

分離変換技術の現状と展望



日本原子力研究開発機構

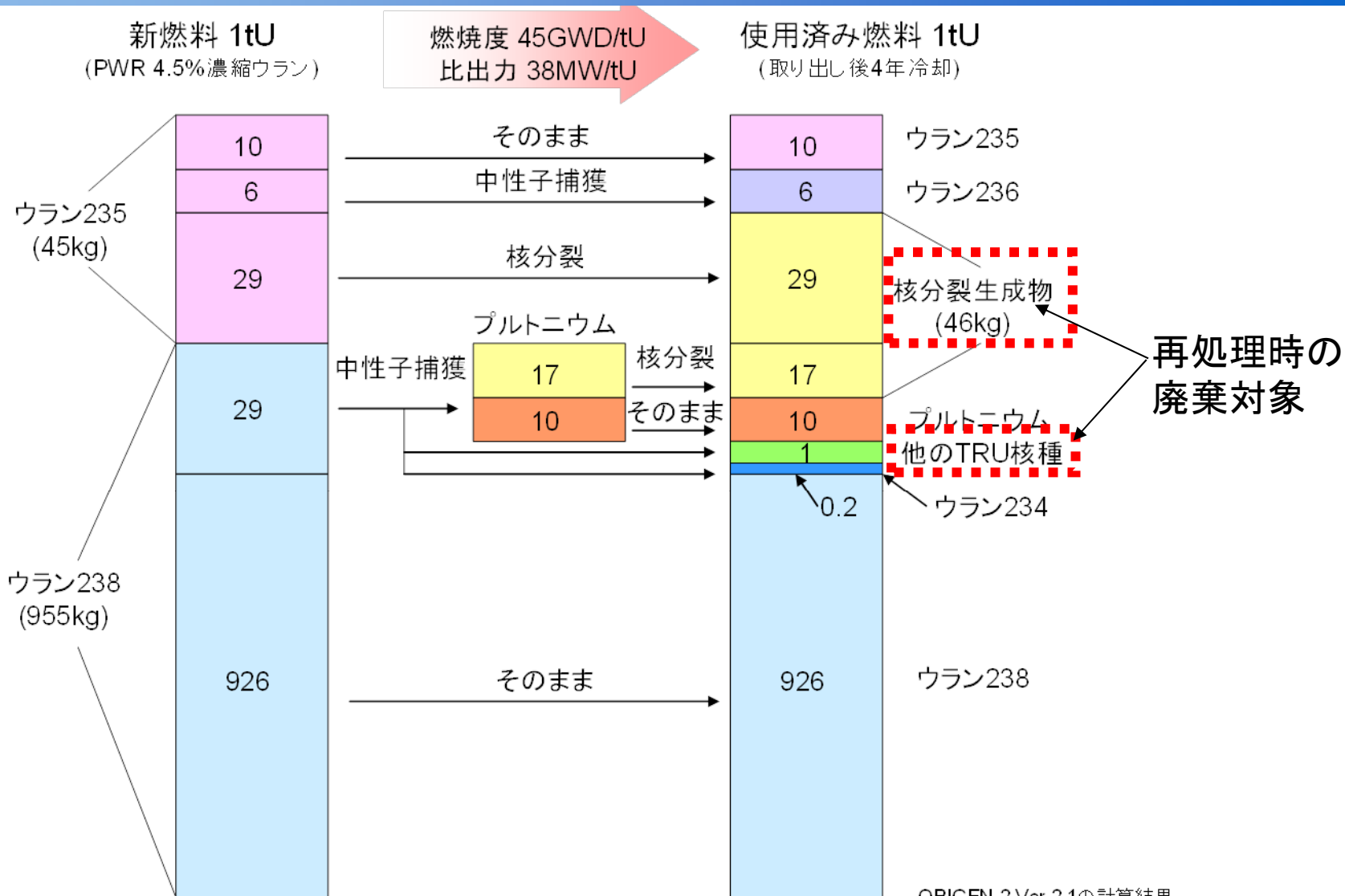
原子力基礎工学研究部門・J-PARCセンター

大井川 宏之

内容

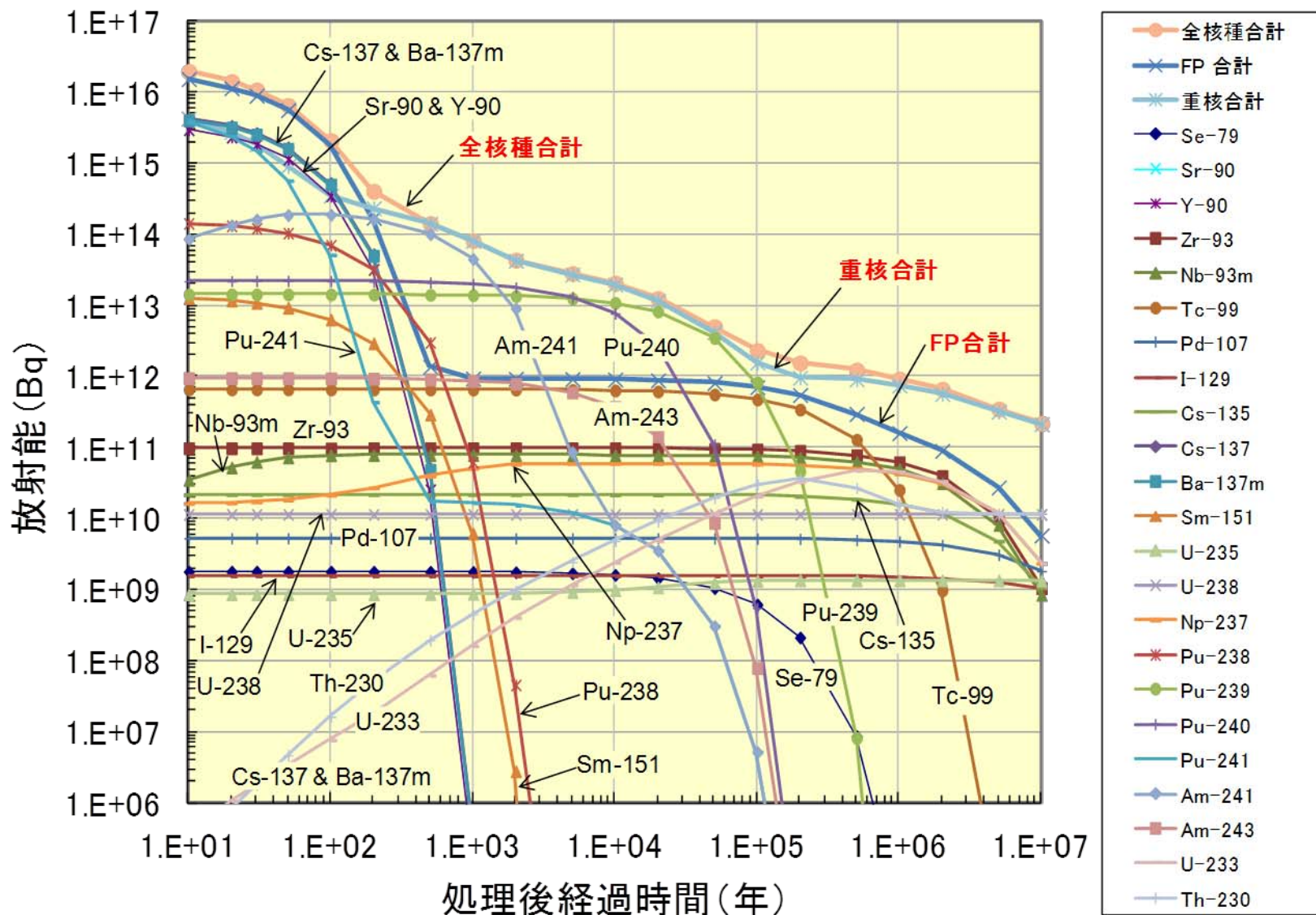
- 分離変換技術とは
- マイナーアクチノイドの特性と核変換の方法
- 加速器駆動システム(ADS)の原理
- 導入効果とコスト
- 導入シナリオ
- 技術の現状と課題
- J-PARCにおける核変換実験施設構想
- 国際的な動向
- まとめ

軽水炉内でのウラン燃料の転換



ORIGEN-2 Ver.2.1の計算結果。
棒グラフ中の数字の単位はkg。
(四捨五入の関係で合計があわない
場合がある)

使用済燃料中の主な長寿命核種の減衰



使用済燃料中の主な長寿命核種

アクチノイド

超ウラン元素
(TRU)

マイナーアクチノイド
(MA)

核種	半減期	線量換算係数 (Sv/Bq)	含有量 (1トン当たり)
U-235	7億年	4.7×10^{-8}	10kg
U-238	45億年	4.5×10^{-8}	930kg

核種	半減期	線量換算係数 (Sv/Bq)	含有量 (1トン当たり)
Pu-238	87.7年	2.3×10^{-7}	0.3kg
Pu-239	2万4千年	2.5×10^{-7}	6kg
Pu-240	6,564年	2.5×10^{-7}	3kg
Pu-241	14.3年	4.8×10^{-9}	1kg

核種	半減期	線量換算係数 (Sv/Bq)	含有量 (1トン当たり)
Np-237	214万年	1.1×10^{-7}	0.6kg
Am-241	432年	2.0×10^{-7}	0.4kg
Am-243	7,370年	2.0×10^{-7}	0.2kg
Cm-244	18.1年	1.2×10^{-7}	60g

核分裂生成物
(FP)

核種	半減期	線量換算係数 (Sv/Bq)	含有量 (1トン当たり)
Se-79	29万5千年	2.9×10^{-9}	6g
Sr-90	28.8年	2.8×10^{-8}	0.6kg
Zr-93	153万年	1.1×10^{-9}	1kg
Tc-99	21万1千年	6.4×10^{-10}	1kg
Pd-107	650万年	3.7×10^{-11}	0.3kg
Sn-126	10万年	4.7×10^{-9}	30g
I-129	1,570万年	1.1×10^{-7}	0.2kg
Cs-135	230万年	2.0×10^{-9}	0.5kg
Cs-137	30.1年	1.3×10^{-8}	1.5kg



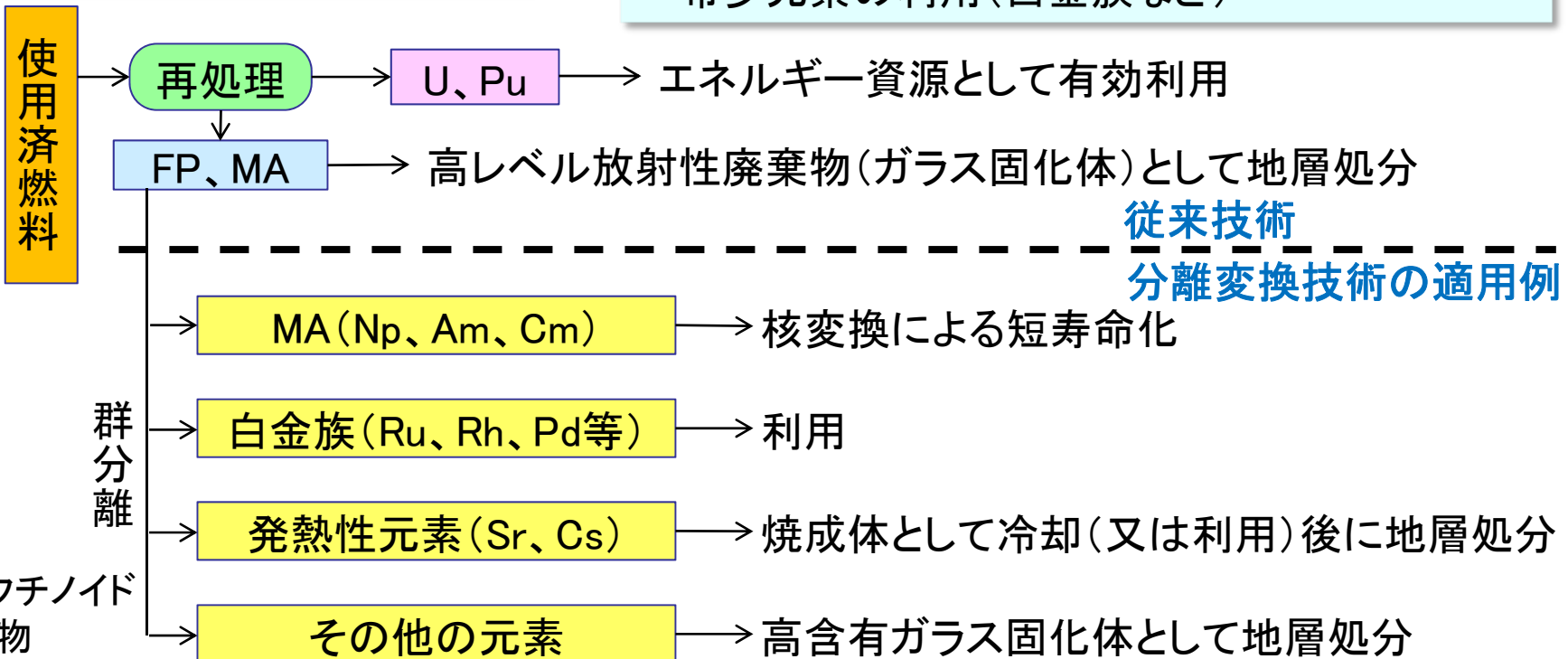
分離変換技術 (Partitioning & Transmutation)

分離変換技術

高レベル放射性廃棄物に含まれる放射性核種を、その半減期や利用目的に応じて分離する（分離技術）とともに、長寿命核種を短寿命核種あるいは非放射性核種に変換する（変換技術）ための技術

目標

- ・長期リスクの低減:
廃棄物の潜在的有害度の総量を大幅に低減
- ・処分場の実効処分容量の増大:
発熱の大きい核種を除去してコンパクトに処分
- ・放射性廃棄物の一部資源化:
希少元素の利用（白金族など）



MA: マイナーアクチノイド
FP: 核分裂生成物

我が国における分離変換技術の位置付け等(1)



■1988年:「群分離・消滅処理技術研究開発長期計画(オメガ計画)」開始

消滅処理分野 → 原子炉(炉物理・物性、FBR応用、専焼高速炉)
加速器(陽子加速器、電子加速器)

■2000年:オメガ計画チェックアンドレビュー(原子力委員会決定)

「今後も着実に研究開発を進めることが適当」、

「今後、若い技術者にとって魅力ある、十分に能力を発揮できるような環境づくりが必要」

■2000年:特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律案の付帯決議など

「国及び関係機関は、最終処分の負担軽減等を図るため、長寿命核種の分離変換技術の研究開発について、国際協力、国際貢献の視点等も加味するとともに、定期的な評価を行いつつ、着実に推進することが必要である。」

■2003年:原子力二法人統合準備会議による報告

「高レベル放射性廃棄物中の長寿命放射性核種の分離変換技術については、分離技術と核変換技術との整合性をとりつつ、原子力委員会の報告を踏まえた国レベルでのチェック・アンド・レビューを受けた上で、研究開発を着実に実施することが適当である。」

■2004年:原子力委員会・研究開発専門部会・加速器検討会

加速器駆動核変換システムについて、「高レベル廃棄物処理技術として、ハイブリッドシステムの研究開発が欧州を中心に盛んに行われていて、原子力利用にブレークスルーを生み出すことが期待されている。」

■2005年:原子力政策大綱

「その他の基礎的・基盤的な研究開発の主要な活動には、...や放射性廃棄物中の長寿命核種の短寿命化等による放射性廃棄物処理・処分の負担軽減に貢献する分離変換技術の研究開発等がある。」

我が国における分離変換技術の位置付け等(2)



■2006年:総合科学技術会議・分野別推進戦略(エネルギー分野)

「重要な研究開発課題」の一つである「原子力基礎・基盤、核不拡散技術研究開発」の項に「分離変換技術」が挙げられている。

■2006年:科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会「原子力に関する研究開発の推進方策について」

「核工学(炉物理・核データ)、炉工学、材料工学、安全工学、原子力シミュレーション工学、分離・変換技術等の分野における研究開発を着実に進め知見を蓄積することにより、原子力の研究、開発及び利用の基盤形成と、新たな原子力利用技術の創出を図ることが重要である。」

■2007年:大強度陽子加速器計画中間評価報告書

「核変換技術については、重要な基盤技術として引き続き研究開発を進める必要があるが、核変換実験施設の整備については、原子力政策全体の中で検討していく必要があり、今後、原子力委員会等の評価を踏まえて進めていくことが適当である。」

■2008年:特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針(改訂)

「国及び関係研究機関は、最終処分の負担軽減等を図るため、長寿命核種の分離変換技術の研究開発について、国際協力、国際貢献の視点等も加味するとともに、定期的な評価を行いつつ、着実に推進することが必要である。」

■2009年:原子力委員会「分離変換技術検討会」報告書及び委員会決定

「この技術を含む将来の原子力発電技術体系に要求される性能目標を満たして実用化できれば、原子力発電に伴って発生する放射性廃棄物の処分体系を一層合理的に設計できる自由度の増大が期待される。」

平成24年 エネルギー・環境に関する議論 選択肢と使用済燃料の取扱い



	2010年	2030年時点の原発依存度低減の考え方(選択肢)		
		ゼロシナリオ	15シナリオ	20～25シナリオ
原発依存度	26%	0%	15%	20～25%
原発低減の 考え方		・2030年までのなるべく早期に原発比率をゼロとする。	・原発依存度を着実に下げる。 ・現存する全ての原発に新しい安全規制の40年運転制限制度を自然体で運用した場合の数字にほぼ相当する。 ・原発の新增設が難しい状況にあるという実情を踏まえている。	・緩やかに原発依存度を低減しながら一定程度維持。 ・新設・更新が必要。 ・原子力及び原子力行政に対する国民の強固な信認が前提。
核燃料 サイクル	全量 再処理	直接処分	再処理も直接処分 もありうる	再処理も直接処分 もありうる

国家戦略室作成資料より抜粋

<http://www.npu.go.jp/policy/policy09/pdf/20120713/gaiyo.pdf>

- ・ どのシナリオでも、最終的には地層処分が必要。
- ・ しかし、処分地の候補選定に関する議論はほとんどなされていない。

学術会議「回答 高レベル放射性廃棄物の処分について」

平成24年9月11日

○社会的合意形成が極度に困難な理由：

- (1) エネルギー政策・原子力政策における社会的合意の欠如のまま、高レベル放射性廃棄物の最終処分地選定への合意形成を求めるという転倒した手続き
- (2) 原子力発電による受益追求に随伴する、超長期間にわたる放射性の汚染発生可能性への対処の必要性
- (3) 受益圏と受苦圏の分離

○提言の内容：

- (1) 高レベル放射性廃棄物の処分に関する政策の抜本的見直し
- (2) 科学・技術的能力の限界の認識と科学的自律性の確保
- (3) **暫定保管**および総量管理を柱とした政策枠組みの再構築
- (4) 負担の公平性に対する説得力ある政策決定手続きの必要性
- (5) 討論の場の設置による多段階合意形成の手続きの必要性
- (6) 問題解決には長期的な粘り強い取り組みが必要であることへの認識

※**暫定保管**:高レベル放射性廃棄物を、一定の暫定的期間に限って、その後のより長期的期間における責任ある**対処方法を検討し決定する時間を確保**しつつ、**回収可能性**を備えた形で、安全性に厳重な配慮をしつつ保管することを意味する。同じ意味で、暫定的責任保管という表現も可能である。

○核変換への言及：

例えば、こうして確保した時間的猶予を利用して、容器の耐久性の向上や**放射性廃棄物に含まれる長寿命核種の核反応による半減期の短縮技術(核変換技術)**といった、**放射性廃棄物処分の安全性における確実性を向上させる研究開発を進め、処分方式に反映させることができる可能性がある**。「核変換技術」を高レベル放射性廃棄物に適用して、短寿命核種に変えてから保管すれば、およそ千年間で、自然界と同じ程度の放射線レベルにまで下がり、さらに確実な管理ができるとされている。もちろん、現段階ではこれを最終処分に確実に活かすことができる確証はないが、JAEA(日本原子力研究開発機構)等の関係する研究機関で積極的に技術開発に取り組み、成果を得ることが期待される。

エネルギー・環境・会議「革新的エネルギー・環境戦略」

○核燃料サイクル政策において「当面先行して行う」とされた事項：

平成24年9月14日

- －直接処分の研究に着手する。
- －「もんじゅ」については、国際的な協力の下で、高速増殖炉開発の成果の取りまとめ、**廃棄物の減容及び有害度の低減等を目指した研究**を行うこととし、このため年限を区切った研究計画を策定、実行し、成果を確認の上、研究を終了する。
- －**廃棄物の減容及び有害度の低減等を目的とした使用済核燃料の処理技術、専焼炉等の研究開発**を推進する。
- －バックエンドに関する事業については、民間任せにせず、国も責任を持つ。
- －国が関連自治体や電力消費地域と協議をする場を設置し、使用済核燃料の直接処分の在り方、中間貯蔵の体制・手段の問題、最終処分場の確保に向けた取組など、結論を見出していく作業に直ちに着手する。

マイナーアクチノイド(MA)の特性

■ 核的特性:

- ✓ 高速中性子(数百keV以上)で核分裂反応
- ✓ 遅発中性子割合が小さい

■ 取り扱い性:

