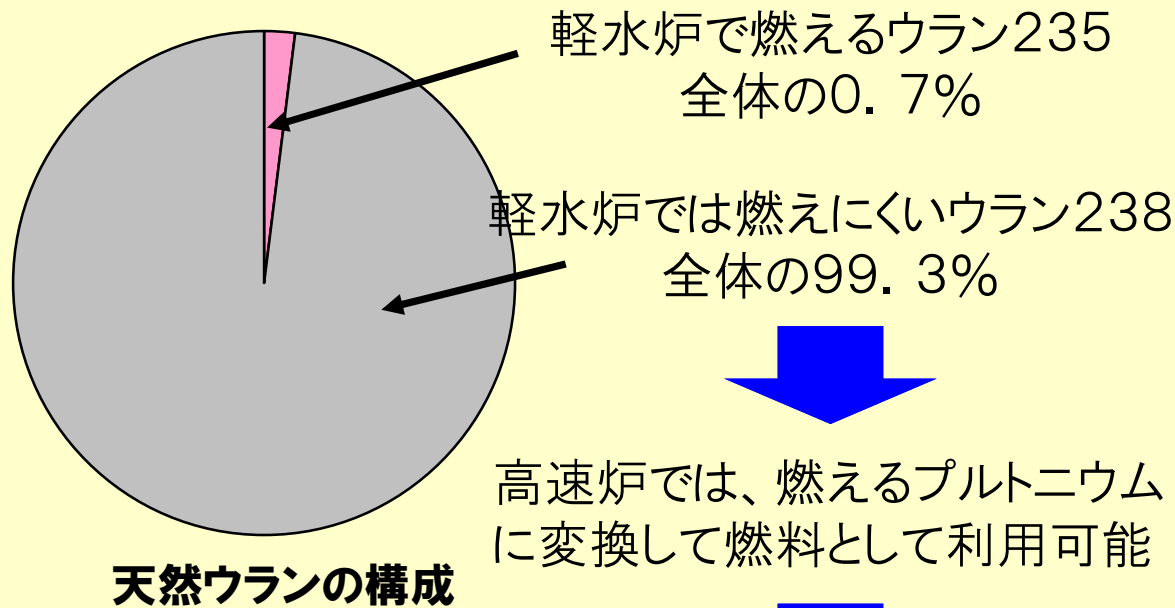


(参考資料集)

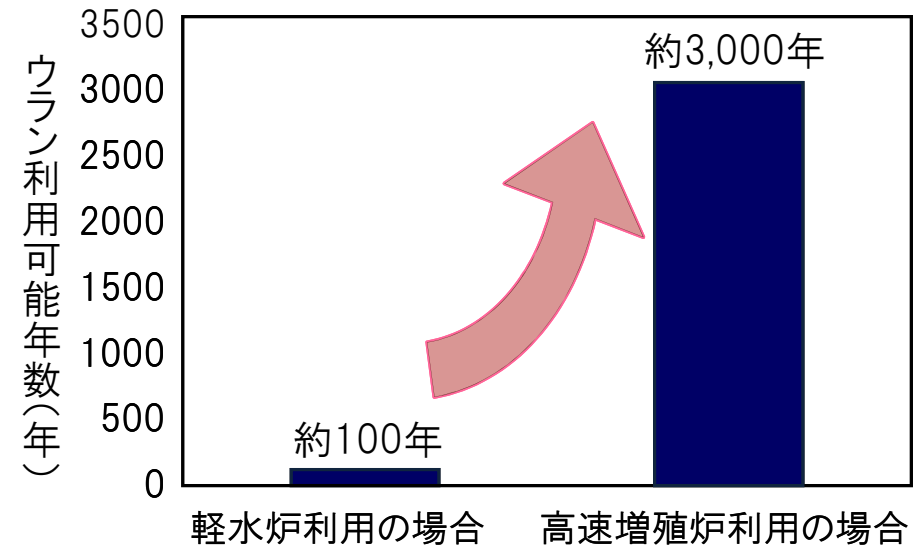
参考資料2-1 従来の高速増殖炉/高速炉開発の意義①

- これまでエネルギー資源の乏しい我が国は、長期的なエネルギー安定供給の確保という課題の克服を目指し、原子力の研究開発を推進
- 高速増殖炉サイクルは、ウラン資源の利用効率を飛躍的に向上する技術として当初から開発を推進



