

# 核燃料サイクルの技術選択肢 及び評価軸について(改訂版)

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会

平成24年2月16日

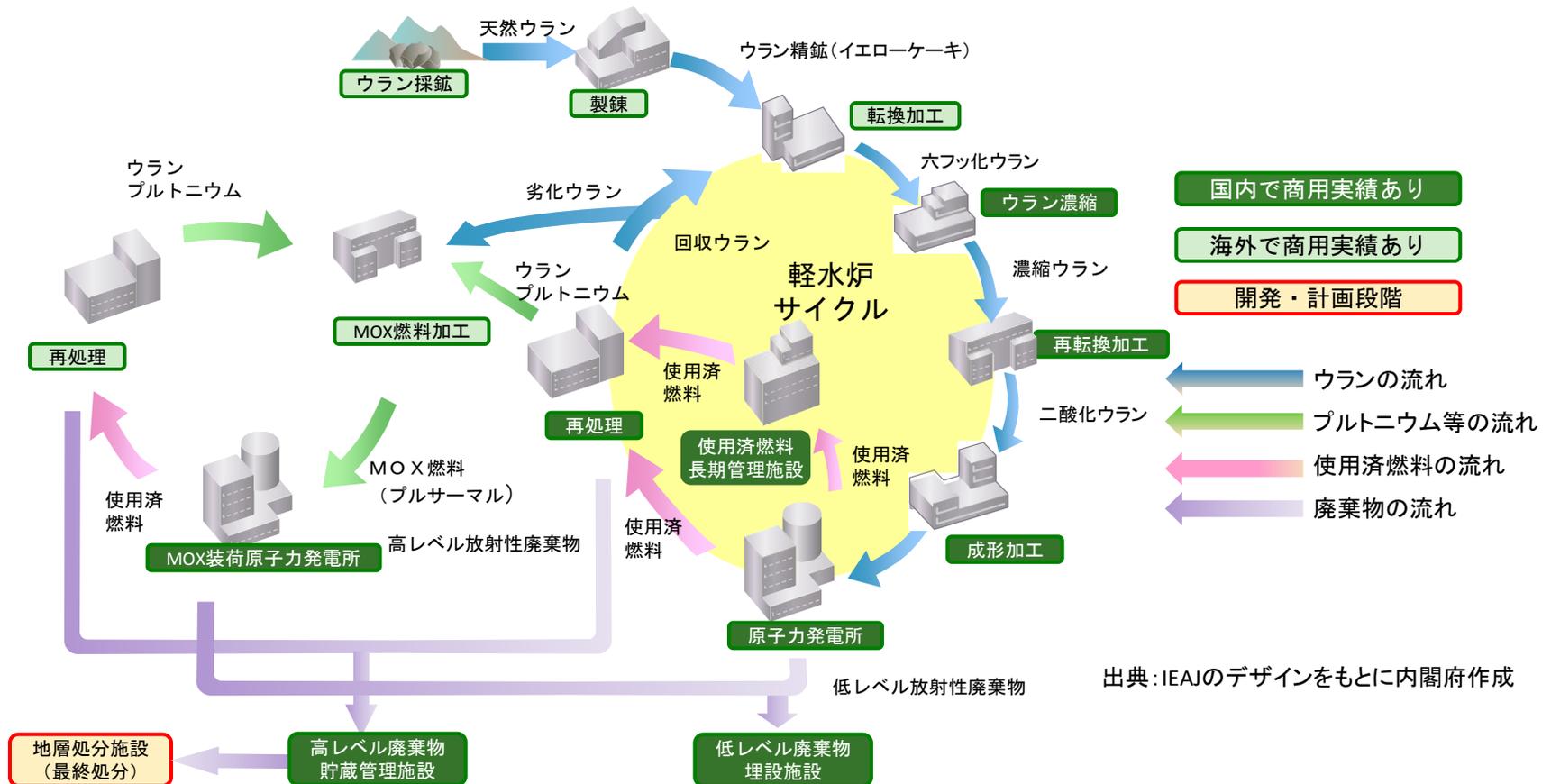
内閣府 原子力政策担当室

# 第1ステップ 議論の目的

## —政策選択肢の議論をする前に—

- 第2ステップにて政策選択肢の議論をするうえで、必要と思われる「技術の特性」について、最新情報の共有と理解を深めること。
- 現在我が国が進めている核燃料サイクル・高速増殖炉路線に加え、検討するにふさわしい代替サイクル路線（技術選択肢）を整理すること。
- 不確実性が高い炉型やサイクル技術については、将来の検討に資するよう情報の整理を行うこと。
- 既存路線と代替路線について、それらの得失について整理し、その評価の視点（評価軸）を整理すること。
- 以上について合意できる点、そうでない点を整理すること。

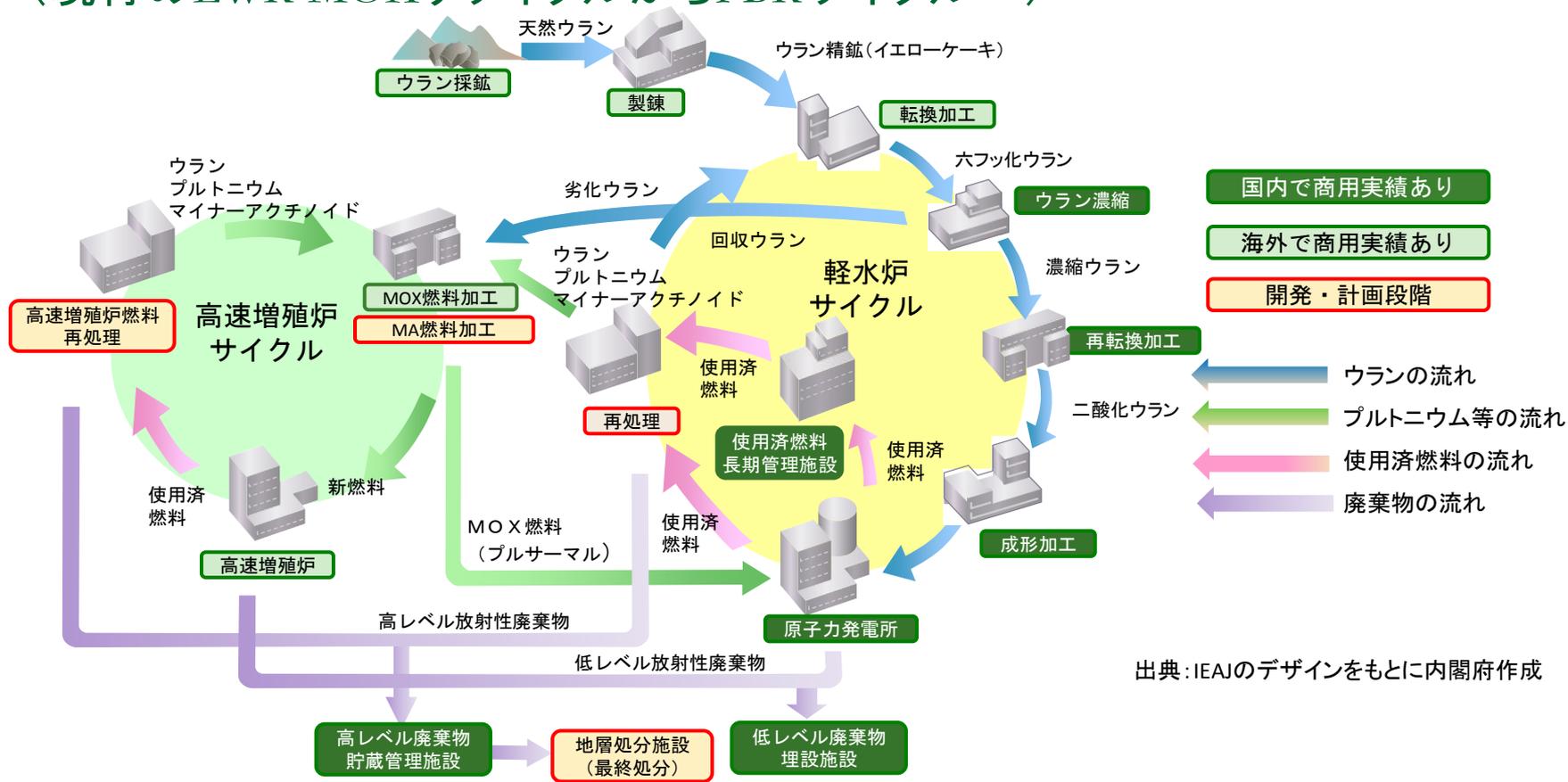
# 現状の燃料サイクル(LWR-MOXリサイクル)



- ・ 軽水炉で発電し、PUREX法により再処理
- ・ 使用済燃料を再処理してU,Puを回収し、PuはMOX燃料として軽水炉で利用。
- ・ 高レベル放射性廃液はガラス固化

# 現大綱で目指す燃料サイクル(FBR)

## (現行のLWR-MOXリサイクルからFBRサイクルへ)



- 軽水炉を順次高速増殖炉で代替

# 現在提案されている主な革新的炉概念の例

- Generation IV International Forum (GIF) -

システム	中性子スペクトル	想定サイクル	炉出力 (MWe)	応用分野	R&Dニーズ
超高温ガス炉 (VHTR)	熱	オープン	250~300	発電・水素製造・熱利用	燃料・材料・水素製造
超臨界水炉 (SCWR)	熱・高速	オープン (クローズ)	300~700 1000~1500	発電	材料・熱流動
ガス冷却炉 (GFR)	高速	クローズ	1200	発電・水素製造・アクチノイド燃焼	燃料・材料・熱流動
鉛冷却炉 (LFR)	高速	クローズ	20~180 300~1200 600~1000	発電・水素製造	燃料・材料
Na冷却炉 (SFR)	高速	クローズ	50~150 300~1500 600-1500	発電・アクチノイド燃焼	先進リサイクル・燃料
熔融塩炉 (MSR)	熱・高速	クローズ	1000	発電・水素製造・アクチノイド燃焼	燃料取扱・材料・信頼性

出典：A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, 2010 GIF Annual Report より事務局にて作成

# GIFで想定した燃料サイクル概念の例

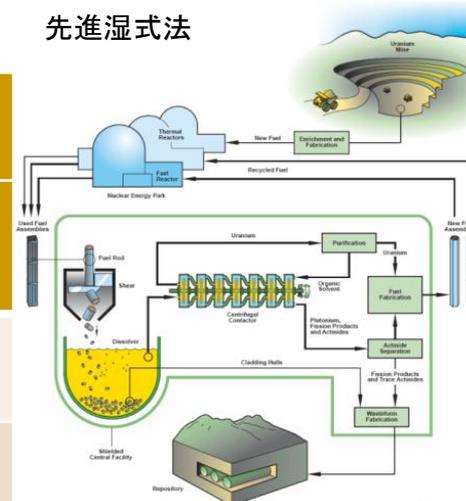
## - GIF 燃料サイクル概念 -

システム	燃料				リサイクル	
	酸化物	金属	窒化物	炭化物	先進湿式	乾式
超高温ガス炉 (VHTR)	P					
超臨界水炉 (SCWR)	P				P	
ガス冷却炉 (GFR)			S	P	P	P
鉛冷却炉 (LFR)		S	P		P	P
Na冷却炉 (SFR)	P	P			P	P
溶融塩炉 (MSR)	—	—	—	—	—	—

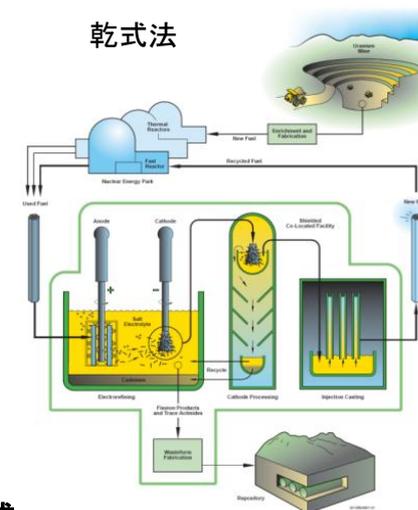
P:第一候補 S:第二候補

出典: A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (2002) より事務局にて作成

先進湿式法



乾式法



# 米Blue Ribbon委員会で検討された燃料サイクル概念

サイクル	定義
ワンスルーLWR	革新的な改良を施した軽水炉(LWR)によりウラン酸化物燃料を燃焼
ワンスルーHTR	例えば黒鉛母材燃料を使用する冷却材温度600°C超の高温ガス炉(HTR)によるワンスルーサイクル。米エネルギー省の次世代原子力プラントプロジェクトとして検討中
修正オープンLWR サイクル	革新的な改良を施したLWRによりウラン酸化物・混合酸化物燃料を燃焼。MOX燃料は一度だけ照射して直接処分
クローズFBR サイクル	アクチノイドを連続的にリサイクル可能な液体金属冷却高速増殖炉

※MIT報告では、上記4項目のうちワンスルーHTRを除く3項目を検討

出典: Blue Ribbon Commission on America's Nuclear Future Draft Report to the Secretary of Energyより事務局にて作成

# 米ブルーリボン委員会の結論(1/3)

核燃料サイクルのバックエンドの管理に関して、新たに包括的な戦略が必要であり、特に放射性廃棄物の貯蔵施設及び処分施設の立地のための新たなアプローチが必要としている。勧告された戦略には、以下の8つの重要な要素が含まれているとしている。

1. 適応性があり、段階的で、同意に基づき、透明性があり、基準及び科学に基づいて、放射性廃棄物管理及び処分施設を立地し、開発するためのアプローチ
2. 米国での放射性廃棄物の輸送、貯蔵及び処分のため、集中的で、統合されたプログラムを開発し、実施するための新しい、単一目的の組織
3. 放射性廃棄物管理プログラムによる、放射性廃棄物基金の残高と毎年放射性廃棄物拠出金の利用の保証
4. 使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物の安全な処分のための1つまたは複数の恒久的な地層処分施設の開発のための、可能な限り迅速な取組
5. 核燃料サイクルのバックエンドの管理のための統合された包括的な計画の一部として、1つまたは複数の集中中間貯蔵施設の開発のための、可能な限り迅速な取組
6. 現在の利用可能な技術に比較してかなりの利点を提供し、関連した人的ニーズ及びスキル開発の可能性があり、先進的な原子炉及び核燃料サイクル技術に関する研究開発・実証のための安定した長期的なサポート
7. 地球規模の核不拡散に対応し、全世界の原子力施設及び核物質の安全性及びセキュリティを向上させるための国際的なリーダーシップ
8. 集中貯蔵施設や処分場が利用可能となった際に開始される使用済燃料及び高レベル放射性廃棄物の大規模な輸送のための迅速な取組

出典：原環センターHP

# 米ブルーリボン委員会の結論(2/3)

また、ブルーリボン委員会の報告書では、これらの勧告の実現のため、1982年放射性廃棄物政策法及び他の関連法令の改正などの立法措置が必要であるとしている。

- 新たな処分施設のサイト選定プロセスを確立する
- 複数の集中中間貯蔵施設のサイト選定、許認可及び建設を認める
- 新たな廃棄物管理組織を設立する
- 専用の資金の利用を可能とする
- 安全な放射性廃棄物管理をサポートするための国際的な取組の推進

一方、放射性廃棄物管理プログラムを再び軌道に乗せるため、放射性廃棄物管理施設のサイト選定に関して、以下に示す事項については、立法措置を待たずに迅速な行動が可能であるとしている。

- 基本的な初期サイト選定基準を開発すること
- サイト選定の初期において、一般的な基準を開発し、規制要件のサポートとすること
- 潜在的な適性を有するサイトを持つような様々な地域からの関心表明を奨励すること
- サイト選定プログラムの初期のマイルストーンを設定すること

出典：原環センターHP

# 米ブルーリボン委員会の結論(3/3)

## 11章 革新的原子炉及び燃料サイクル技術 について

- 再処理やリサイクル技術の進展を勘案しても、今後数十年で、放射性廃棄物管理の課題を本質的に変える潜在力を有した、実現可能または合理的見通しを立てうる原子炉及び燃料サイクル技術は、見当たらなかった
- 様々な燃料サイクルとテクノロジー・オプションのメリットならびに商業的な実現可能性についての大きな不確実性を鑑み、米国にとって、特定の燃料サイクルに現時点で政策として不可逆的に関与することは時期尚早であると結論した
- むしろ、不確かな将来に直面した際、より効果的に環境変化に適応しうるよう、放射性廃棄物管理プログラムと幅広い原子力エネルギー・システムのオプションを保持して開発を続けることが重要である

