

国際シンポジウム  
「放射性廃棄物低減に向けた現状と将来の展望」  
～ゼロリリースを目指して～

日時：平成26年10月9日

於：東京・タワーホール船堀

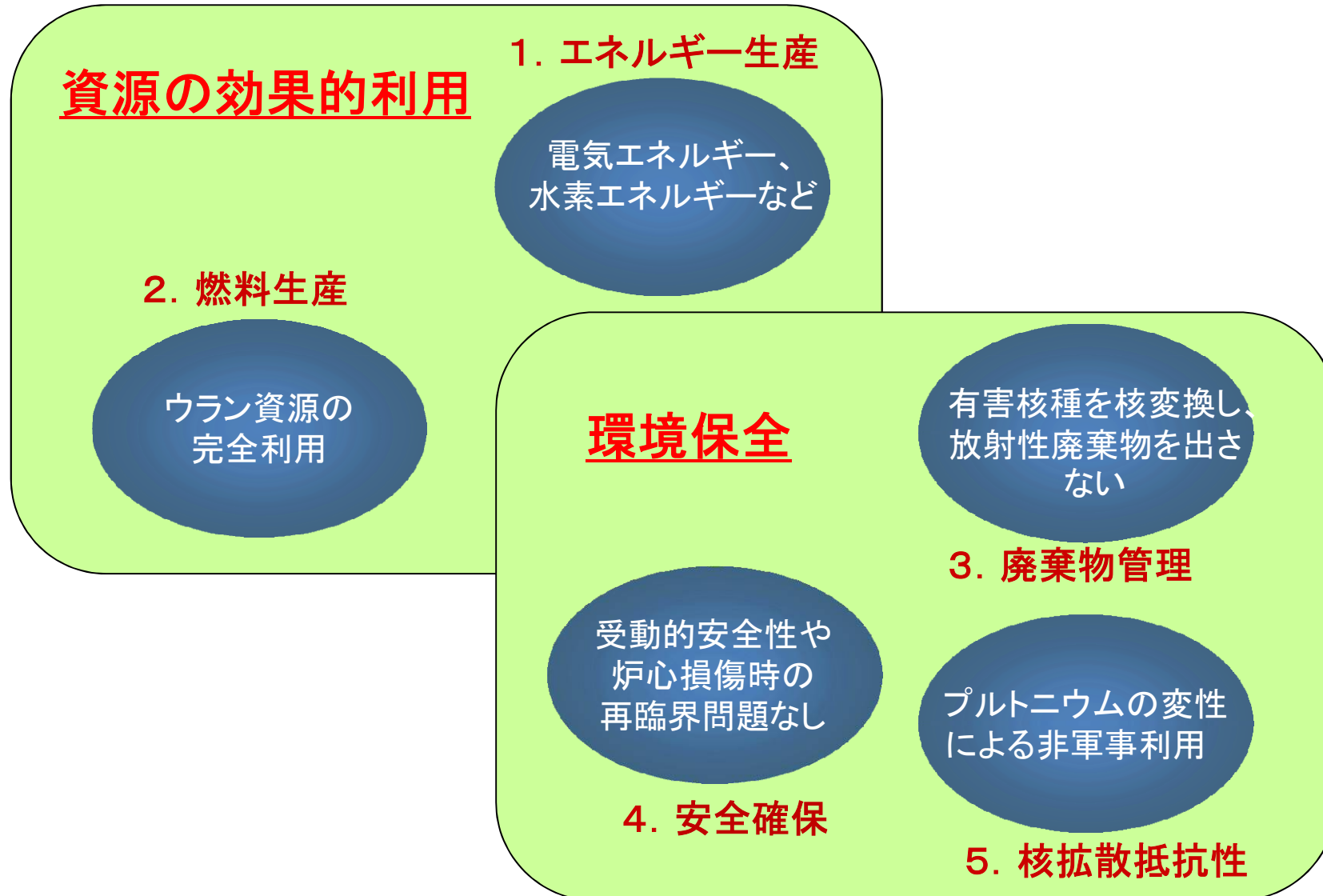


日本原子力発電株式会社  
開発計画室 担任  
小竹 庄司

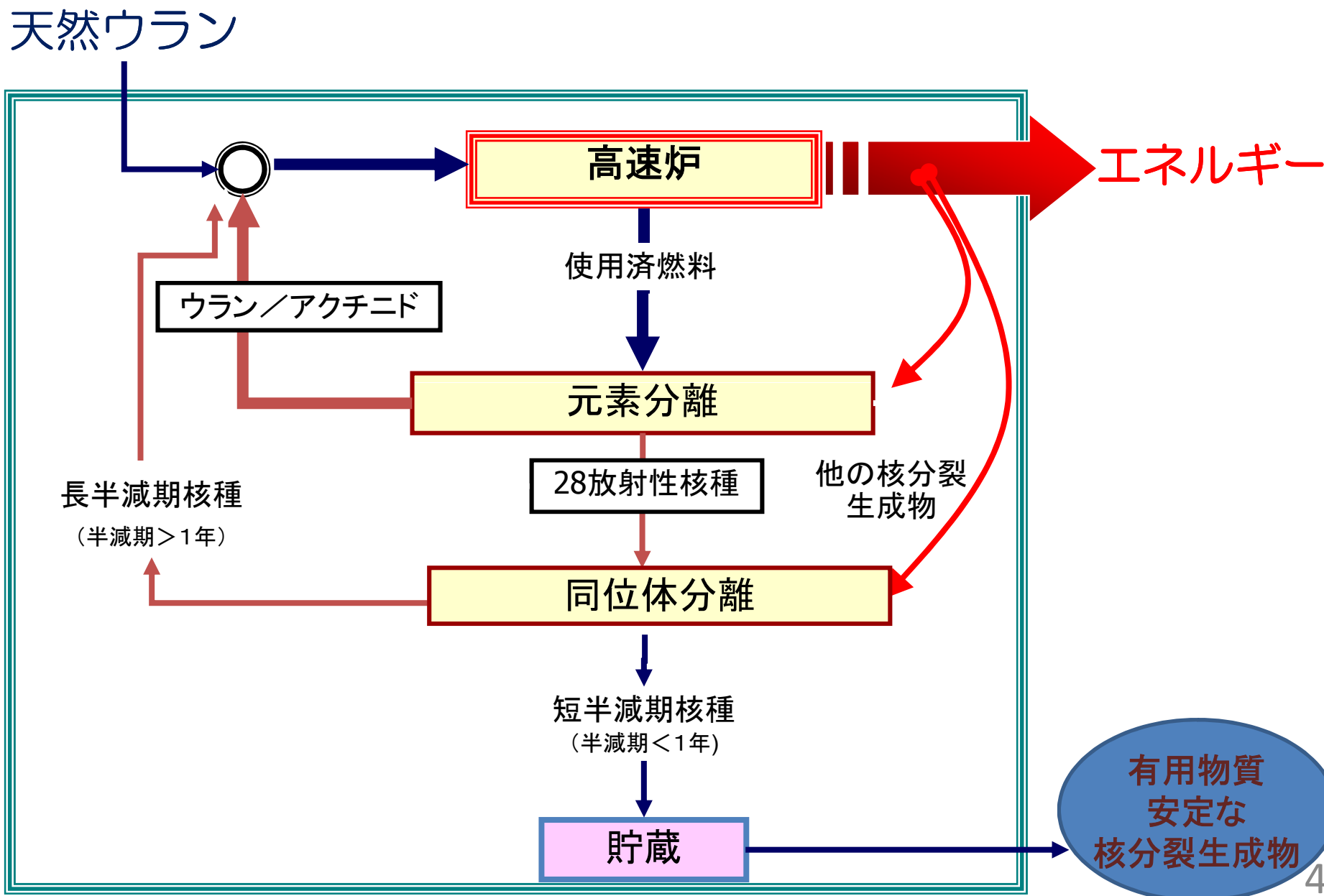
# 自ら整合性のある原子力システム Self-Consistent Nuclear Energy System:SCNES