高速炉では、燃えるプルトニウムに変換して燃料として利用可能

ウランの利用効率が飛躍的に向上。輸入に頼る必要性が低下し、我が国のエネルギーの安定供給・安全保障に大きく貢献。



出典:OECD/NEA Nuclear Energy Outlook 2008

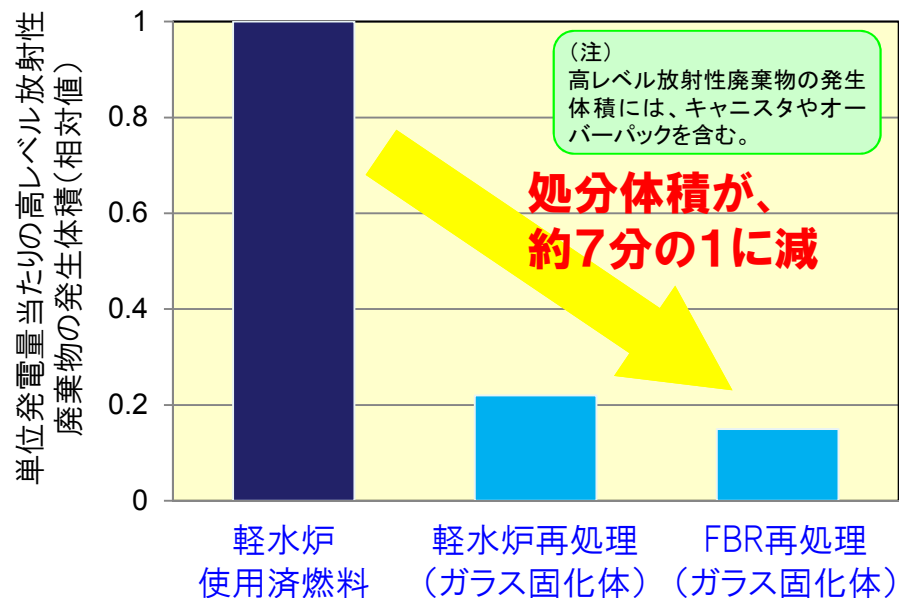
参考資料2-2 従来の高速増殖炉/高速炉開発の意義②

○軽水炉燃料直接処分と高速炉サイクルのガラス固化処分の比較

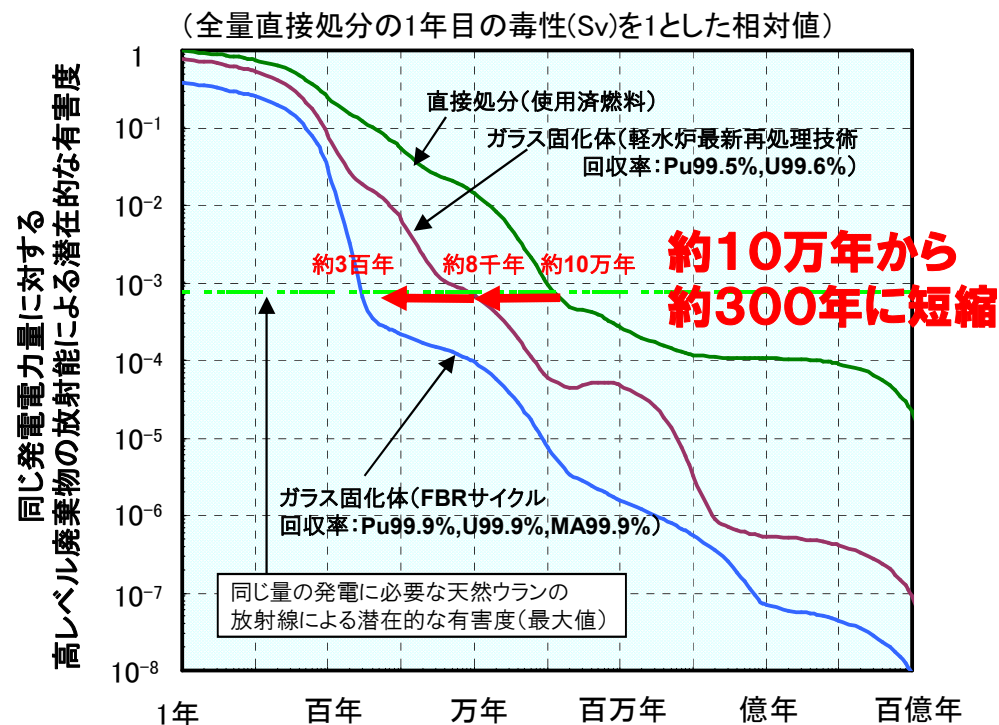
- 高レベル放射性廃棄物発生量低減
- 高レベル放射性廃棄物の廃棄体定置面積低減
- 高レベル放射性廃棄物の潜在的な有害度の低減

○軽水炉燃料を再処理し、高速炉サイクルで利用した場合の変化

- 使用済燃料量低減
- Puインベントリ低減(Pu燃焼型高速炉の場合)



