

# 核燃料サイクルの選択肢 及び評価軸について

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1月24日

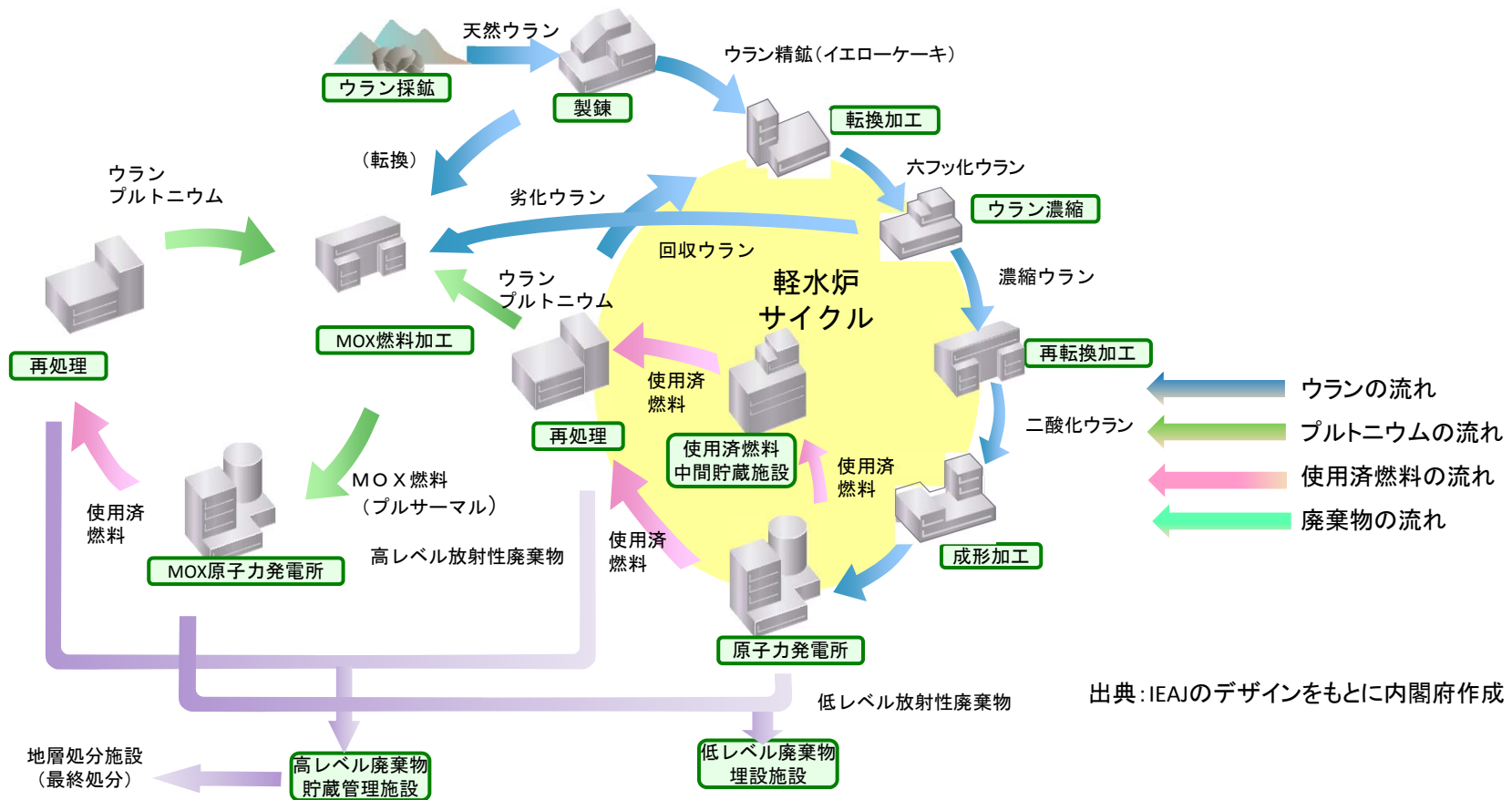
内閣府 原子力政策担当室

# 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。