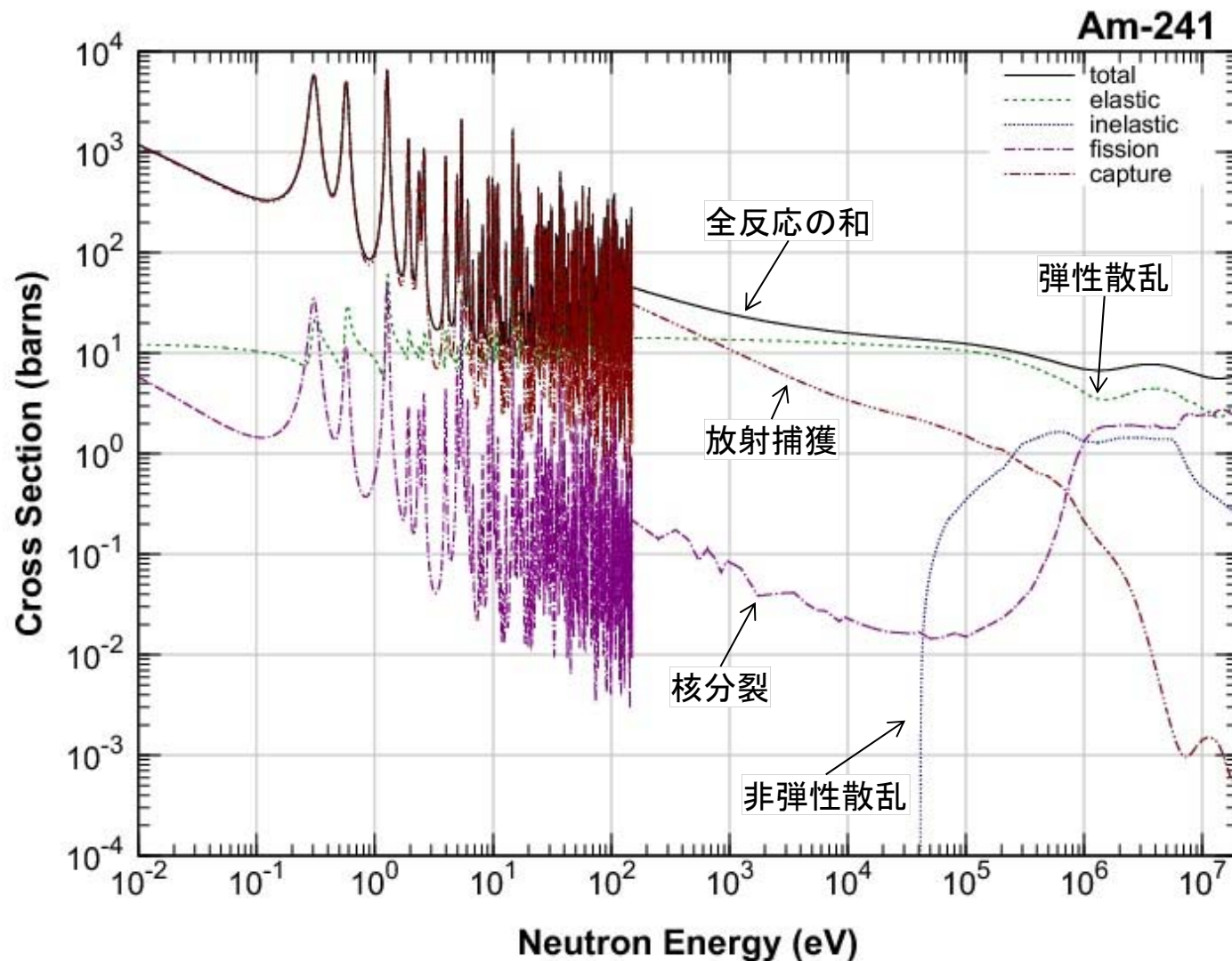
- ✓ 高発熱 ・ 高 γ 線強度 ・ 高中性子線強度(自発核分裂+ (α, n) 反応)

核種	半減期 (年)	発熱 (W/g)	γ 線強度 ($\gamma/g \cdot s$)	中性子線強度 ($n/g \cdot s$)
Np-237	2.14×10^6	0.0002	7.3×10^6	0.9
Pu-238	87.7	0.56	3.0×10^8	36000
Pu-239	2.41×10^4	0.002	1.1×10^6	96
Pu-240	6.54×10^3	0.007	3.9×10^6	1300
Pu-241	14.4	0.004	1.2×10^7	1.23
Am-241	432.2	0.11	4.9×10^{10}	7000
Am-243	7.38×10^3	0.007	5.5×10^9	540
Cm-244	18.11	2.8	6.9×10^8	1.2×10^7

■ 燃料特性:

- ✓ 融点の低下などの物性変化
- ✓ Heの蓄積による被覆管内圧の上昇、等

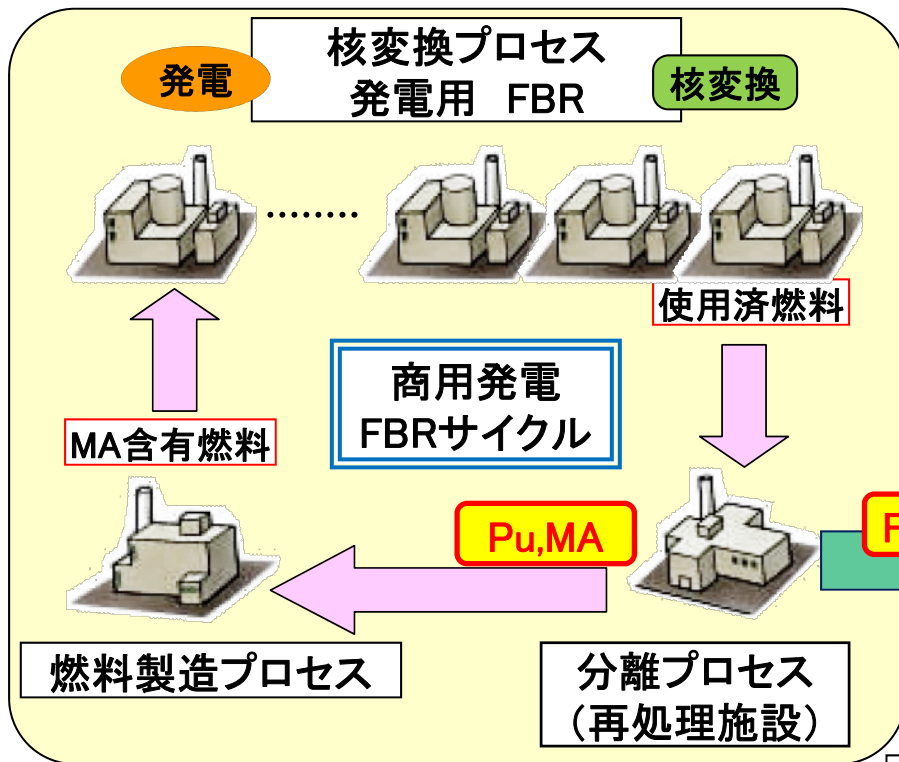
マイナーアクチノイド(MA)の反応断面積: Am-241



◆核変換には高速中性子による核分裂の連鎖反応を利用するのが有利。

高速炉サイクル型と核変換専用サイクル型(階層型)

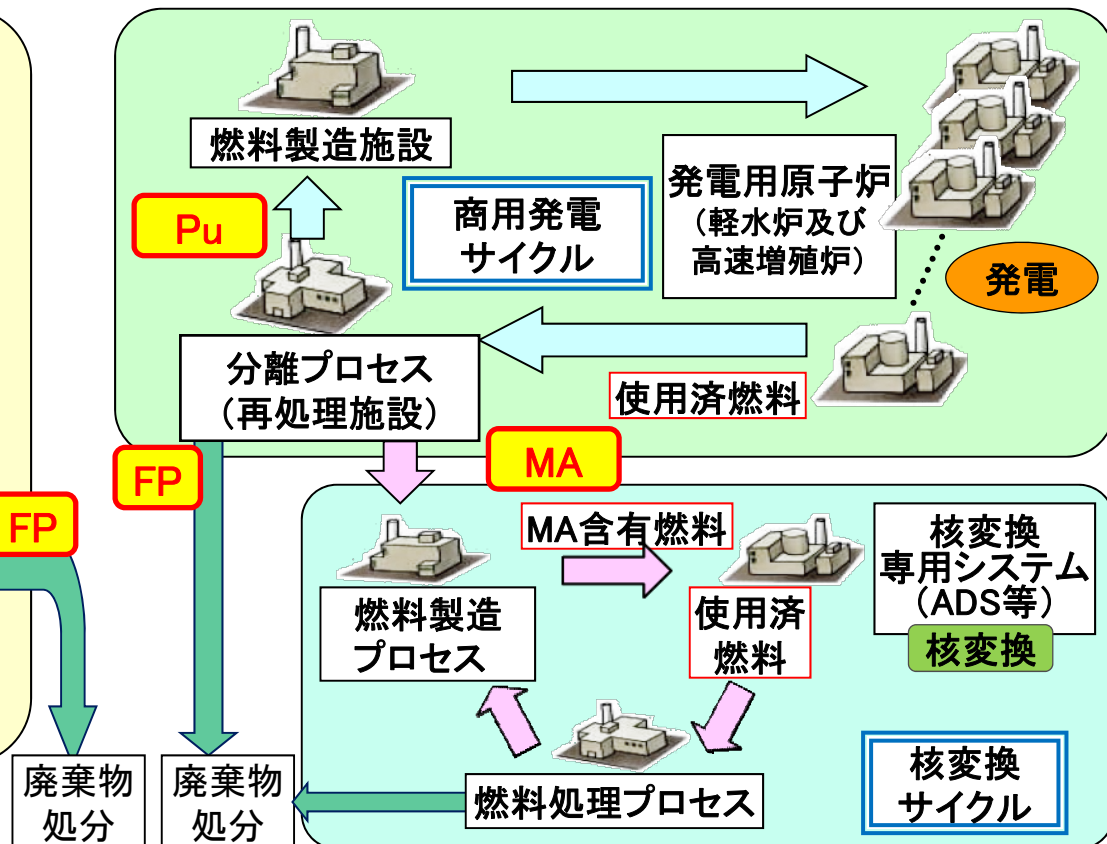
高速炉サイクル利用型



MA: マイナーアクチノイド
TRU: 超ウラン元素

- ・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
- ・発電炉(高速炉)内でMAを核変換

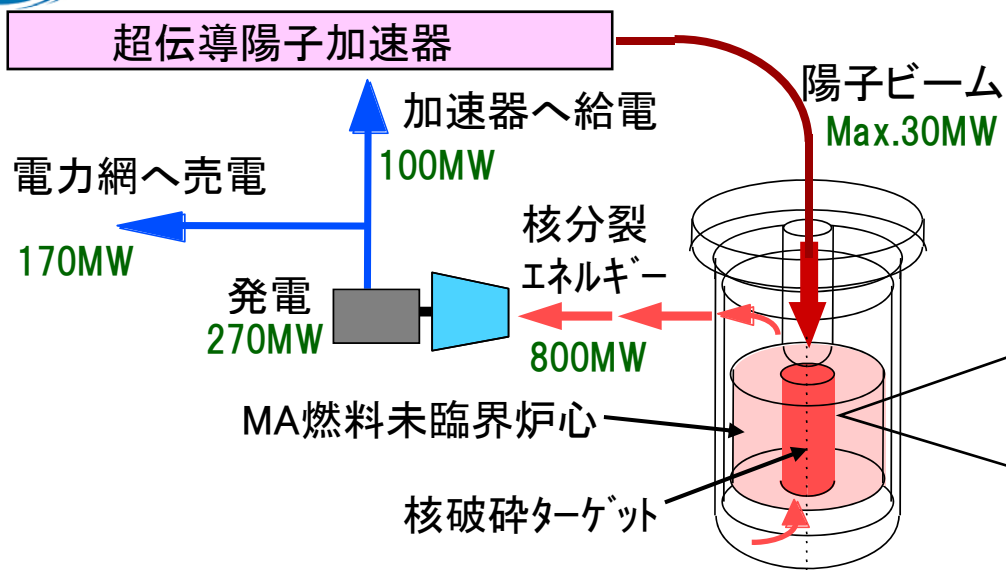
階層型



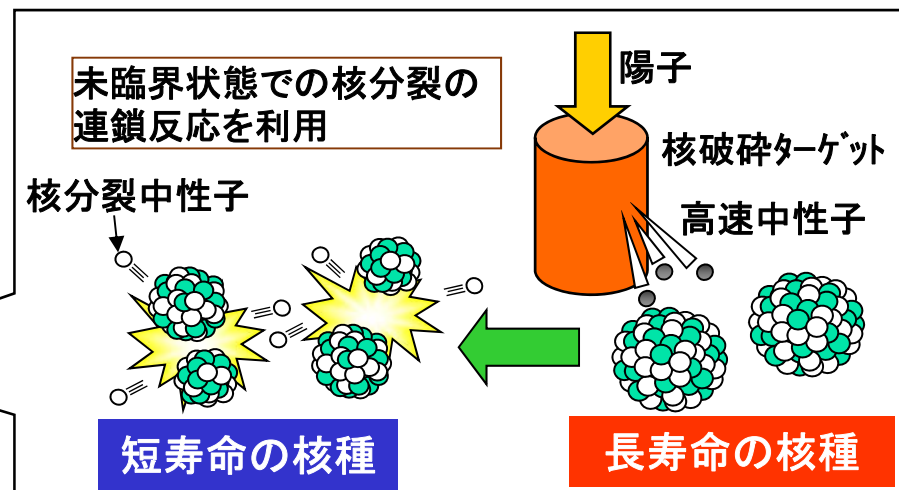
- ・発電用サイクルに核変換サイクルを付設
- ・核変換専用システム(加速器駆動システム: ADS 等)
- ・コンパクトな核変換サイクルにMAを閉じ込める

核変換専用サイクル型のMA核変換

(加速器駆動未臨界システムを用いた核変換) **ADS: Accelerator Driven System**



ADSによる核変換の原理



ADSの仕組み:

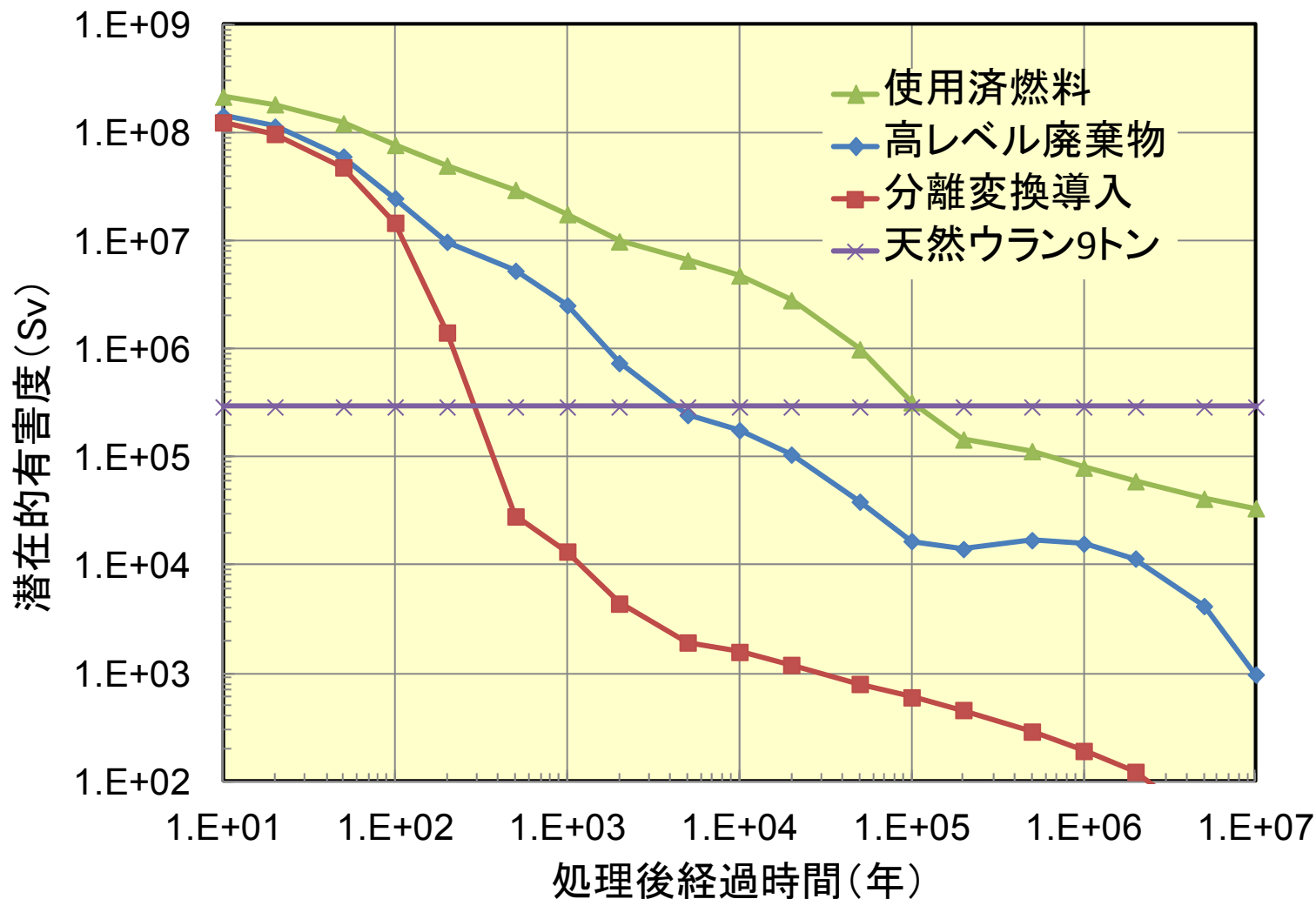
- ・超伝導加速器で大強度の陽子を高効率で加速。
- ・陽子はビームダクト・ビーム窓を通して鉛・ビスマス(Pb-Bi)に入射。
- ・Pb-Biは核破砕ターゲットと炉心冷却材を兼ねる。
- ・燃料の主成分はマイナーアクチノイド(MA)。
- ・陽子はPb-Biとの核破砕反応で大量の中性子を発生。
- ・その中性子によりMAを核分裂反応で核変換。
- ・さらに核分裂で発生した中性子も核変換に使用。
→核分裂の連鎖反応で、1個の中性子を20個に増倍。
- ・核分裂で発生する熱で発電し、加速器に供給。

ADSの特徴:

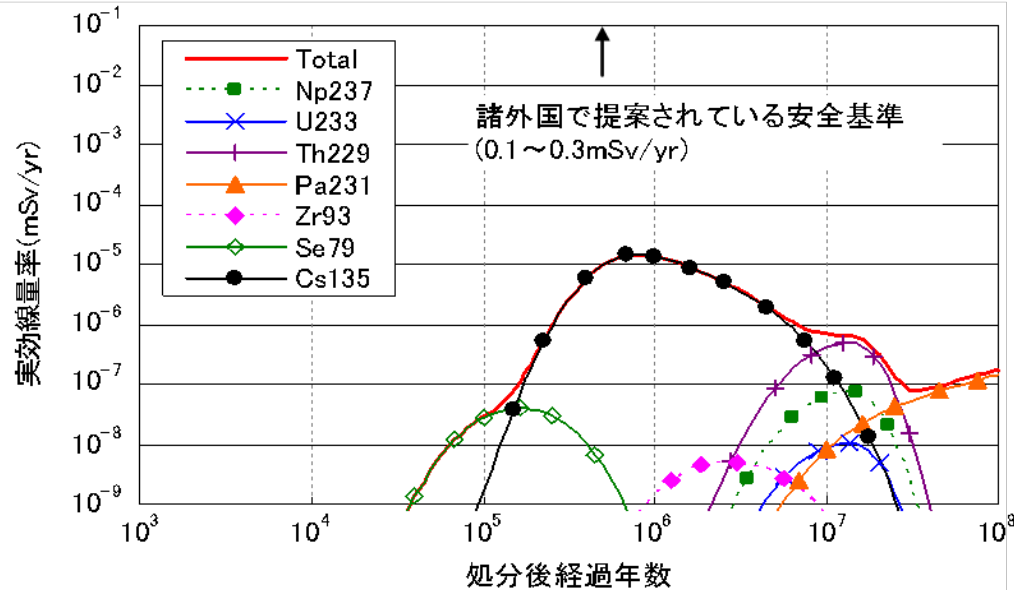
- ・加速器を止めれば連鎖反応は停止
→ 安全性が高い。
- ・通常の原子炉(臨界炉)でMA燃料を用いると安全上の問題(遅発中性子割合、冷却材ボイド反応度等)が生じるが、ADSでは影響が小さいため使用可能。
→ 1基で軽水炉10基分のMAを核変換。
- ・Pb-Biは化学的に不活性。

使用済燃料の潜在的有害度の減衰と核変換の効果

潜在的有害度： 各放射性核種の人体への影響(線量換算係数)で重みづけした指標



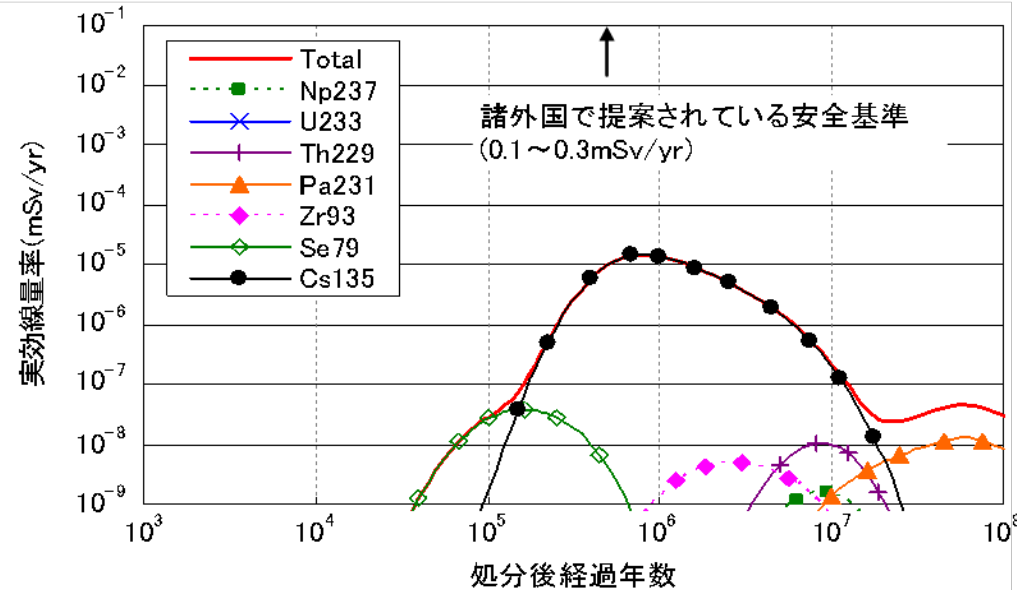
分離変換技術の適用による 被ばく線量評価(地下水シナリオ)への効果



地下水シナリオによる処分場からの実効線量率

MAを核変換しない場合

(FBRを40 GWe 40年間運転した場合に発生する29,000本のガラス固化体に規格化)