出典：BRC Report to the Secretary of Energy - January 2012より事務局にて和訳

# OECD/NEAで検討された燃料サイクル

- ワンススルーサイクル(Once-through cycle)
  - 燃料を一度だけ利用して処分
- 部分リサイクルオプション(Partially recycling option)
  - 使用済燃料を再処理し、未使用のウランとプルトニウムを回収してリサイクル
  - 回収されたウラン・プルトニウムは軽水炉で1回のみ使用
  - 使用済燃料や廃棄物の物量を減らすとともに天然ウランの所要量が低減
- 高速炉利用(Fast reactor)
  - 効率的な燃料の利用のため、核燃料物質及び非核分裂物質を多重リサイクル
  - 燃焼した分以上の核分裂性物質を生産することも可能(燃料増殖)
- 完全クローズサイクル(Fully close fuel cycle)
  - 高速増殖炉を基軸とする、究極的なサイクル概念
  - 全てのアクチノイドが核分裂するまで継続的にリサイクル
  - 再処理時のロスのみが廃棄物に回るため、アクチノイドフリー廃棄物に近くなる

出典: Trends towards Sustainability in the Nuclear Fuel Cycle (OECD/NEA, 2011)より事務局にて和訳

# OECD/NEAの結論及び勧告

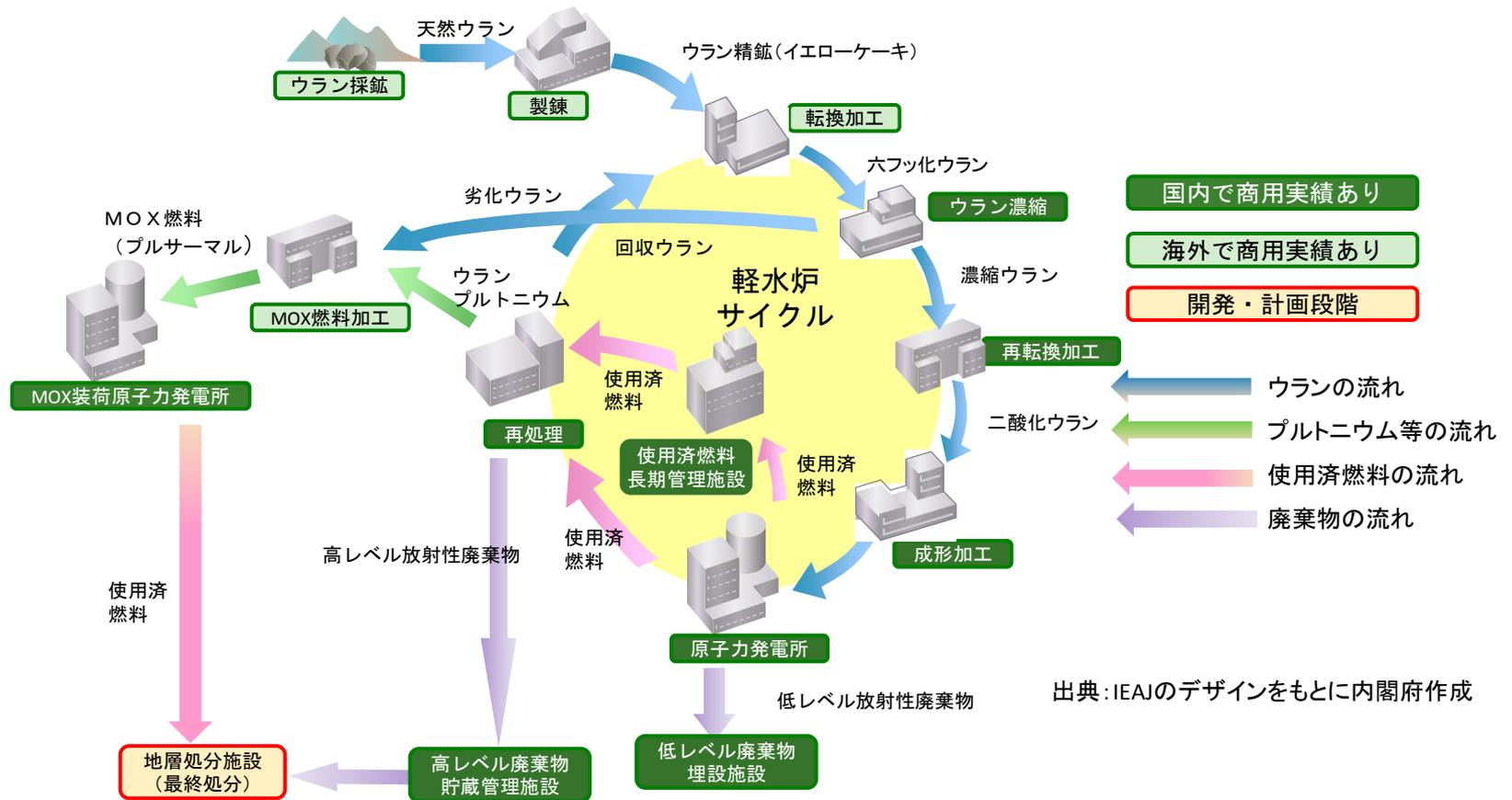
- 核燃料サイクル政策の選択に当っては、エネルギー需要の伸びや供給保証の強化等の様々な要因を幅広く考慮しなければならない。
- 過去および近未来までにおいては、資源の持続性(ウラン燃料の有効利用)の強化は必ずしも核燃料サイクルに関する政策または技術の変化の主要因とはなっていない。
- 原子力は、国の政策に影響する地政学的課題(燃料の供給安定性、CO<sub>2</sub>排出、経済競争力等)の解決に対して魅力的な特長を有している。
- 原子力の利用継続のためには以下が必要。
  - 核燃料サイクルの持続可能性を簡便に評価するための指標の整備
  - フロントエンド開発に対する政府の手続きの効率化、長期的な原子力利用による資源安定確保のための長期計画、ウラン資源開発への技術投資
  - 廃棄物の長期的な管理を含む核燃料サイクル全体の経済性についての評価手法の開発
  - 原子力導入を希望する国に対し、リスクを産業が管理できるようにするための政府の長期的な支援策
  - 将来の原子力発電の持続可能性確保のための、地層処分場の実現
  - 使用済燃料の中間貯蔵の研究
  - 高速炉システムの導入を目指す国においては、政府による適切な規制枠組と関連資源の確保
  - 長寿命核種を減容するための最も効果的な方法としての先進炉と分離技術に係る国際協力
  - 先進的核燃料サイクル研究の推進とサイクル全体を網羅した評価の実施

出典: Trends towards Sustainability in the Nuclear Fuel Cycle (OECD/NEA, 2011)より事務局にて和訳

# 技術選択肢

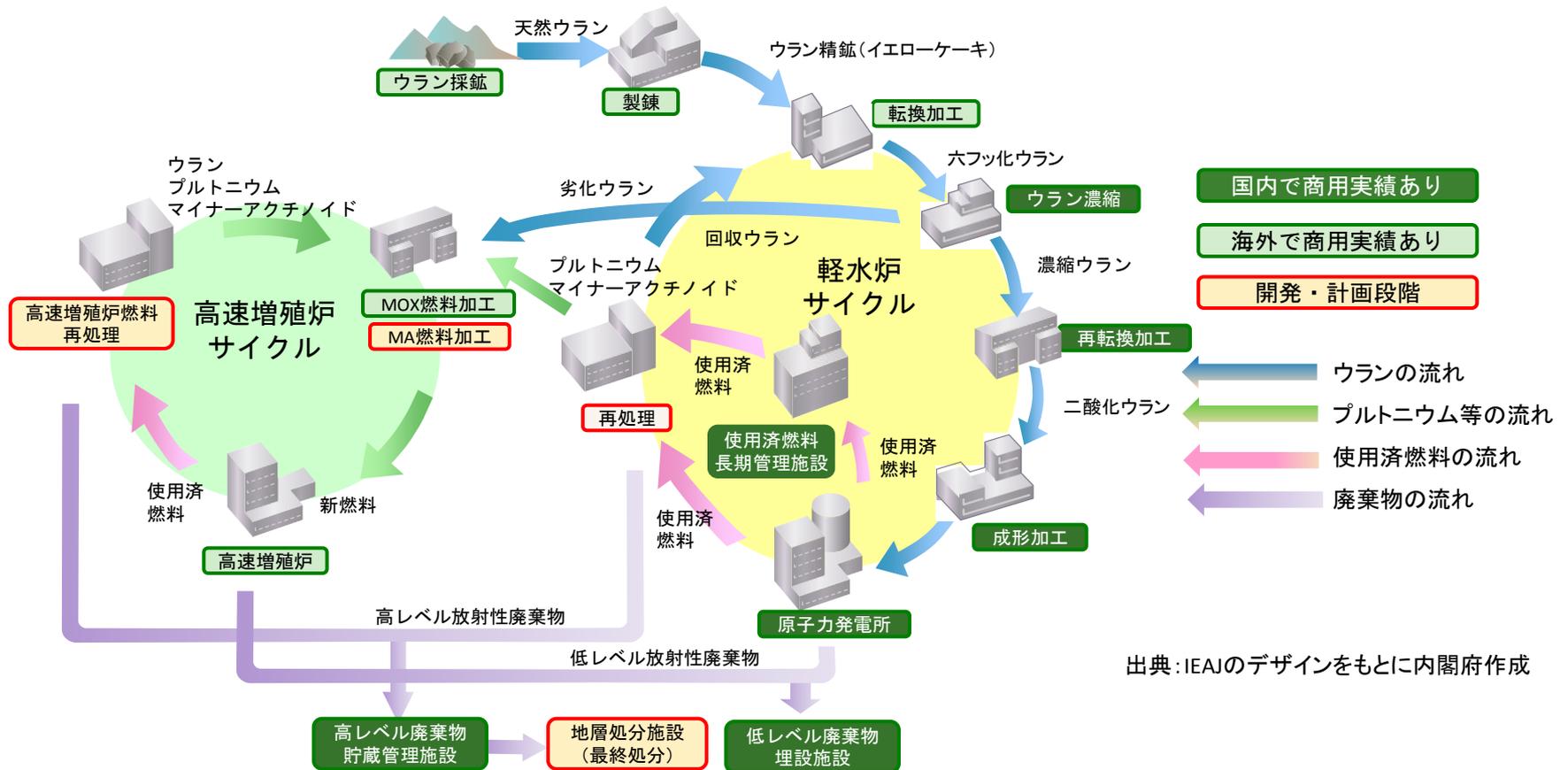
軽水炉	再処理	高速炉		選択肢
		アクチノイド燃焼	燃料増殖	
○				LWRワンスルー
○	○ (ウラン燃料のみ)			LWR-MOX限定リサイクル
○	○ (全量)			LWR-MOXリサイクル
○	○	○		LWR-FR(アクチノイド専焼)
○	○	○	○	FBR

# LWR-MOX限定リサイクル



- ・ U、Puをリサイクルする
- ・ 再処理からのPuを軽水炉で1回燃焼する

# FBR (LWRからの移行期)



- U、Puをリサイクルする
- 軽水炉を高速増殖炉で順次代替する

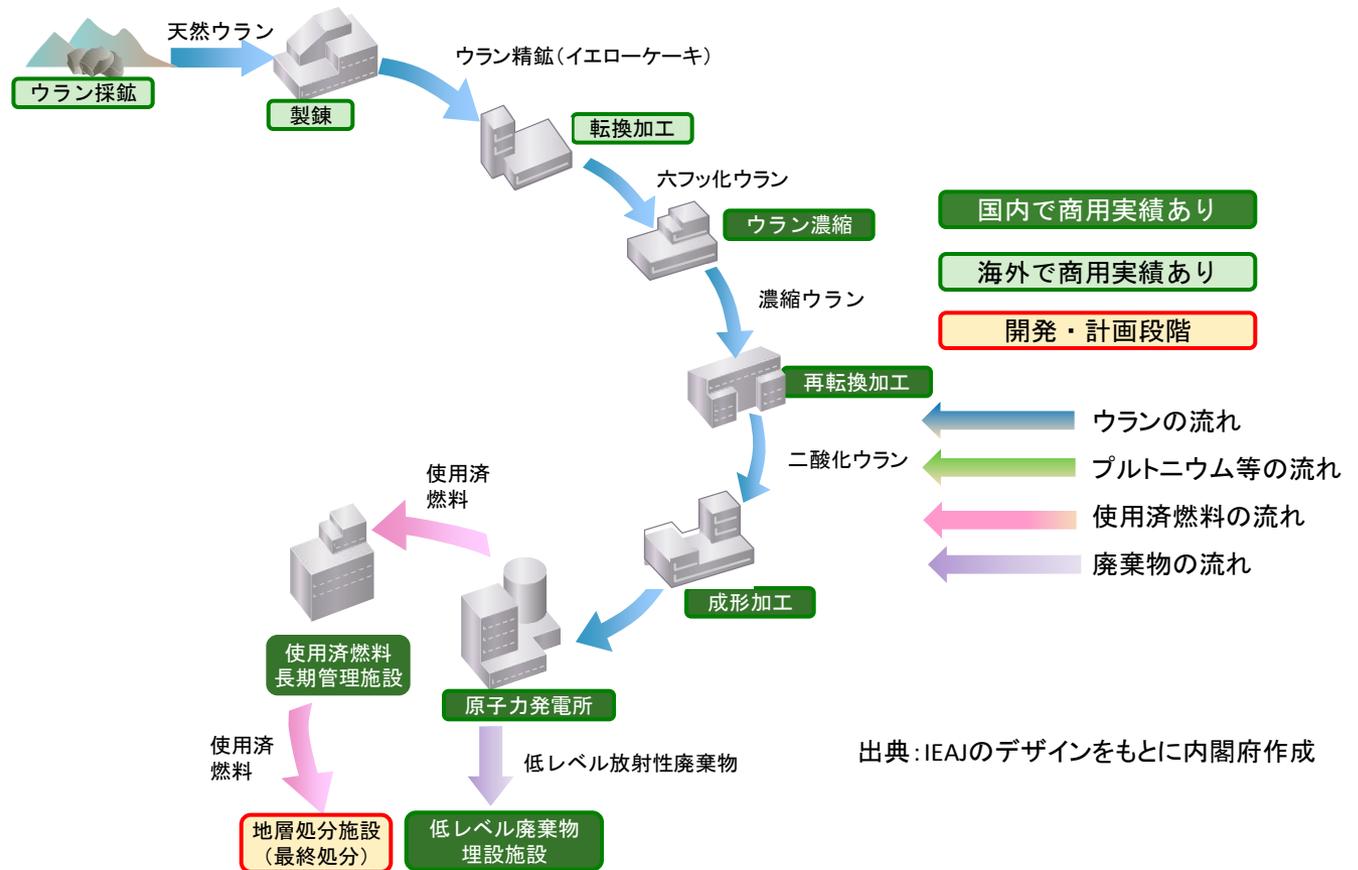
# FBR(移行後)



- ・ U、Puをリサイクルする
- ・ 増殖が不要な平衡期には、同じ技術で増殖比を1.0付近まで下げ、自ら使う燃料を自給する



# LWRワンズスルー



- U、Puのリサイクルは行わない
- 使用済燃料は(長期管理を経て)直接処分

# その他の技術オプションの例

## 燃料有効利用

- トリウム+Pu燃料、新型転換炉、長寿命炉 などワンスルー利用

## ウラン資源確保

- リン酸鉍からの回収、海水ウラン捕集 など

## U-Puサイクルの代替

- トリウム-ウランサイクル

## アクチノイド専焼

- 加速器駆動システム、新型転換炉などで構成する専焼サイクルシステム

# 技術選択肢ごとの物質の所在

選択肢	プルトニウム	ウラン	マイナーアクチノイド	核分裂生成物	放射化燃料部材
LWRワンスルー	地層処分	地層処分	地層処分	地層処分	地層処分
LWR-MOX限定リサイクル	一部地層処分	一部地層処分 サイクルで 再利用	地層処分	地層処分	地層処分
LWR-MOXリサイクル	サイクルで 再利用し保持	サイクルで 再利用	地層処分	地層処分	地層処分
LWR-FR(アクチノイド専焼)	サイクルで 燃焼して消費 または維持	サイクルで 再利用	サイクルで 燃焼して消費	地層処分	地層処分
FBR	サイクルで 利用して維持 または増殖	サイクルで 再利用	サイクルで 燃焼して消費	地層処分	地層処分