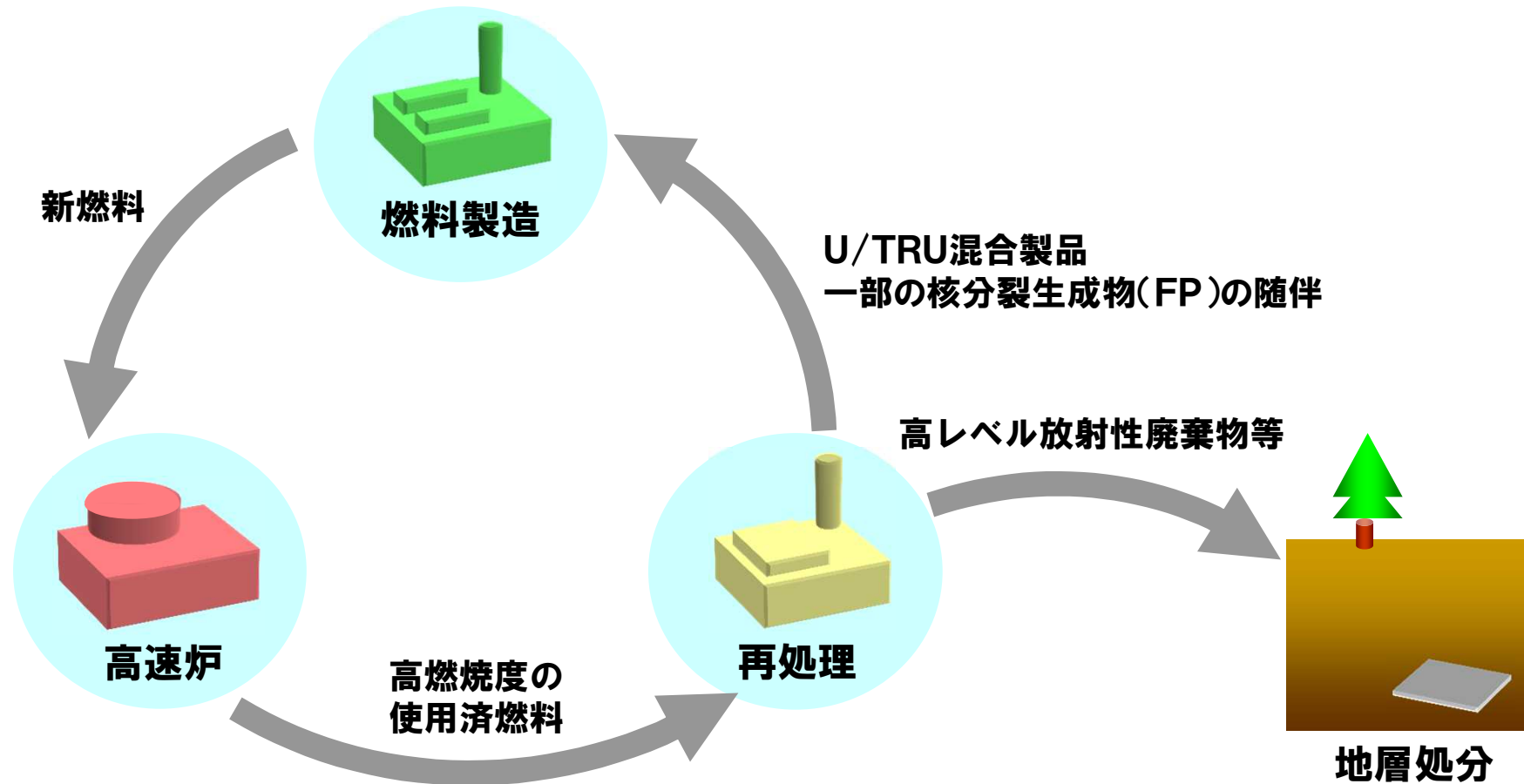
高速炉サイクルによる高レベル放射性廃棄物の発生量の低減効果



高速炉サイクルによる高レベル放射性廃棄物の有害度の低減効果

参考資料2-3 廃棄物対策から見た高速炉システムの特徴（1/4）

- Pu、MAをシステム内で柔軟にリサイクルでき、システム外に排出する放射性廃棄物に含まれるPu、MAを合理的な範囲で最小化可能
- 炉心の変更により、Puの増殖にも、Pu、MAの燃焼にも利用可能であり、システム内のPu、MAインベントリを調節可能
- 余剰中性子を用いて長寿命核分裂生成物(FP)の消滅処理の可能性