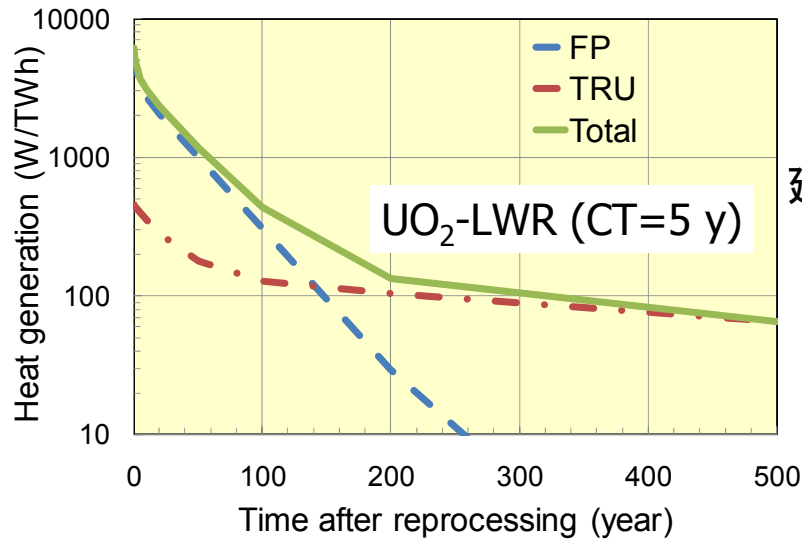


地下水シナリオによる処分場からの実効線量率

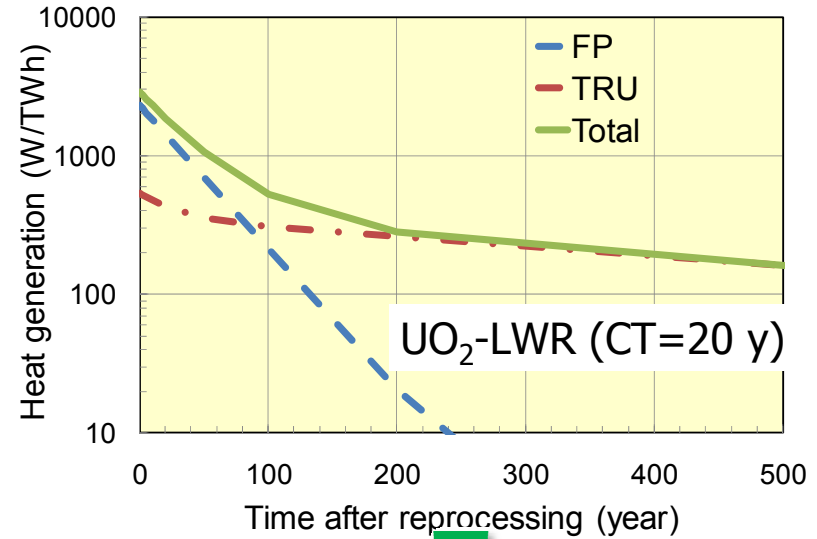
MAをリサイクルする場合

- ◆ 岩種や地下水環境に依存するが、日本では基本的に地下水シナリオを支配するのはCs-135等のFPであり、**MA核変換の効果は小さい**
- ◆ 一方、人間侵入等の外乱が生じたシナリオによる被ばくでは、**MAの影響が大きい**
- ◆ ソースタームを現世代で合理的に可能な範囲で減じることが、十万年を超えるような長期のシナリオ設定に付随する**不確かさの影響を減じるのに有効**と考えられる

高レベル放射性廃棄物の発熱の減衰



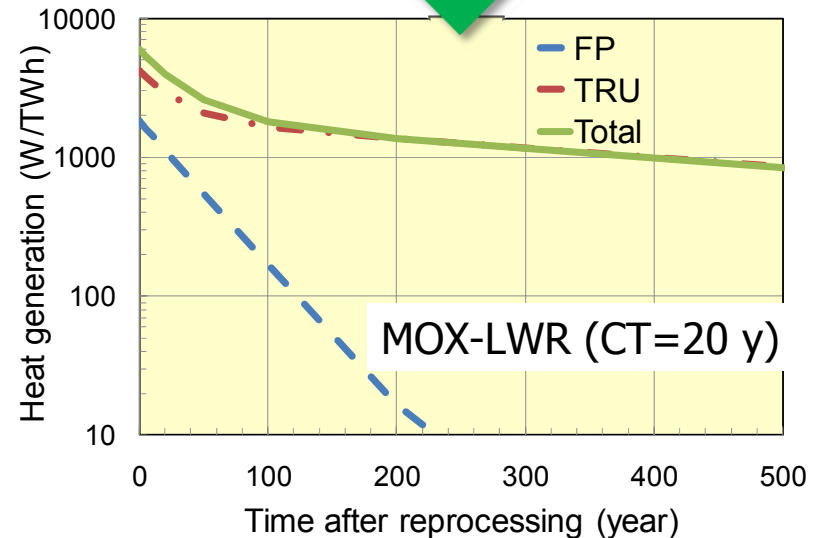
冷却期間
延長の影響



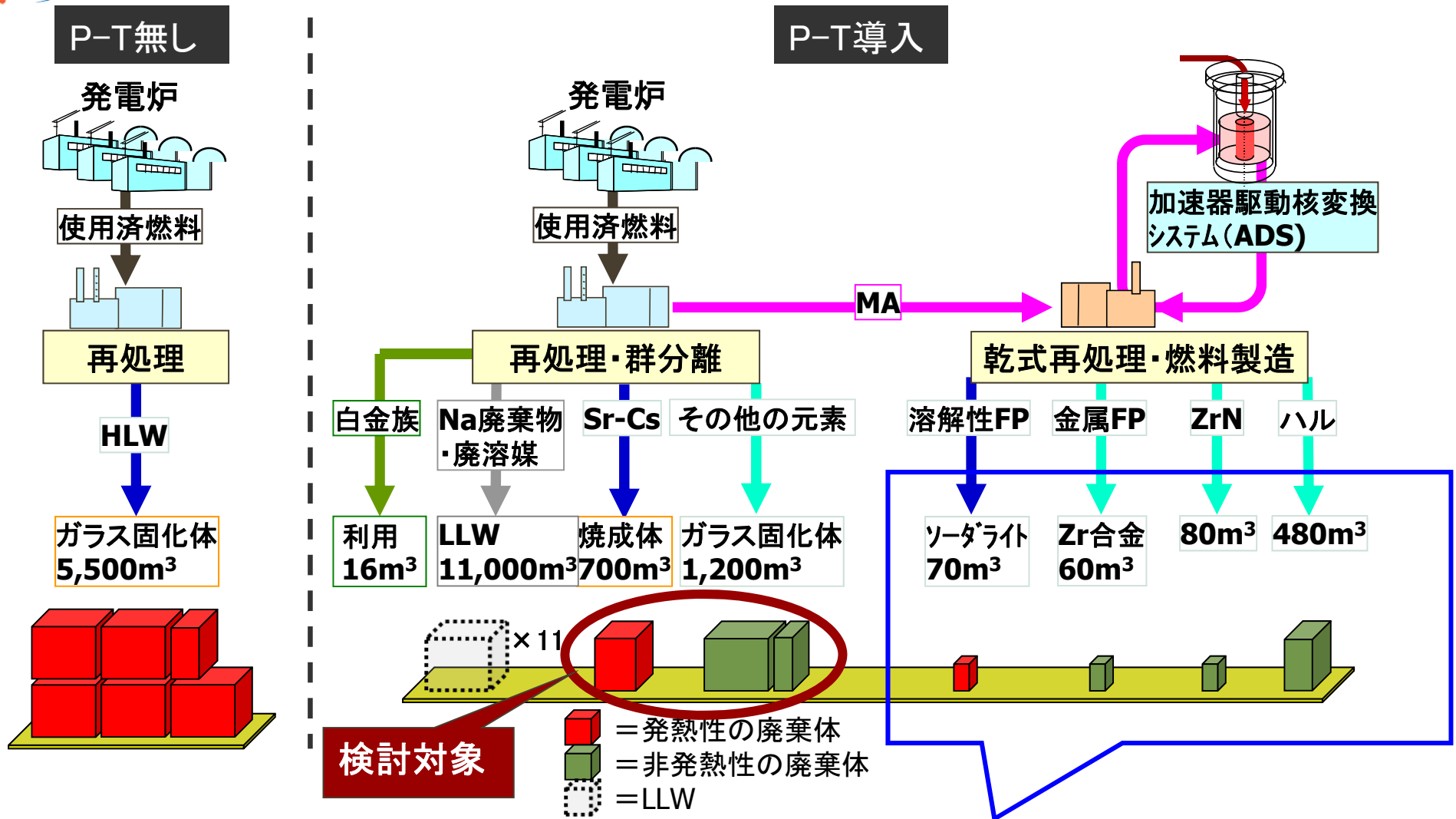
CT: 再処理前の冷却期間

- ガラス固化体は初期発熱が大きい(2.3kW/本程度)ので、処分場の閉じ込め性能に影響を及ぼさなくなるまで冷却(約50年、350W/本程度)してから処分
- 超ウラン元素(TRU)の影響は長期にわたる
- 使用済燃料の長期冷却とMOX燃料の使用により、Pu-241(半減期14.3年)の崩壊が進み、Am-241(半減期432年)が蓄積

MOX燃料導入の影響



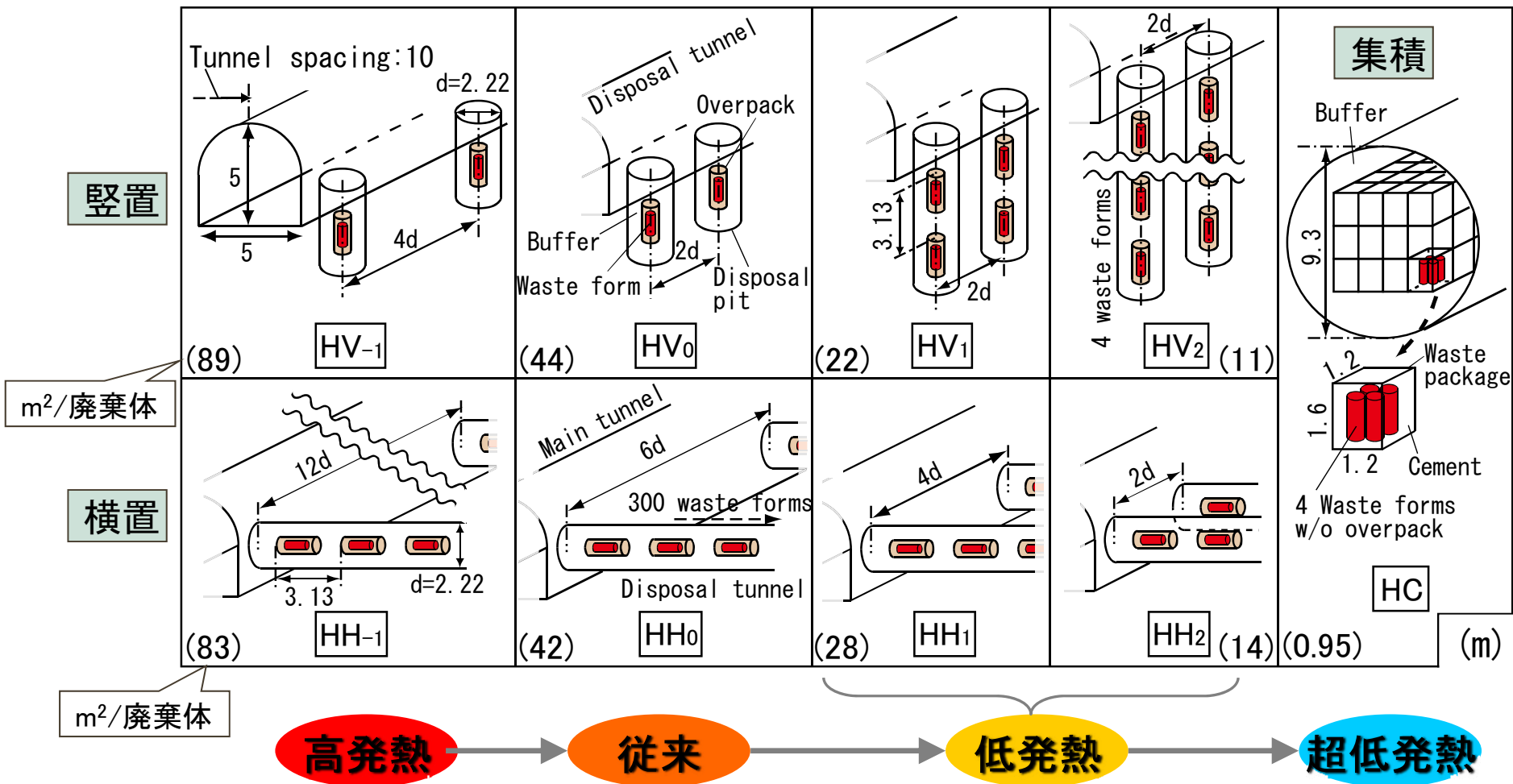
ADSを中心とした階層型核燃料サイクルで生じる廃棄物



検討対象

ADSサイクルで生じる発熱性の廃棄物はごく少量

発熱を考慮した処分法の概念(硬岩系)

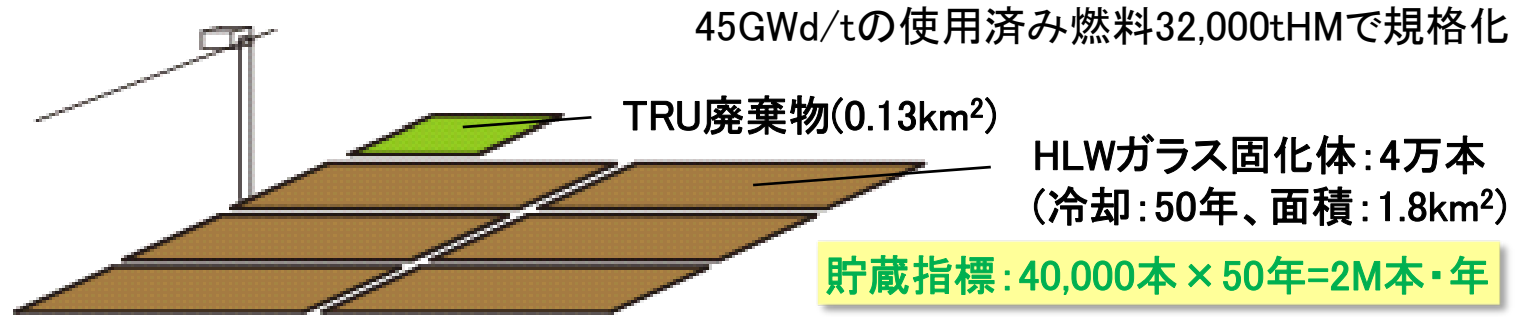


温度解析では、地下1,000mを仮定

分離変換技術の導入による処分概念の合理化 長期貯蔵との組み合わせ

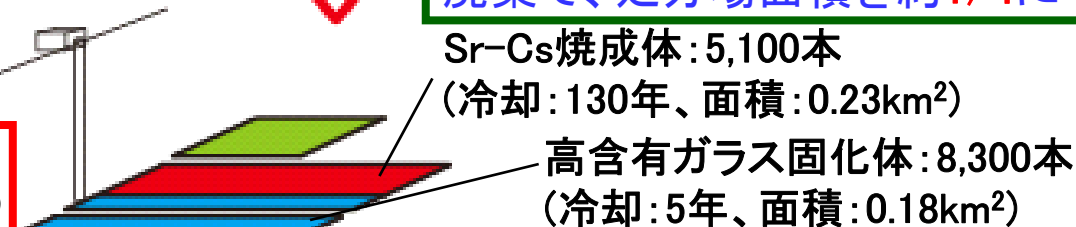


従来の地層処分



分離変換導入

MA核変換は超長期の潜在的有害度削減と長期発熱核種(Am-241)の除去に有効

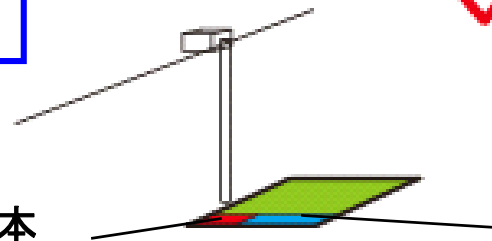


MAの核変換とSr-Csの100～130年後の分別廃棄で、処分場面積を約1/4に

貯蔵指標:5,100本×130年+8,300本×5年=0.7M本・年

さらに長期貯蔵

Sr-Cs焼成体:5,100本
(冷却320年、面積:0.005km²)



Sr-Csに300年程度の長期貯蔵を適用することで、全てTRU廃棄物相当の廃棄体とでき、処分場面積を約1/100に

貯蔵指標:5,100本×320年+8,300本×45年=2M本・年

分離変換技術検討会報告書での記載



①潜在的有害度の低減

HLWの地層処分は、長期間にわたって放射線を発生し続ける廃棄物を地下300メートルより深いところに隔離することによって、これが社会に与えるリスクを十分に小さくする技術として極めて有効な手段である。分離変換技術の研究開発を進めることによってこの技術を導入することができれば、地層処分するHLWの長期的な潜在的有害度を小さくできる可能性がある。ただし、技術進歩によって将来は変わるかもしれないが、いまのところ、HLWにアクチノイド元素が混入しないとはいえないことから、潜在的有害度の減少の程度はこの混入割合に依存することに留意する必要がある。

②地層処分場に対する要求の軽減

分離変換技術の研究開発を進めることによってMAの分離変換を導入することができれば、MOX燃料を利用する軽水炉やPuを燃料に利用する高速炉による発電体系においては、発電量あたりに必要なHLWの地層処分場面積を小さくしたり、廃棄体を処分するまでに貯蔵しておく期間を短縮したりできる。したがって、このことが実現すれば、原子力発電を持続的に利用していく場合に、新たな処分場の開設が必要になるまでの期間を長くでき、あるいは廃棄体の管理負担を軽減できる可能性がある。

③廃棄物処分体系の設計における自由度の増大

分離変換技術の進歩により、MAの分離変換と発熱性FPの分離技術が利用可能になり、さらに、これらの技術により調製される固化体を地層処分するまでの貯蔵期間を長期間に選ぶことができる場合には、地層処分場の所要面積を小さくできる他、種々の廃棄物処分方法の組み合わせで構成される「廃棄物処分体系」をより合理的なものとして設計する自由度が増大する可能性がある。ただし、各廃棄物の具体的な貯蔵方法や処分方法については、さらに詳細な検討が必要である。

階層型分離変換技術のコストの予備検討

ADSのコスト 予備検討 (単位: 億円)

項目	建設	運転維持	解体	計
ADS 炉心部分	1,500	2,400 ^{a)}	120 ^{b)}	4,020
ADS 加速器部分	760	1,220 ^{a)}	60 ^{b)}	2,040
計	2,260	3,620	180	6,060

a) 建設コストの4%が毎年かかるとした。(寿命は40年間と仮定)

b) 建設コストの8%とした。

ADSの燃料サイクルコスト (単位: 億円)

項目	コスト
ADS 4基	24,500
群分離工程	5,700
MA燃料製造	5,200
MA燃料再処理	4,500
ADSによる発電電力を売電	-7,500
処分場建設コストの低減	-19,000
計	13,400

□ 収支バランス: **0.12 ~ 0.13 円/kWh**(割引率: 0 %)