- 1991年に東工大名誉教授・藤家洋一先生が提案。
- 「資源の効果的利用(エネルギー生産と燃料生産)」と環境保全(安全確保、放射性廃棄物を出さない、核不拡散)」を同時に達成する原子力システム概念。
- 高速中性子によるTRU核種の核分裂反応を利用:  
→ 200MeVの発生エネルギーと2.9個の中性子
- 中性子バランス、エネルギーバランスによる科学的成立性は示されている。

# SCNES:5つの機能を同時に達成できる 原子力システム



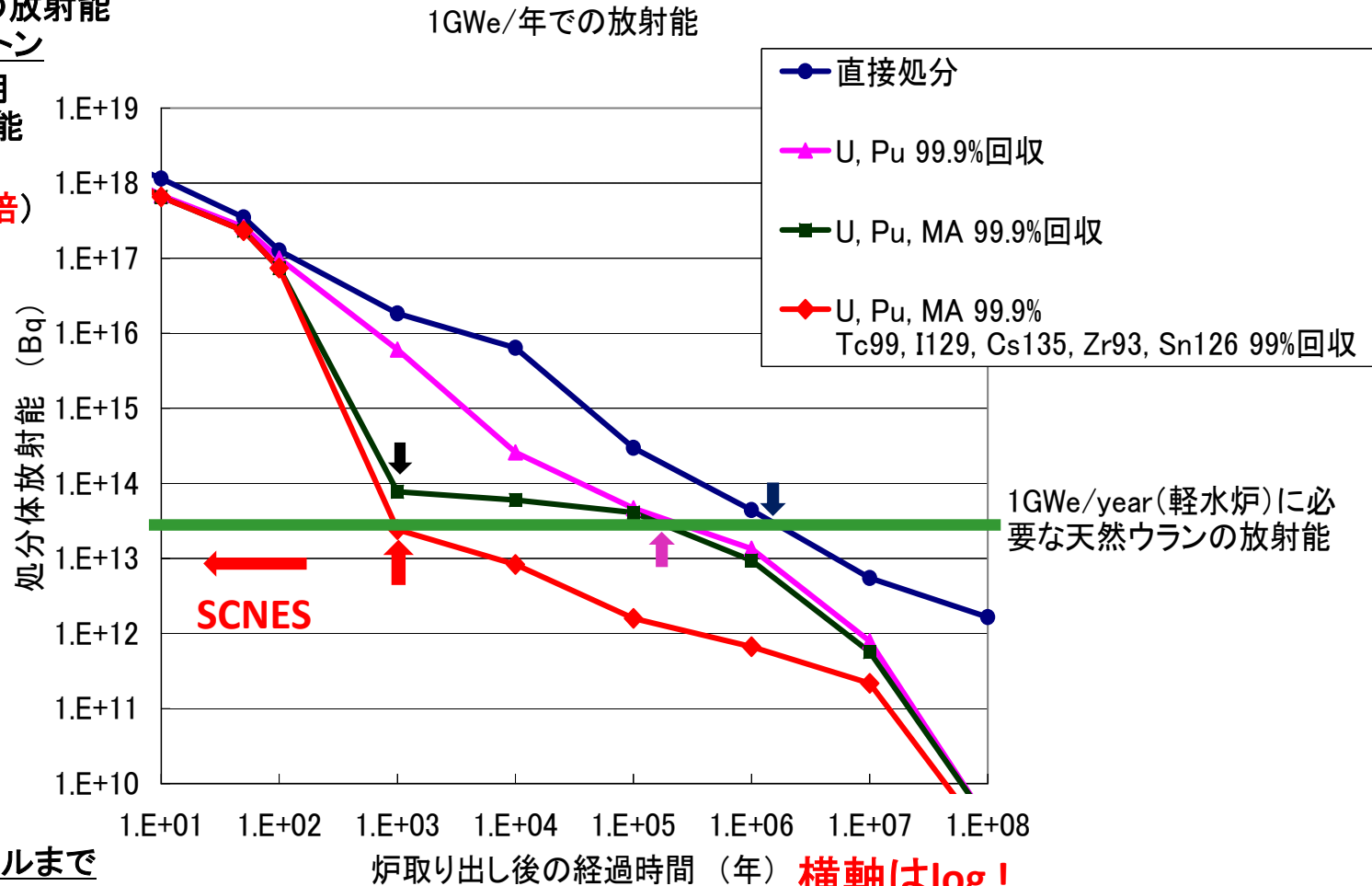
# SCNES:自ら整合性のある原子カシシステム



# 使用済み燃料中の放射能の減衰

・100万kwe級軽水炉1年稼働に  
必要な天然ウランの放射能  
=  $2.3 \times 10^{13}$  Bq: 160トン

・運転停止10年後の使用  
済み燃料中の放射能  
=  $1 \times 10^{18}$  Bq  
(天然ウランの約5万倍)



天然ウランの放射能レベルまで  
減衰に要する期間

直接処分 100万年

FBRサイクル 30万年

MA燃焼FBRサイクル 1000年オーダーから約30万年

MA燃焼+LLFP核変換 約1000年

# 使用済み燃料中の超長期の放射性廃棄物とは？

・ウラン238に中性子が吸収されて生成するアクチノイド核種

**Pu-239**:  $2.41 \times 10^4$  y (Pu238、Pu241他を含む全Pu約10kg)、

**Np-237**:  $2.14 \times 10^6$  y (0.6kg)、**Am-241**: 432y (0.4kg)、

**Am-243**: 7370y (0.2kg)、**Cm-244**: 18y (0.06kg)

→ Pu及びMAは高速炉で燃料として燃焼・消滅可能

・ 長寿命の核分裂生成物 (FP): 主な核種と半減期:

Tc-99:  $0.21 \times 10^6$  y (1kg)      **Cs-135**:  $2.3 \times 10^6$  y (0.5kg)

I-129:  $15.7 \times 10^6$  y (0.2kg)      **Zr-93**:  $1.5 \times 10^6$  y (1kg)

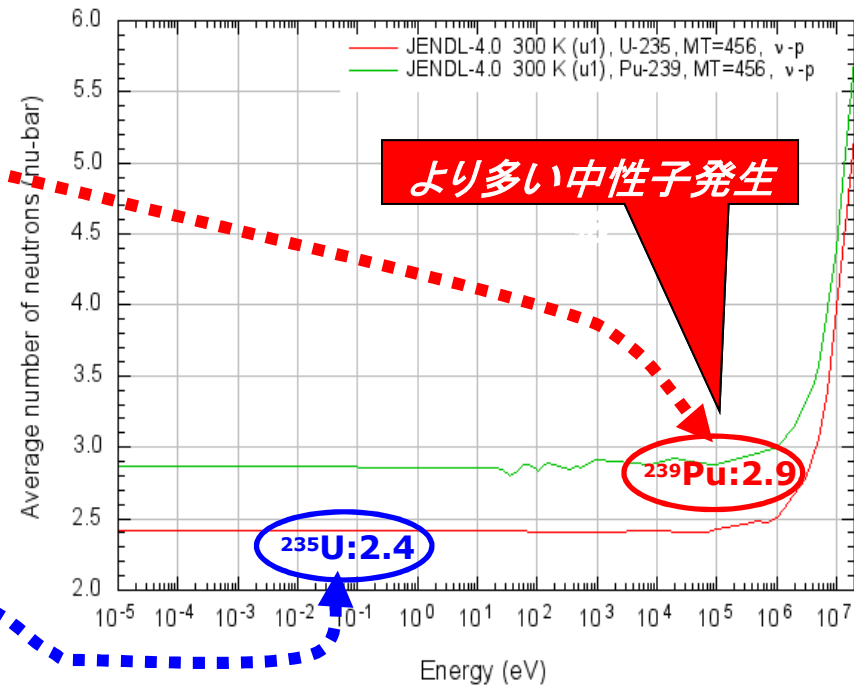
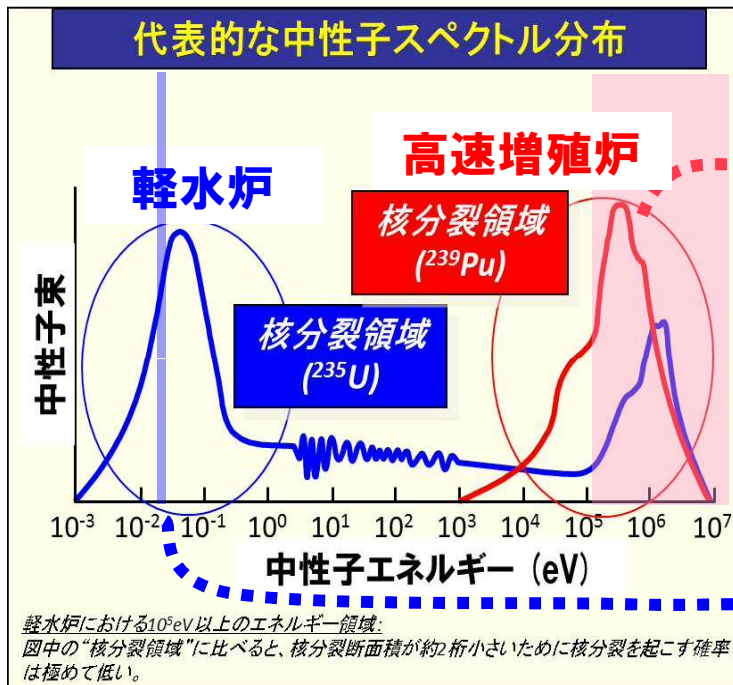
**Sn-126**:  $0.1 \times 10^6$  y (0.03kg)

→ Cs、Zr、Snは同位体分離・抽出・濃縮後の核変換が必要

( )内: 燃焼度45GWd/tの使用済み燃料1トン当たりの含有量概算

# 高速炉心の特徴(1): Puの核分裂で、より多くの中性子を発生

ν 値: 1核分裂あたりに発生する中性子数



- ◆ 中性子のエネルギーと核種の違いにより、核分裂あたりに発生する中性子数の差
- ◆ 燃料物質にPuを用いる高速炉では、より多くの中性子を利用できる  
臨界の維持、燃料生産or核変換

# 高速炉心の特徴(2)

## MAを燃料として使用できる

- MA核種の $\sigma_f/\sigma_c$ は、軽水炉より高速炉の方が大きい

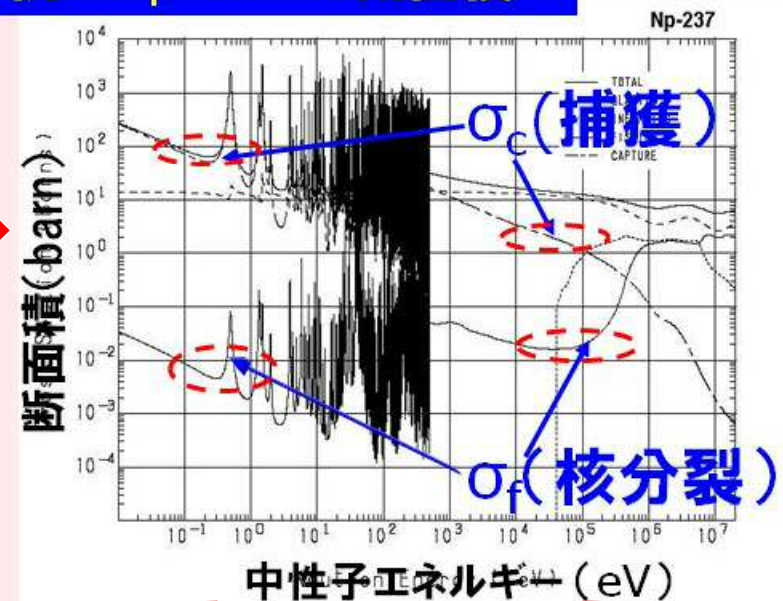
$\sigma_f$ : 核分裂断面積(中性子と核種が核分裂を起こす確率)

$\sigma_c$ : 捕獲断面積(中性子が核種に捕獲される確率)

MA核種の $\sigma_f/\sigma_c$

	軽水炉 (PWR)	高速炉
Np-237	0.02	0.19
Am-241	0.01	0.14
Am-243	0.01	0.12
Cm-244	0.06	0.70