参考資料2-3 廃棄物対策から見た高速炉システムの特徴（2/4）

	「もんじゅ」設計 ¹⁾	実用炉設計例 ²⁾	燃焼炉検討例 ³⁾
原子炉出力 [MWt/MWe]	714 / 280	3,530 / 1,500	765 / 300
炉心高さ [cm] (炉心部のみ/ブランケット含む)	93 / 158	100 / 135	60 / -
炉心等価直径 [m] (炉心部/径方向ブランケット含む)	1.8 / 2.4	5.4 / -	2.4 / -
Pu富化度 [wt%]	22~29%	18~21%	31~35%
全炉心Pu装荷量 [トンPu]	約1.6*	14	2.3
年間Pu装荷量 [トンPu/年]	約0.5**	1.3	0.91
取出平均燃焼度 [GWd/t] (炉心部/全炉心)	80 / 23	150 / 115	84 / -
運転サイクル日数×バッチ数	148×5	800×4	185×4
増殖比・転換比	約1.2***	1.03	0.50

(注)Puの同位体組成により、Pu富化度、Pu装荷量及び増殖比・転換比の数値は変わる。

表中の数値は設計又は設計検討の段階のものであり、それぞれの炉の設計(検討)に用いられたPuの同位体組成は異なる。

* Am-241を含む。 ** Am-241を含む。設備利用率約80%、取出平均燃焼度約80GWd/tの場合。

*** 出力分布測定に基づく初期炉心評価値は、炉心部のみでの転換比は0.61、全炉心の増殖比は1.18。

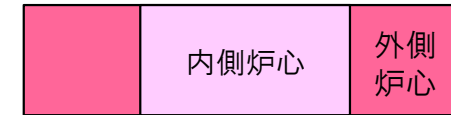
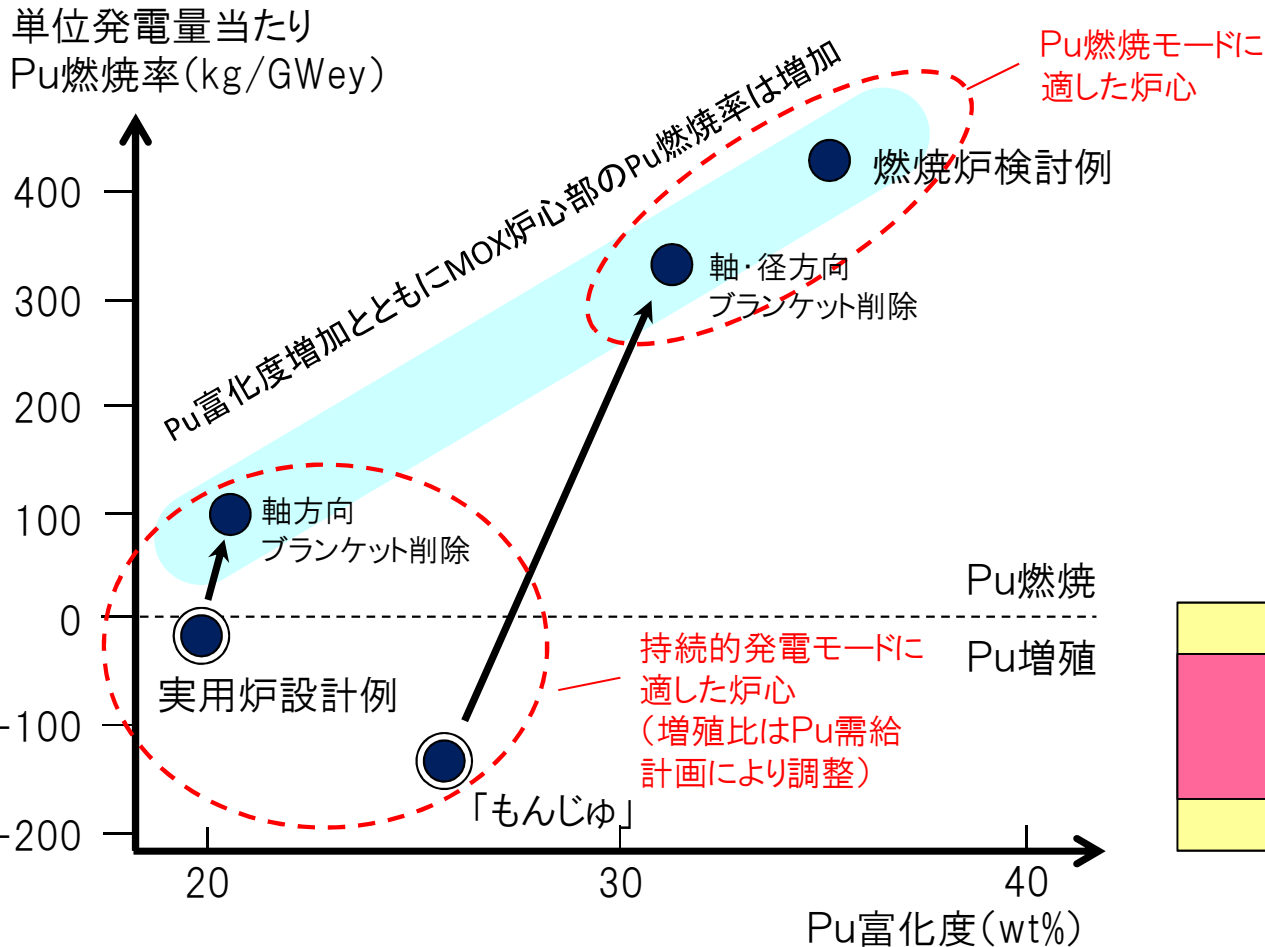
1)高速増殖炉研究開発センター設置許可申請書。

