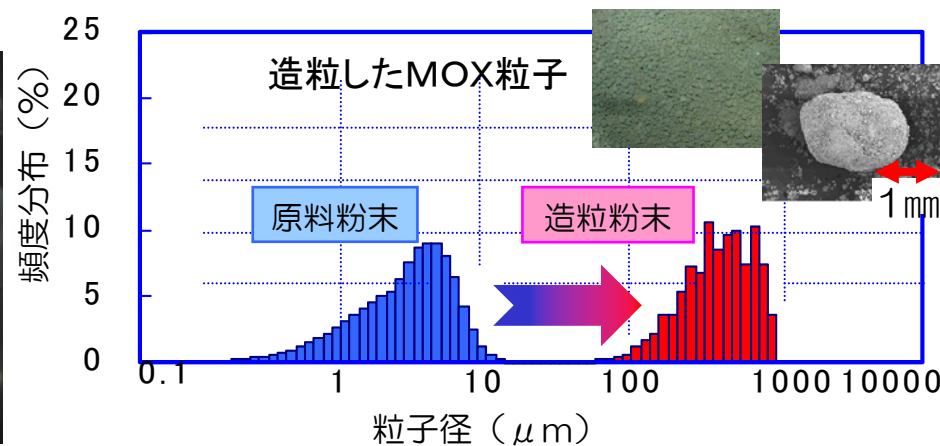


浅皿容器の脱硝体

造粒試験: 造粒にバインダーを用いない方法により微粉末を造粒し、直接成型に適した原料とする

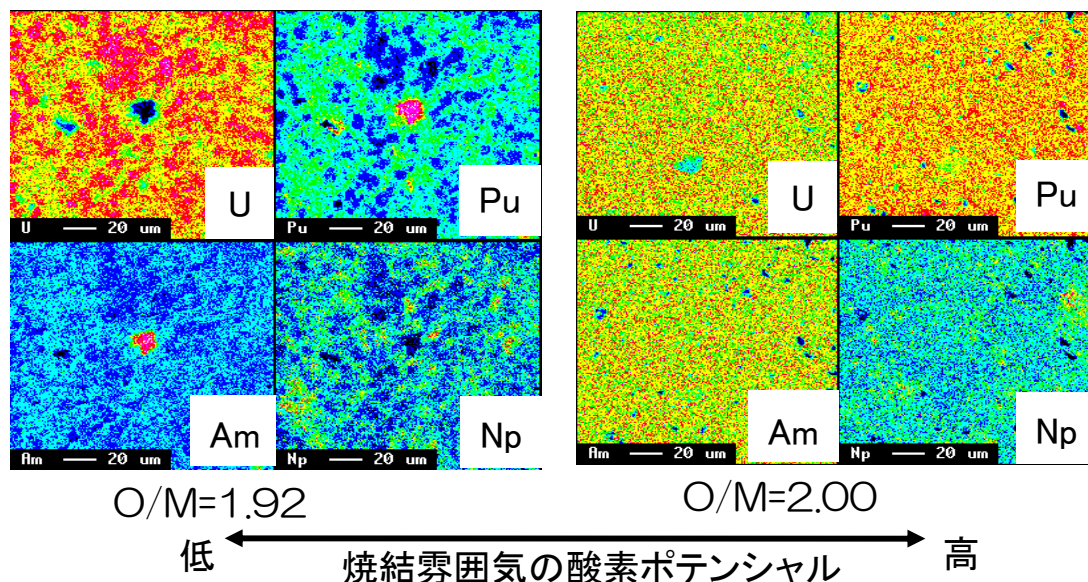


転動造粒装置



粒度分布の比較

➤ 焼結性へのNp、Amの影響を確認

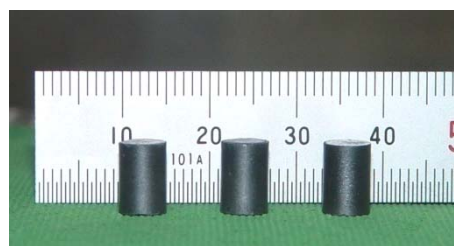


- ・高酸素ポテンシャル下で焼結することにより均質性の良いペレットをすることができる。