例: Np-237の断面積



熱中性子

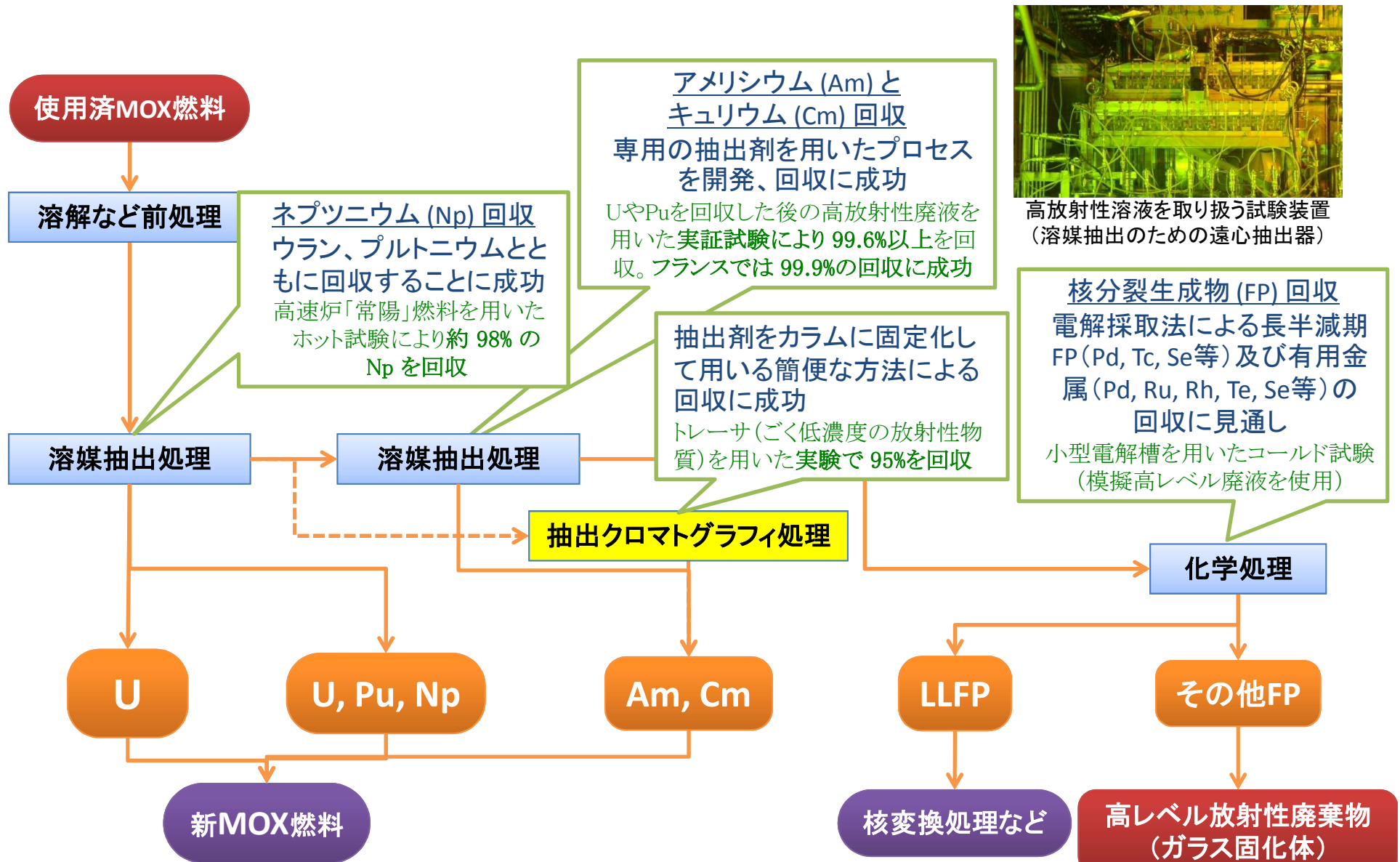
高速中性子

出典: Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation --- Status and Assessment report, OECD/NEA, 1999