# 安全性：安全の確保

## LWRワンスルー

LWR、使用済燃料長期管理施設、地層処分場の安全確保が重要

## LWR-MOX限定リサイクル

## LWR-MOXリサイクル

LWR、使用済燃料長期管理施設、地層処分場の安全確保に加え、MOX燃料の加工、再処理工場などの安全確保が重要

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

## FBR

LWR、使用済燃料長期管理施設、地層処分場の安全確保及び、MOX燃料の加工、再処理工場などの安全確保に加え、高速(増殖)炉サイクル利用に係る各施設の安全確保が重要

# 安全性：ライフサイクルでの被ばくリスク(1/3)

いずれの選択肢でも、被ばく線量は基準値(一般公衆及び職業人の線量限度)を下回る。施設の事故リスクの低減が重要。

## LWRワンスルー

ウラン消費量が最大となるため、フロントエンドに関わる被ばく量は最大となるが、バックエンドの被ばく量は最小となる

## LWR-MOX限定リサイクル

## LWR-MOXリサイクル

ウランがリサイクルされる量に応じてフロントエンドに関わる被ばくリスクが低減される可能性があるが、バックエンドの被ばく量は増大する可能性がある

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

高速炉サイクルの導入量に応じてフロントエンドに関わる被ばくリスクが低減される可能性があるが、バックエンドの被ばく量は増大する可能性がある

## FBR

高速増殖炉サイクルの導入量に応じて、フロントエンドをはじめ核燃料サイクル全体の物量が減り、その被ばくリスクが低減される可能性があるが、バックエンドの被ばく量は増大する可能性がある

# 安全性：ライフサイクルでの被ばくリスク(2/3)

## 核燃料サイクルの主要工程毎の被ばく量概算値について

核燃料サイクル 工程	操業後500年間にわたるヨーロッパの 一般公衆の集団被ばく線量 解析値 (manSv/GWe-year)		作業従事者の集団被ばく線量 (manSv/GWe-year)	
	ワンスルー	リサイクル	ワンスルー	リサイクル
採掘、精錬	1	0.79 (1)	0.7	0.55 (1)
転換、濃縮	0 (2)	0 (2)	0.02	0.016
燃料成形加工	0.0009 (4)	0.0007 (3)	0.00657 (5)	0.0941 (3)
発電	0.65 (6)	0.65 (6)	2.7 (7)	2.7 (7)
再処理、ガラス固 化、中間貯蔵	0	1.534 (8)	0	0.012 (9)
合計	1.65	2.97	3.43	3.37

### 注釈

(1) 天然ウラン必要量に基づいて算出、作業従事者の線量はUNSCEAR88による

(2) 燃料成形加工による影響に合算した

(3)  $UO_2$ とMOX燃料の重量(21.1t、5.5t)で重み付けして算出

(4) 一般公衆：解析結果：Romans  $3.21 \times 10^{-4}$ 、Melox  $2.51 \times 10^{-3}$

(5) 作業従事者：Romans  $6.57 \times 10^{-3}$ 、Melox  $4.3 \times 10^{-1}$  出典：

(6) 一般公衆：海岸 0.54、内陸 0.65

・OECD/NEA, "Trends in the Nuclear Fuel Cycle: Economic, Environmental and Social Aspects" (2001).

(7) 作業従事者：フランス 900MW(e)プラントの平均

参考文献：

(8) 一般公衆：サイトを特定しない一般的な評価

・UNSCEAR88, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation(UNSCEAR): "Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation, 1988, Report to the General Assembly, with annexes", United Nations, New York, 1988.

(9) 作業従事者：La Hagueにおけるデータ

# 安全性：ライフサイクルでの被ばくリスク(3/3)

## 核燃料サイクルの主要工程毎の被ばく量概算値について

- 一般公衆、従事者ともに、集団被ばく線量の総量は、ワンスルー・リサイクルの間で大きな差はない(同オーダーである)。
- 発電に係る被ばく線量は、従事者の集団被ばく線量の大半(約80%)を占め、また一般公衆の集団被ばく線量の1/3を占める。
- 集団被ばく線量の大半は、 $^{14}\text{C}$ が広く拡散した結果、多くの人々が長期間にわたって被ばくした結果として生じる。この意味では、本評価では従事者の集団被ばく線量の結果は妥当である一方で、「一般公衆の集団被ばく線量」という概念は誤用の危険が大きい。

出典:

• OECD/NEA, "Trends in the Nuclear Fuel Cycle: Economic, Environmental and Social Aspects" (2001)より事務局にて和訳

# 経済性：発電コスト(1/2)

現状でワンスルーは最もコストが安いですが、ウラン価格上昇に伴う発電コストの上昇の影響を最も受けやすい。MOX燃料のリサイクルは、再処理・MOX燃料加工価格に最も影響を受ける。当分の間ワンスルーの経済性優位が継続する見通したが、将来はMOX燃料の資源価値が出てくる可能性もある。

## LWRワンスルー

8.5円/kWh以上（コスト等検証委員会：直接処分モデル）

## LWR-MOX限定リサイクル

8.5+ $\alpha$ 円/kWh以上（コスト等検証委員会：直接処分モデル+再処理費用分）

## LWR-MOXリサイクル

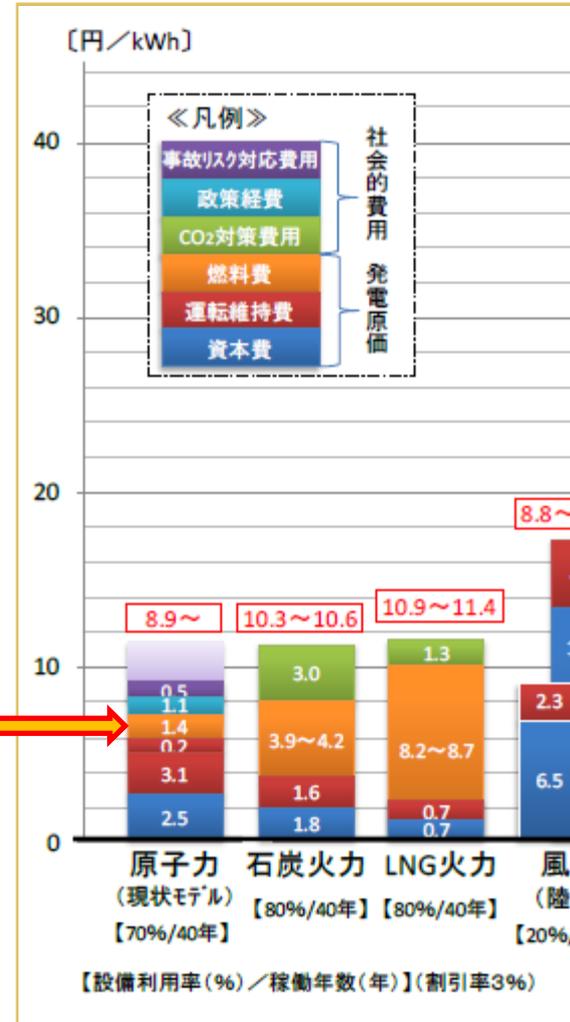
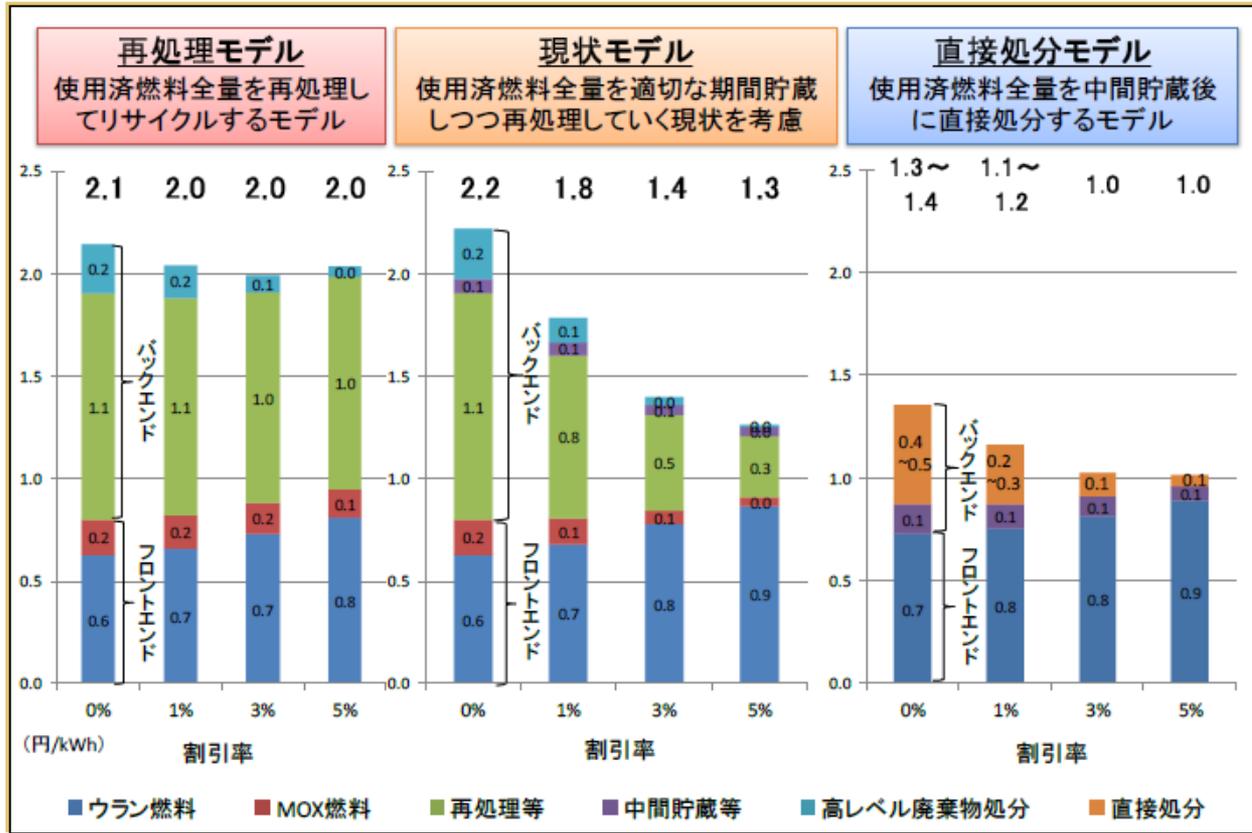
8.9円/kWh以上（コスト等検証委員会：現状モデル）

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

## FBR

将来のLWRサイクルと同等以下を目標に設定

# 経済性：発電コスト(2/2)



出典：エネルギー・環境会議 コスト等検証委員会報告書(2011)

# 燃料サイクルコストの感度解析

(技術等検討小委 第2回～第5回で議論)

- 現状モデル(基本ケース)に対し、再処理等及びMOX燃料単価の1.5倍の感度解析(感度解析ケース)を実施
- 再処理、直接処分、現状の各モデル(基本ケース)に対し、ウラン燃料単価におけるウラン精鉱要素について2.0倍の感度解析(感度解析ケース)を実施



- 感度解析の結果、核燃料サイクルコストを支配するコスト成分は再処理コストとウラン価格であり、埋設処分コストはそれほど大きな影響力をもたない。
  - 再処理を行う場合では再処理等及びMOX燃料の単価が1.5倍になると、核燃料サイクルコストが約20%上昇する。直接処分を行う場合ではウラン価格が2倍になると、核燃料サイクルコストが約35%上昇する。

出典:原子力委員会「核燃料サイクルコスト、事故リスクコストの試算について(見解)」(平成23年11月10日)

# 資源有効利用：資源利用効率(1/2)

## LWRワンスルー

ウランを一次的に利用するのみで、ウラン利用効率は0.6%<sup>[1]</sup>程度

## LWR-MOX限定リサイクル

## LWR-MOXリサイクル

全基がMOX燃料装荷炉心の場合、ウラン利用効率は0.8～1.1%<sup>[1]</sup>程度である。  
ウラン利用効率はLWRワンスルーとLWR-MOXリサイクルの間に位置することになり、  
LWRワンスルーよりも資源の節約効果がある。

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

高速炉の導入量に応じてウラン利用効率は向上し、資源の節約効果がある

## FBR

ウラン利用効率は60%以上<sup>[2]</sup>となり、資源の大きな節約効果がある

[1] 山地憲治, 電力経済研究 No.21(1986)

[2] OECD/NEA, Nuclear Energy Outlook 2008

# 資源有効利用：資源利用効率(2/2)

- 定義：燃料が発生するエネルギー量と、その原料として消費された天然ウランの持つ最大潜在エネルギーに対する比率<sup>[1]</sup>

$$\text{ワンスルー効率} E1 = \frac{\text{燃料の燃焼度}}{\text{天然ウランの最大潜在エネルギー量}} \times (1 - \text{濃縮プロセスにおけるウラン損失})$$

$$1 \text{ 回りサイクル効率} E2 = \text{ワンスルー効率} \times \left( 1 + \frac{\text{核分裂性物質取出量}}{\text{核分裂性物質装荷量}} \right)$$

$$\text{無限回りサイクル効率} E3 = \frac{\text{ワンスルー効率}}{\left( 1 - \frac{\text{核分裂性物質取出量}}{\text{核分裂性物質装荷量}} \right)}$$

最新のデータによる資源利用効率<sup>[1]~[3]</sup>

	平均燃焼度 (MWd/t)	ウラン利用効率 (%)				
		ワンスルー E1	ブルサーマル限定サイクル E2		ブルサーマル無限サイクル E3	
			5年冷却	20年冷却	5年冷却	20年冷却
BWR	29,500	0.52				
PWR	31,900	0.52				
BWR	45,000	0.62	0.80	0.79	0.87	0.86
PWR	49,000	0.67	0.94	0.93	1.11	1.09

出典

[1] 山地憲治、電力経済研究 第21号(1986)

[2] 高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会、核燃料サイクル分野の今後の展開について(2009)

[3] OECD/NEA、The Economics of the Nuclear Fuel Cycle

# 資源有効利用：資源量(1/2)

## LWRワンスルー

現在のウランの確認資源量は、2008年のウラン需要量を想定すると、世界のウラン可採年数として100年程度であり、今後50年間程度を見れば十分対応可能<sup>[1]</sup>  
ウラン需給の逼迫が生じた際に原子燃料確保に支障が生じるリスクがある

## LWR-MOX限定リサイクル

## LWR-MOXリサイクル

資源節約効果はLWRワンスルーより30%程度増加(資源節約効果0.6%→0.8%)  
ウラン需給の逼迫が生じた際に原子燃料確保に支障が生じるリスクがある

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

高速炉の導入量に応じて、資源節約効果がLWRサイクルより増加する  
ウラン需給の逼迫が生じた際に原子燃料確保に支障が生じるリスクがある

## FBR

現在のウランの確認資源量が3000年以上の可採年数相当に増加<sup>[2]</sup>

出典 [1] OECD/NEA and IAEA, Uranium2009:Resources, Production and Demand (2009)

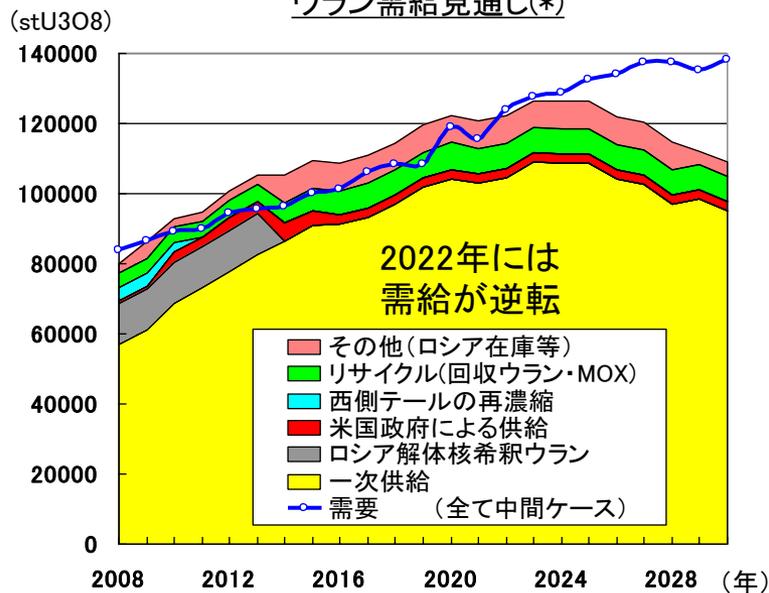
[2] OECD/NEA, Nuclear Energy Outlook (2008)