□ 約**2-3 %**の発電コストの上昇

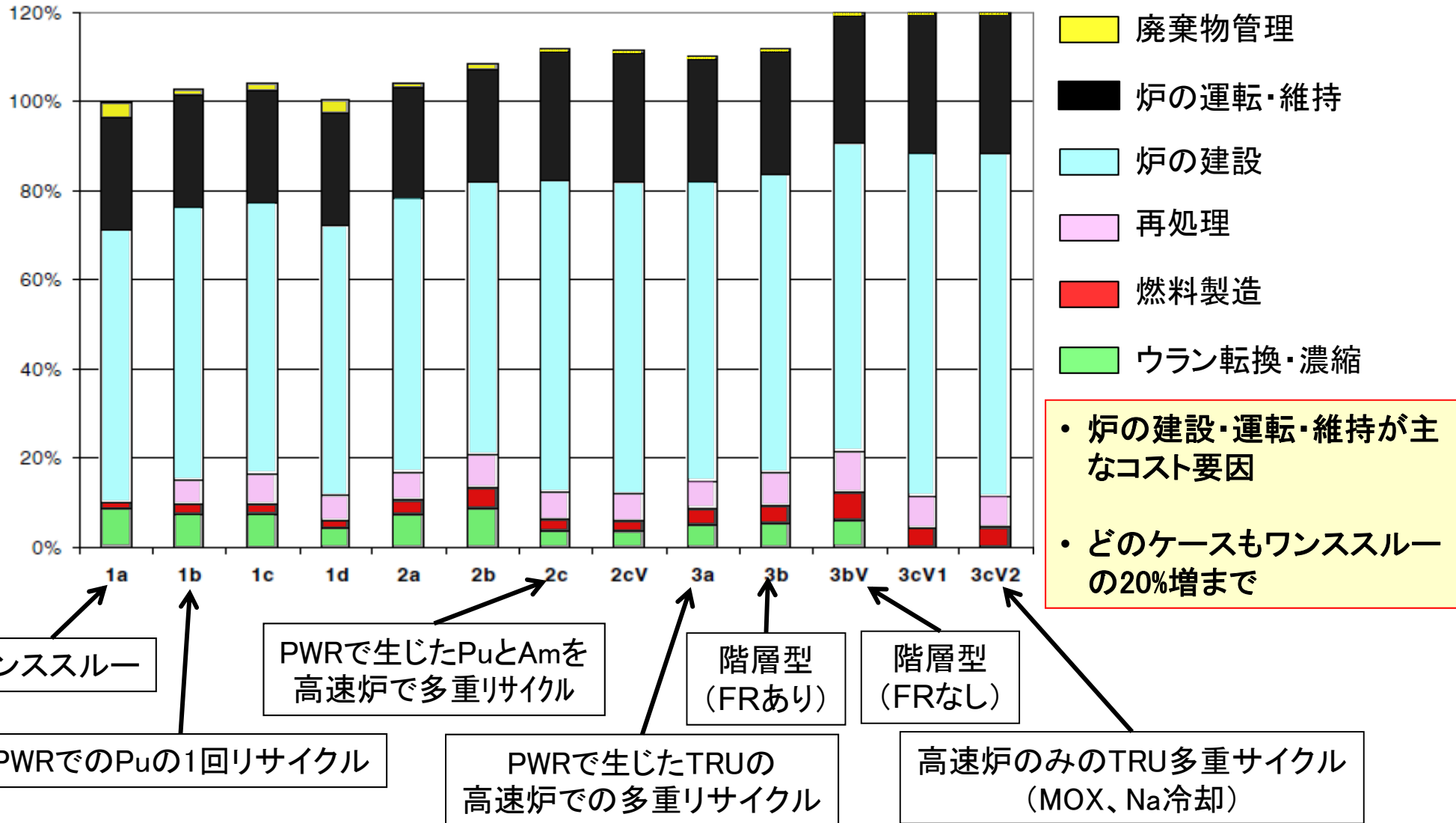
(発電コスト4円/kWhを仮定)

□ 消費者価格 (約20円/kWh) では、0.6%の上昇

→ 従量料金月1万円で、原子力発電の割合が1/3とすると、各家庭で**20円/月の負担増**

□ ADSのコスト削減と、処分場建設コスト低減効果の高精度化が必要

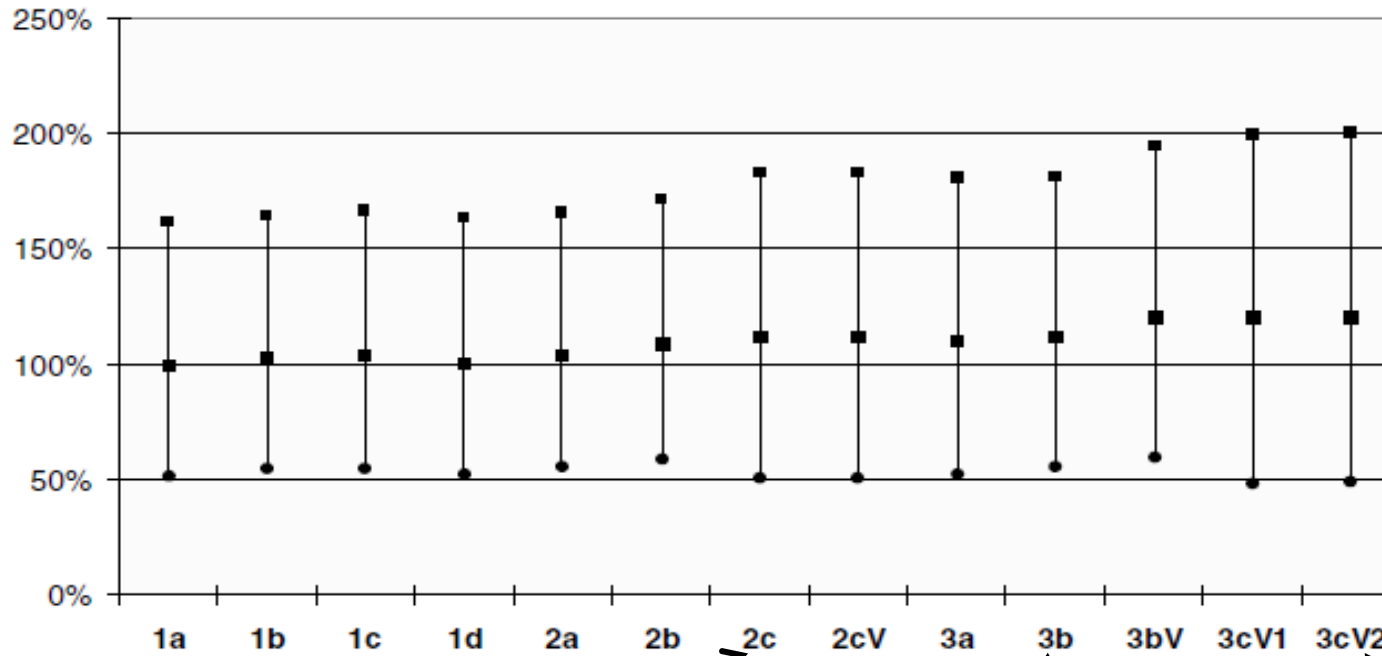
分離変換技術のコスト OECDによる検討



“Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management”, OECD/NEA, (2006)

分離変換技術のコスト OECDによる検討

コスト評価の信頼性の幅(上限と下限)



- コスト評価に使った単価の上限値と下限値を用いた場合の幅を表示。
- 各ケースのコストの差(20%程度)に比べて、評価の信頼性には大きな幅がある。

ワンスルー

PWRで生じたPuとAmを
高速炉で多重リサイクル

PWRでのPuの1回リサイクル

PWRで生じたTRUの
高速炉での多重リサイクル

階層型
(FRあり)

階層型
(FRなし)

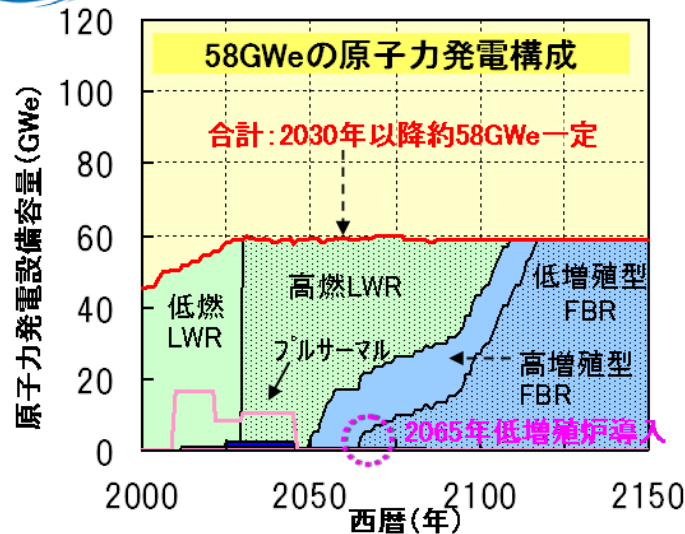
高速炉のみのTRU多重サイクル
(MOX、Na冷却)

核変換サイクルの比較



項目	FBR (均質装荷)	FBR (非均質装荷)	ADS
燃料サイクル	均質サイクル	非均質サイクル	階層型
燃料組成	(U, Pu, MA)O ₂ (U, Pu, MA)Zr 金属 MA 割合: 最大5%	(U, Pu, MA)O ₂ (U, Pu, MA)Zr 金属 MA 割合: ~20%	(MA, Pu)N+ZrN MA 割合: ~60%
再処理	先進湿式 (MOX) 乾式 (金属)		第1階層: 先進湿式 第2階層: 乾式
核変換システム	Na冷却FBR		LBE冷却 ADS
熱出力	3570 MWth (MOX) 3900 MWth (金属)	3570 MWth	800 MWth
電気出力	1500 MWe	1500 MWe	270 MWe
発電割合 (58GWで規格化)	MA装荷FBR: 58GW	MA非装荷FBR: 43GW MA装荷FBR: 15GW	MA非装荷FBR: 58GW ADS: ~2GW
単位熱出力あたりの 核変換率	50 kg/GWth/y (MOX) 60 kg/GWth/y (metal) (MA 割合 5%の時)	30kg/GWth/y	310kg/GWth/y

核変換導入のシナリオ検討(2008年時点)



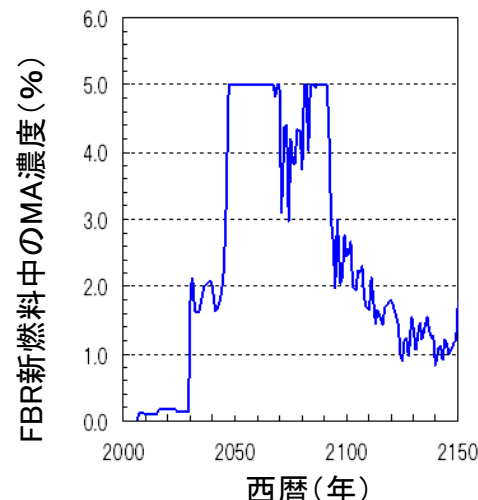
軽水炉→高速増殖炉 移行シナリオ

2050年に高速炉を本格導入する。再処理においてMAを回収した場合、FBRまたはADSを用いた方法で、核変換は可能か？

高燃: 高燃焼度 $\sim 60\text{GWd/t}$

低燃: 低燃焼度 $\sim 45\text{GWd/t}$

MAを高速炉で均一リサイクルする場合のMA濃度



○FBRを用いた方法では、最大5%のMA含有燃料を用いることで核変換可能

MA (Am+Cm)をADSで燃焼する場合の核変換サイクルの規模

第一階層(発電用サイクル)

- 軽水炉再処理: $1,200\text{t/年} \rightarrow 0\text{t/年}$
- FBR再処理: 最大 600t/年



MA (Am+Cm): $1.5 \sim 3\text{t/年}$

第二階層(核変換サイクル)

- ADS (800MWth): 最大8基
- ADS再処理: 最大 16t/年

(但し、燃料中のMA割合は約60%)

○ADSを用いた方法では、8基のADS (800MWth) を順次投入することで核変換可能

多様な炉型構成に対する柔軟性を有するADS

α : FBRの発電容量割合

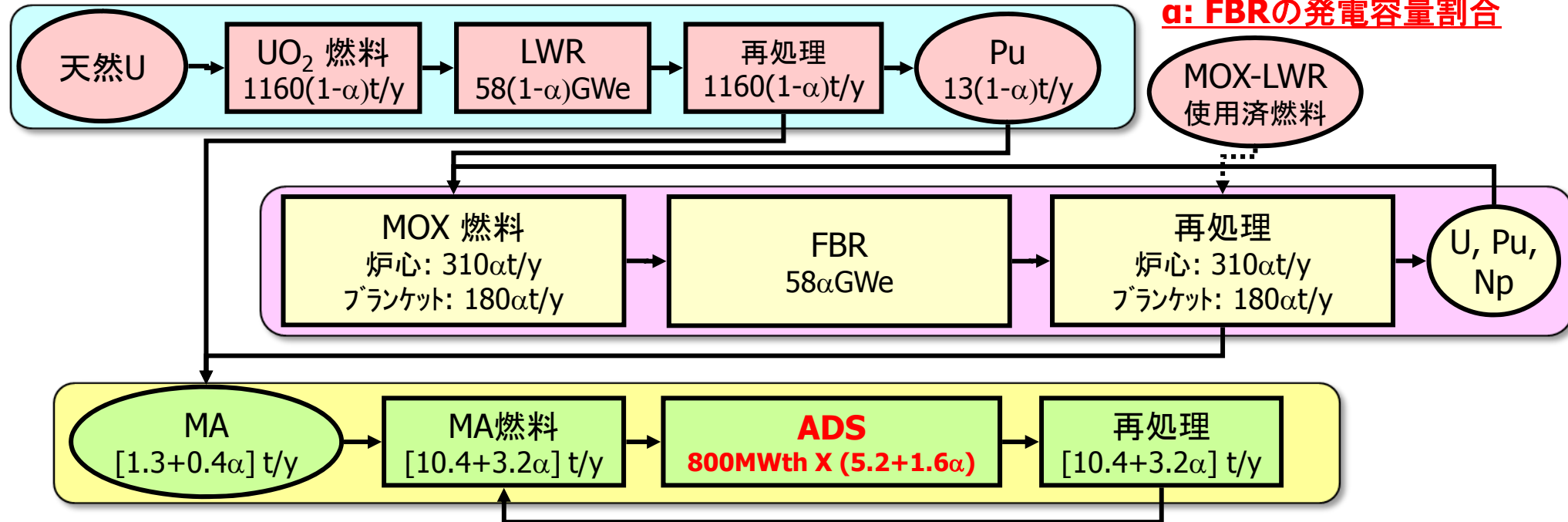


表 FBRの導入割合と燃料サイクルの構成規模の関係

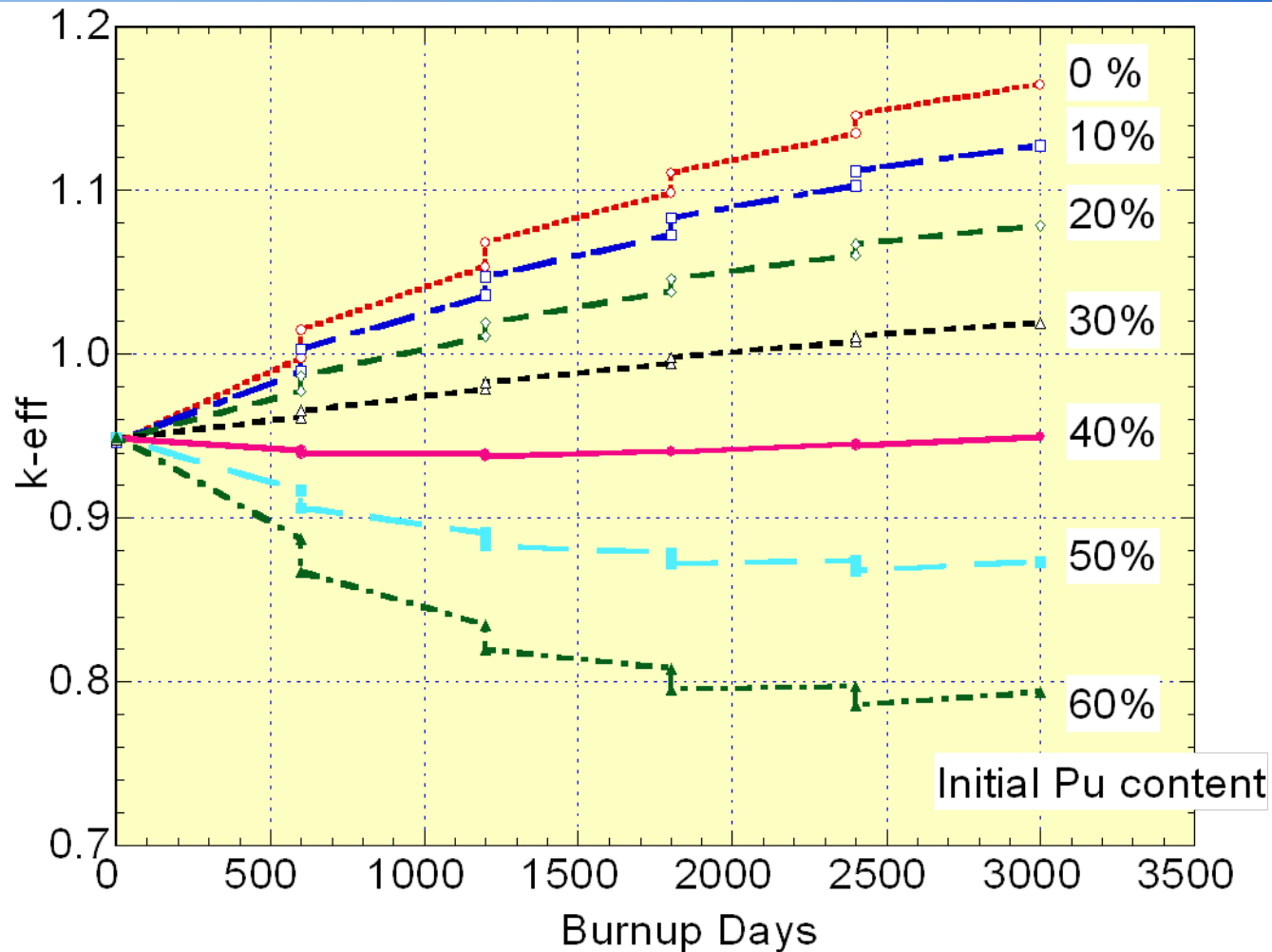
FBR発電容量割合 α	0.2	0.5	0.8
LWR 燃料 再処理	930t/y	580t/y	230t/y
FBR燃料 再処理	98t/y	250t/y	390t/y
ADS 燃料再処理	11t/y	12t/y	13t/y
ADS導入基数	5.5	6.0	6.5

- 6～8基程度のADSと小規模な核変換専用サイクルで柔軟に対応可能
- 高速炉サイクルは移行期に必要な3～5%のMA添加の負担が軽減されるため、導入しやすくなる。

MA割合の高い核変換専用燃料の問題点

- ADS又は非均質高速炉における核変換専用燃料(ターゲット燃料)は、MA含有量が高いため、発熱、放射線等の観点から注意を要する。
- ADS用燃料の発熱の概要：
 - ・ MA窒化物燃料の発熱密度： 約400W/kgHM
 - ・ 集合体中の重金属量： 7～50kgHM/集合体（61～397ピンに相当）
 - 従って、**3～20kW/集合体**
 - なお、ADSでは、ダクトレス燃料を採用して、組み立て時などに横方向からの空冷が可能な設計を採用する予定
- 集合体仕様は、製造時の除熱、遮蔽、炉心設計、燃料交換の簡便性等の観点から、総合的に検討して決定する必要がある。

ADSにおける初期プルトニウム装荷割合と燃焼反応度



- 従来のMA核変換用ADSの設計では、初期燃料にPuを40%加えることで、燃焼反応度変化を抑制 → 加速器出力制御の幅を小さくできる。

ADSによるTRU核変換のシナリオ検討の例

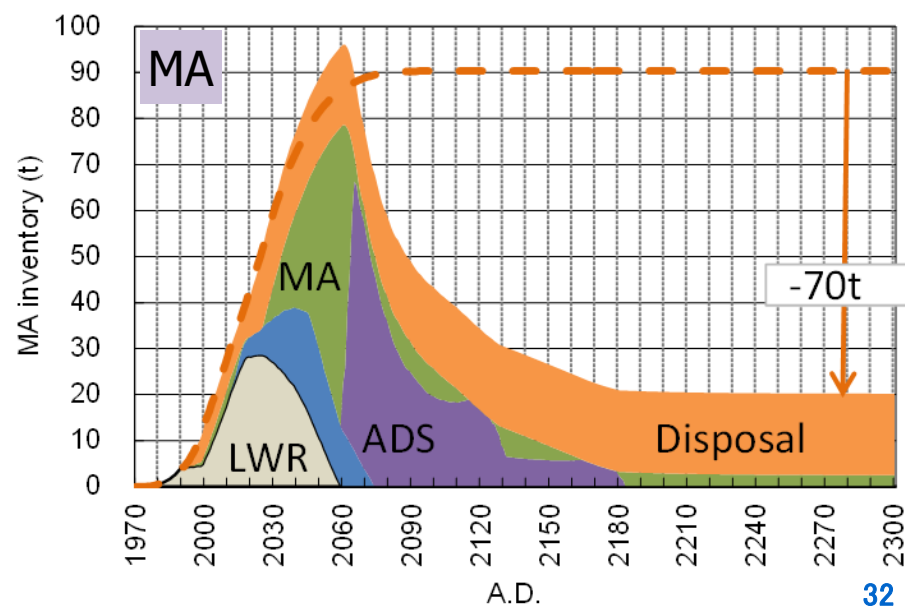
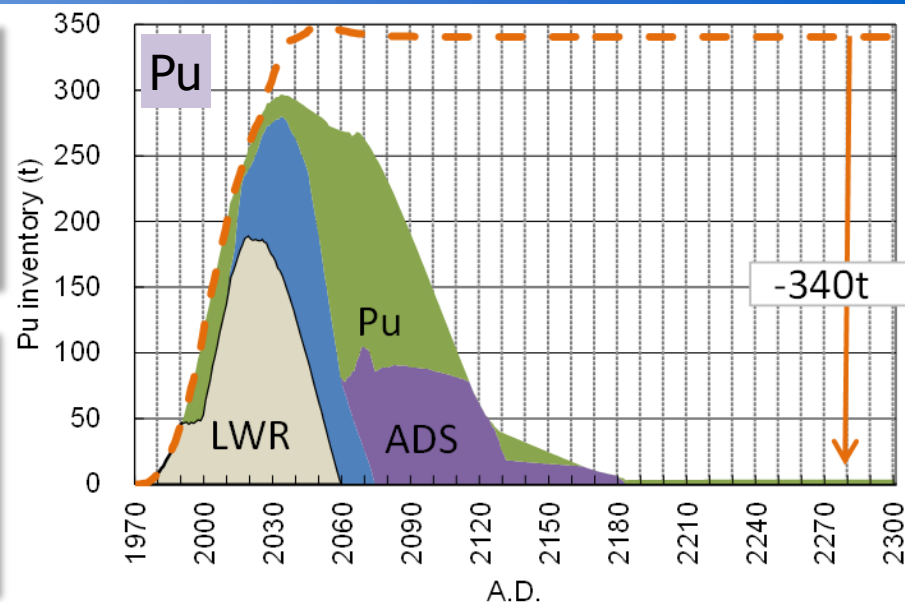
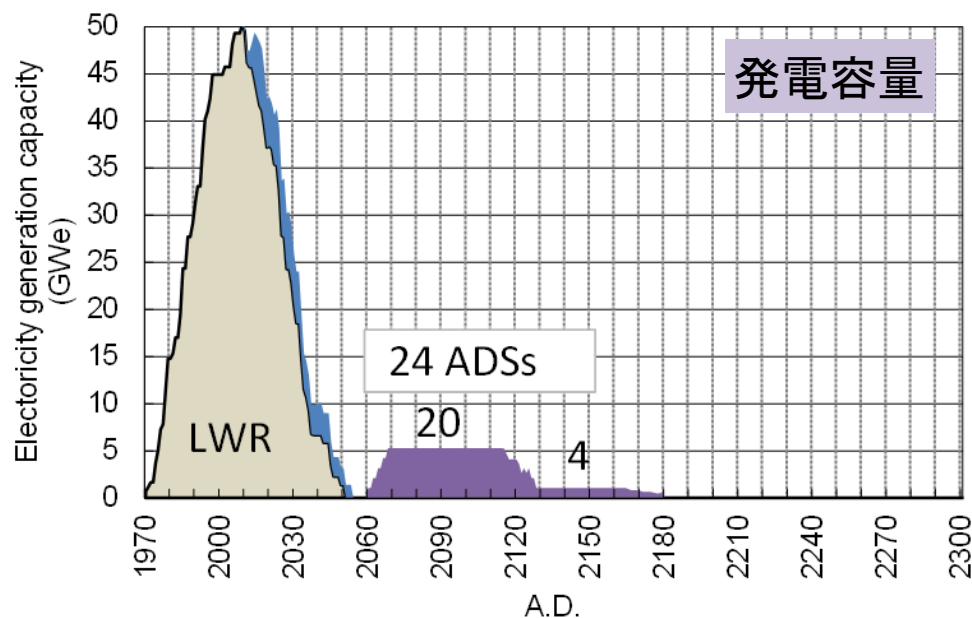