(独) 日本原子力研究開発機構  
次世代高速炉サイクル研究開発センター  
宇都成昭氏提供

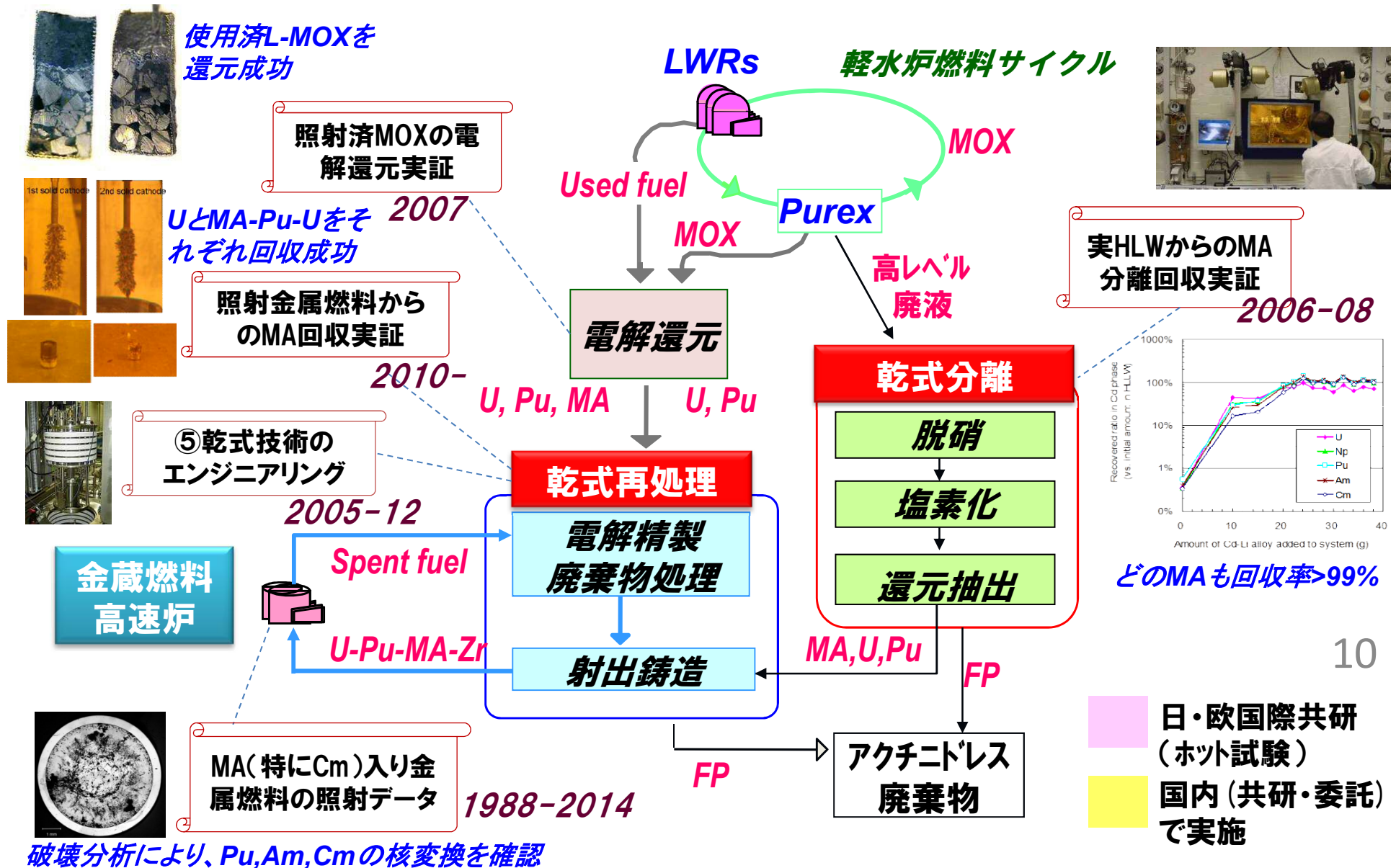


# 湿式法を用いた使用済MOX燃料からMA, FP回収の現状



参考資料 - Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 44, No. 3, p. 373-381 (2007).  
 - M. Miguiditchian et al., Global 2009, France, Paris, 1036 (2009).  
 - JAEA-Evaluation 2011-003 (2011).

# 金属燃料と乾式再処理による分離・核変換の現状



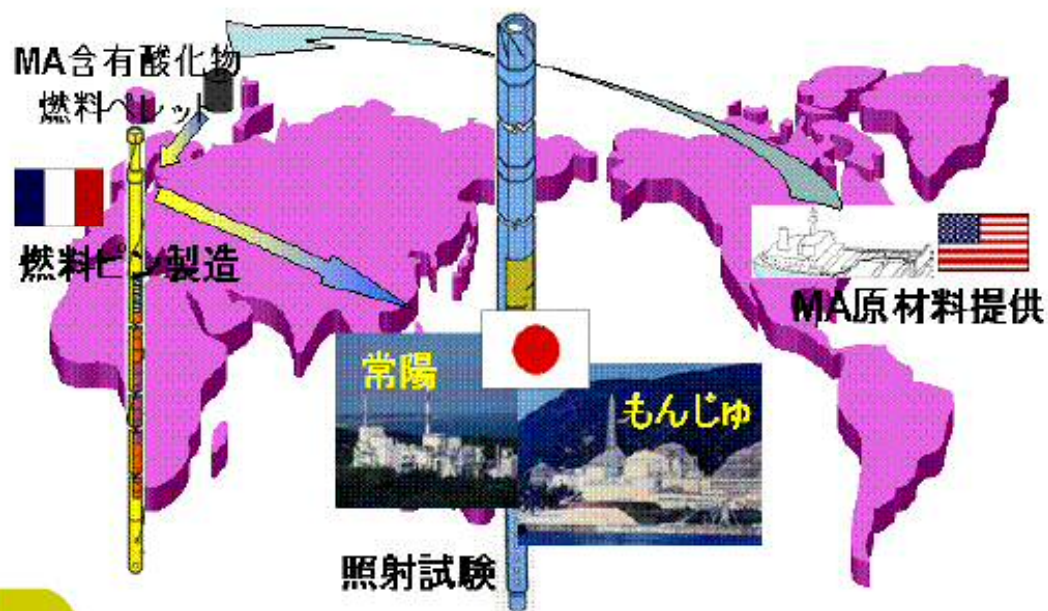
破壊分析により、Pu, Am, Cmの核変換を確認

# 日米仏によるMA燃料集合体の実証試験計画

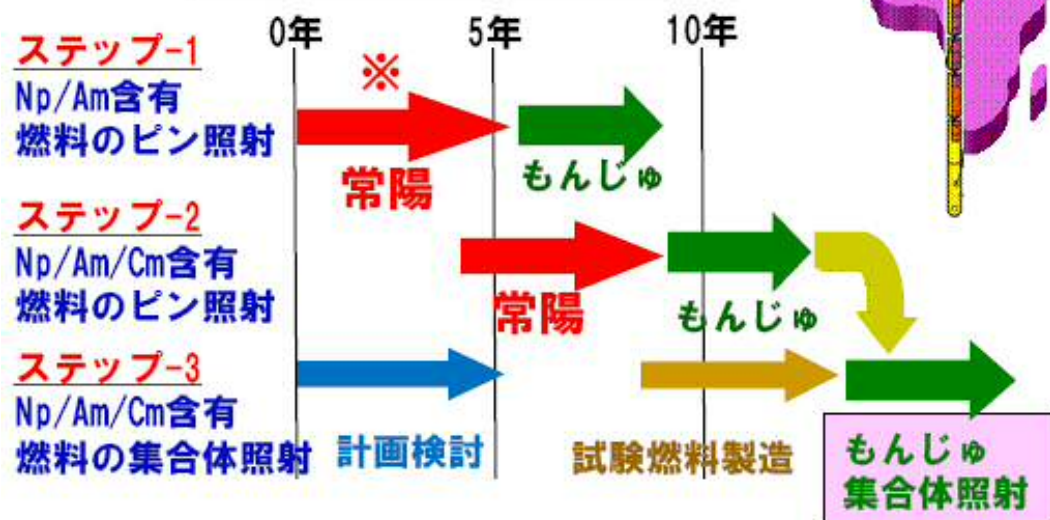
GACID (Global Actinide Cycle International Demonstration)

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、「常陽」及び「もんじゅ」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
- 第4世代原子力システム国際フォーラム（GIF）／ナトリウム冷却型高速炉プロジェクトの一つ