# 資源有効利用：資源量(2/2)

- 需要拡大にともない、短期的な天然ウラン市場の需給は2020年以降ややタイトになるとみられている。
- 資源埋蔵量については原子力発電への期待の拡大に伴ってウラン資源開発の活発化と、既知鉱山の埋蔵量再評価により過去5年間に賦存量が毎年約15%ずつ増加している。
- その結果、天然ウランの可採年数は5年前よりさらに伸び、100年程度とされている。

出典：OECD/NEA Red Book

ウラン需給見通し(\*)



出典：WNAマーケットレポート2009  
 (\*)同レポートのReference Caseによる

st(ショート・トン)：主にアメリカで使われてきた重さの単位で、  
 1stU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>とは0.769tUに相当する。

ウラン資源量の推移

単位：1,000tU

資源分類	2003年評価	2005年評価	2007年評価	2009年評価
発見資源(確認+推定)				
<260ドル/kgU	—	—	—	>6306
<130ドル/kgU	4588	4743	5469	5404
<80ドル/kgU	3537	3804	>4456	3742
<40ドル/kgU	>2523	>2749	2970	>796
確認資源				
<260ドル/kgU	—	—	—	>4004
<130ドル/kgU	3169	3297	>3338	3525
<80ドル/kgU	2458	2643	2598	>2516
<40ドル/kgU	>1730	>1947	>1766	570
推定資源				
<260ドル/kgU	—	—	—	2302
<130ドル/kgU	1419	1446	>2130	>1879
<80ドル/kgU	1079	1161	>1858	1226
<40ドル/kgU	>793	>799	1204	>226

出典：Uranium 2009

出典：原子力委員会 新大綱策定会議 資料2-1号(2011)

# 核不拡散・セキュリティ：核不拡散

ワンスルーが最もリスクが少なく、MOXリサイクル、FR/FBRでは、それぞれの技術に対応する適切な保障措置、セキュリティ対策が必要

## LWRワンスルー

核拡散リスクは最小。高レベル廃棄物にウラン・プルトニウムが含まれることになり、処分後数百年から数万年にわたり転用誘引度が継続するため、この間の保障措置の必要性が課題。

## LWR-MOX限定リサイクル

## LWR-MOXリサイクル

再処理によるプルトニウム分離、MOX燃料利用によりワンスルーよりも転用可能性が高くなると考えられるので、適切な保障措置を再処理工場に適用することが必要。MOX燃料加工工場についても適切な保障措置を適用することが必要。プルトニウムの高次化により転用誘因度が低下しても、保障措置、セキュリティ対策の必要性は不変。

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

高速炉サイクルに関しては、ワンスルーよりも転用可能性の機会が増える。共抽出・低除染燃料など内在的な核拡散抵抗性を高める技術開発も実施されているが、その効果については意見が分かっている

## FBR

プラント技術、炉心技術共に基本的にFRと同一の技術。プルトニウムの取扱量の増加に対応した保障措置が必要。ブランケット燃料組成の改変、共抽出・低除染燃料など内在的な核拡散抵抗性を高める技術開発も実施されているが、その効果については意見が分かっている。

# 核不拡散・セキュリティ：テロ対策

## LWRワンスルー

軽水炉使用済燃料は取出後100年以内は燃料へのアクセスが困難な放射線レベルにあるため、核テロのリスクは少ない。それ以降は徐々にハンドリングが容易となり、核テロの対象となりうるリスクが高まる。

## LWR-MOX限定リサイクル

## LWR-MOXリサイクル

核セキュリティ強化の傾向については軽水炉ワンスルーと比べて高く、施設に対応した防護策が必要。プルトニウム使用や輸送に対して、適切な核セキュリティ対策を達成・維持することが必要。

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

軽水炉使用済燃料の蓄積は減少する。核セキュリティ強化の傾向についてはLWR-MOXと同様。セキュリティ対策の考え方はLWR-MOXと同様だが、プルトニウム使用量や輸送量は増加する。

## FBR

軽水炉使用済燃料の蓄積量は減少する。核セキュリティ強化の傾向については、LWR-MOXと同様。プルトニウム使用量や輸送量が最も多くなることへの対応が必要となるが、セキュリティ対策の考え方はLWR-MOXと同様。

# 廃棄物：高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度(毒性)(1/2)

LWRワンスルー

【1000年後の有害度(相対値):1】

使用済燃料が高レベル廃棄物となり、1000年後における潜在的な有害度は最大

LWR-MOX限定リサイクル

【1000年後の有害度(相対値):8分の1】

ウランとプルトニウムを回収した後の残滓をガラス固化したもの(ガラス固化体)が高レベル廃棄物なり、1000年後における潜在的有害度はワンスルーより1桁低減できる可能性がある。

LWR-MOXリサイクル

【1000年後の有害度(相対値):8分の1】

LWR-MOX限定リサイクルと同じ

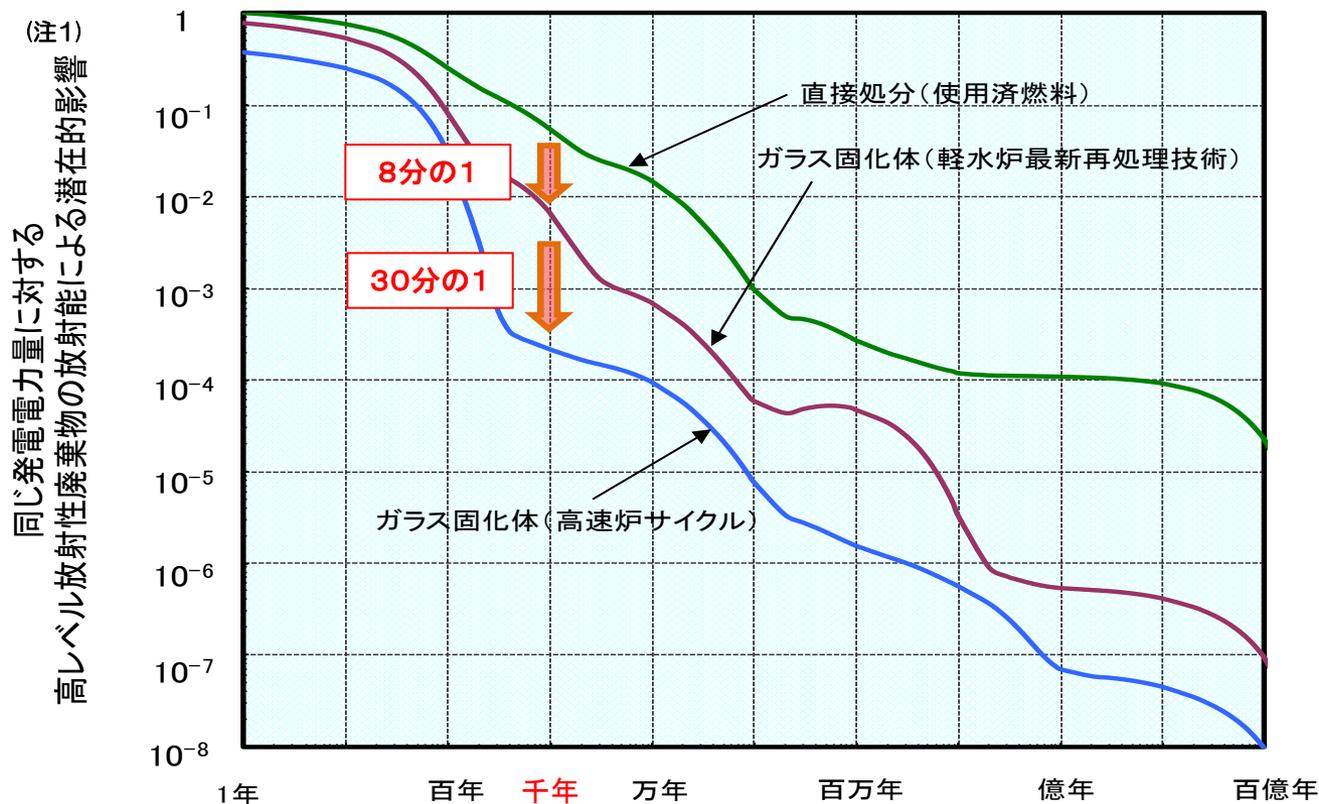
LWR-FR(アクチノイド専焼)

FBR

【1000年後の有害度(相対値):240分の1】

FRとFBRサイクルは、LWRワンスルーに比べて1000年後の高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度を数百分の一に低減できる可能性がある。また、LWR-MOXリサイクルの場合に比べても、約1/30に低減できる可能性がある

# 廃棄物：高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度(毒性) (2/2)



(注1) 高レベル放射性廃棄物と人間との間の障壁は考慮されておらず、高レベル放射性廃棄物の実際の危険性ではなく、潜在的な有害度(経口摂取による年摂取限度で規格化)を示している。使用済燃料取り出し直後の潜在的影響を1とした相対値。

出典：原子力委員会 原子力政策大綱(平成17年)を基に編集

# 廃棄物：放射性廃棄物の発生量

## LWRワンスルー

低レベル廃棄物の物量は最小となるが、使用済燃料が高レベル廃棄物となり、その発生量は再処理した場合のガラス固化体より大きくなる。その結果、広い廃棄物処分場面積が必要となる。

## LWR-MOX限定リサイクル

## LWR-MOXリサイクル

LWRワンスルーと比較して、低レベル廃棄物の発生量は増加するが、再処理を実施することで、高レベル廃棄物の発生量を低減できる。その結果、低レベル放射性廃棄物の処分場には広い面積が必要となるが、高レベル廃棄物の処分面積が低減されるため、全体としての処分面積は低減する。

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

## FBR

低レベル廃棄物の物量はLWRワンスルーの場合より増加するが、アクチノイドをFR/FBRサイクルで燃焼することにより、FR/FBRの導入割合に応じて高レベル廃棄物の物量を低減できる。最終処分場は必要となるものの、高レベル放射性廃棄物の処分場の専有面積を大幅に低減でき、低レベル放射性廃棄物を含めても、処分場の専有面積を大きく低減できる。

再処理を実施することで、低レベル放射性廃棄物は増加するものの、処分場の専有面積に大きく影響する高レベル放射性廃棄物の発生量が低減する。このため、廃棄物全体の処分面積を抑える方策として、再処理の実施やFR/FBR導入は有効。

# 廃棄物：高レベル放射性廃棄物の被ばくリスク(1/2)

いずれの選択肢を採用した場合も、人工バリア及び天然バリアにより公衆の被ばく線量は安全基準よりも低く抑えられる。

## LWRワンスルー

使用済燃料中のアクチノイドの原子核崩壊に伴う有害核種からの被ばくリスクが後年増大する

## LWR-MOX限定リサイクル

使用済MOX燃料中のアクチノイドの原子核崩壊に伴う有害核種からの被ばくリスクが後年増大する。再処理施設から発生する高レベル放射性廃棄物については、使用済MOX燃料よりリスクは小さい

## LWR-MOXリサイクル

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

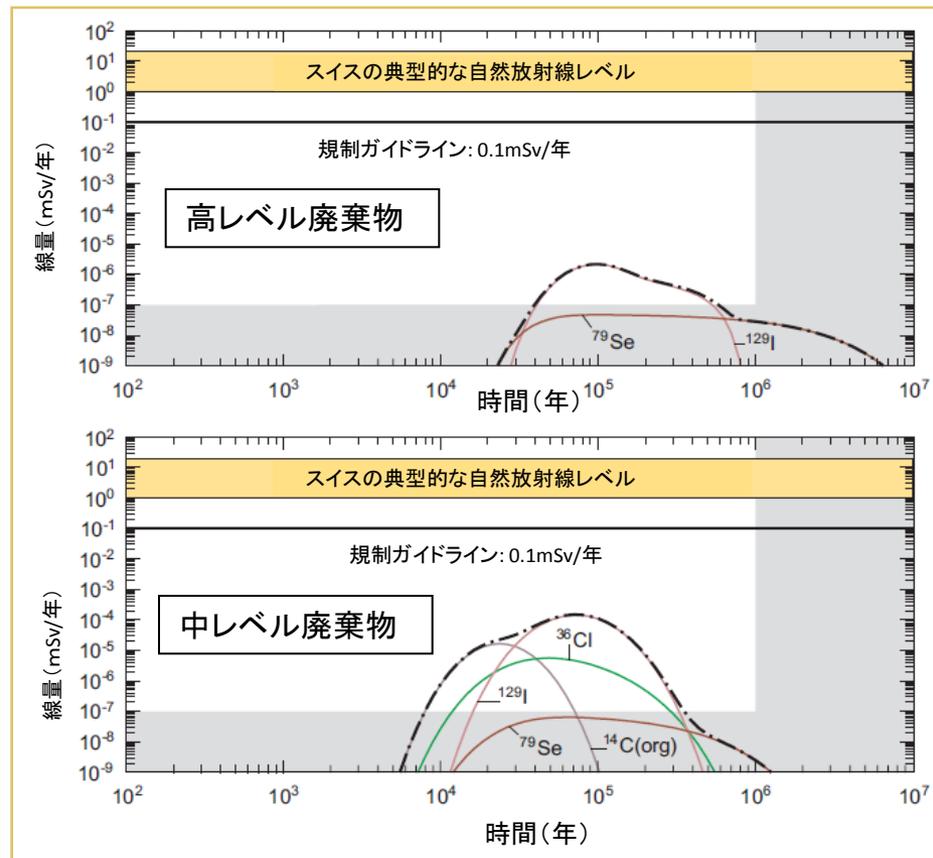
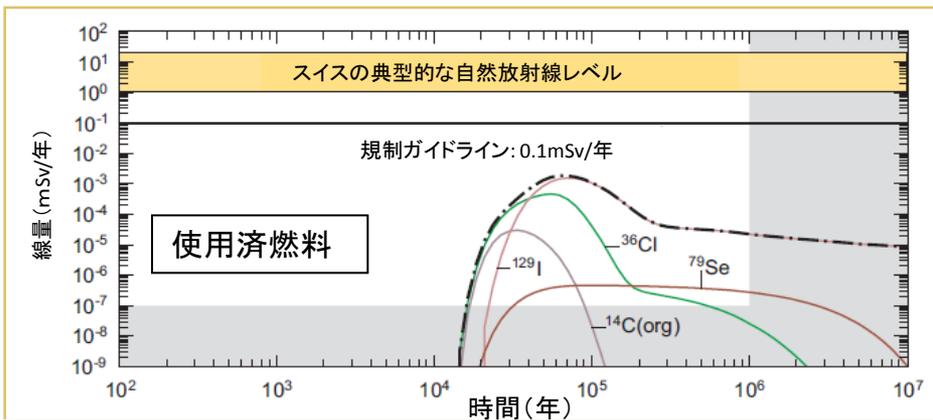
## FBR

原子核崩壊に伴う数千年後の被ばくリスクの増加はLWRワンスルーやLWR-MOX限定リサイクルと比較すると十分小さく、無視し得る

# 廃棄物：高レベル放射性廃棄物の被ばくリスク(2/2)

## スイスの解析例

“what if”ケースとして、地下水の流量をリファレンスケースの100倍と仮定した場合の放射線量



直接処分の場合(左上図)及び再処理を行った場合(右上+右下図)のいずれも、廃棄物からの被ばく線量は、諸外国で提案されている安全基準(0.1~0.3mSv/年)に比べて十分低い

出典：Nagra Technical Report NTB 02-05(2002)より事務局作成

---

# 参考資料

# GIF炉概念：超高温ガス冷却炉

(VHTR：Very-High-Temperature Reactor System)