仮定

- 軽水炉は新規建設なく、既存炉は40年で停止
- プルサーマルを実施
- 2025年に六ヶ所工場にMA分離機能を付加
- ADSは炉寿命60年

結果

- 24基のADSを順次投入。2180年まで稼働。
- 蓄積するPu約340tは、ほぼ全て核変換
- 蓄積するMA約90tのうち、70tを核変換。
(20tは核変換処理が間に合わず、ガラス固化体として処分)



4群群分離法

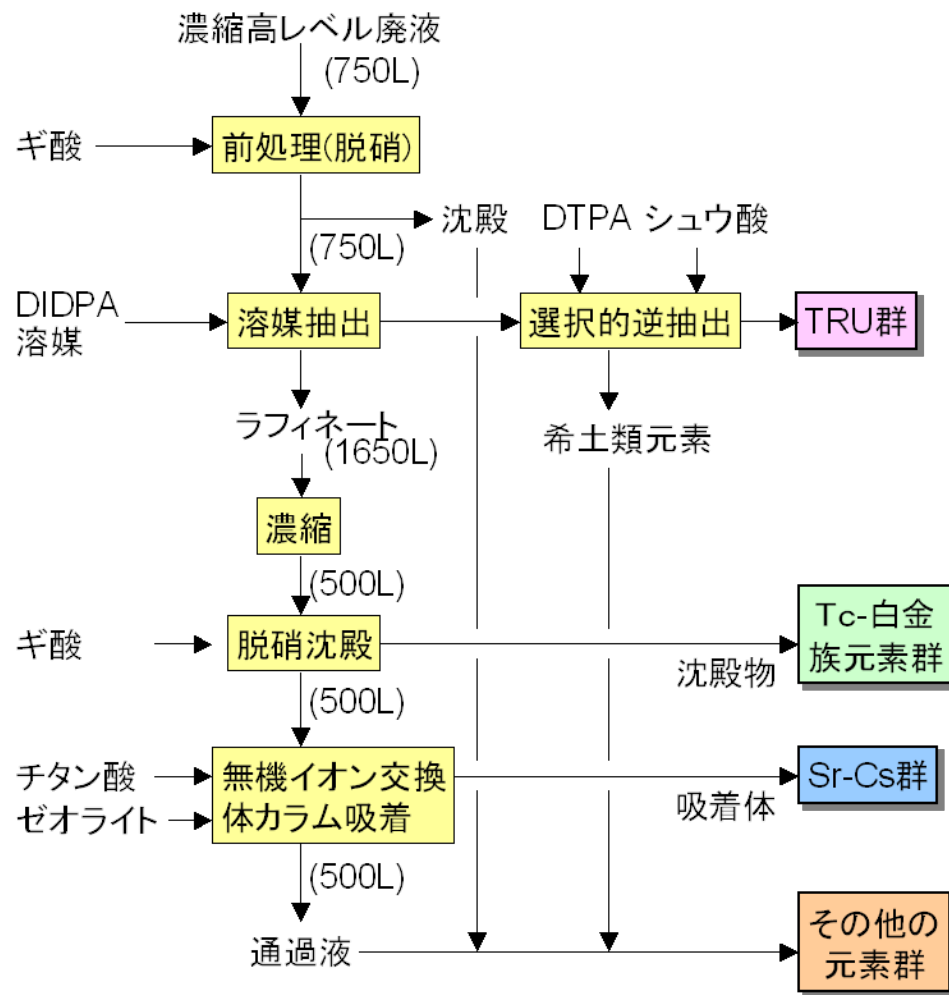


図 4群群分離プロセスのフローシート

カッコ内: 軽水炉使用済燃料(33,000MWd/t) 1tonより発生する高レベル廃液を処理する際の取扱い液量(リットル)

- 4群に分離

- ① 超ウラン元素(TRU)群 (Npも対象)→核変換
- ② Tc-白金族元素群→有効利用(備蓄)、Tcは核変換
- ③ Sr-Cs群: 発熱性元素→分離による廃棄物減容
- ④ その他の元素群→高密度固化

- 濃縮高レベル廃液を対象とする

- 再処理(Purex)に影響を与えない

- 前処理: 脱硝法 硝酸濃度を約0.5M、Zrの除去
但し、沈殿が生成

- NUCEFのホットセルに、実プラントのおよそ1000分の1の規模の試験装置を整備。これを用いて、コールド試験、少量の実高レベル廃液を用いたホット試験を実施。

- 想定どおりの分離性能が得られることを確認

Am, Cm: 抽出率 >99.998%, 逆抽出率 99.98%

Np: 抽出率 98.2%, 逆抽出率 >99.93%

PGM沈殿率 >99%、Tc沈殿率 96.6%

Sr、Cs除染係数: 10^4 , 10^6

- 各分離フラクションの組成、プロセス規模、二次廃棄物発生量等を評価

- プロセス規模はPUREX法再処理の30~35%と推定

分離法の研究開発状況(2008年のC&R時点)

	平成12年頃までの取り組み		現在の取り組み	
	旧JNC	旧JEARI (4群 群分離プロセス)	実用化研究 (NEXT法)	基礎基盤研究
U粗分離	改良PUREX法	(PUREX法を 前提とする)	・晶析法	・沈殿法(ピロリドン誘導体) ・モノアミド抽出法
U-Np-Pu分離			・TBPによる共抽出法	・モノアミド抽出法
Am,Cm+RE 分離	・TRUEX- SETFICS法 (CMPO抽出)	・DIDPA抽出法	・抽出クロマトグラフィ (抽出剤候補:CMPO, TODGA)	・溶媒抽出法(DGA系抽出剤) ・溶媒抽出法(高機能フッ素系希 釈剤使用) ・イオン交換法(3級ピリジン樹脂)
AmCm/RE分離	・SETFICS法 (CMPO抽出)	・DIDPA抽出- DTPA逆抽出法	・抽出クロマトグラフィ (抽出剤候補:R-BTP, HDEHP, TRPEN, CMPO, TODGA)	・抽出クロマトグラフィ (PDA系抽出剤) ・溶媒抽出法(TRPEN, PDA, 等) ・イオン交換法(3級ピリジン樹脂 -塩酸系)
Am/Cm分離	—	—	—	・イオン交換法(3級ピリジン樹脂 -硝酸・エタノール系)
Sr-Cs分離	—	・無機イオン交換 体吸着法(ゼオ ライト、チタン酸)	—	・新規吸着剤 ・抽出クロマトグラフィ ・ナノ分離剤担持複合吸着剤
PGM分離	・電解採取法	・脱硝沈殿法 ・活性炭吸着法	—	・電解採取法

核変換用燃料の研究開発状況(ADS)

MA含有窒化物燃料の製造

- ・ Amの蒸発損出を抑制した燃料製造技術の確立
- ・ 高密度・高純度(MA,Pu,Zr)N等の実験室規模での調製に成功



(Am,Zr)N



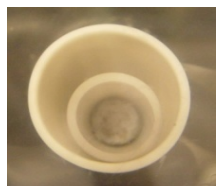
(Pu,Zr)N



(Pu_{0.21}Am_{0.21}Zr_{0.58})N

使用済燃料の高温化学処理

- ・ TRU(単体、混合、希釈材)窒化物の陽極溶解挙動の解明
- ・ TRUの液体Cd陰極への回収とTRU窒化物の調製に成功
- ・ 溶融塩中のAm,Cm電気化学挙動データを取得
- ・ 高濃度MA含有に適した再処理プロセスフロー構築 (TRU: Pu, Np, Am)



(U,Pu)N焼結ペレット

燃料製造



燃料サイクルに関する課題

- ・ 総合的観点からの燃料設計クライテリアの選定
- ・ 工学適用可能な燃料製造・処理技術の開発

燃料処理

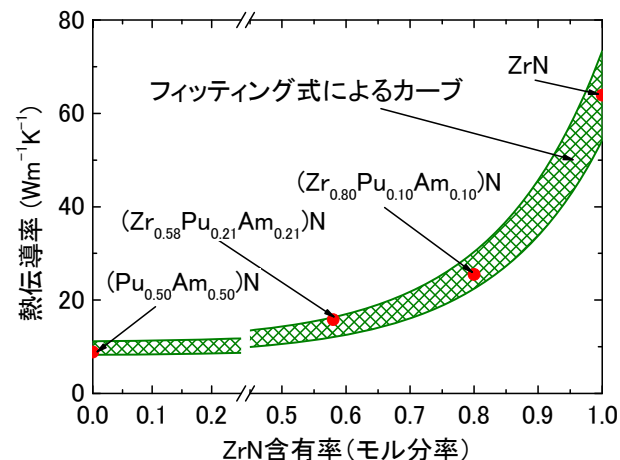


照射挙動



MA含有窒化物燃料の物性測定評価

- ・ NpN、AmN、CmN、(Pu,Am)N、(MA,Pu,Zr)N等の熱物性を測定評価
- ・ 温度・ZrN含有率をパラメータとした熱伝導率の評価式の構築
- ・ ADS燃料設計に資するMA含有窒化物の熱物性データベースを構築



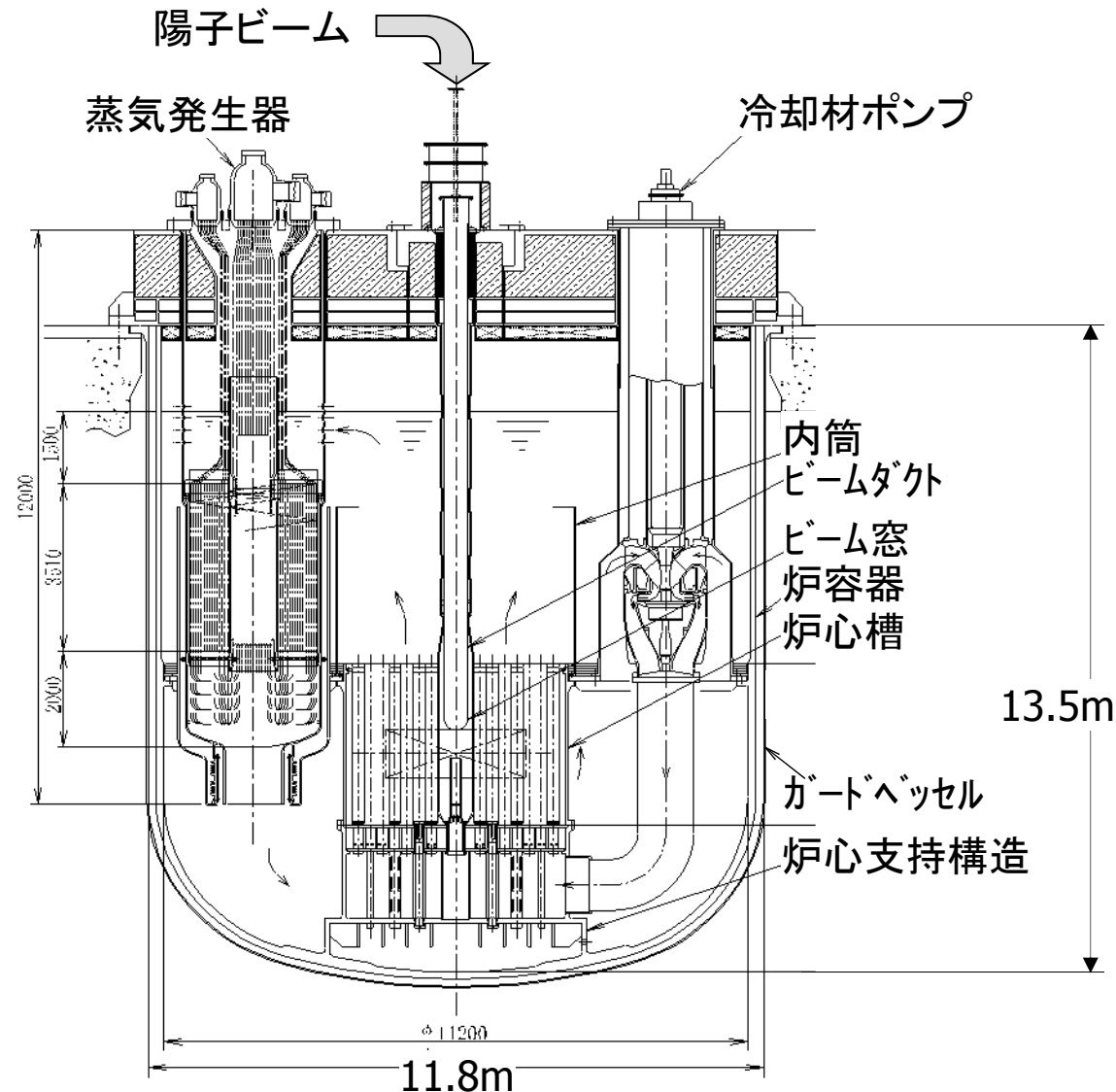
核変換用MA窒化物燃料の熱伝導率(873K)

MA含有窒化物燃料の照射挙動評価

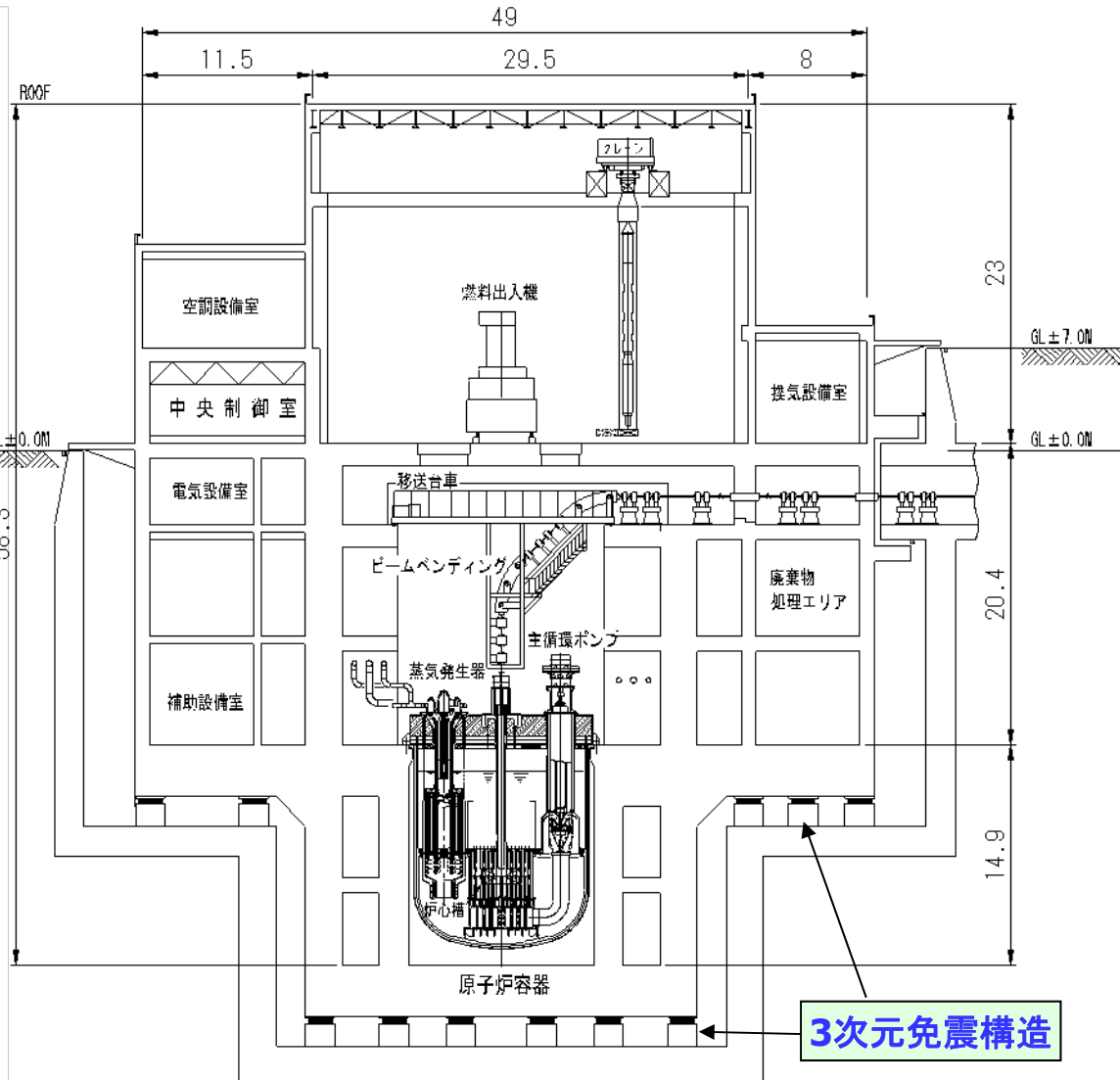
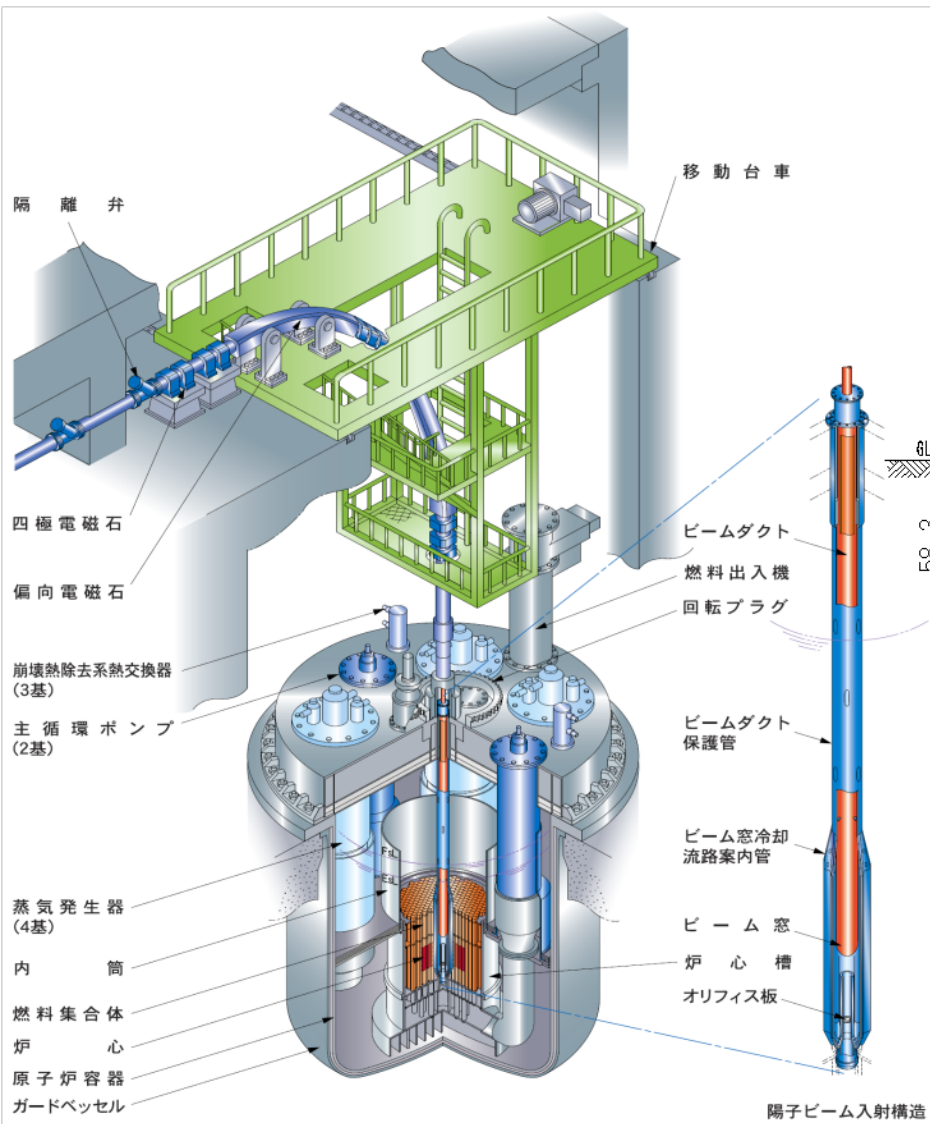
- ・ (Pu,Zr)N 及び PuN+TiN のJMTR照射試験を実施 (PIE終了、HFR, BOR-60の結果と相互比較)
- ・ フランスの PHENIX で国際協力により世界初の高速中性子体系でのMA(Am,Np)含有窒化物燃料の照射試験を実施(2009年3月照射終了)