2)実用炉設計例の炉心特性データは、「T. Okubo, S. Ohki, et al., Conceptual Design for a Large-Scale Japan Sodium-Cooled Fast Reactor (3)Core Design in JSFR, No. 11345, Proceedings of ICAPP 2011, Nice, France, May 2011」を使用。

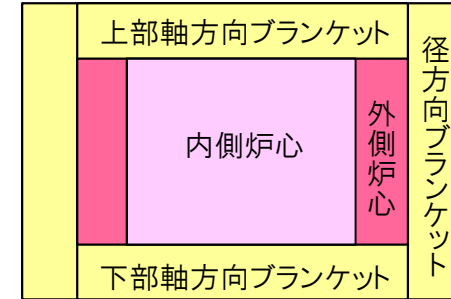
3)燃焼炉検討例は、日本原子力研究開発機構の解析結果。

参考資料2-3 廃棄物対策から見た高速炉システムの特徴 (3/4)

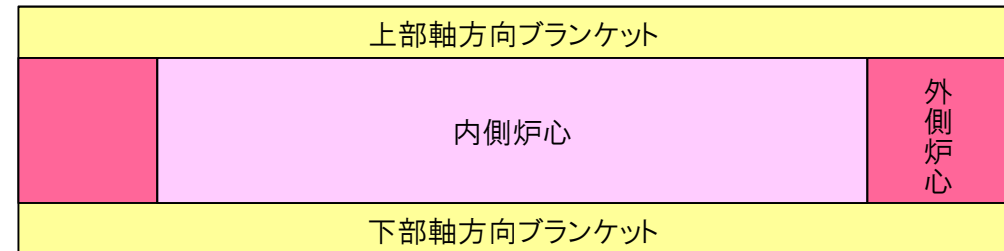
- 高速炉炉心に装荷した燃料中のPuの増減
 - Pu生成(主にUからの核変換)とPu減少(主にPuの核分裂とPuからMAへの核変換)の差
 - ブランケット(U)が少なく、初期Pu富化度が高い程、Puは減少
- 炉心変更により、Puの増殖、維持、燃焼が可能
 - ブランケット量、炉心燃料仕様(Pu富化度)の調整