【特徴】冷却材：ヘリウム、温度領域：900～1000℃、出力：250～300MWe

○わが国では、原子力機構が熱出力30MWtのHTTRの建設・運転を実施中。

これを基に、電気出力300MWeの高温ガス炉ガスタービン発電システムを設計検討中。

【メリット】

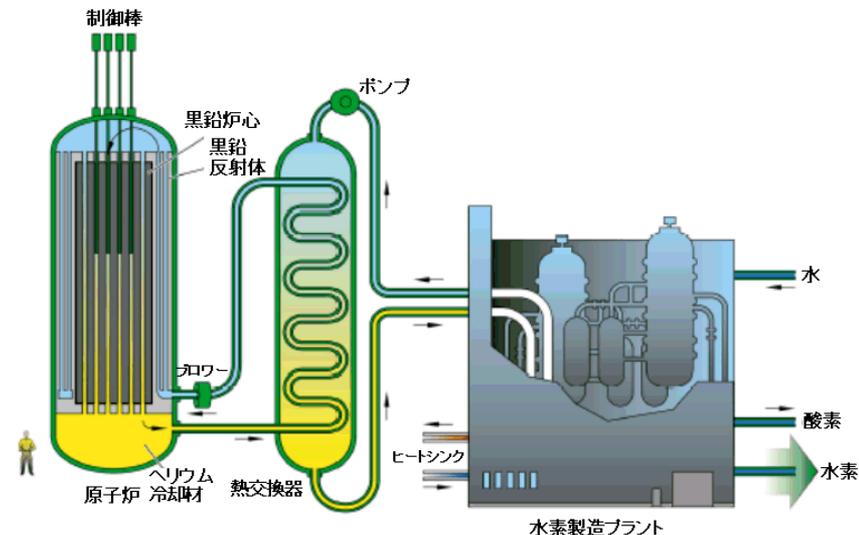
○熱中性子炉で、高温運転が可能のため、高効率発電とともに熱分解による水素製造など可能性がある。

【課題】

○燃料のリサイクルに適さないため、  
ワンスルー方式での開発を進めている。

○高温に耐える材料開発が課題である。  
(開発に長期間要する見通し)

超高温ガス冷却炉は作られていない。



# GIF炉概念：超臨界圧水冷却炉

(SCWR : Supercritical Water-Cooled Reactor System)

【特徴】冷却材：水、温度領域：510～625℃、出力：300～1500MWe

○熱中性子炉と高速(中性子)炉との中間に位置する概念。

○わが国では、東大などを中心に研究が行われている。

【メリット】

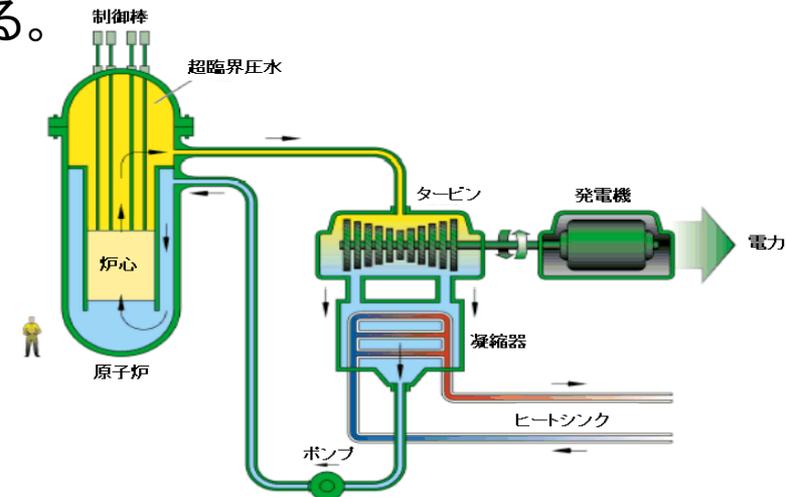
○超臨界圧22.1MPa以上では気水の分離が必要ないため、原子炉で加熱した冷却水で直接タービンを駆動して発電でき、高い熱効率(約45%)が達成できるとともに、機器の簡素化による経済性向上が図れるとされている。

○燃料リサイクルも可能。

【課題】

○超臨界圧水条件での耐腐食性燃料被覆管及び原子炉構造材料開発が課題である。

(開発に長期間要する見通し)



超臨界圧水を用いた原子炉は作られていない。

# GIF炉概念：ガス冷却高速炉

(GFR : Gas-Cooled Fast Reactor System)

【特徴】冷却材：ヘリウム、温度領域：850°C、出力：1200MWe

○炉心はピンまたは板状燃料を用いたブロック型をベースとしている。フランスを中心に検討が進められているが、概念の基本部分については、まだ検討中である。

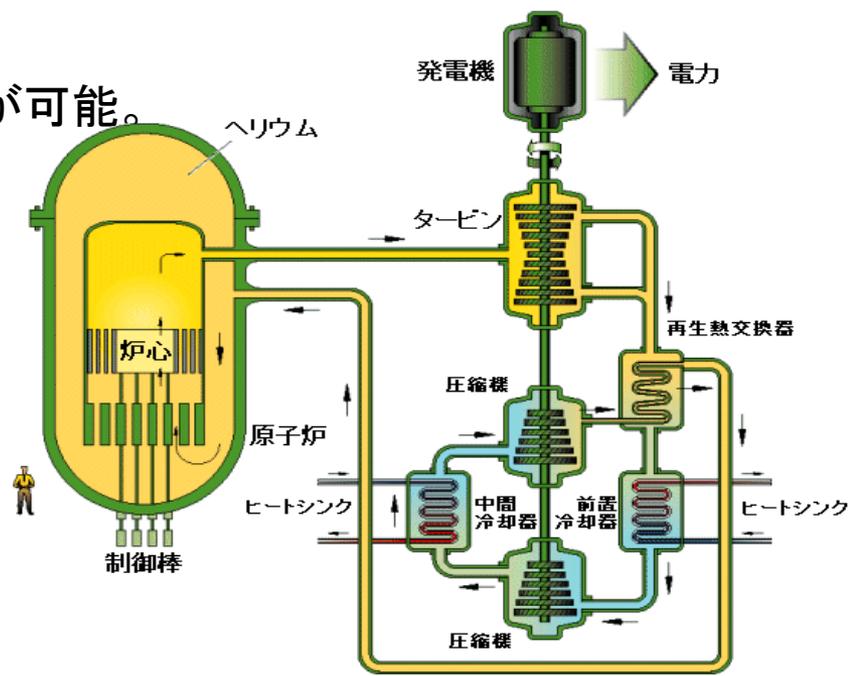
【メリット】

- 燃料のリサイクル利用が可能。
- 高温運転とエネルギーの持続可能性の両立が可能。

【課題】

- 燃料サイクル技術、高速中性子環境に耐える燃料被覆材料等の開発が課題である。  
(開発に長期間要する見通し)

ガス冷却高速炉は作られていない。



# GIF炉概念：鉛冷却高速炉

(LFR : Lead-Cooled Fast Reactor System)

【特徴】冷却材：鉛or鉛/Bi、温度領域：480～570℃、出力：20～1200MWe

○鉛冷却大型炉(1200MWe)としてはロシアで開発中のBRESTが参考概念である。

バッテリー炉(120～400MWe)は、15～30年の超長期運転が可能であり、分散電源や水素製造、海水脱塩などを目的としている。

【メリット】

○鉛の沸点が高く、また燃料のリサイクル利用に適する。

【課題】

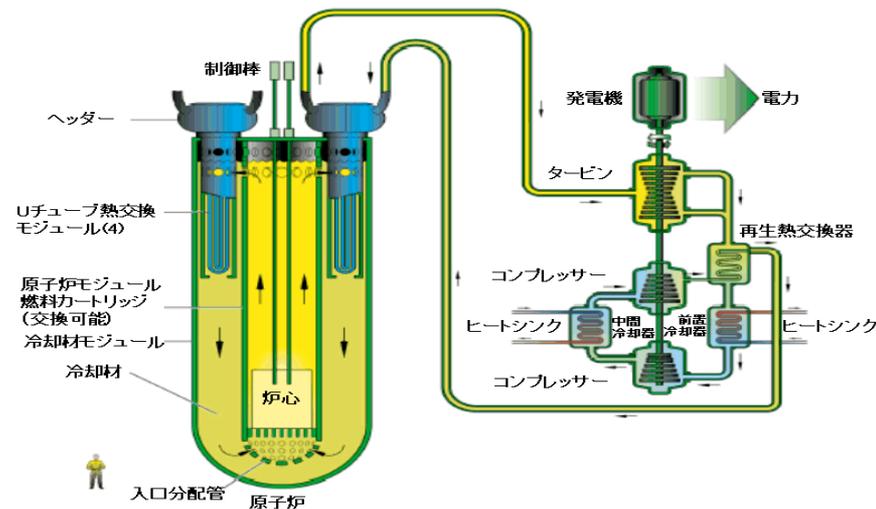
○Bi(ビスマス)の放射化が課題である。

○腐食の問題があり、

燃料被覆管材料の開発が課題である。

(開発に長期間要する見通し)

ロシアにて鉛/Bi冷却高速実験炉を建設・運転した経験がある。



# GIF炉概念：ナトリウム冷却高速炉

## (SFR : Sodium-Cooled Fast Reactor System)

【特徴】冷却材：ナトリウム、温度領域：500～550℃、出力：50～1500MWe

- 酸化物燃料と先進湿式再処理方式を組み合わせた概念(原子力機構のJSFR)と、金属燃料と乾式再処理を組み合わせた概念(韓国)等が選定されている。
- 前者は、「常陽」・「もんじゅ」を踏まえて、原子力機構がFaCTプロジェクトで検討中の大型ループ型炉であり、原子炉構造のコンパクト化、ループ数削減、一次系機器の合体等による経済性向上を特長としている。

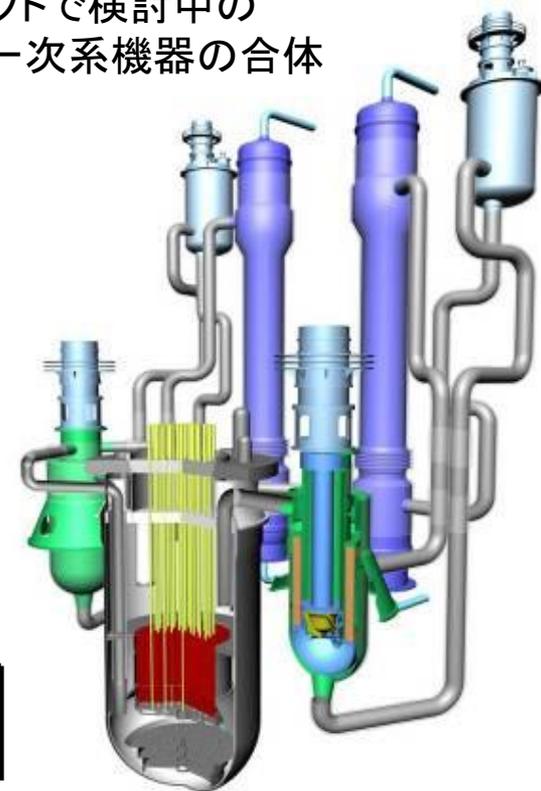
【メリット】

- ナトリウムの沸点が高く、また燃料リサイクルに適しており、エネルギーの持続可能性で特に優れている。
- 実用化に最も近い高速炉概念で、国際標準となる安全クライテリアの構築を進めている。
- 各国で開発が進められており、国際協力が可能である。

【課題】

- 経済性向上が課題である。
- 水・空気とNaとの化学反応の防止が課題である

「もんじゅ」等のナトリウム冷却高速原型炉を、各国で建設・運転し、発電した実績がある。



# GIF炉概念：熔融塩炉

(MSR : Molten Salt Reactor System)

【特徴】冷却材：熔融塩、温度領域：700～800℃、出力：1000MWe

○液体のトリウム及びウランのフッ化物が燃料かつ冷却材として黒鉛炉心チャンネル内を流れる熱中性子炉である。

○炉心で発生した熱は中間熱交換器により外部に取り出す。

【メリット】

○FPは液体燃料から連続的に除去され、燃料はリサイクル利用される。

○燃料交換なしで、長時間の運転が可能である。

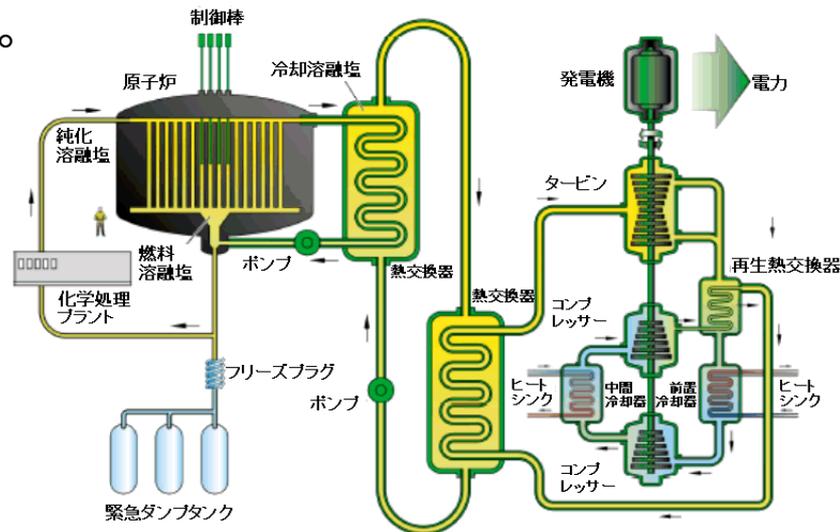
【課題】

○耐腐食性の構造材料開発等が課題である。

(開発に長期間要する見通し)

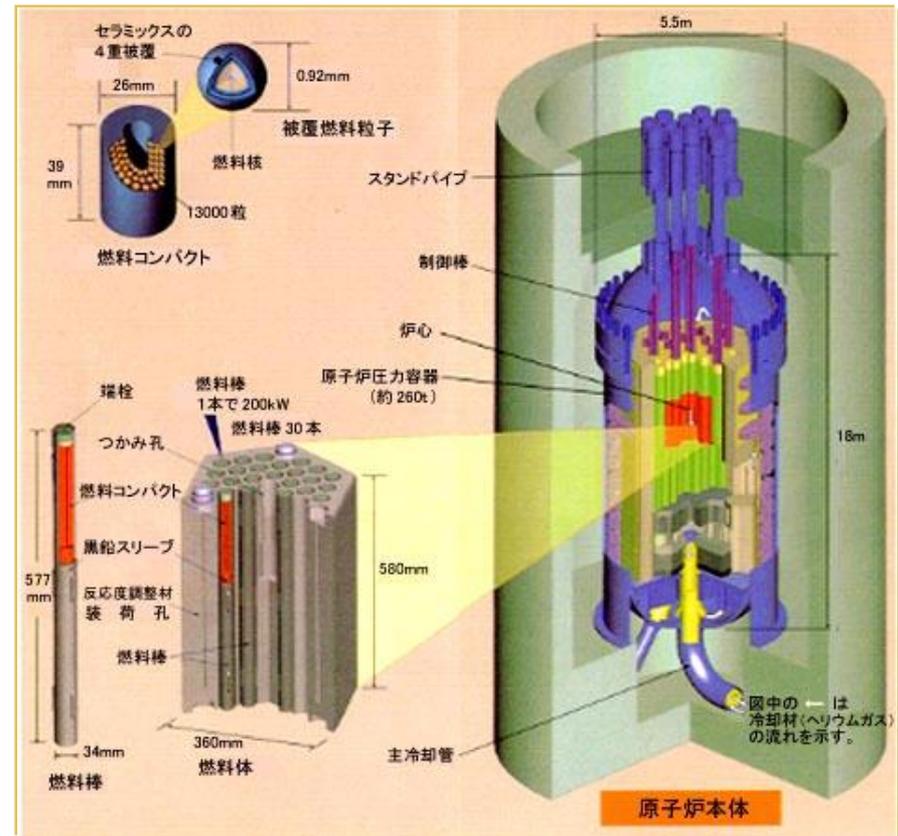
○高放射能環境の1次系のメンテナンス技術が課題である。

アメリカにて熔融塩実験炉を建設・運転した経験がある。



# 高温ガス炉 (HTR: High Temperature Gas-cooled Reactor)

- 炭化ケイ素等で二酸化ウラン球を被覆した被覆粒子燃料を使い、減速材と炉内構造材に黒鉛、冷却材にはヘリウムガスを用いる原子炉
- 発生した熱を800°C以上の高温で取り出すことができ、水の熱化学分解による水素製造やガスタービンを用いた高効率の発電等に利用することが可能
- 被覆粒子燃料は耐熱性と核分裂生成物の保持能力が高いこと、黒鉛は耐熱性が高く熱容量が大きいこと、ヘリウムガスは化学的に不活性であり燃料や構造材と化学反応を起こさないことなど、安全性に優れる特長を有する
- 日本原子力研究開発機構の高温工学試験研究炉 (HTTR) は、1998年11月の初臨界の後、2004年4月に原子炉出口ガス温度950°Cを達成。2010年には50日間の高温連続運転に成功している