→ その後、加熱還元により低O/M比に調整。

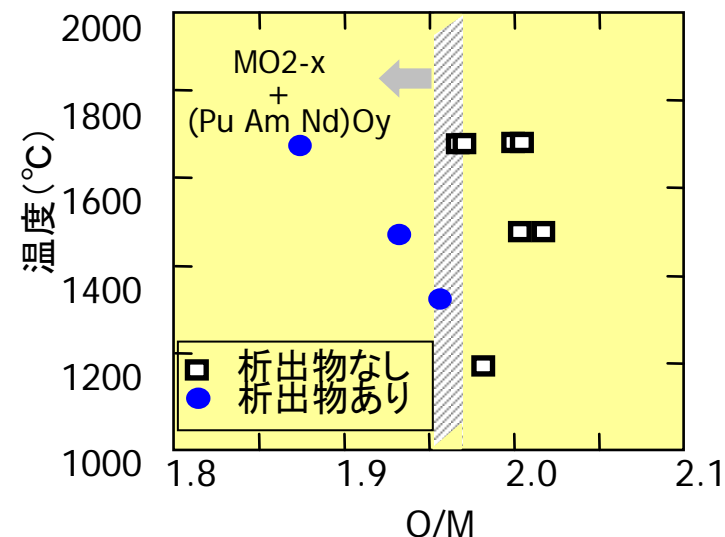


2%Np/2%Am-MOXペレット



5%Am含有MOX

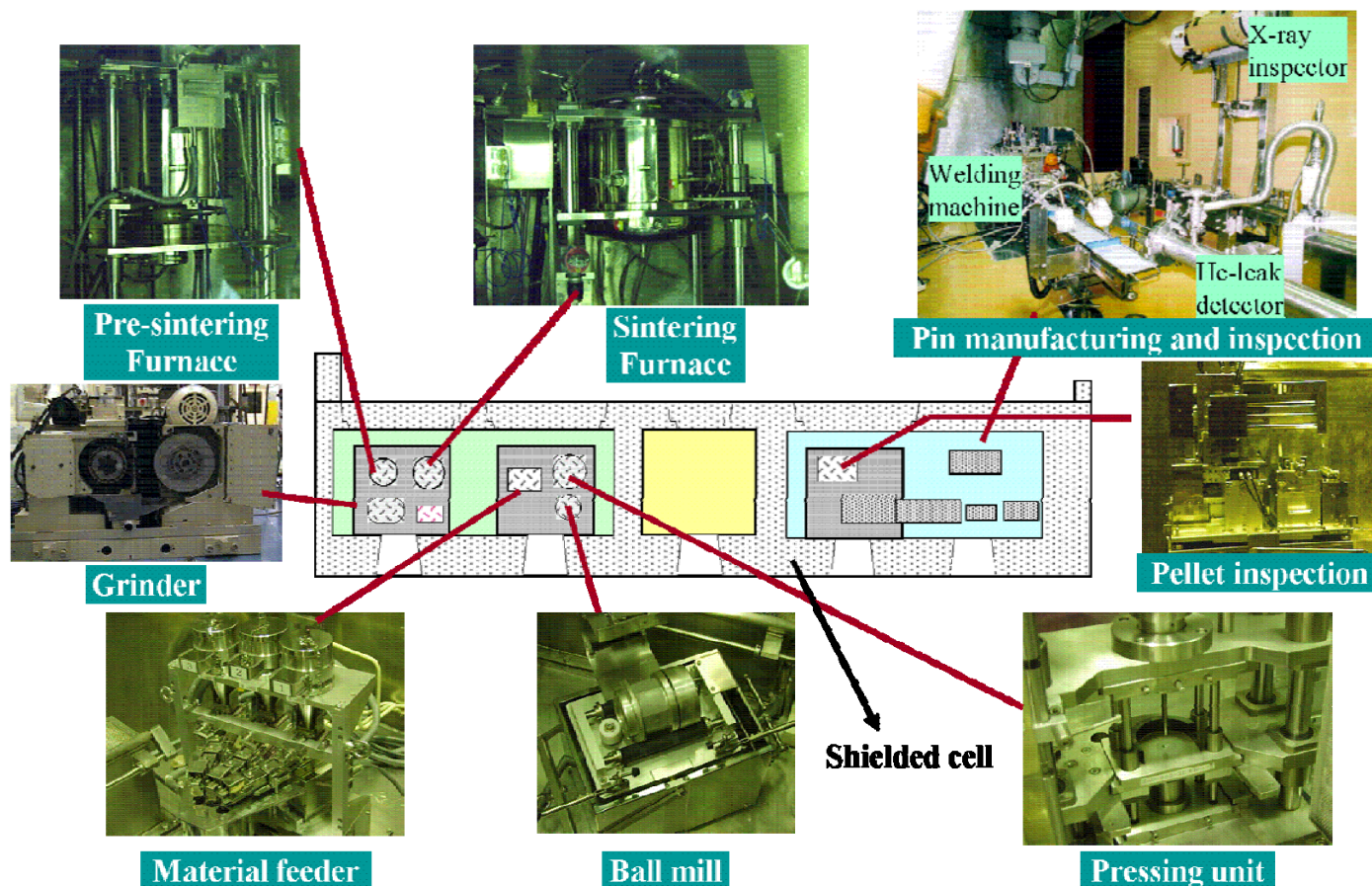
➤ FPの代表元素としてNdを添加し、焼結性への影響を確認



- ・O/M=1.96以下で(Pu,Am,Ln)系酸化物が析出する。
- ・析出物は約80%がPuであるものの、そのサイズは10 μm程度(Puスポット仕様は<100 μm)であるため、照射挙動への影響はほとんどないと予想される。