燃焼炉検討例の炉心垂直断面



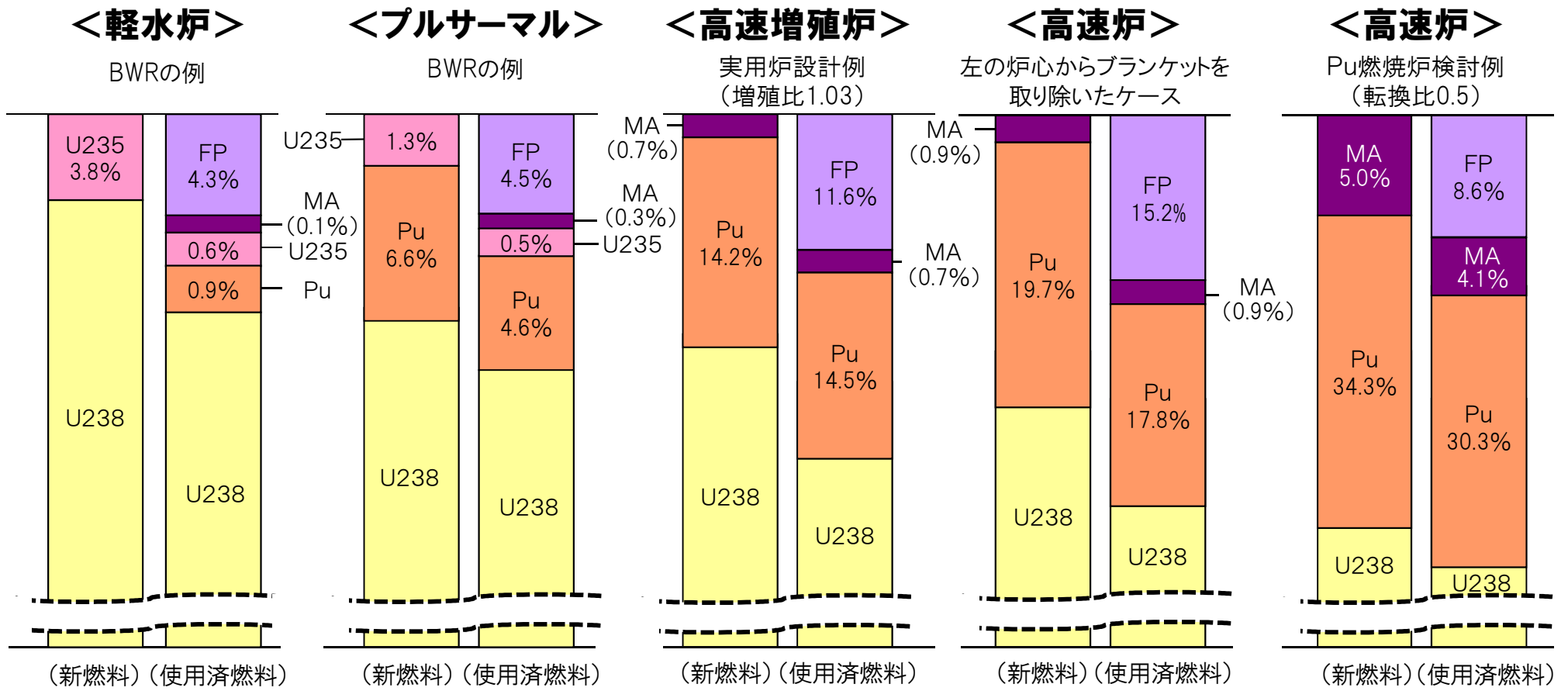
「もんじゅ」の炉心垂直断面



実用炉設計例の炉心垂直断面

参考資料2-3 廃棄物対策から見た高速炉システムの特徴 (4/4)



- 高速炉炉心に装荷した燃料中のMAの増減
 - MA生成(主にPuからMAへの核変換、放射性崩壊)とMA減少(主に核分裂、放射性崩壊)の差
 - 初期Pu濃度が低く、初期MA濃度が高い程、MAは減少
- 初期MA濃度を調節することにより、Puと同様に利用、燃焼可能
 - MA濃度を1%程度にすれば、Puと同様にほぼ増減なし
 - MA濃度を高めれば、Puと同様に減少



参考資料2-5 各国の高速炉開発の状況

高速炉開発は2つの視点がある。 { ①エネルギーセキュリティの観点から増殖を志向
②増殖技術を習得した上で廃棄物対策中心

①エネルギーセキュリティの観点から増殖を志向

<p>ロシア</p> <ul style="list-style-type: none"> 原型炉(BN600:60万KWe)運転中 ⇒豊富な運転経験(1980年運転開始) 商用炉から増殖の計画 	<p>原型炉運転中</p>	<p>2014年 実証炉 (BN800:87万KWe) 運転開始予定</p>	<p>→</p>	<p>2025年 商用炉 運転開始予定</p>	 <p>BN800外観 2012年10月現在</p>
<p>中国</p> <ul style="list-style-type: none"> 原型炉は、ロシア原型炉により代替し、実証炉(CFR600:60万KWe)を建設予定。 実証炉から増殖の計画 	<p>2010年7月 実験炉 (CEFR:2.3万KWe) 臨界</p>	<p>2011年7月 発電</p>	<p>→</p>	<p>2025年頃 実証炉 (CFR600:60万KWe) 運転開始予定</p>	<p>→</p> <p>2030年頃 商用炉 導入予定</p>
<p>インド</p> <ul style="list-style-type: none"> 発電機能を有する実験炉(FBTR:1.3万KWe(1985年~))を運転中 原型炉から増殖の計画 	<p>実験炉運転中</p>	<p>2014年 原型炉 (PFBR:50万KWe) 運転開始予定</p>	<p>→</p>	<p>2025年頃 実証炉・商用炉 (CFBR:50万KWe) 複数建設予定</p>	 <p>PFBR外観 2013年4月現在</p>
<p>韓国 ・2028年頃の原型炉の導入を構想 (ただし、現行の米韓協定では再処理は認められていない)</p>					

②増殖技術を習得した上で廃棄物対策中心

<p>フランス</p> <ul style="list-style-type: none"> 原型炉(フェニックス:26万KWe(1973年~2010年))及び実証炉(スーパーフェニックス:124万KWe(1985年~1998年))の運転経験があり、増殖性は確認済み 現在は、放射性廃棄物対策を主眼に開発(ASTRID:60万KWe) 	<p>現在稼働中の炉なし</p>	<p>→</p> <p>2025年頃 実証炉 (ASTRID:60万KWe) 運転開始を目標</p>	<p>→</p>	<p>2040年代 商用炉 導入予定</p>
<p>アメリカ ・実験炉(EBR2:2万KWe(1964年~1998年)やFermi炉:6万KWe(1963年~1975年)など)の運転経験があり、1977年政権交代において、核不拡散政策の変更により高速炉計画を改め、商業化を延期。 ・ただし、現在は、技術維持の観点から、国際協力により、放射性廃棄物対策を主眼とした研究開発を実施中。</p>				