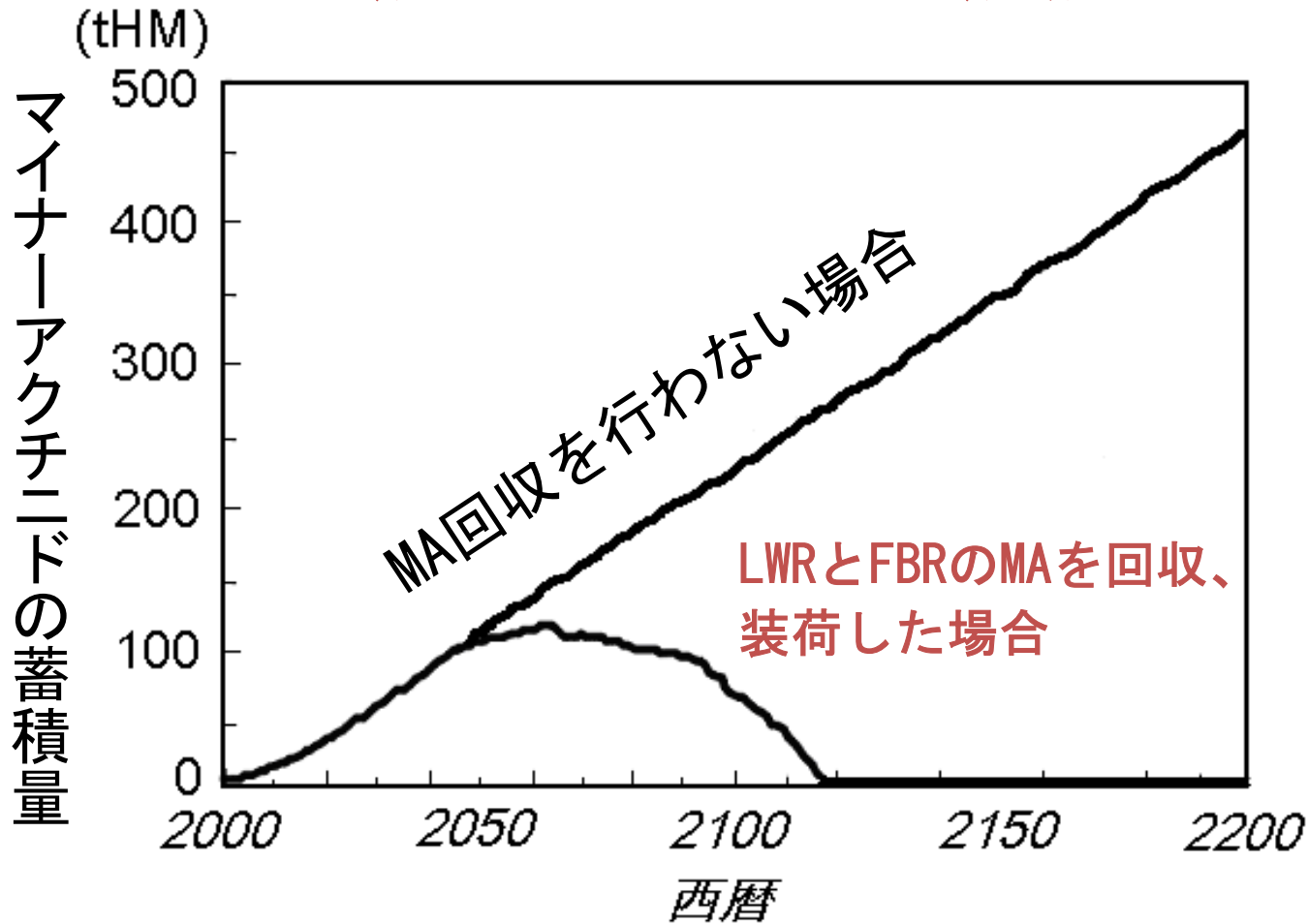
GACID全体スケジュール



※ 計画された短期照射試験（2回）を終了（長期照射試験を今後実施予定）

「常陽」の今後の役割と今後の利用計画・ニーズについて(JAEA資料)より

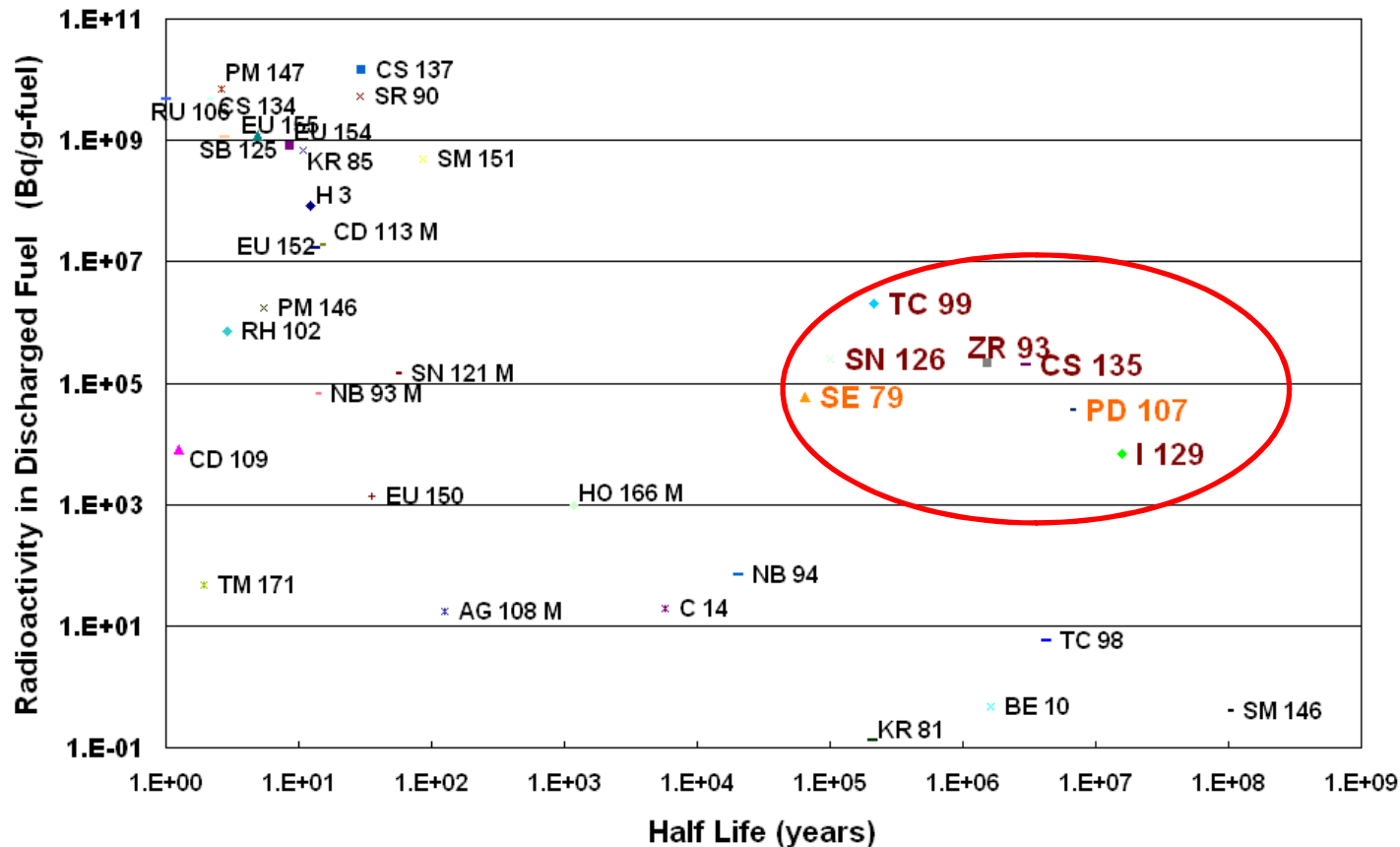
# MOX燃料FBRでのMA燃烧能力



**MOX燃料FBR炉心は、2050年からFBR導入を開始し、約3.5%MA含有率の燃料を装荷することで、すべて燃焼・消滅可能な能力を持つ**

出典:「高速増殖炉サイクルの特性評価」サイクル機構技報No.12別冊2001.9

# 長寿命核分裂生成物(LLFP)



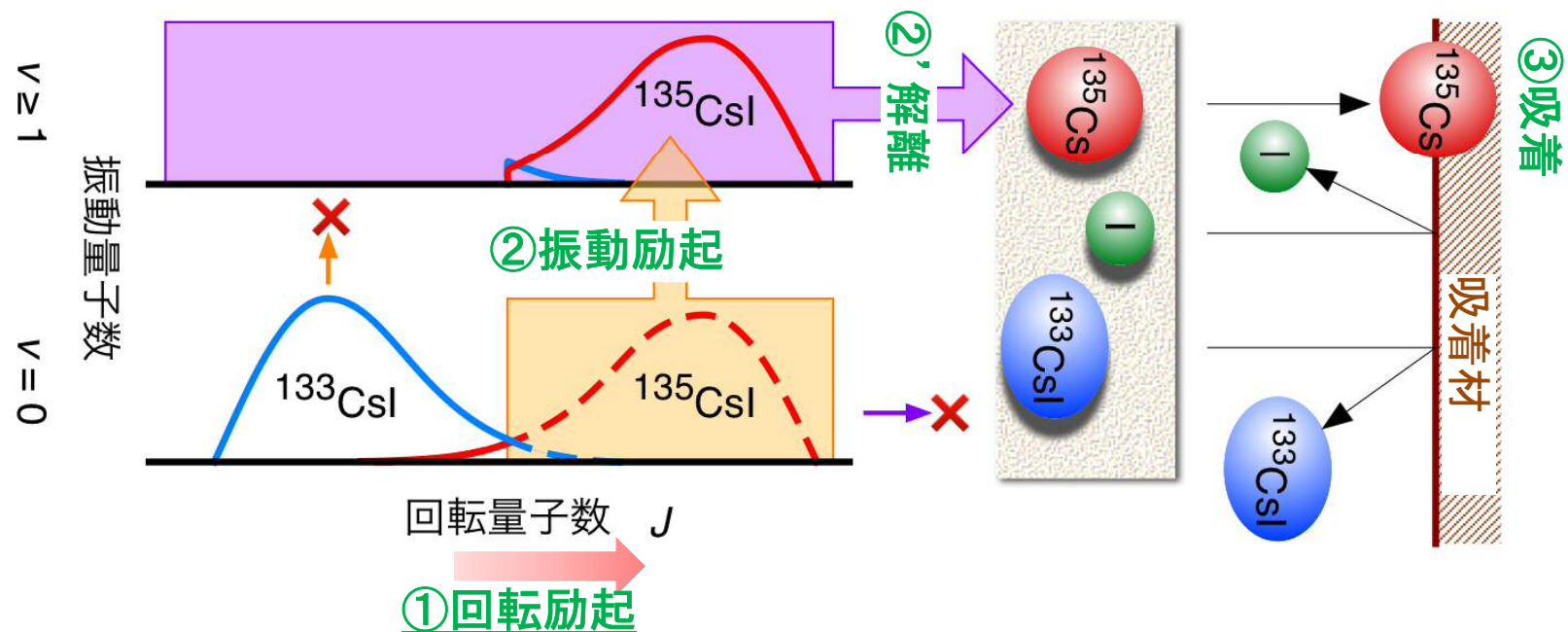
長寿命の核分裂生成物(I-129, Pd-107, Cs-135, Zr93, Tc-99, Sn-126, Se-79)の内、Pd-107は生成量が少なく(0.3kg\*)水への溶解度も低い、Se-79は生成量が桁違いに少ない(0.006kg\*)

\*使用済み燃料1トン当たりの含有量

→ I-129, Cs-135, Zr93, Tc-99, Sn-126 が核変換の対象

# 同位体分離技術の現状

- レーザ同位体分離の従来法は、断熱冷却が必要であり濃縮係数が小さい。
- 同位体を選択的に加熱する“光周波数コム”を用いて、高温の重元素分子状態で効果的に分離し、その後、分子レーザー法等によって当該同位体を解離させる。
- この方式では、現状レベルの光源を用いても、濃縮係数で3ケタ以上の改善が期待できる。(光源の開発と原理実証試験の準備を開始)