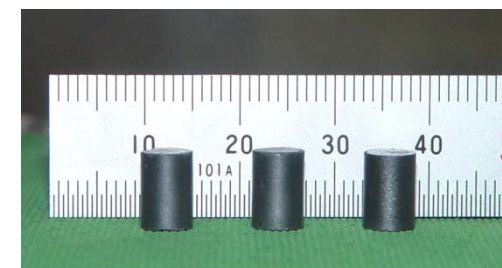
(6) 燃料製造システムの開発

Am添加MOX燃料ペレットのセル内製造

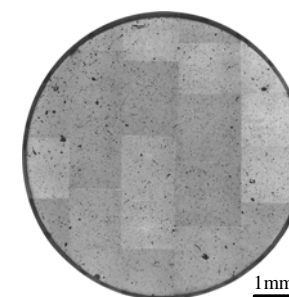


ホットセルにおける小規模遠隔燃料製造ライン

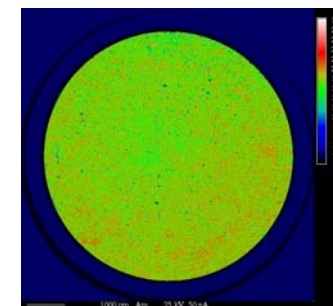
既存の小規模ホットセル(大洗AGF)を利用し
照射試験用MA含有MOX燃料ペレットをセル内で製造