※イギリスは、実験炉・原型炉の運転経験あり。一方で、北海油田の発見もあり、高速炉計画中止。
ドイツは、実験炉の運転経験あり。一方、原型炉は建設中に政策議論や財政難のため中止。
※炉型については、日本が耐震性に優れたループ型、その他の国はプール型を採用。

参考資料2-6 もんじゅ国際ワークショップの概要（1/2）

1. 開催概要

日時：平成25年4月25日

場所：福井県敦賀市

主催者：文部科学省、(独)日本原子力研究開発機構

出席者：【日本】文部科学省、(独)日本原子力研究開発機構

【海外】米国、仏国、露国、中国、韓国、インド、IAEA、GIFの高速炉研究開発を担う関係機関

2. 報告概要

【日本】

○文部科学省：日本のエネルギー政策と高速炉開発の現状及び今後の「もんじゅ」等における研究の方向性について

○(独)日本原子力研究開発機構：日本原子力研究開発機構における「もんじゅ」とその関連研究開発について

【海外】

○IAEA：「もんじゅ」の新しい試験データを基にした新しいIAEA-CRPへの強い期待について

○ロシア：ロシアにおける高速炉の現状や「もんじゅ」共同研究の可能性について

○中国：中国における高速炉の開発状況について

○フランス：ASTRIDプログラムの現状と「もんじゅ」の共同研究への期待について

○インド：FBTRと「もんじゅ」間の情報交換について

○韓国：「もんじゅ」を含む高速炉研究への期待について

○米国：高速炉研究開発の現状と「もんじゅ」共同研究の見解について

○GIF：GIFにおけるナトリウム冷却高速炉の共同研究の現状について



3. パネルディスカッション概要

「もんじゅ」の再稼働時期について、各国の関心が高く、関連した質問多数。

日本と各国、各機関との個別協力項目や、全ての参加国が参加できる共同研究の在り方について議論。

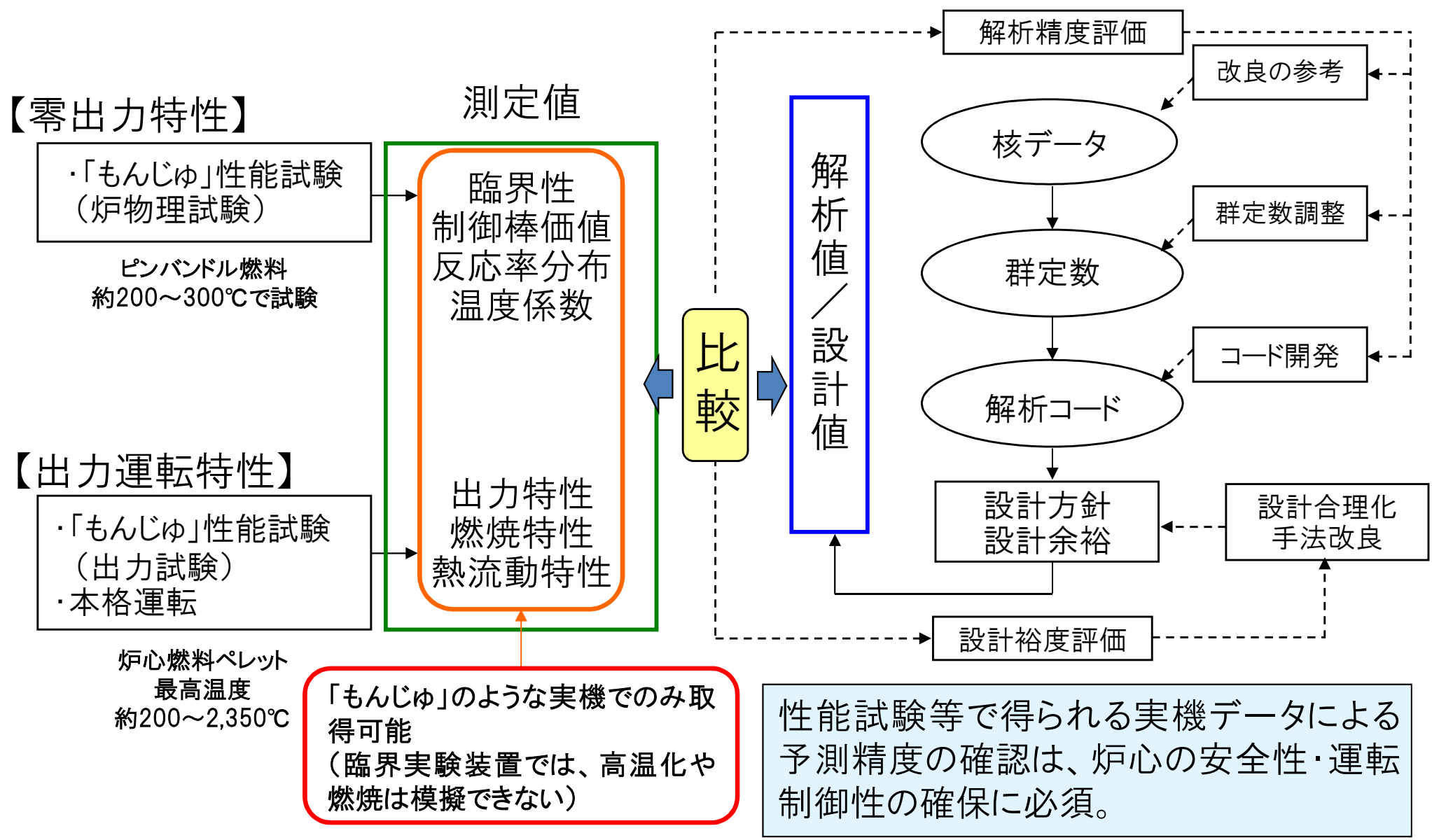
パネルディスカッションの総括として、特に以下の点を確認。

- いくつかの国において高速炉の新設を計画している一方で、現存するプラントは少ないことから、「もんじゅ」は、運転経験の共有の場として、非常に重要な施設であること。
- 規制組織と事業者との間で、透明性のある意見交換を実施することが高速炉の安全性を高めるために重要であること。特に、計算コードを共有することにより、実効性のある規制を策定することができる。
- 「もんじゅ」公開データを用いた解析を含む幅広い国際共同研究を実施することについて共通の認識を持つに至り、IAEAの下、もんじゅCRPの後継として新たなプログラムの構築を目指すこと。
- 「もんじゅ」の再稼働と運転は、ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア(SDC)の具体化に向けて貴重な経験を国際的なSFRのコミュニティに提供すること、今後、SDCの具体化に向けたガイドライン(SDG)の構築を目指すこと。