ADSの概略仕様

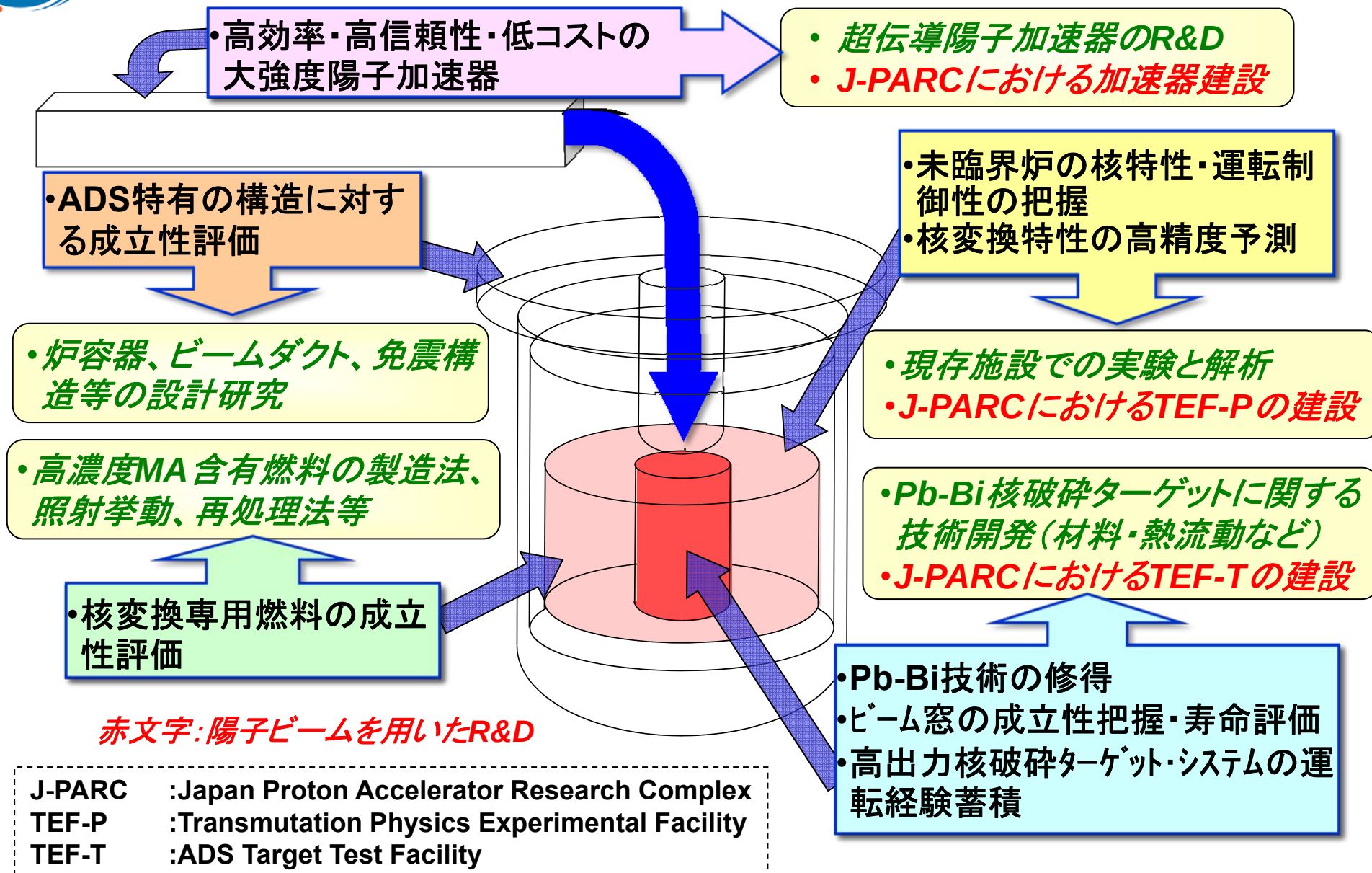
- ・ 陽子ビーム : 1.5GeV
- ・ 核破砕ターゲット : Pb-Bi
- ・ 冷却材 : Pb-Bi
入り口 : 300°C、出口 : 407°C
- ・ 最大 $k_{\text{eff}} = 0.97$
- ・ 熱出力 : 800MWt
- ・ MA初期装荷量 : 2.5t
- ・ 燃料組成 :
(MA + Pu)N + ZrN
- ・ 核変換効率 :
10%MA / 年
- ・ 燃料交換法 : 600EFPD, 1 バッチ
- ・ 主循環ポンプ : 2基
- ・ 蒸気発生器 : 4基
- ・ 崩壊熱除去系 : 3系統



ADSの構造



ADSの開発に必要な技術



ADS用核破砕ターゲットの選択

- ・高出力(20～30MW)の熱除去に適していること。
- ・材料との共存性が良いこと。
- ・中性子吸収が少ないこと。

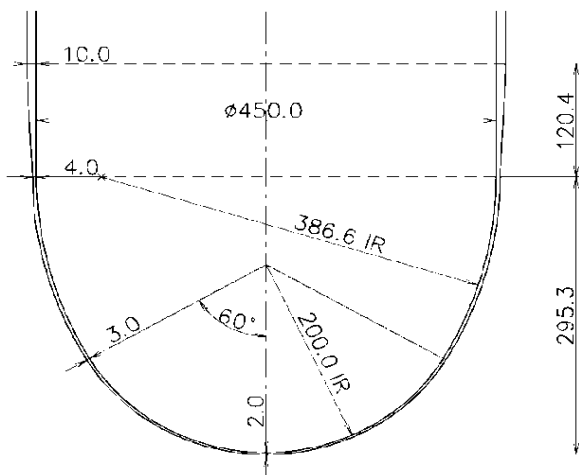
材料	融点(°C)	沸点(°C)	熱伝導率 (W/m・K)	吸収断面積(barn)		Brugg Peak(cm)		中性子収率(n/p)	
				2200 m/s	LMFBR	600 MeV	1 GeV	600 MeV	1 GeV
Ta	3387.0	5927.0	58.5	20.73	0.7983	16	35	13.6	27.4
W	2996.0	5425.0	139.0	18.29	0.2458	14	31	14.0	28.3
Hg	-38.9	356.7	12.9	383.89	—	21	42	13.5	27.0
Pb	327.5	1750.0	16.3	0.17	0.0046	25	53	13.4	26.8
Pb-Bi	124.0	1670.0	12.9	0.10	0.0053	27	58	13.1	26.2

ビーム窓設計

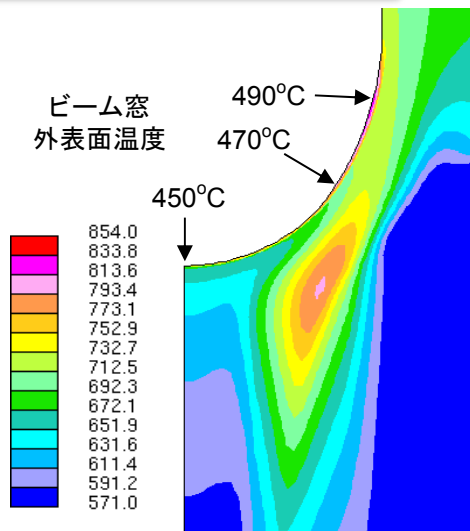
- 1.5GeV・30MWの陽子で15.7MWの熱が発生
- ビーム窓と炉心ホットスポットの良好な冷却が目標

- 仕切壁でダクトレス集合体からターゲット領域への流入を阻止
- 流調ノズルで高温になるビーム窓先端を効果的に冷却
- 設計パラメータの最適化: 炉心入り口温度→300℃

- 外表面温度を490℃程度に抑制可能
- 照射効果、流動安定性、ビームの芯ずれ、材料腐食/壊食等が課題

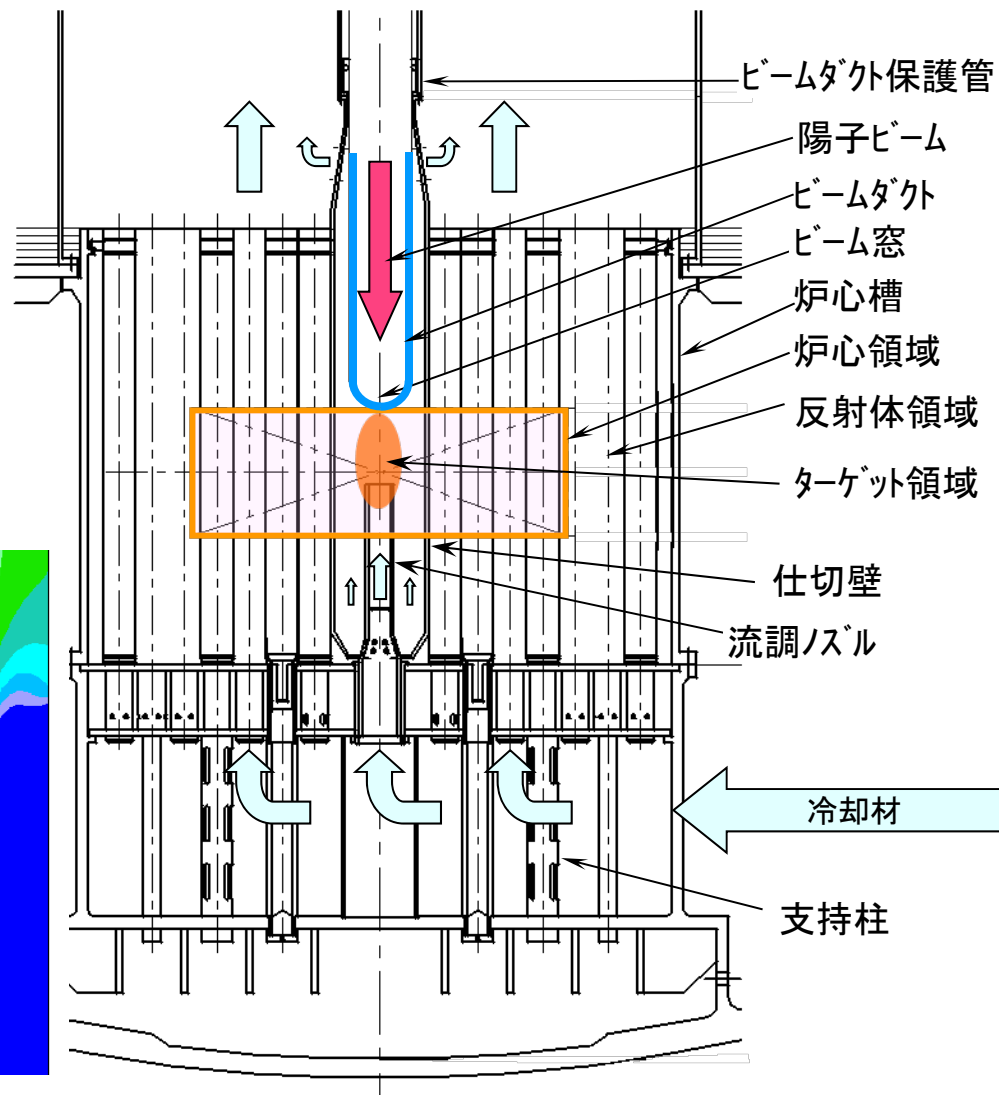


ビーム窓形状



(unit: Kelvin)

温度分布

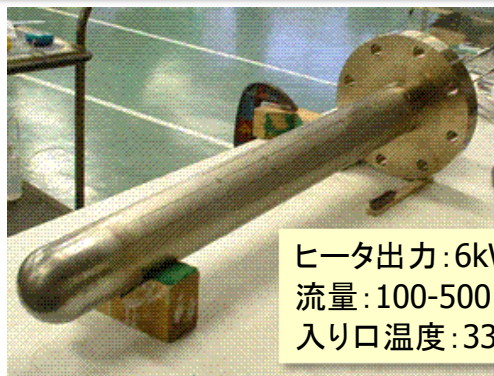


鉛ビスマスによるビーム窓模擬体の冷却試験

目的: ビーム窓成立性評価で重要な鉛ビスマスの伝熱流動特性を把握する

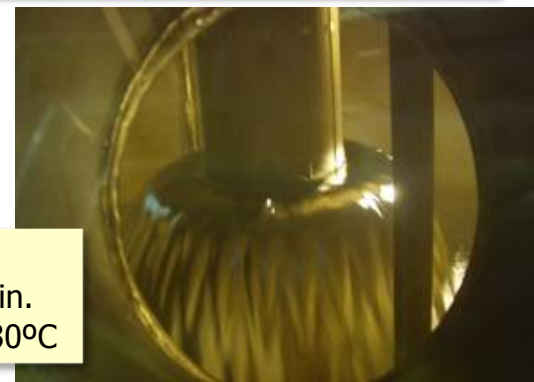


伝熱流動ループ全景 (JLBL-3)



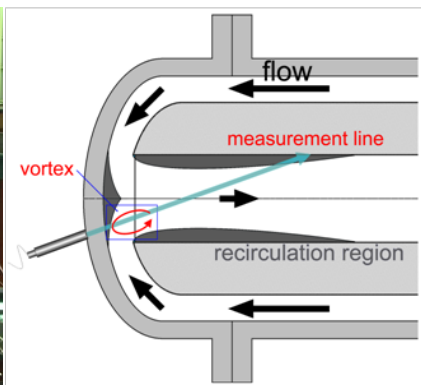
ヒータ出力: 6kW
流量: 100-500 L/min.
入り口温度: 330-430°C

ビーム窓模擬試験体



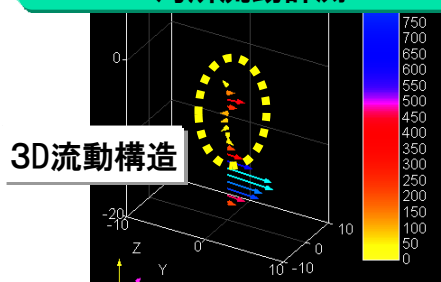
オーバーフロー部の流況

LBE流動の実験的評価手法

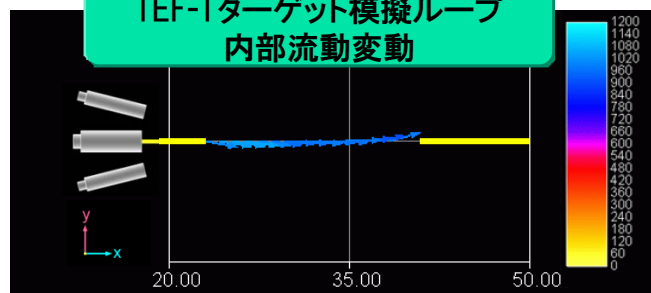


TEF-Tターゲット
模擬ループ (JLBL-2)

エロージョン発生箇所を模擬した 局所流動計測



TEF-Tターゲット模擬ループ 内部流動変動



- ❑ 先端部で温度の不安定挙動が観察されたが、全体的な熱伝達特性は、乱流モデルに低Re数型線形k-εモデルで**精度良く予測可能**
- ❑ 今後、グリッドスペーサを含めた被覆管の伝熱流動試験が必要
- ❑ 予測解析手法の実験的評価のため、超音波によるLBE流動計測手法を開発中(耐熱性に課題)

鉛ビスマスによる鋼材の腐食試験

目的： 鉛ビスマスによる**鋼材腐食**の特徴と腐食深さの把握と、腐食の低減方策の提案

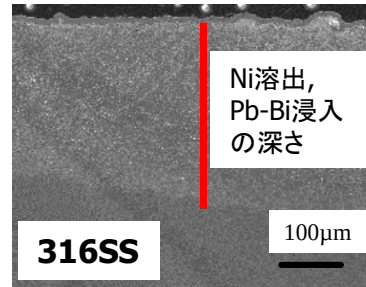
ポット型腐食装置

石英製容器



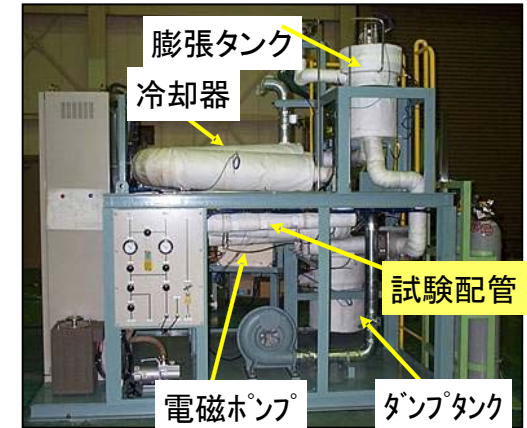
酸素濃度依存性

550°C,
低酸素濃度



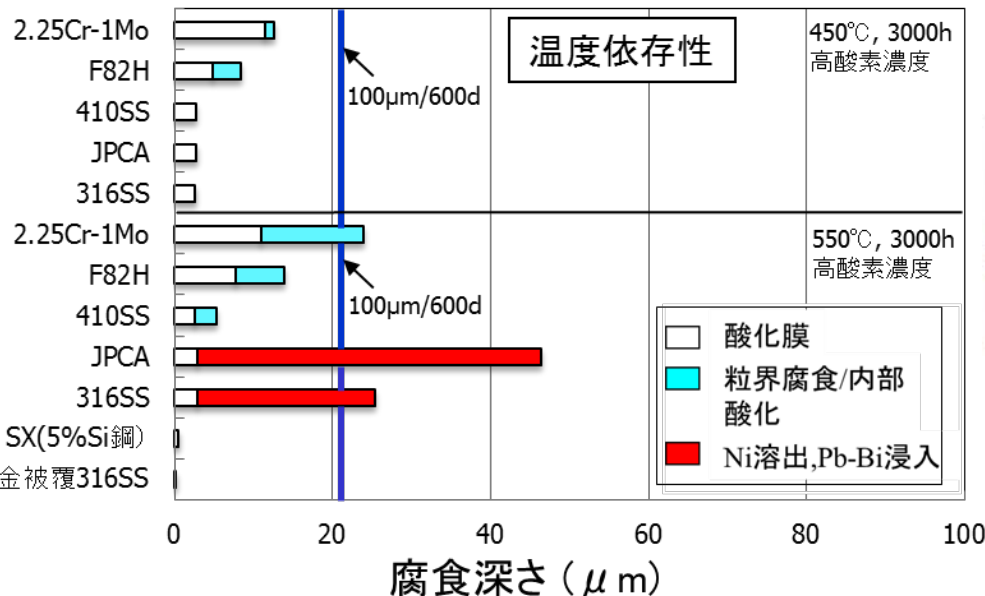
ループ型腐食装置

高温部: 450°C
低温部: 450°C
低酸素濃度
管状試験体

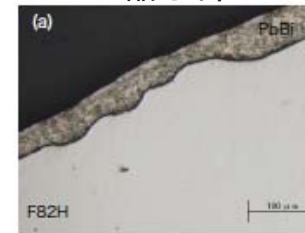


温度依存性

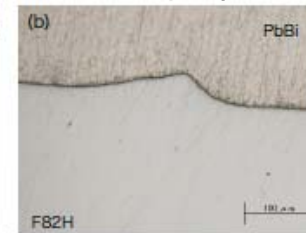
450°C, 3000h
高酸素濃度



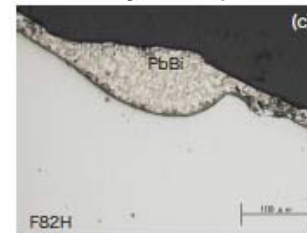
縮小部



平行部



拡大部



鉛ビスマスの流れ方向

F82H管の縦断面(3000h試験後)

平行部の減肉量は約50μm、拡大/縮小部(流れが乱れる部分)の減肉量は約100μm

- 腐食の**温度・酸素濃度依存性**を取得。腐食量低減には、**SiやAlの添加**、酸素濃度制御が有効
- ループ試験では流れの乱れによる**エロージョン・コロージョン**があるとみられ、今後更なる検討が必要

MEGAPIE国際共同実験

- ・ スイス・ポールシェラー研究所 (PSI) の加速器中性子源施設SINQを利用
- ・ スイス、フランス、ドイツ、ベルギー、イタリア、日、米、韓が参加
- ・ 2006年8月に700kW ($1.2\text{mA} \times 590\text{MeV}$) を入射。その後、4カ月の運転に成功
- ・ 照射後の材料試験の準備中



ターゲット本体

上部遮蔽

熱交換器

主流電磁ポンプ

バイパス流電磁ポンプ

主流ガイド管



中性子源施設SINQ

575MeV陽子サイクロトロン

陽子ビーム

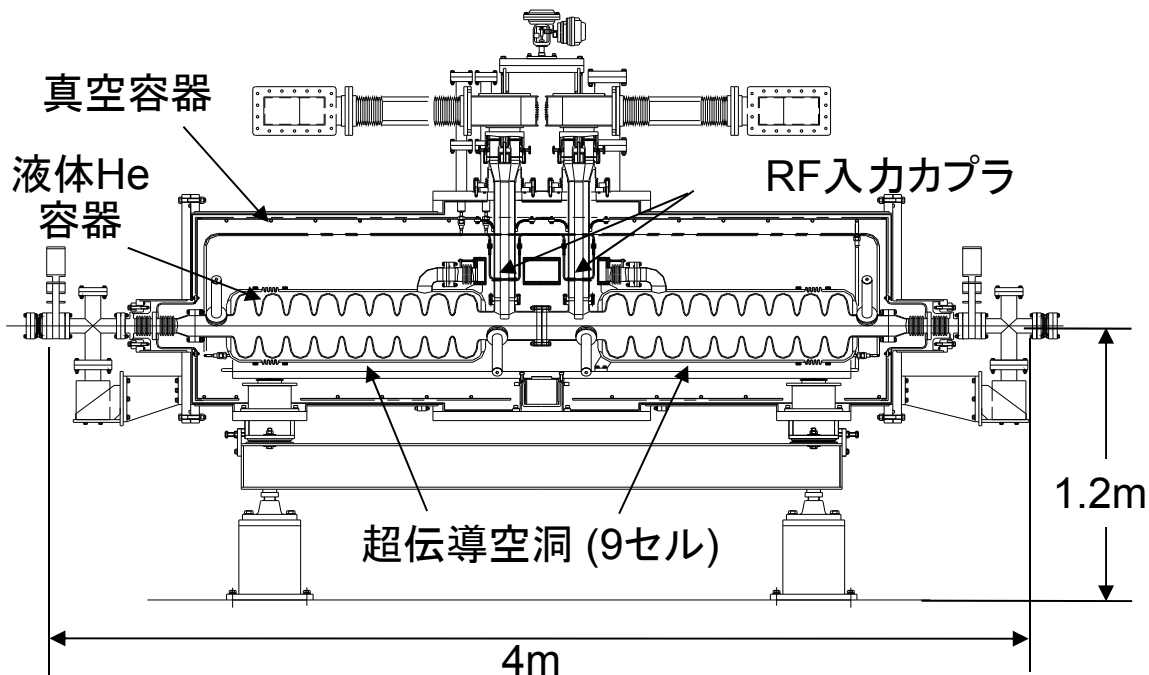
鉛ビスマスの流れ

バイパス流ガイド管

ビーム窓
(ビーム窓入射口)