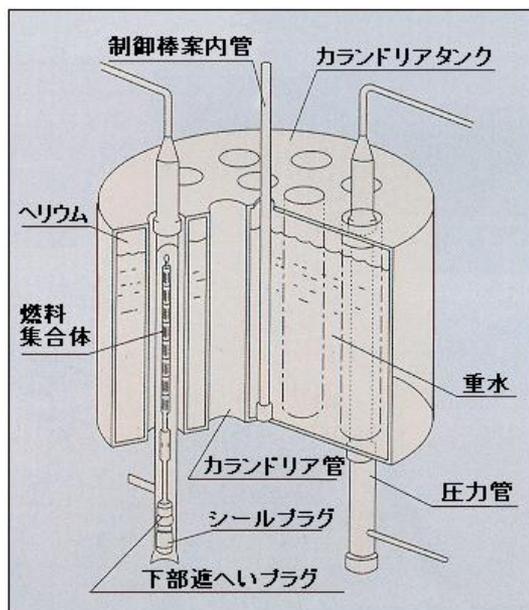


HTTR原子炉概念図

出典: JAEA HP

# 新型転換炉 (ATR: Advanced Thermal Reactor)

- 重水減速沸騰軽水冷却型圧力管原子炉
- プルトニウム、回収ウラン等を柔軟かつ効率的に利用できるという特徴を持つ原子炉として我が国で自主開発
- 1995年に実証炉計画が中止され、原型炉「ふげん」では廃止措置に係る研究開発及び施設の解体を進めている



ふげん炉心概念図



ふげん全景

出典: 動燃30年史・「ふげん」パンフレット

# 加速器駆動システム

## (ADS : Accelerator-driven System)

- 【特徴】 核破砕ターゲット及び冷却材：鉛or鉛ビスマス合金、熱出力：～800MW
- 未臨界状態の原子炉における核分裂の連鎖反応を加速器中性子源で維持する概念。
  - マイナーアクチノイドを大量に含む燃料を安全に核変換することが主目的。

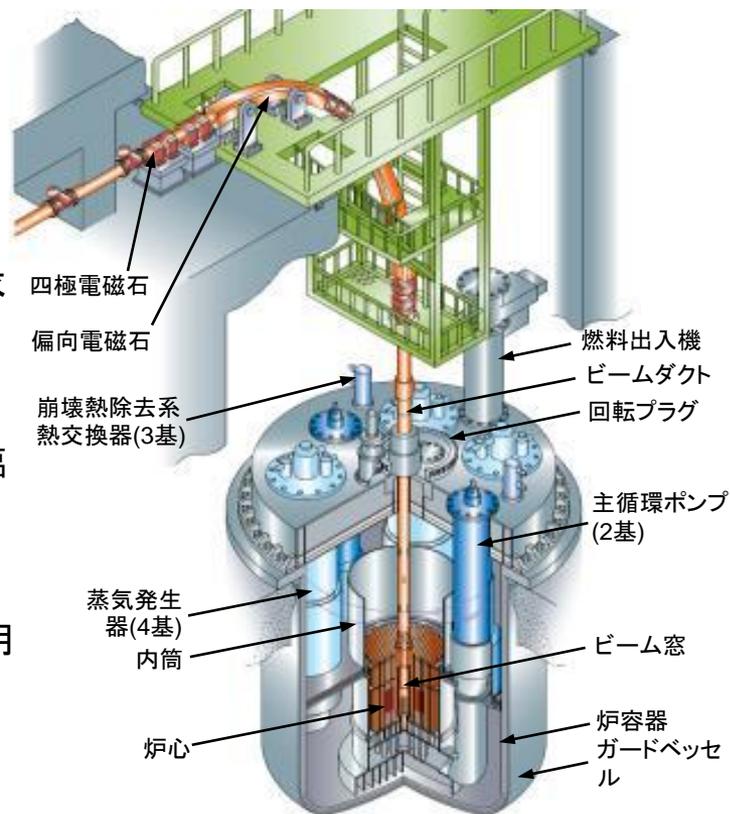
### 【メリット】

- 未臨界のため、加速器を停止すれば連鎖反応が即座に停止。
- マイナーアクチノイドの高速中性子による核分裂反応で効果的な核変換を達成。
- 核変換で生じる熱で発電し、加速器へ給電するとともに、外部へ売電することも可能
- 核変換が主目的なので、冷却系の高温化による高発電効率の追求は不要であり、冷却材による鋼材腐食の影響を緩和できる。

### 【課題】

- 加速器の停止頻度低減、ビーム窓部の工学的成立性の確認、未臨界炉心の運転制御等の固有の技術課題が存在。
- マイナーアクチノイド燃料の製造、照射挙動、照射後処理等に関する研究開発が課題。
- 鉛ビスマス合金を用いる場合はビスマスの放射化が課題。純鉛を用いる場合は冷却系の高温化が課題。

日本ではJ-PARCで基礎的な実験の計画があり、ベルギーでは実験炉級施設建設の計画がある。



# 小型炉・長寿命炉

炉心を長寿命化または連続燃焼可能として、ウラン資源の有効利用を図る概念

TWR

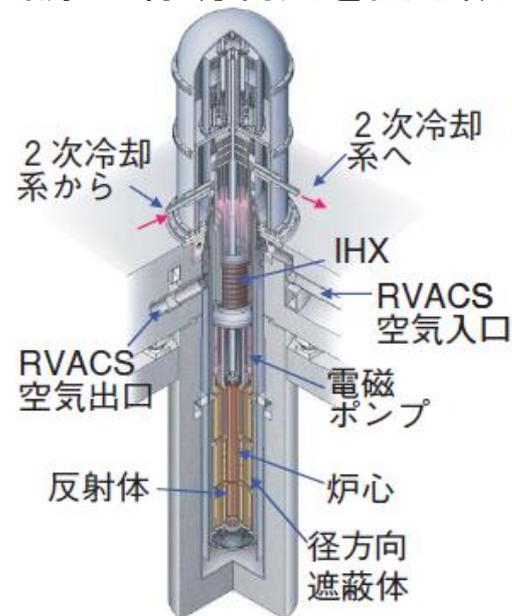


The travelling wave reactor (TWR) はGIFの次の段階の概念である。ウンスルーサイクルを採用し、必要な時に必要な場所の核分裂性物質を燃料として使用する。ひとたび濃縮された燃料を用いてウェーブが開始されれば、核燃料物質は必要とせず、劣化ウランがある限り発電が継続する。炉の燃焼制御方法、大量の燃料を保有する点についての安全確保、長寿命炉心に対応する燃料・材料等が課題である。

基礎的な概念検討レベル

出典: <http://www.terrapower.com> をもとに事務局にて作成

4S



長寿命炉心の実現による核拡散抵抗性とメンテナンスの低減、受動的安全設備の導入による安全性の向上を目指した小型高速炉(4S)。金属燃料を反射体で制御する電気出力1万kWの4S炉心は、30年の炉心寿命を保持。送電インフラのない地域等での電力供給、熱供給、海水淡水化等、地域共生型の原子力多目的利用に貢献可能。大量の燃料を保有することに対する安全確保、長寿命炉心に対応する材料の開発が課題。

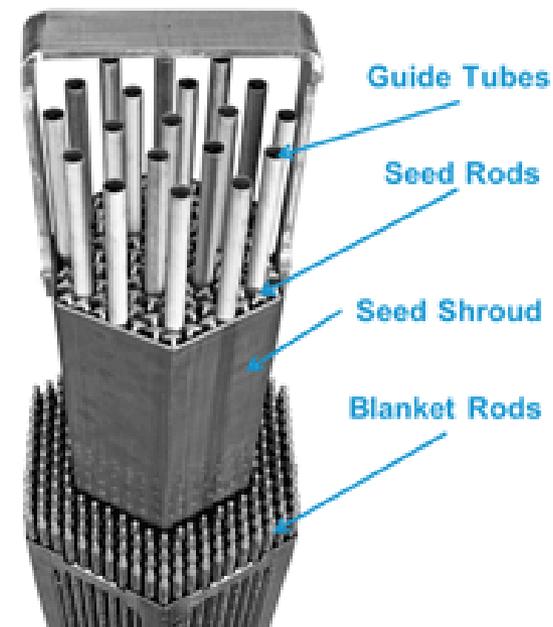
米でライセンス申請を計画中

出典: 電力中央研究所 研究年報(2007)をもとに事務局にて作成

# トリウム燃料



- Th-232に中性子を照射することで生成するU-233を燃料とする概念
- Thを新たな核燃料の資源として、資源有効利用、燃料増殖、Pu燃焼用の母材兼ドライバ燃料として軽水炉などでの利用が検討されている
- Th・U-233に対応する新たな核燃料サイクル技術(特に再処理が課題)とともに、U-233生成時に生成するU-232の遠隔操作技術が必要
- U-Puサイクルに比べ増殖性能や核変換性能は劣る
- Th-Uサイクルの核拡散抵抗性はU-Puサイクルと同程度 (IAEA INFCE (1980))

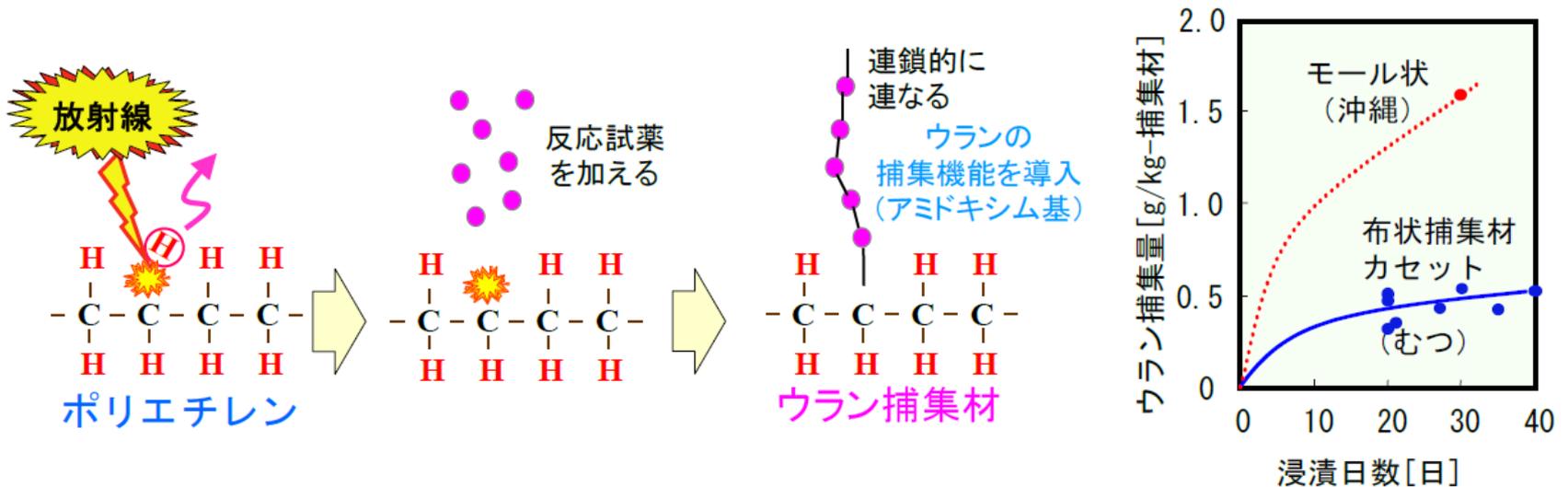


米LigtBridge社のVVER用Th試験燃料  
(VVER:ロシア型PWR)

出典:LightBridge社HP

高温ガス炉などでトリウム含有燃料の  
ワンスルーでの利用実績がある。

# 海水ウラン捕集



- 海水中のウランを放射線を用いて改良した高分子の捕集材を用いて捕集(技術では日本がトップクラス)
- 海水1t中には3.3mgのウランが溶存し、黒潮が運ぶ資源量の1%未満で国内需要は充足可能だが、温暖地沿岸に1000km<sup>2</sup>程度の捕集材の係留場所が必要

出典:原子力委員会第20回定例会議(2009年)

# 革新概念の技術成熟度

## －TRL(Technology Readiness Level)－

TRL	開発段階	評価のポイント
1	システム概念の構築	・ 概念提示、・ 基礎データの調査など
2	技術概念の具体化	・ システム概念検討、・ 技術オプション評価
3	技術開発の活性化	・ 基礎的、物理的データの蓄積、・ 実験室規模の物理的試験、 ・ システム設計と要素技術の特定、開発目標の具体化
4	要素技術の開発	・ シミュレーション技術の進展、 ・ 要素技術の実験室規模の試験、模擬実験施設の設計・建設など
5	要素技術の完成	・ 要素の製作技術の確立、・ シミュレーション技術の確立、 ・ 要素技術の工学規模単体試験、 ・ 実験炉の設計・建設、機器・システム設計の進展など
6	技術基盤の確立 (全体システム)	・ 要素技術の統合、・ 大型模擬実験施設による試験、 ・ フルスケール相当の臨界実験、・ 実験炉の試験・運転、 ・ プロトタイプ炉（原型炉含む）の設計・建設
7	プロトタイプ炉の試験運転	・ プロトタイプ炉の性能試験・運転、 ・ 実機の設計、許可取得
8	実機プラントの試験	・ 実機の建設・性能試験
9	実機プラントの運転	・ 実機の運転

注：TRLは本来、研究段階から開発段階を経て実用化するまでの研究開発プログラム策定に資するツールであり、異なる技術間の比較を目的とはしていない(例：AREVA, “NGNP Technology Development Road Mapping Report” TDR-3001031-003(2009))

出典：OECD/NEA, Proc. 11th Info. Excg. Mtg. on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, 2010をもとに事務局で編集

# 革新概念の技術成熟度の例(革新炉)

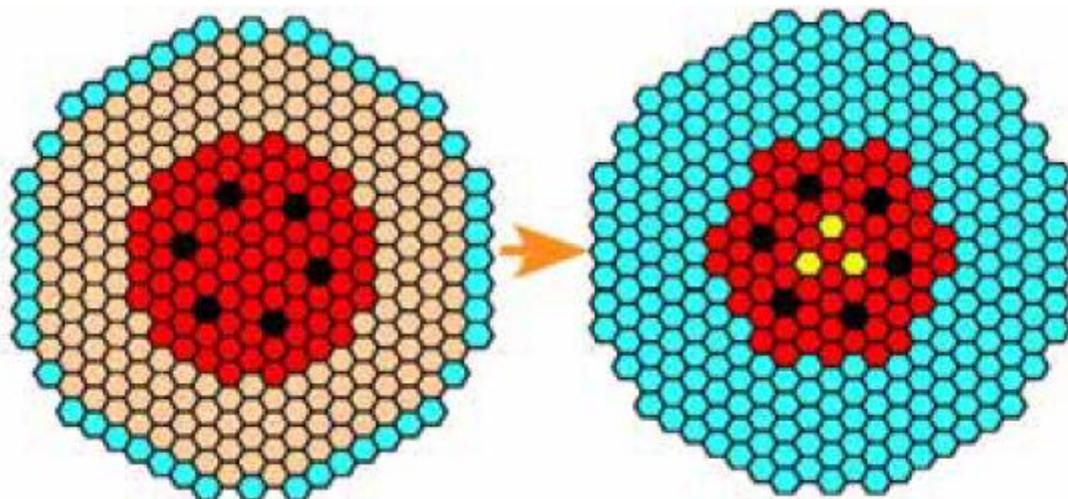
カテゴリ	システム	TRL	主な事例または検討のレベル (※:要素技術実験施設)
Gen-IV	超高温ガス炉		概念設計レベル
	超臨界水炉		概念設計レベル
	ガス冷却高速炉		概念設計レベル
	鉛冷却高速炉		KALLA(独)※ 等
	ナトリウム冷却高速炉		SPX(仏), もんじゅ(日), BN-600(露)等
	熔融塩炉		MSRE(米)
高温ガス炉	HTR		HTTR(日)、FSV(米) 等
新型転換炉	ATR		ふげん(日)
加速器駆動システム	ADS		J-PARC(日)※、MEGAPIE(スイス)※など
小型炉・長寿命炉	TWR		概念検討レベル
	4S		米でライセンス申請を計画
トリウム燃料	軽水炉・ガス炉他		FSV(米), Shippingport(米), AVR(独)など