【同位体選択的分布移動】

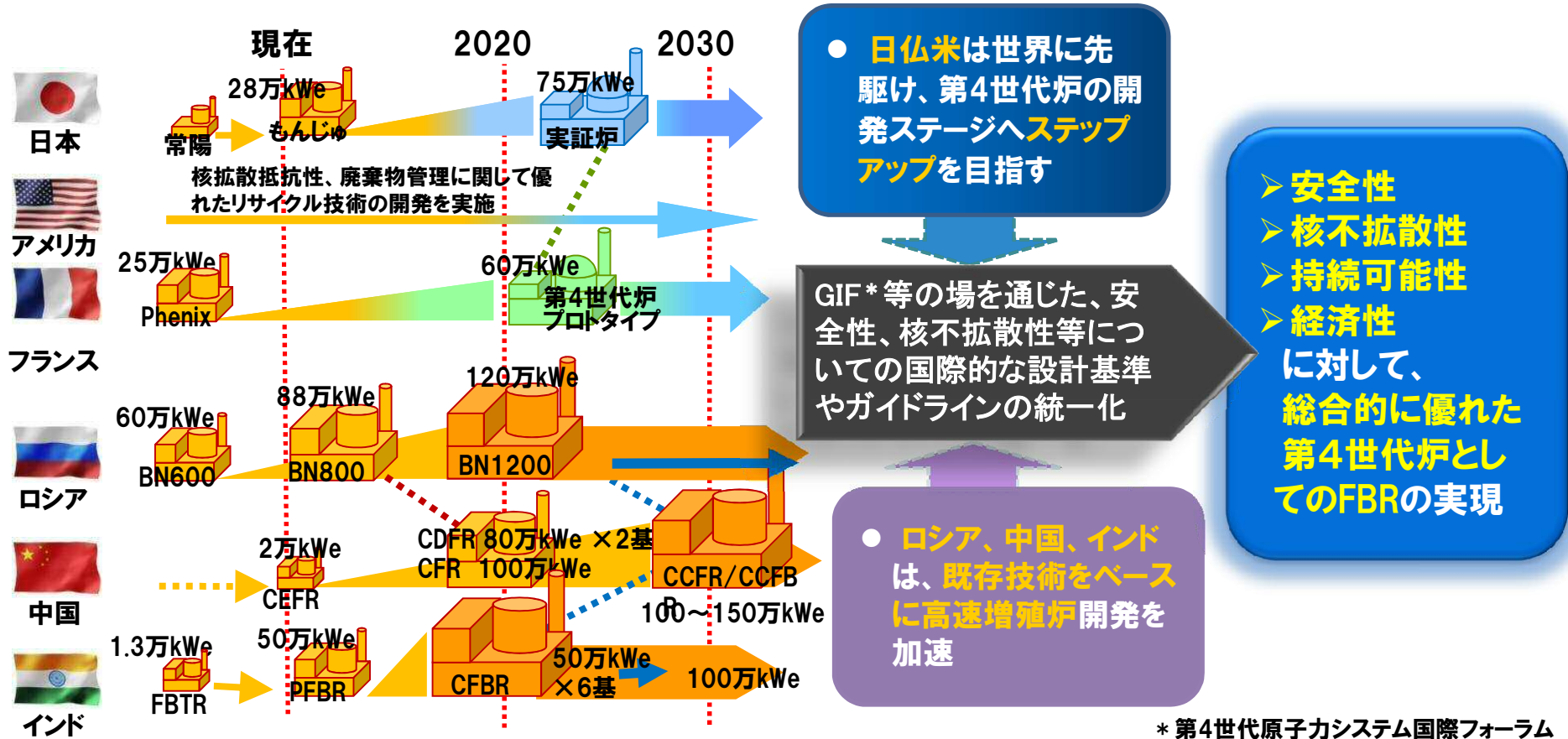
テラヘルツ周波数の高出力パルスに伴う“光周波数コム”を用いる

# 高速炉の放射性廃棄物 処理能力

- ◎ もんじゅ (30万kWe) 級の高速炉に、5%のMA含有燃料として均質装荷することで、100万kWe級軽水炉約24基の1年間運転で生成するMAを装荷可能。
- ◎ MA燃料の装荷方法、炉心設計によって、このMA燃焼能力は調整自在。
- △ 主要LLFP核種 (I-129、Tc-99、Cs-135、Zr-93、Sn-126) は、同位体分離、抽出、濃縮を行い、これを炉心内に装荷することで短寿命or安定核種に核変換可能。
- △ LLFP変換能力は、LLFP化合物の選定と炉心内での最適配置等に関する研究を最適化していくことが必要。

高速炉を用いたTRUサイクルにより、放射性廃棄物は、  
1000年程度で天然ウランと同等の放射能に減衰

# 海外の開発動向 主要国の開発戦略



## 各国の高速炉開発の主目的

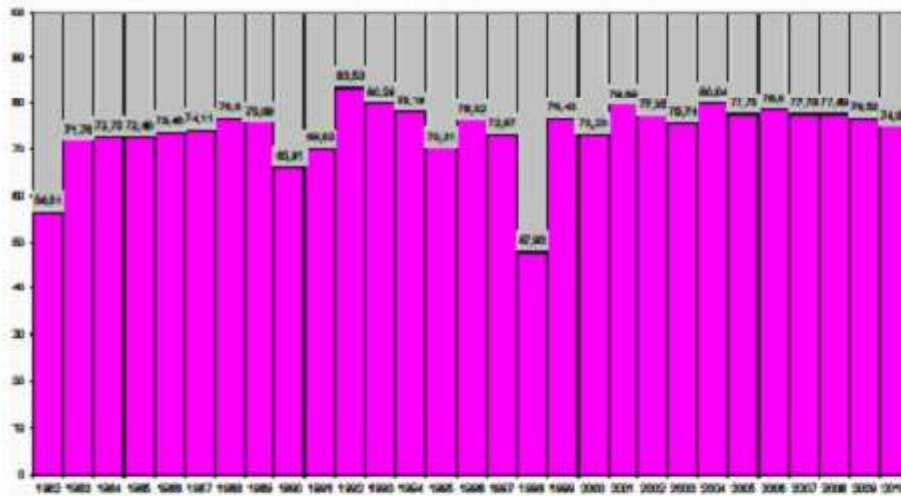
中・印: エネルギー自給率・資源利用率の向上  
 仏・露: 上記の他、エネルギー輸出国家としてのビジネスチャンス  
 米: 使用済燃料直接処分政策廃止 → 使用済燃料活用の道を探る



# ロシアBN-600の運転実績

## - 平均70%を越える高い稼働率 -

Change of load factor during the BN-600 power unit commercial operation



Achieved parameters on operation time and lifetime of the SFR equipment without overhaul, h

1980年2月臨界のBN-600(60万kWe)は、運転開始以来、ナトリウム漏えい、蒸気発生器伝熱管での水漏えい等のトラブルを幾つも経験。しかし、これらのトラブルによる稼働率の低下は少なく、30年もの間、年間平均70%を越える高い稼働率を達成している。

The last outside sodium leak occurred at the BN-600 17 years ago – in May 1994. As for leaks in SG, during recent 26 years of the BN-600 operation there was only one small leak in SG more than 20 years ago in January 1991.

ATOMEXPO-2011, MOSCOW, Russian Federation, 6 June 2011

# 今後の開発ステップ

## ステップ1: 高速炉の実用化

- ウラン資源の有効利用(燃料生産)
- Puを燃料として燃焼させることで廃棄物中からPuをなくす  
Pu-239:  $2.4 \times 10^4$ yからPu-244:  $8.88 \times 10^7$ 、Pu燃焼により放射性廃棄物の減衰時間を短縮(直接処分の100万年オーダから10万年オーダへ短縮)

## ステップ2: MA含有燃料を用いた高速炉の導入

- TRU燃料サイクルの本格利用
- 燃料生産とMA燃焼の同時達成  
(MA回収率を向上させ、1000年オーダへ短縮)

## ステップ3: MA含有燃料を用いた高速炉でのLLFP核変換

- LLFPの分離・抽出と核変換による短寿命化で、天然ウラン並の放射能になる時間を短縮し、更に、その後減衰を加速  
(MA及びLLFPの回収率を向上させ、300年オーダに短縮することを目指す！)

# まとめ

1. SCNESは高速炉とTRU核燃料サイクル(化学分離、同位体分離を含む)からなるゼロ・リリースを目指した原子力システム。
2. 高速炉は「燃料生産」と「放射能消滅」を両立でき、TRU燃料サイクルとLLFPの分離変換によって、廃棄物の放射能の持続時間を短縮させることが可能。
3. この実現に向けて、高速炉サイクルの技術開発を進めるとともに、MAの分離抽出からLLFP分離変換に関する幅広い研究開発を着実に進展させていくことが必要。
4. 困難で長期を要する技術課題を解決・実用化していくには、使命感を持った研究開発機関を中心に、研究開発ロードマップを取りまとめた上で、先端技術開発に係る内外の大学、研究機関、民間企業との共同研究を推進して、実現に向けて着実に取り組んでいくことが必要。



***Thank you for your attention !***

**高速増殖原型炉「もんじゅ」**