D₂O冷却
二重壁容器

ADS用加速器の研究開発



972 MHz クライオモジュール

9セル, $\beta=0.725$

He容器: Ti (2K)

目標: 最大表面電界 > 30 MV/m

試験結果: 右側→**37MV/m**

左側→**35MV/m**



超伝導空洞

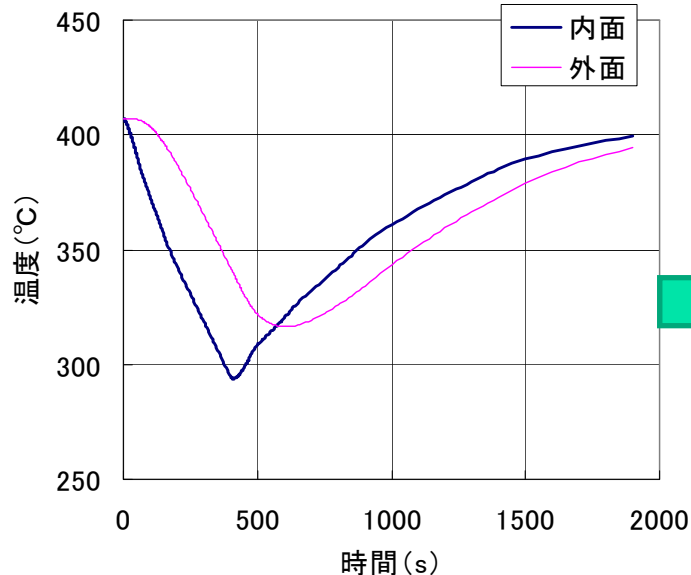
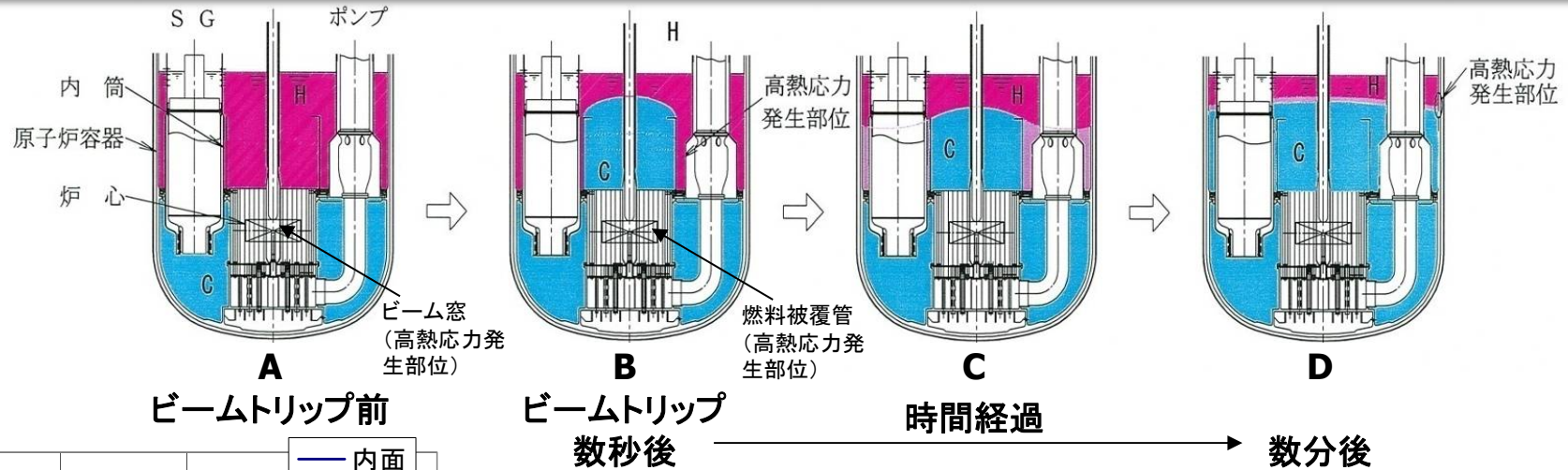


クライオモジュールの設置状況

ビームトリップ事象の影響検討 (1)熱応力解析

予想される**加速器の頻繁な停止**に対して、**未臨界炉心の健全性を評価**する

□ 評価部位：ビーム窓、燃料被覆管、内筒、原子炉容器壁



評価結果:

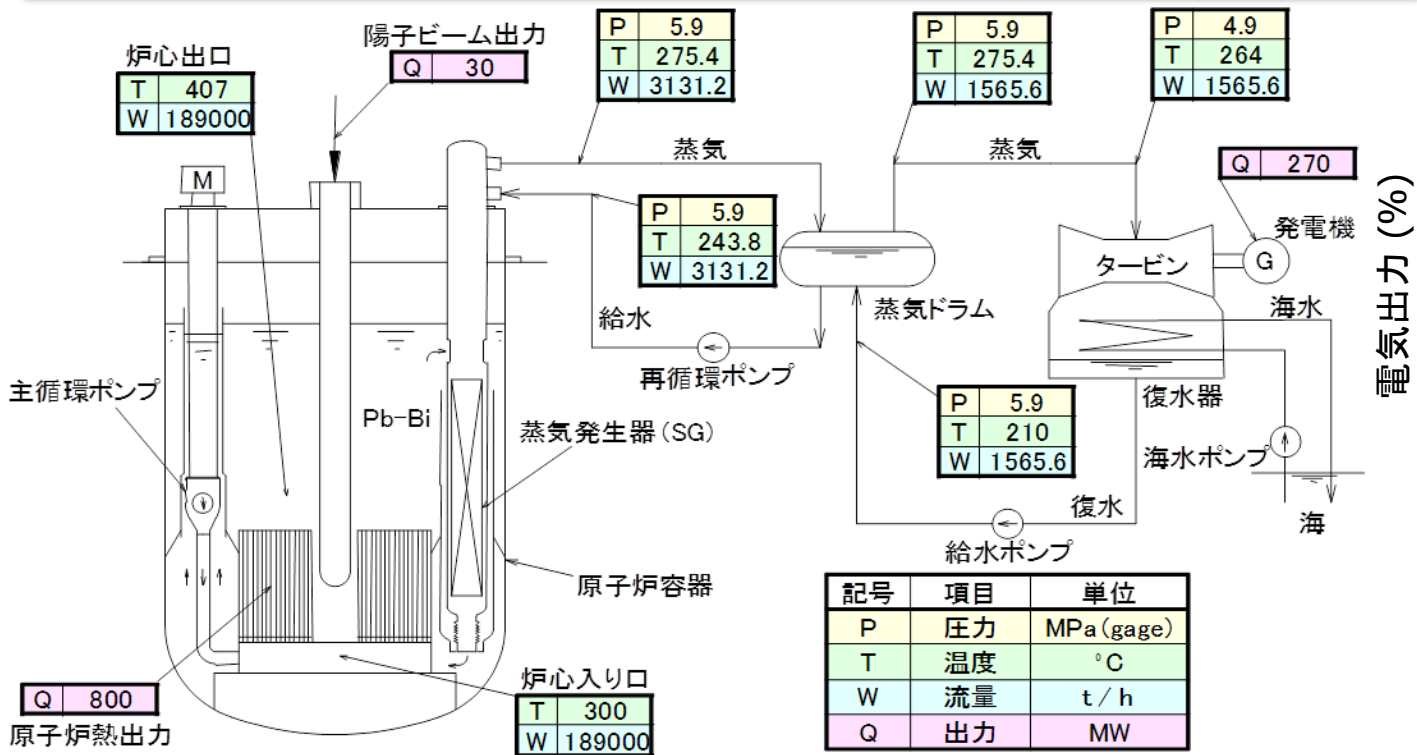
疲労の観点からの許容ビームトリップ回数

- ビーム窓、燃料被覆管: 2年間の寿命中に 10^5 回以上
- 内筒: 40年間の寿命中に 10^5 回以上
- 原子炉容器壁: 40年間の寿命中に 3×10^4 回

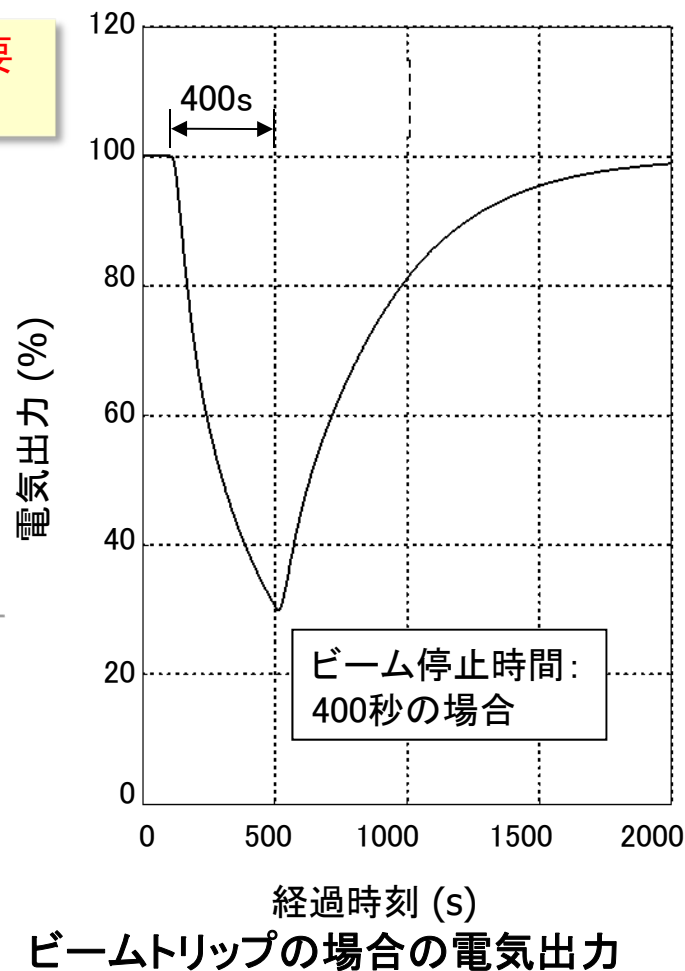
◎ 但し、内筒と原子炉容器壁については、**10秒以内に復帰**できれば影響は小さい

ビームトリップ事象の影響検討 (2)発電系の過渡解析

頻繁に起こると予想される短時間のビーム停止では**発電系を停止する必要のないシステム**を構築する



ADSの熱バランス



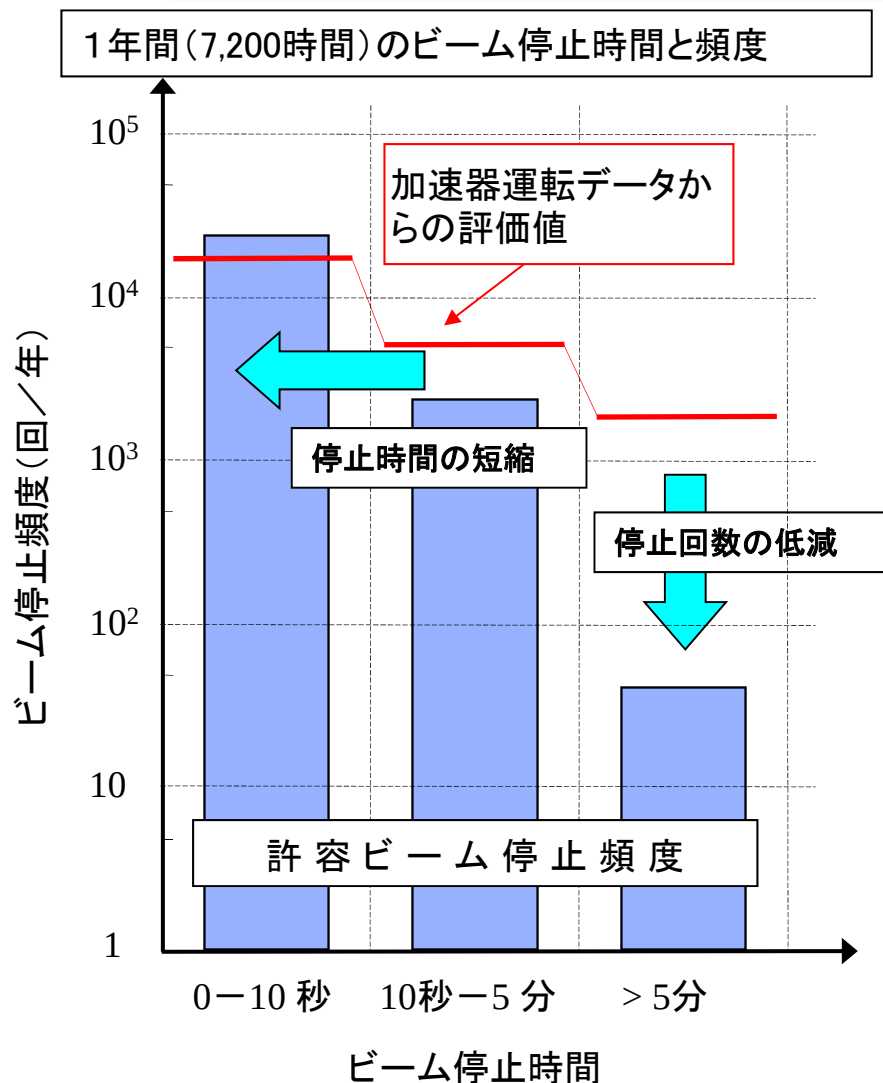
ビームトリップの場合の電気出力

対処方策: 蒸気ドラムを有する**飽和蒸気サイクル**を採用し、ビームトリップに対する応答を検討

評価結果: **400秒以内のビーム停止であれば、タービンを止めずに対処が可能**

ビームトリップ事象の影響検討 (3)加速器信頼性評価との比較

現状の加速器ビーム停止頻度から推定されるADS用加速器の停止頻度と、ADSの許容ビームトリップ頻度を比較し、今後の研究開発の方向性を示す



研究内容:

既存の加速器(※)の運転データを解析し、その結果に基づいて、ADS用加速器の場合のビーム停止頻度を推定する。

※ イオン源: LANSCE、高周波系: KEKB

対応方策:

- 素早いビーム復帰
- 余裕の有る設計
- 冗長なシステム
- 自己診断・修復システム
- 保守・管理の徹底

但し、冗長なシステムは高コストになることに注意を要する

成果と今後の課題

- ビーム停止頻度低減の目標を、ビーム停止時間毎に明確化
- 今後、機器の単体試験や、J-PARC加速器の運転を通じて、停止回数低減方策の研究を進める

なお、欧州の研究では、1秒以上のビーム停止頻度を3回/3ヶ月程度に低減可能と試算

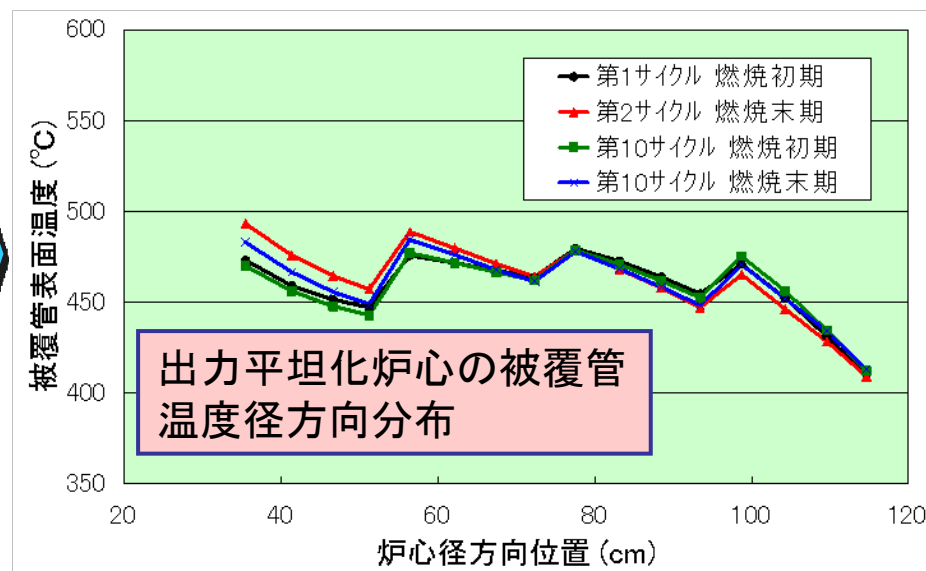
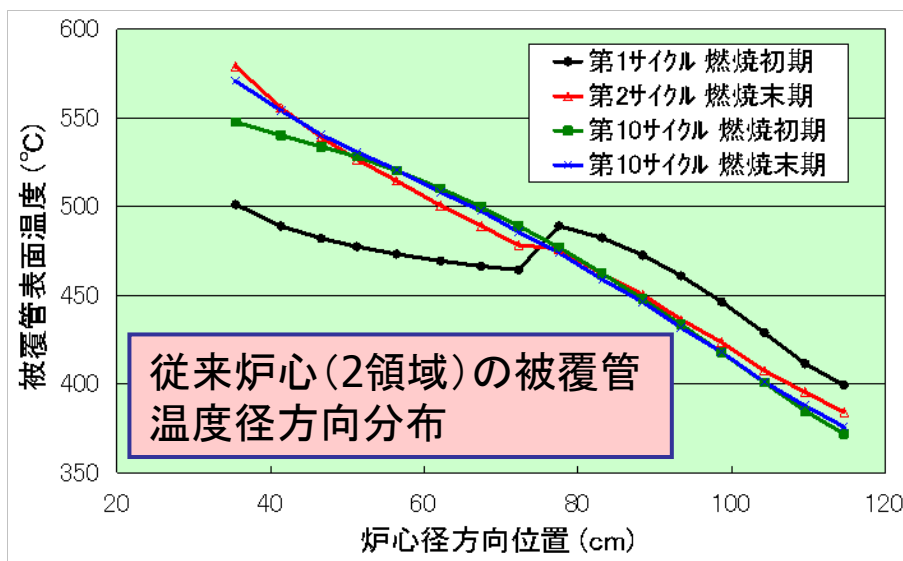
炉心設計

◎課題:

- ・核破碎ターゲットの近傍で出力のピークが出現（未臨界度が深いほど顕著）
- ・550℃を超えると、鉛ビスマスによる被覆管の腐食が問題となる。

対処方法:

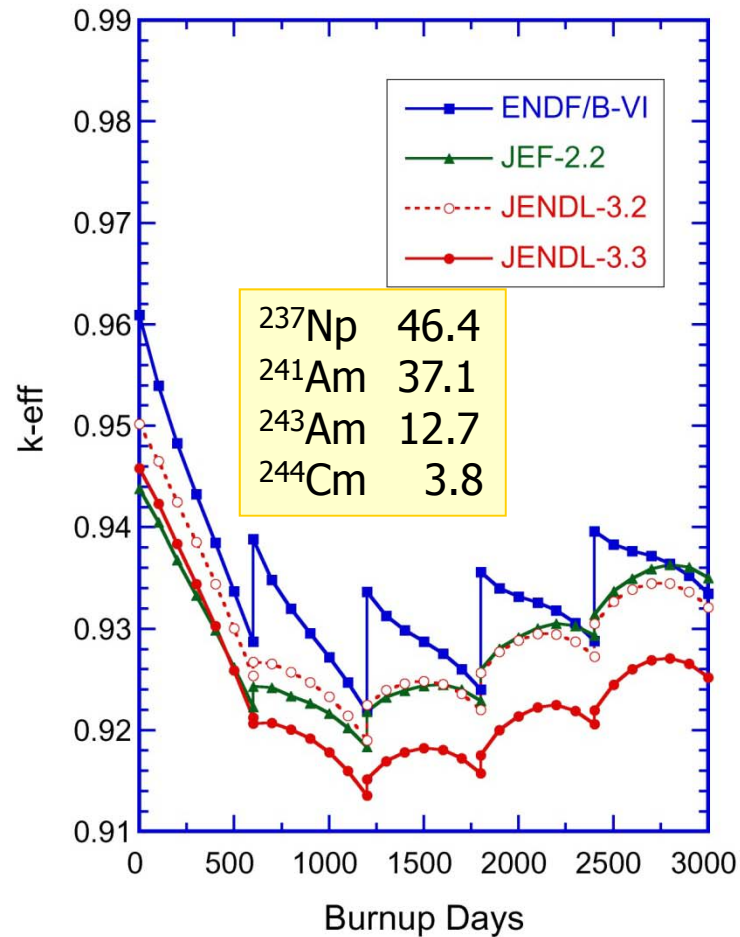
- ❑ 不活性母材(ZrN)の添加率を燃焼サイクル毎に調整して**燃焼反応度変化を抑制**
- ❑ **多領域化**(ZrN添加率又はピン径)によって出力分布を平坦化
- ❑ 必要な陽子ビームが過大とならないように最適化