- AtheNaなどの関連施設を国際協力の枠組みの下で活用していくことは、各国にとっても非常に有用であること。
- 最後に、「もんじゅ」を用いた照射試験は、高速炉の特長であるアクチノイド・マルチ・サイクルの実現性や廃棄物減容の有効性を確認するため、非常に有意義なデータを提供すること。

参考資料3-1-1 ①炉心・燃料技術

高次化Pu/Am含有組成燃料で構成された炉心の設計・管理技術（1/2）

●試験データに基づく炉心特性評価、及び炉心管理技術の確立・高度化



参考資料3-1-1 ①炉心・燃料技術

高次化Pu/Am含有組成燃料で構成された炉心の設計・管理技術（2/2）

細目	性能試験			2Cy		3Cy		4Cy		5Cy ~9Cy										10Cy以降				
	40%出力プラント 確認試験	燃料 交換	出力上昇試験 第1サイクル	定期点検	第2 サイクル	定期点検	第3 サイクル	定期点検	第4 サイクル	定期 点検	第5	定期 点検	第6	定期 点検	第7	定期 点検	第8	定期 点検	第9	定期 点検	第10	...		
「もんじゅ」工程案 (検討の前提条件)																								
①炉心管理技術の 確立・高度化 (設計手法・技術の検証)	プラント確認試験(40%出力試験)																							
	データ取得		試験データ評価・解析			試験結果に基づく検証・高度化																		
②試験データに基づ く炉心特性評価 (最新知見による裏付け)	第1サイクル運転(出力上昇試験)																							
	試験準備		データ取得		運転(試験)データ評価・解析			運転(試験)結果に基づく検証・高度化																
初期炉心サイクル運転																								
運転準備・データ取得・評価・解析・検証・高度化																								
平衡炉心サイクル運転																								
										運転準備・データ取得・評価・解析・検証・高度化										移行炉心運転				
期待される 研究開発成果																								
						①性能試験取得データ 評価結果 ②同データ解析結果		①性能試験データに基 づく炉心設計手法・ 管理技術の検証・高 度化結果 ②同詳細手法検証・改 良結果		①初期炉心運転データに基づく炉心設 計手法・管理技術の検証・高度化結 果 ②同運転データに基づく詳細手法検証・ 改良結果										①、② 平衡炉心運 転実績に基 づく検証結果				

国際協力の
可能性有り