# 革新概念の技術成熟度の例(サイクル)

カテゴリ	システム	TRL		主な事例または検討のレベル
		軽水炉	高速炉	
湿式	PUREX			La Hague再処理工場(仏)等
	先進湿式	—		FaCTの再処理システム(日)
	群分離		—	UREX法(米)等
乾式	金属電解法	—		IFRの再処理システム(米)など
	酸化物電解法		—	実験室規模試験レベル
トリウムサイクル			—	概念検討レベル
海水ウラン捕集				JAEA(日)

# FBRとFRの技術的な観点の差について

- FRは高速炉の総称であり、そのうち増殖比が1を越えるものをFBRと呼ぶ。炉心の増殖比を調整するためにブランケット燃料の追加・削除などを行うが、それ以外は同一のプラント仕様で増殖比を1以上(増殖)にも、1以下(燃焼)にもでき、技術的観点で差はない。
- また、FRをアクチノイド専焼炉として利用する場合、炉心概念として、アクチノイドを通常の炉心燃料に均質に混ぜる方式(均質装荷)と、濃度を高めて特殊な燃料を少数体作り燃やす方式(非均質装荷)がある。
- 前者の場合、原子炉プラントも燃料サイクル施設も、FBRサイクルと同一の仕様で対応可能である。一方、非均質装荷の場合、原子炉プラントと多くの炉心部分はFBRサイクルと同一であるが、特殊な燃料集合体に関しては、前述の燃料サイクルとは異なる燃料サイクル施設が必要となる。
- 「常陽」MK-I炉心、MK-II炉心構成図を示す。MK-Iは増殖を行うFBR炉心であるが、ブランケット燃料集合体を反射体に置き換えることで、集合体の大きさ及び総本数を変えずに、燃料増殖を行わない照射用のFR炉心であるMK-IIに変更している。



(a)MK-I 炉心

(b)MK-II 炉心

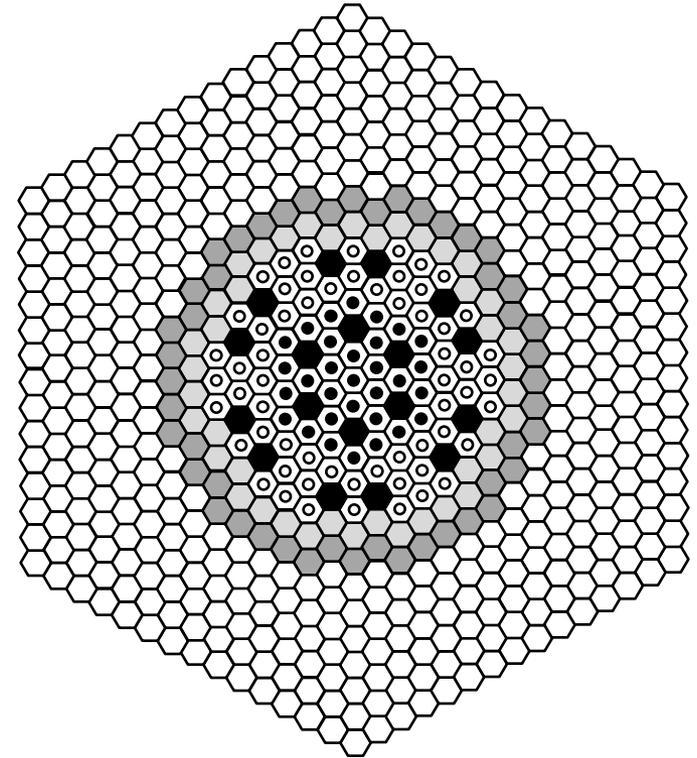


## 参考文献

1. 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター 原子炉設置変更許可申請書(昭和61年1月29日変更 その10まで).
2. 「常陽」利用検討委員会、「(独)日本原子力研究開発機構の高速実験炉「常陽」の役割と今後の必要性に関する検討報告書”(2009年4月).

# アクチノイド燃焼システムについて

- マイナーアクチノイド(MA)を主成分とするターゲット燃料またはMOX燃料にMAを少量混合した燃料を用いてMAを燃焼
- ターゲット燃料は全炉心装荷する方式と部分装荷する方式がある
- MAは炉心の核的安全特性がウランより劣るため、以下の対応策が提案されている
  - MA装荷量を抑えて、安全性を担保
  - 炉心を未臨界状態で運転する加速器駆動システム(ADS)にMAを集中的に装荷
- MA専焼炉心の基本的な設計はFBRと同様だが、MA燃料に対応した遮へいや燃料取扱い設備等の増強が必要
- ADSも炉心設計の考え方は同様だが、さらに大強度加速器、核破砕ターゲットなどADS固有の技術開発が必要



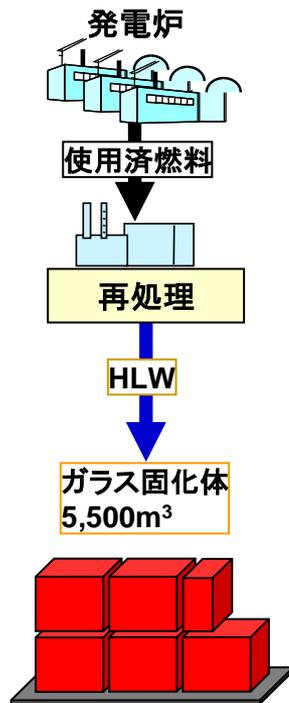
⊙	Np-Pu-Zr燃料	31本	●	制御棒	18本
⊙	Np-Pu-Zr燃料	60本	⬡	反射体	432本
●	AmCm-Pu-Y燃料	42本			
●	AmCm-Pu-Y燃料	48本			

MAターゲット燃料専焼炉(M-ABR)の炉心断面図  
出典: JAERI-M89-091より事務局編集

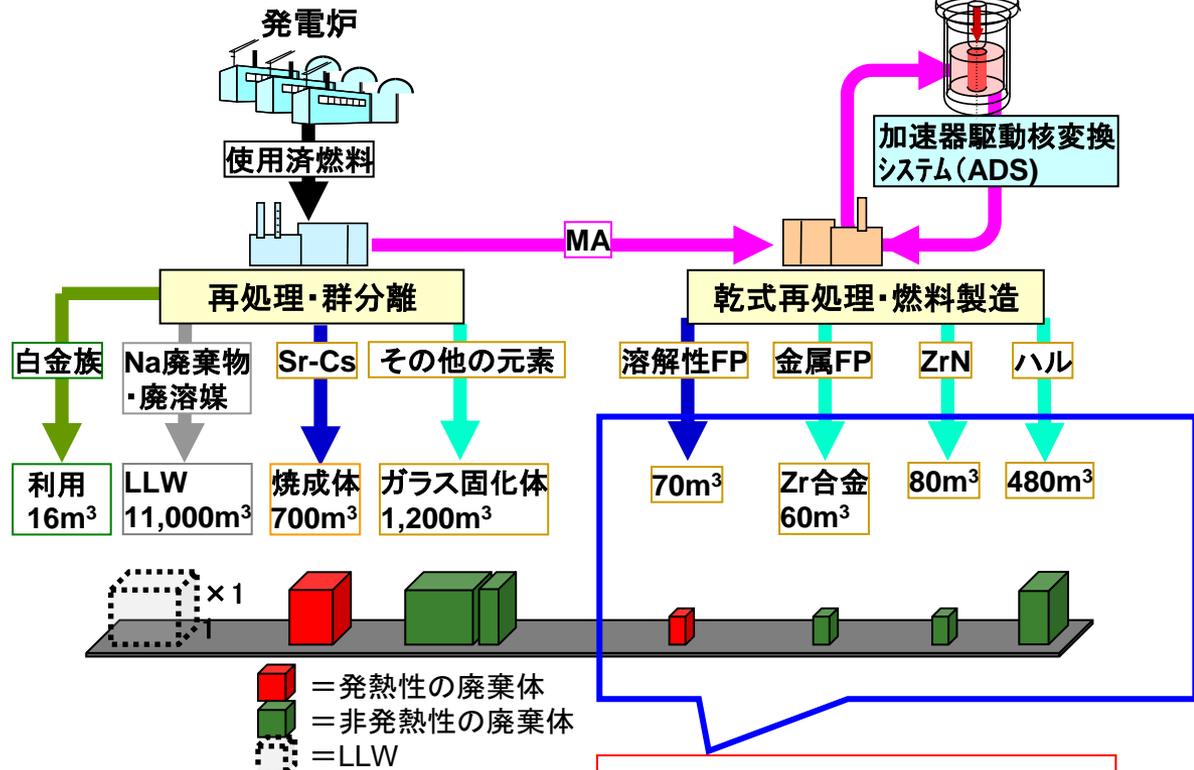
# 参考：分離変換から生じる廃棄物

- 核変換に最適化されたADSシステム（軽水炉10基を核変換システム1基でサポート）の導入により、発熱性の廃棄物の体積を低減できる可能性がある

分離変換無し



分離変換導入



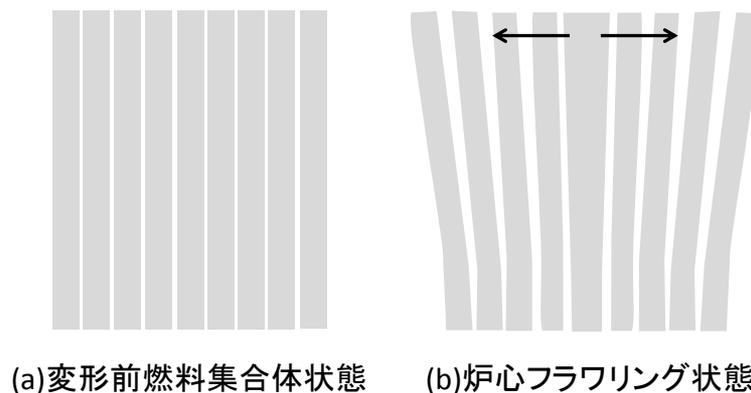
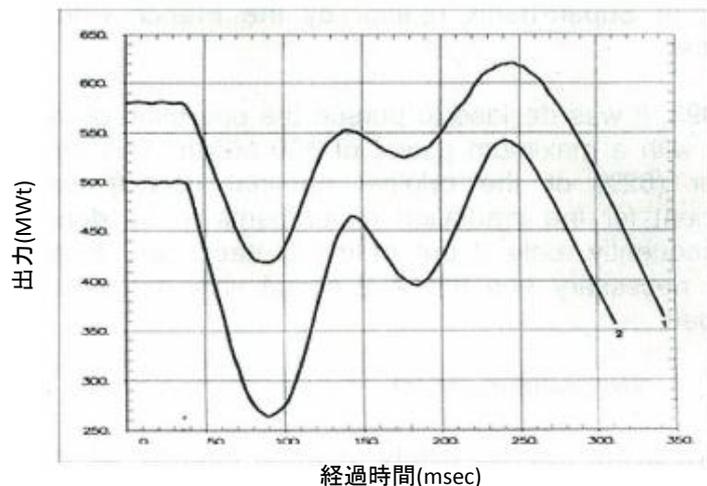
上図に示した廃棄物体積は、燃焼度45GWd/HMt、4年冷却の軽水炉使用済燃料32,000HMtで規格化

ADSサイクルで生じる廃棄物

出典：原子力委員会 分離変換技術検討会 第1回 資料第1-3-2号（平成20年）をもとに事務局作成

# フランスのフェニックスで発生した出力変動について(1/2)

- 1989年8月及び9月に計3回、1990年9月に1回の計4回にわたり、フェニックス炉心の中性子検出器の信号が急激に低下し、その後0.2秒程度の極短時間に数回の信号の振動を経て原子炉が自動停止した(左図)。安全上の問題は無いことを確認し、規制当局の許可を得て運転が再開された。
- 原因について詳細な検討が行われ、炉心を構成する集合体が径方向外側に変形する炉心フラワリングと呼ばれる現象(右図)が原因の一つではないかと考えられているものの、まだ最終的な結論には至っていない。
- フェニックスでは、2009年3月6日の運転停止後、本現象の解明に資するため、炉心フラワリング効果を把握するための試験を行い、試験の分析が継続されている。

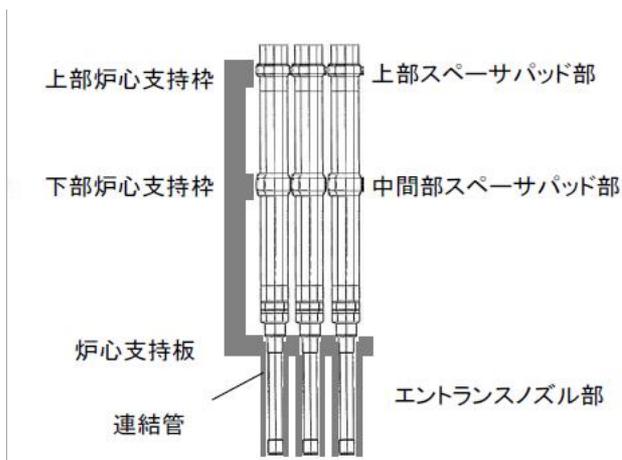


出典 D. DALL'AVA, L. MARTIN and B. VRAY, "35 years of operating experience of PHENIX NPP Sodium cooled Fast Reactor," Proceedings. of the 17th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE17), Brussels, Belgium, July 12-16, 2009.