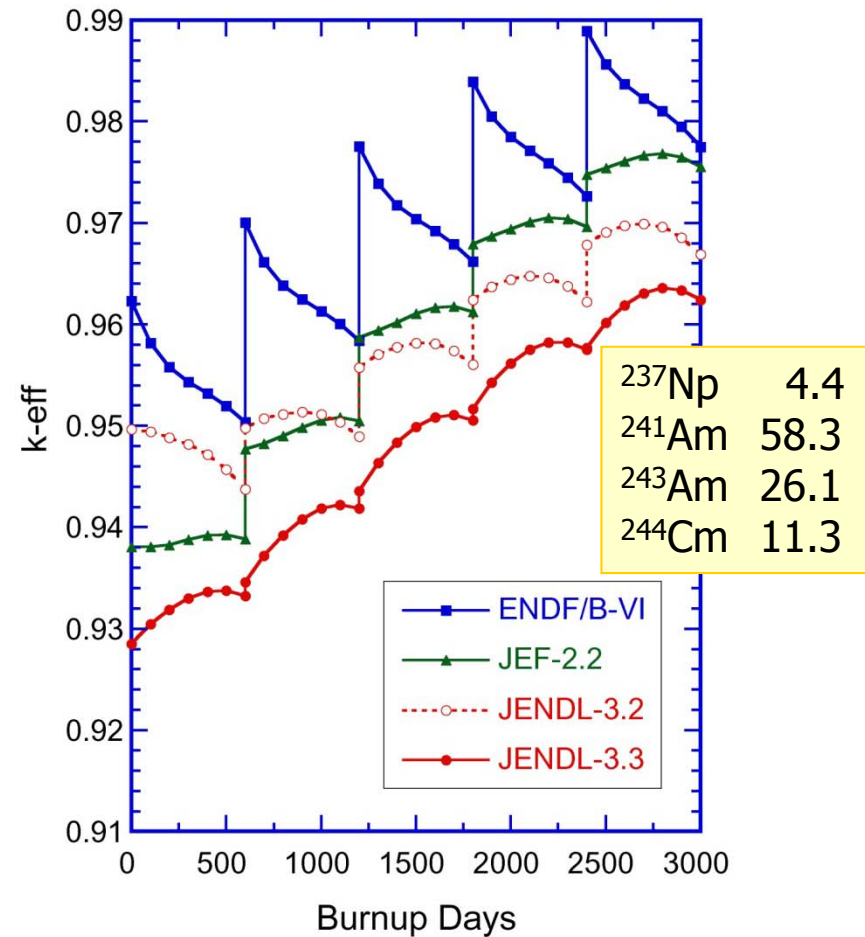
- ❑ 被覆管最高温度を100℃近く低減。これにより、鉛ビスマスによる腐食に対処できる見込み
- ❑ 燃料サイクルの工程上現実的な不活性母材の添加割合調整法の検討が必要

核設計の精度

- ・ 主要ライブラリー(JENDL-3.3, ENDF/B-VI, JEF-2.2)を使用した解析結果の比較



UO₂燃料からのPuとMA使用



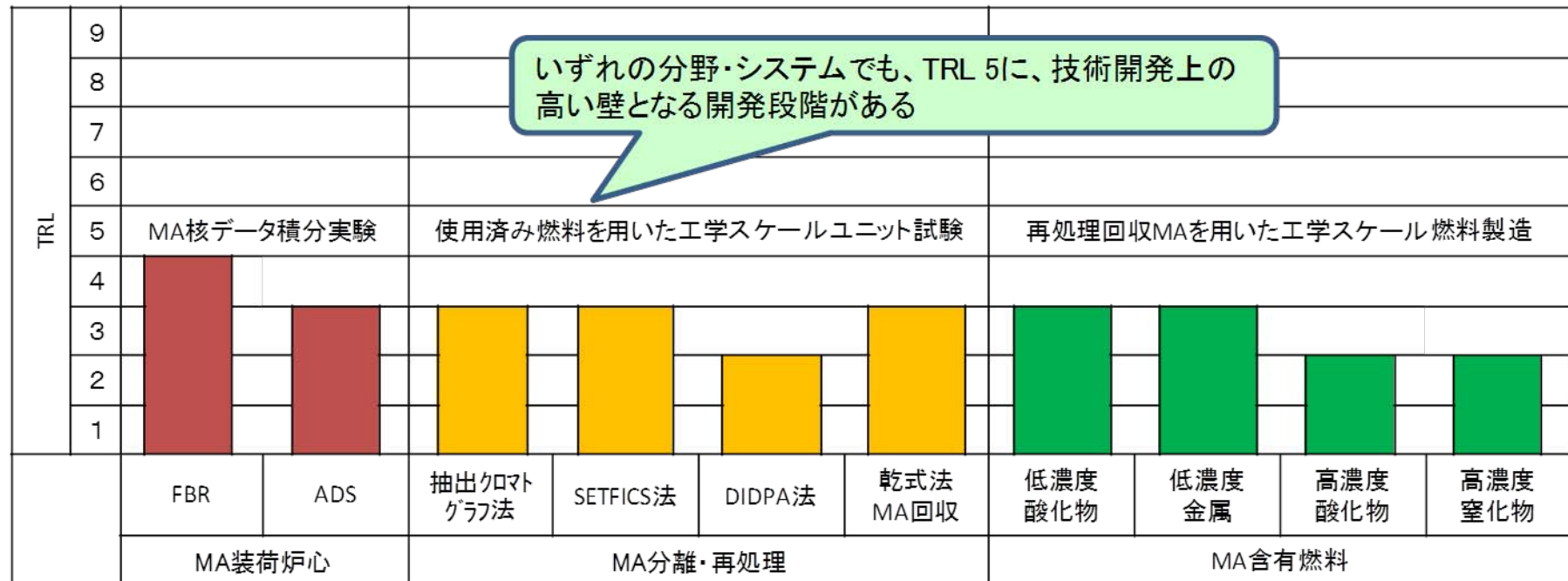
MOX燃料からのPuとMA使用

分離変換技術の成熟度評価 (TRL: Technology Readiness Levels)



- 原子力学会の研究専門委員会において、NASAやJAXAで活用されている技術成熟度(TRL)基準を参考に、現状と今後の方向性を議論。
- 実用化に向け、次の段階に進むための課題認識を関係者で共有するために有効。レベルの絶対値の議論に注力するべきではない。
- ◆ 全ての分野で、大量のMAを用いた実験が可能なインフラの欠如が、次段階に進む障害になっている。

TRL	開発段階	
9	性能実証 段階	実機プラント運転
8		実機プラント試験
7		プロトタイプ試験運転
6	原理実証 段階	技術基盤の確立
5		要素技術の完成
4		要素技術の開発
3	概念開発 段階	技術開発の活性化
2		技術概念の具体化
1		システム概念の構築



大強度陽子加速器プロジェクト J-PARC

Jan. 28, 2008



J-PARCにおける核変換実験施設計画(第Ⅱ期計画)

核変換物理実験施設: TEF-P

目的: 低出力で未臨界炉心の物理的性質を探るとともに、ADSの運転制御経験を蓄積する

施設区分: 原子炉(臨界実験施設)

陽子ビーム: 400MeV-10W

熱出力: 500W以下

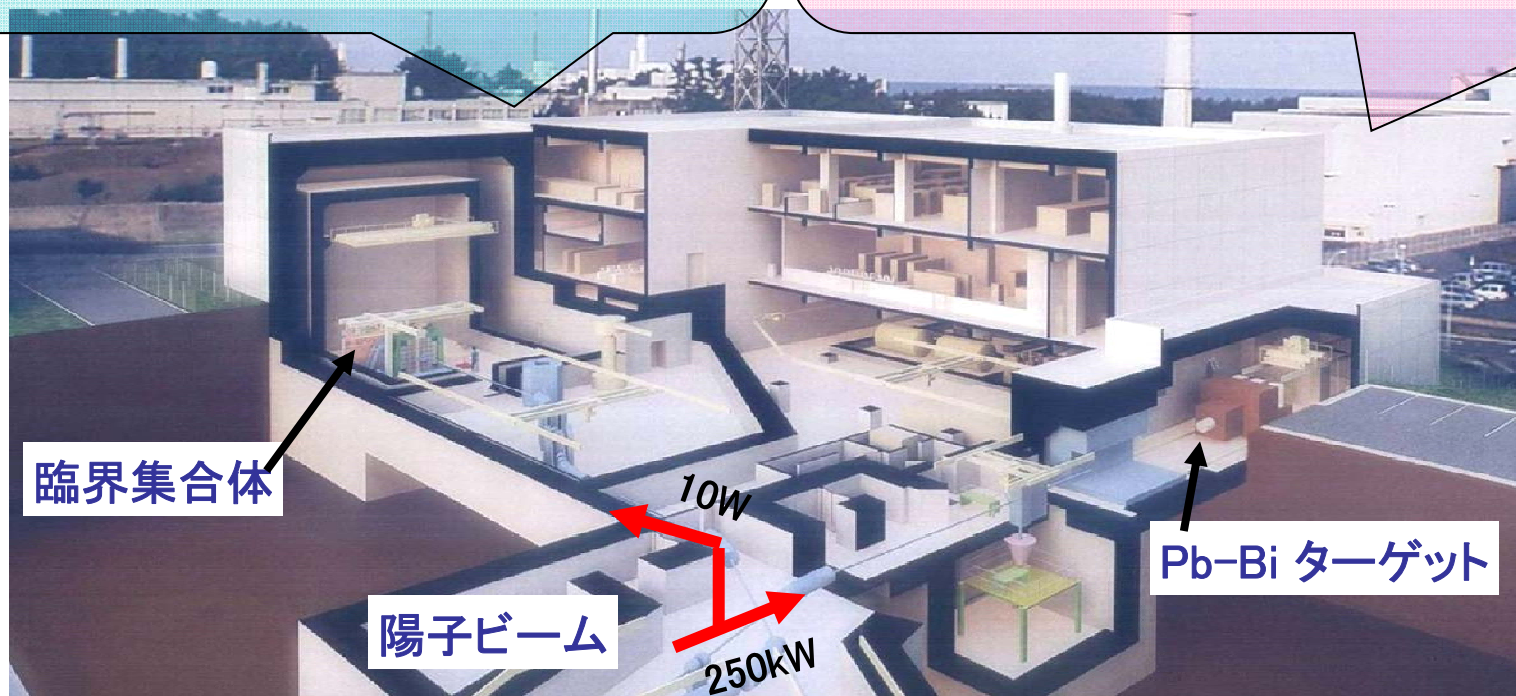
ADSターゲット試験施設: TEF-T

目的: 大強度の陽子ビームで核破砕ターゲットの技術開発と材料の研究開発を行う

施設区分: 放射線発生装置

陽子ビーム: 400MeV-250kW

ターゲット材料: 鉛ビスマス合金



核変換技術に関する世界の動向



□ 米国

- オバマ政権は、ヤッカマウンテン処分場見直しを表明。
- ブルー・リボン・パネルを設けて、今後の政策を検討。→中間貯蔵へ
- レーザー核融合を中性子源としたハイブリッド核変換等の検討も進捗

□ フランス

- 2006年の「廃棄物管理研究法」に基づき、ADSとFBRの両方を並行して研究
- 但し、ADSは下記の欧州の枠組みが中心。

□ ベルギー

- 老朽化した照射炉(BR2)の代替として、50MW程度の出力を持つ照射用ADSであるMYRRHAの2016年頃の着工を目指している
- 核変換実験、鉛合金高速炉開発、燃料・材料照射、RI製造等が目的。

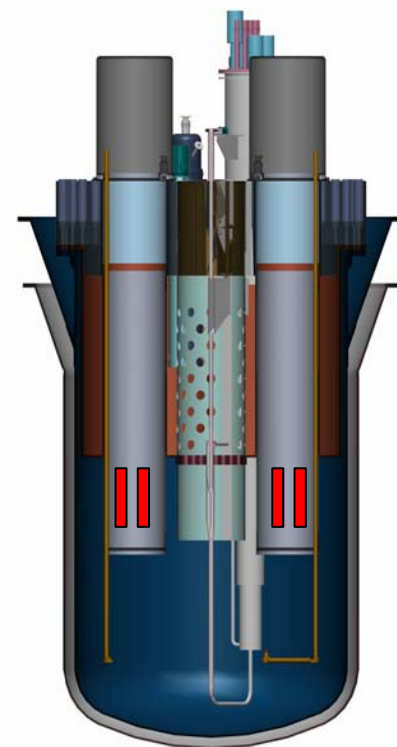
□ 欧州

- 様々な原子力政策の国が集まるが、廃棄物処分の負担軽減のニーズは一致。このため、分離変換技術の研究開発を精力的に展開
- 欧州枠組みプログラム(FP6、FP7等)においてEUROPART、EUROTRANS、CDT等の多様なプロジェクトを展開し、研究者・技術者の育成にも活用。

□ インド：トリウム資源の利用を狙ったADSの研究を実施中

□ アジア：日、中、韓、印等の有志研究者が定期的にワークショップを開催。特に中国が積極的。

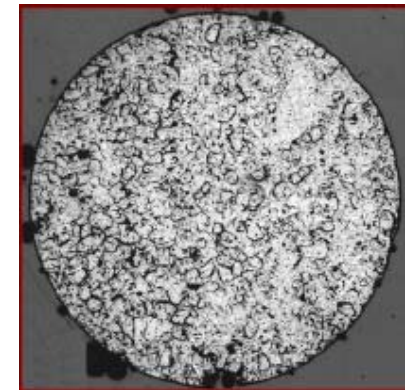
□ OECD/NEA、IAEA：分離変換技術に関する情報交換会議やベンチマーク活動を主催



ベルギー原子力研究センターで建設が計画されている照射用ADS:MYRRHA

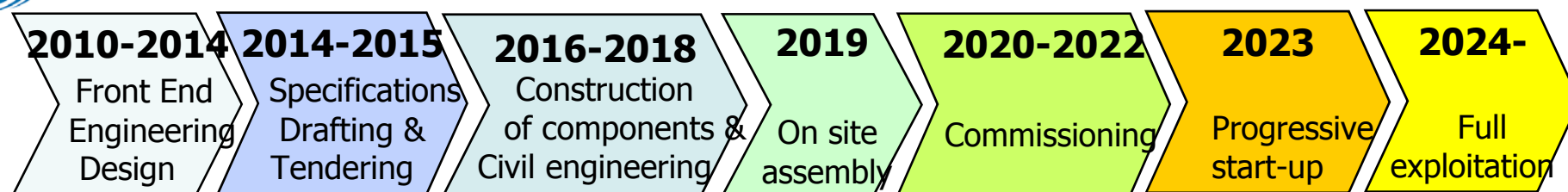
フランスにおける高速増殖炉による核変換研究の状況

- 均質リサイクル及び非均質リサイクルにそれぞれ適用する種々の技術を開発
 - » 均質リサイクルのための燃料
 - 1980年代にMOX燃料にNp及びAmを添加した酸化物燃料の照射試験SUPERFACT
 - » 非均質リサイクルのための燃料
 - MAを UO_2 に10-20%程度含有させたブランケット装荷燃料 $(\text{U}, \text{MA})\text{O}_{2-x}$ の製造試験
 - MgO等をイナートマトリックスとするCERCER燃料の製造・照射試験
 - ADS用核変換燃料 $(\text{Pu}, \text{MA})\text{O}_2\text{-MgO}$ 等の製造・照射試験(EUROTURNSプロジェクト)
- MAのブランケットでの燃焼に向けた燃料製造・照射試験
 - » ディスク試料照射(2011年～2012年、HFR、OSIRIS)
 - » 使用済み燃料からEXAmプロセスによりAmを分離・回収し、ペレット製造(2012～2013年)
- **MA含有燃料製造施設(ALFA)計画**
 - » 現在のATALANTE施設を拡張し、数100gのMA(燃料ピン1-5 kg/y)を取り扱う燃料製造施設を整備
 - 2012年の評価に向けてフィージビリティスタディ
 - ～2024年完成
 - 燃料ピンを製造し、ASTRIDで照射試験



Optimized microstructure with tailored open porosity:
14 discs $(\text{U}_{0.85}, {}^{241}\text{Am}_{0.15})\text{O}_{2-x}$

ベルギーのMYRRHA計画のスケジュールと予算



支出予想

建設フェーズ(2010-2023)

✓ 建屋:	196Mユーロ
✓ 装置:	370Mユーロ
✓ エンジニアリング:	202Mユーロ
✓ 予備費:	192Mユーロ
計 :	960Mユーロ

運転フェーズ(2024-2054)

✓ 運転経費:	46.6Mユーロ/年
✓ 組織強化:	14.6Mユーロ/年
計 :	61.2Mユーロ/年

収入の目論見

建設フェーズ(2010-2023)

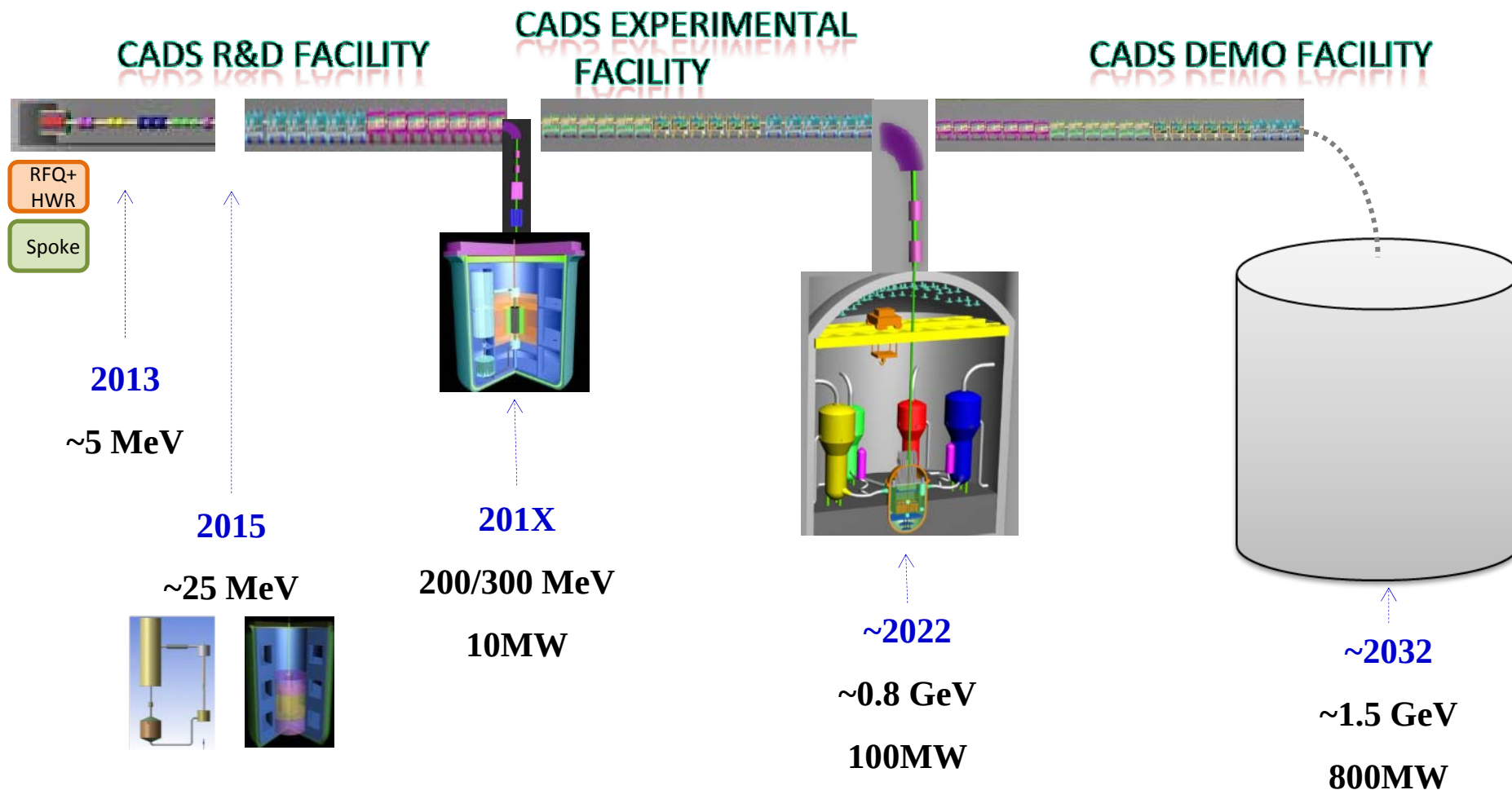
✓ ベルギー:	40%
✓ EU諸国及びEU:	<30%
✓ アジア諸国:	20%
✓ その他(米、カザフ、...):	>10%
✓ 不足分は欧州投資銀行から融資	

運転フェーズ(2024-2054)

✓ コンソーシアムによる負担:	25.2Mユーロ/年
✓ 科学技術収入:	17.1Mユーロ/年
✓ 利用収入:	>18.8Mユーロ/年
計 :	>61.1Mユーロ/年

中国のADS(CADS)のロードマップ

- CADS (Chinese ADS): 以下に示すロードマップで、2032年に800MW出力の原型炉を運転することを目指す。



まとめ

- 分離変換技術は高レベル放射性廃棄物処分の負担軽減を狙った技術であり、地層処分の代替ではない。
- ADSを用いれば、長寿命で有害度の高いマイナーアクチノイドを効率よく核変換することが可能。
- 我が国は、これまでに高速炉技術、核燃料サイクル技術、大強度加速器技術等を培ってきており、これらの技術を駆使して、世界における原子力の安全な利用を先導すべき。
- 核変換は、様々な国・分野の研究者・技術者の力を結集して、数十年かけて実現する技術。若い人たちが、この技術の実現を目指した研究開発に積極的に参加してくれることを願う。