作製したペレット外観写真



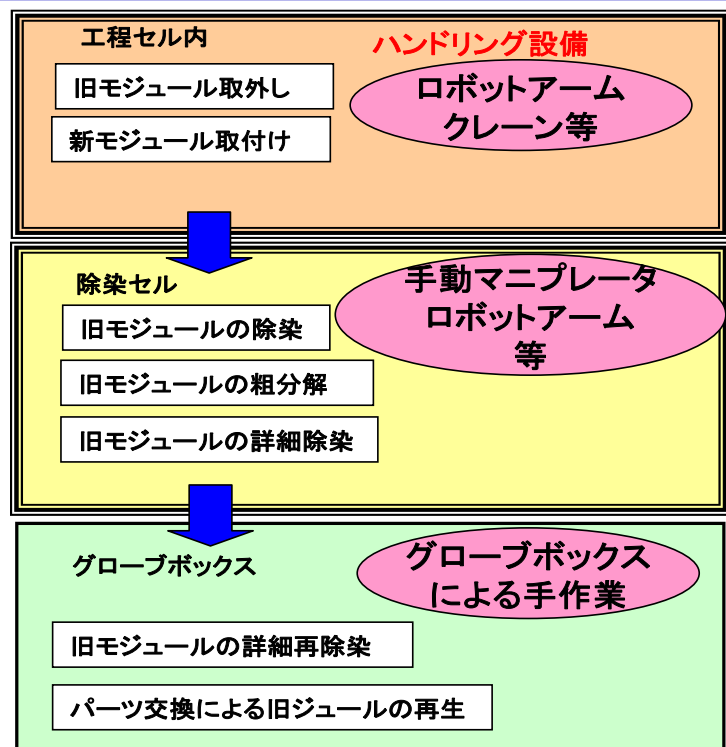
金相写真



Am分布 EPMA測定

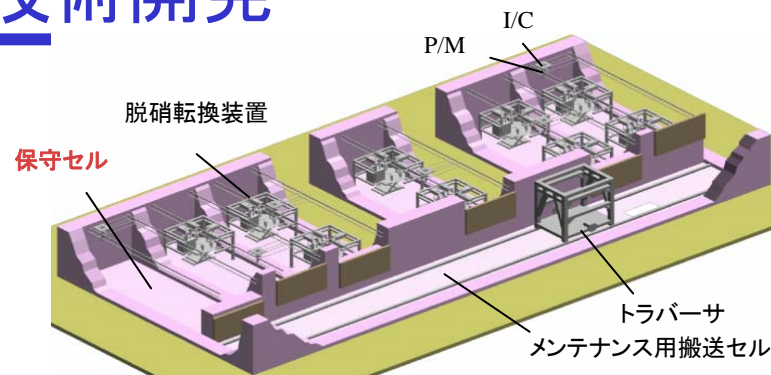
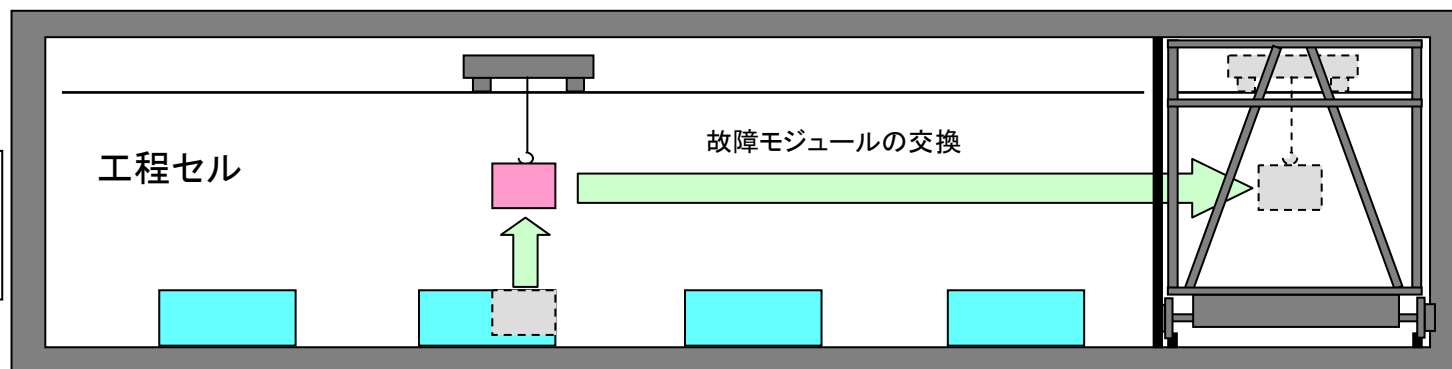
(6) 燃料製造システムの開発

セル内設備遠隔保守技術開発

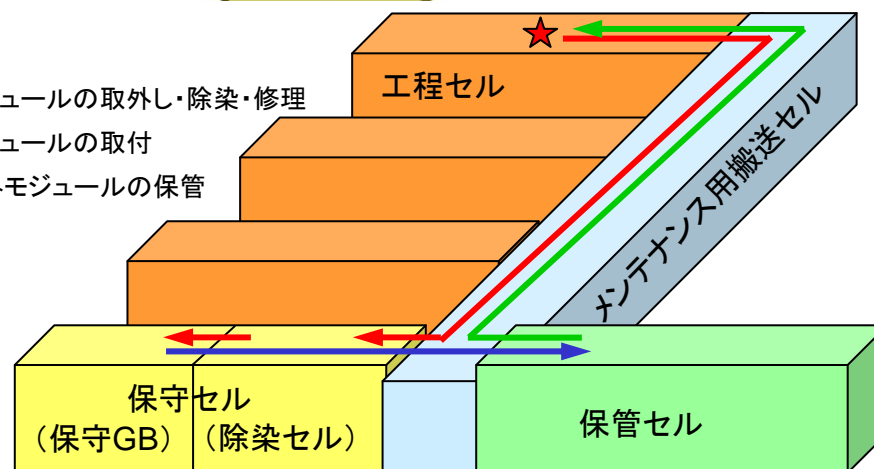


遠隔による保守・補修の概念

モジュール化設備の開発
ハンドリング設備の開発



- ★ 故障箇所 (Fault location)
- 故障モジュールの取外し・除染・修理 (Removal, decontamination, and repair of faulty module)
- 予備モジュールの取付 (Installation of spare module)
- 修理済みモジュールの保管 (Storage of repaired module)



まとめ

- 燃料製造システムとしては、簡素化ペレット法が最も有望であることを明らかにした。
- 簡素化ペレット法実用化に必要な革新技術を6課題に整理し、2010年革新技術の採否判断、2015年同成立性見極めと実用施設及び実証施設の概念設計結果の提示を目指す実用化研究開発を開始した。
- ウラン試験・小規模MOX試験や照射試験用MA添加MOX燃料ペレットの試作などにより、脱硝・転換・造粒一元処理や焼結・O/M調整技術開発などを含む簡素化ペレット法技術開発を進めている。
- 並行して、高発熱TRU燃料取扱いに必要なセル内遠隔保守技術や高発熱燃料取扱技術の開発を進めつつある。