## フランスのフェニックスで発生した出力変動について(2/2)

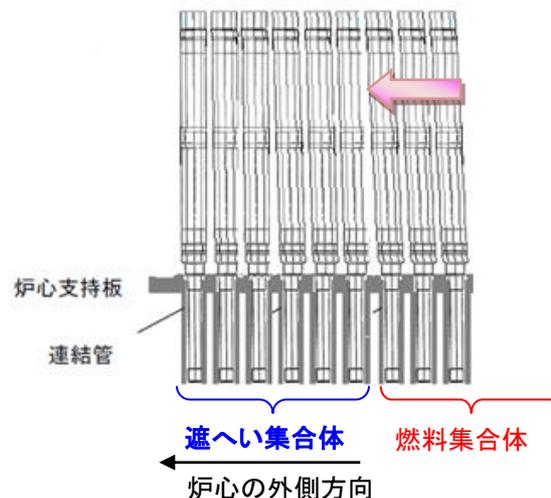
- 本事象は、出力が大きく低下した事象であり、またそれを検知した安全保護系によりスクラムが起動して極短時間で炉が自動停止した事象であることから、安全上の問題とはならないと判断される。
- また、有力原因の一つではないかと考えられているフラウリング現象に関しては、フェニックスの炉心は外周部が構造物により拘束されていない(右図)のに対して、日本の高速炉の炉心は耐震性を考慮して構造物により拘束されている(左図)ことから、炉心フラウリングは抑制されると考えられる。

### 拘束型炉心(日本)



炉心構成要素の上部及び中間部のスペーサパッドと炉心槽に取付けられた炉心支持棒により、炉心構成要素の半径方向の移動を制限。

### 非拘束型炉心(仏)



炉心周辺部分に多数存在する遮へい体のスプリング効果により、炉心構成要素の半径方向の移動を制限。

# MOX使用済燃料の貯蔵について(1/2)

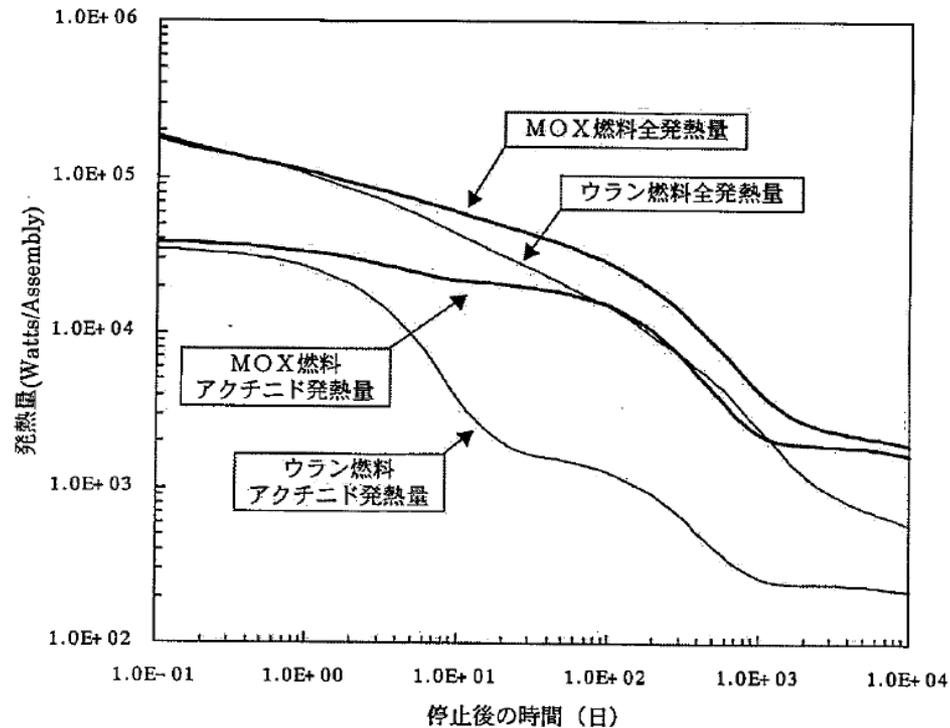
## ①崩壊熱(発熱量)

MOX燃料が燃焼すると、Pu同位体の中性子吸収により、一般に核分裂生成物に比べて、長寿命の高次のアクチニド核種が多くなることから、長期冷却時点におけるMOX燃料使用済燃料の崩壊熱は、ウラン燃料よりも大きくなる。

→プール、キャスクでの貯蔵において、崩壊熱を考慮する必要があるが、ウラン使用済燃料との差は小さい。

## ②核拡散抵抗性

プルトニウムの貯蔵の観点からは、PuO<sub>2</sub>粉末、MOX粉末、MOX新燃料の形態での貯蔵に比べて、MOX使用済燃料での貯蔵が核拡散抵抗性が高い。



MOX燃料(代表組成)

ウラン燃料(濃縮度 4.1wt%)

図 3-1 MOX燃料とウラン燃料の崩壊熱(代表例)

三菱重工業株式会社「MOX燃料の取扱い及び貯蔵について」  
(MHI-NES-1007改1 平成10年7月)

# MOX使用済燃料の貯蔵について(2/2)

## ③放射線

MOX使用済燃料はウラン使用済燃料と比較して、Pu同位体の中性子吸収により、Am、Cm等の高次のアクチニド核種が多くなることから、中性子線源強度が大きく、核分裂生成物が少ないことからγ線源強度が小さくなる。

→中性子は水中では十分減衰することから、プールでの貯蔵は問題とならない。キャスクでの貯蔵時には、中性子線源を考慮した設計・運用が必要となる。

## ④臨界性

MOX新燃料において、キャスクでの輸送、プールでの保管に関して実績があり、MOX使用済燃料の臨界が問題になることはない。また、MOX燃料については貯蔵中にPu-241が減衰するため、臨界性はより低下していく。

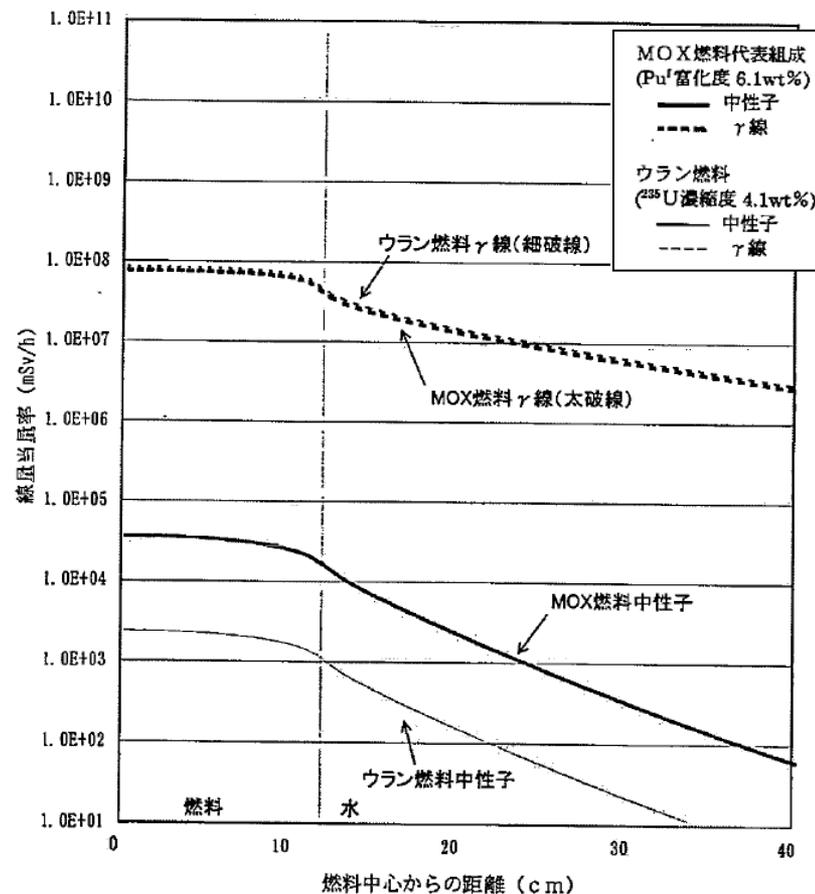
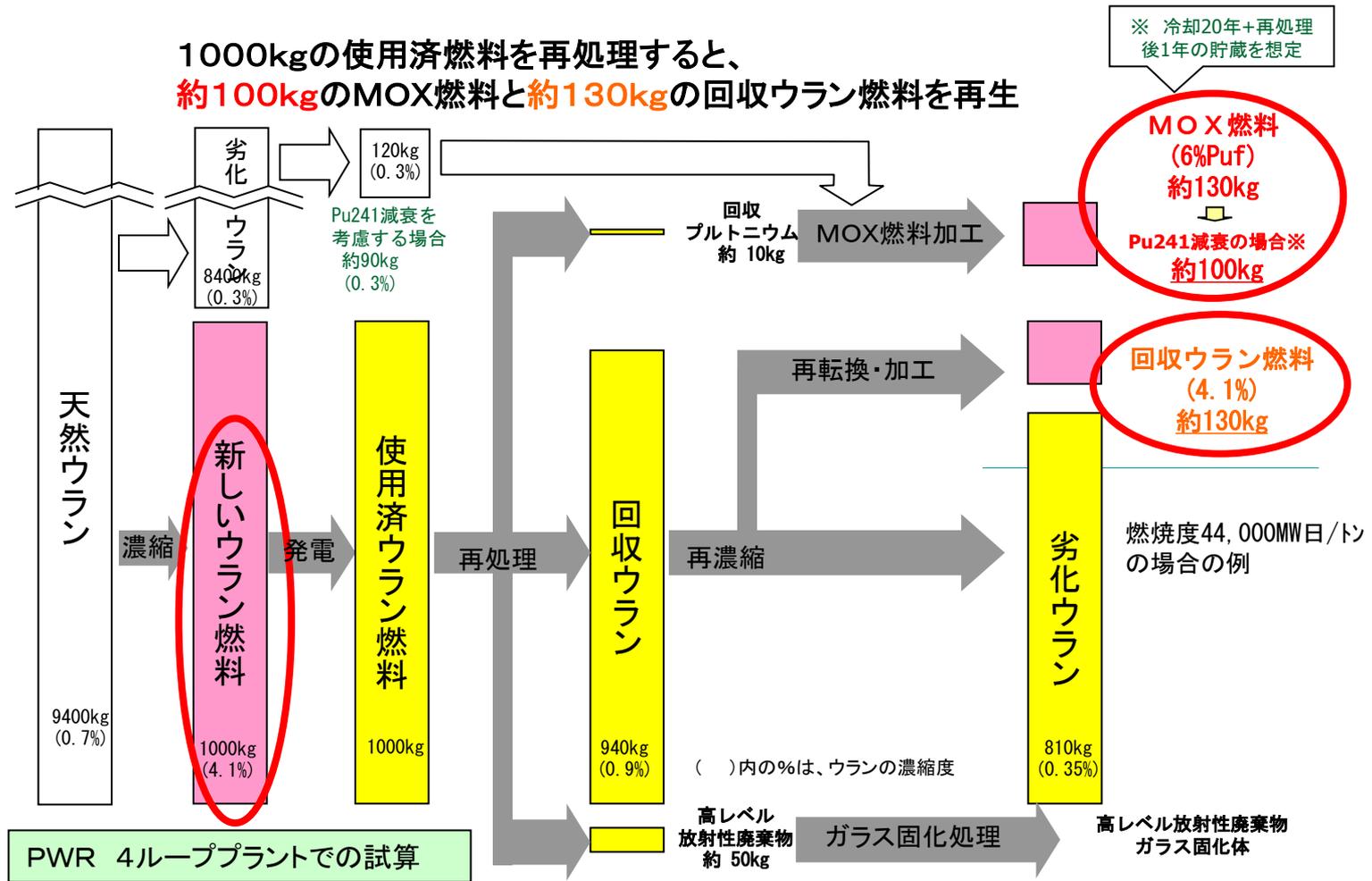


図4-2 ウラン燃料とMOX燃料の使用済燃料からの線量率  
三菱重工業株式会社「MOX燃料の取扱い及び貯蔵について」  
(MHI-NES-1007改1 平成10年7月)

# ウラン資源節約効果

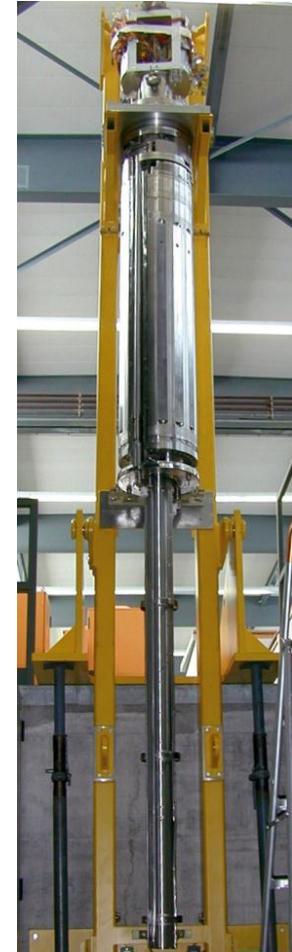


# 用語解説

- FSV (Fort St. Vrain) 炉
  - トリウム-ウラン燃料を用いる米国の発電用高温ガス炉（電気出力33万kW）。1976年から1989年まで全出力運転を実施後閉鎖。
- AVR
  - 独ユーリッヒ研究所に設置された球状燃料を用いる電気出力1.5万kWの発電用実験炉。1988年閉鎖。
- HTTR (高温工学試験研究炉)
  - 黒鉛製の燃料ピンが挿入された黒鉛ブロックを積層した、ピンインブロック型炉心を有する熱出力30MWの実験炉。1998年に初臨界に到達（運転中）。

# 用語解説

- KALLA (The Karlsruhe Lead Laboratory)
  - 独Karlsruhe研究所に加速器駆動システムの研究開発のために設置された大型の液体鉛ビスマスループ
- MEGAPIE (MEGAwatt Pilot Experiment)
  - スイスポールシェラー研究所(PSI)で実用に供された世界初の液体鉛ビスマス合金核破碎中性子源。



MEGAPIEターゲット(出典: PSI HP)

# 用語解説

## ■ SPX (Super Phenix)

- 世界初の商業規模高速増殖実証炉として1986年に電気出力124万kWに到達。1998年、ジョスパン政権の方針により閉鎖。

## ■ もんじゅ

- 高速増殖原型炉。電気出力約28万kW、増殖率約1.2。1994年4月臨界を達成、1995年8月に初送電したが、同年12月2次冷却系ナトリウムの漏えい事故が発生。現在は炉心確認試験を実施中。
- ナトリウム漏えい対策のための改造工事や、長期間稼働を停止した設備の点検、補修等を行い、2010年5月に再稼働。同年7月に炉心確認試験の全ての工程を終了したが、8月に炉内中継装置を落下するトラブルが発生。翌年6月に装置の引抜きを完了した。
- 現在は、東京電力福島第一原子力発電所の事故を受け、40%出力プラント確認試験の実施を見送り、更なる安全性向上のための取組を行っている。

# 用語解説

- MSRE (Molten-salt Reactor Experiment)
  - 1965年初臨界。熱出力8MW。U-235, U-233, Pu添加U-233による運転が行われ、様々な核燃料で運転可能な柔軟性を実証。1969年に閉鎖。
- Shippingport炉
  - 世界発の商用発電を目的としたPWRとして米国で1958年より運転開始。電気出力6万kW。トリウム燃料からのウラン増殖の可能性を実証。1982年閉鎖。

# 用語解説

## ■ La Hague再処理工場

- フランス・シェルブールにあり、UP2施設とUP3施設から構成
- UP2施設は、当初ガス炉使用済燃料の処理用であったが、後に前処理設備を付設し軽水炉使用済燃料の再処理も可能とした。800トンU/年の処理能力を有するUP2-800が1994年8月に操業開始。
- UP3施設は、1990年8月に操業を開始。年間処理能力は800トンU。1970年代にドイツ、日本、ベルギー、スイス、オランダと再処理委託契約を締結
- 両施設は順調に稼働しており、2011年には、UP2とUP3を合わせて、1,045トンU(2010年は1,048トンU)の使用済燃料を再処理した。

# 用語解説

- **FaCT** (Fast Reactor Cycle System Technology Development Project)
  - 高速増殖炉実用化研究開発。次世代のプラントが具備すべき安全性、経済性等の性能目標を達成する高速増殖炉サイクルの実用化像と実用化に至るまでの研究開発計画を2015年に提示することを目標とし、研究開発や実証施設の概念設計を実施。2010年度末までの第一段階の成果(実用施設への適用を目指す革新的な技術の採否判断結果など)を取りまとめ、その評価の途上で、東電福島第一原子力発電所の事故が発生し、現在、研究開発を原則凍結中。
- **J-PARC** (Japan Proton Accelerator Research Complex)
  - 世界最高レベルの陽子ビームを用いて発生させる多彩な二次粒子を用いて研究を行う施設。日本原子力研究開発機構と高エネルギー加速器研究機構が合同で設置。既に建設が完了している物質生命科学実験施設及び原子核・素粒子実験施設に加え、入射用リニアックの陽子ビームを使った長寿命放射性核種の核変換(ADS)のための基礎的実験を行う核変換実験施設を計画。中性子線施設が「特定先端大型研究施設の共用の促進に関する法律」(共用法)の対象。
  - 東日本大震災で甚大な被害を受けた。一部復旧中であるものの、平成24年1月24日に利用運転を再開。

# 用語解説

## ■ UREXシリーズ

- 米GNEPの枠組みの下で、PUREX法を基本とした単体Puを分離しないプロセス法。分離変換までを視野に入れた様々な核種の分離方法を更に追加したUREX+シリーズを提案・開発している。

## ■ IFR計画 (Integral Fast Reactor)

- 米アルゴンヌ国立研究所の金属燃料小型高速炉モジュールプラント開発計画。伝熱特性に優れ、乾式再処理が適用可能な金属燃料を採用。500°C前後の高温での燃料取扱い技術が課題とされた。1994年に議会在が計画中止を決定。