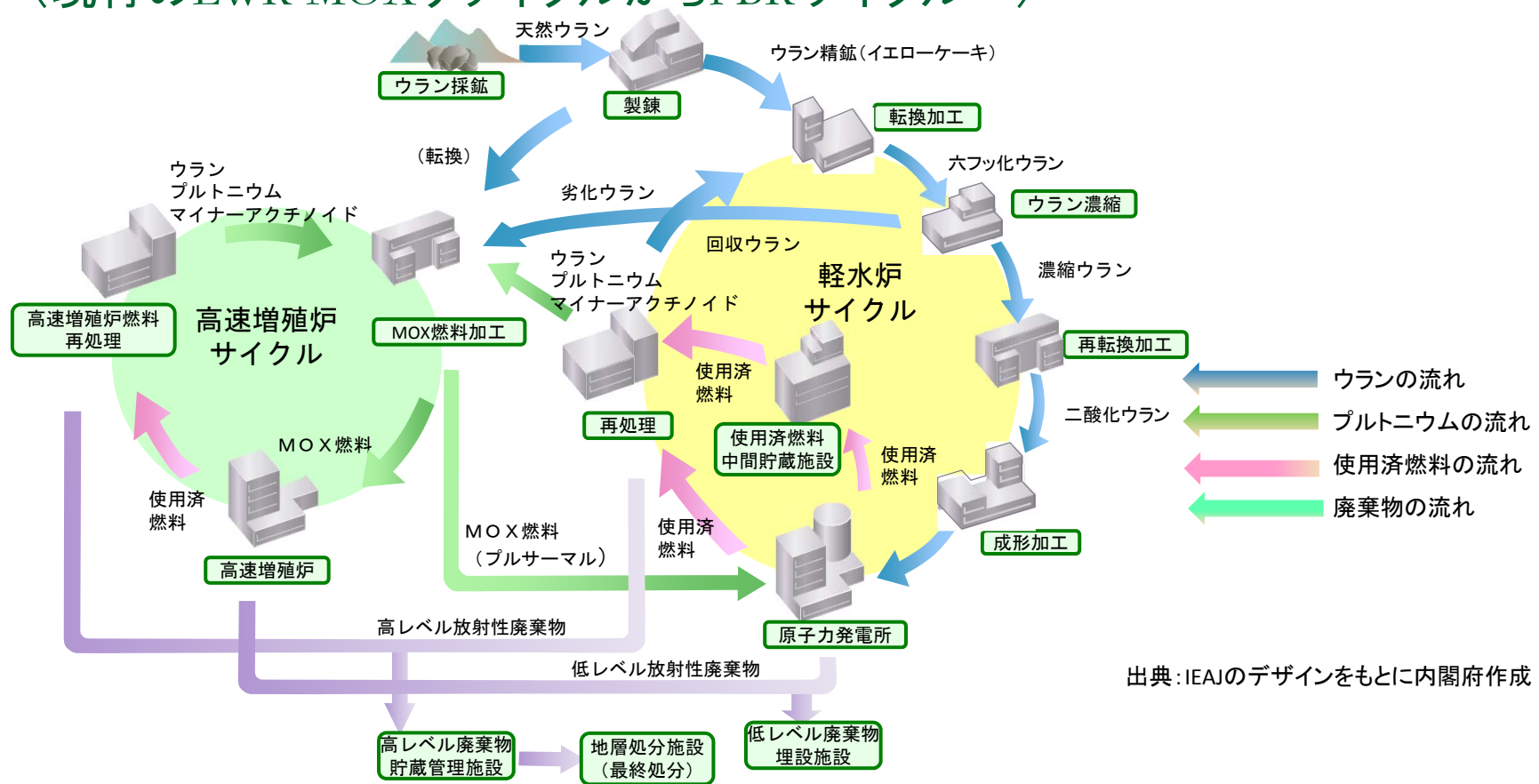
# 現状の燃料サイクル (LWR-MOXリサイクル)



- 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
溶融塩炉 (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

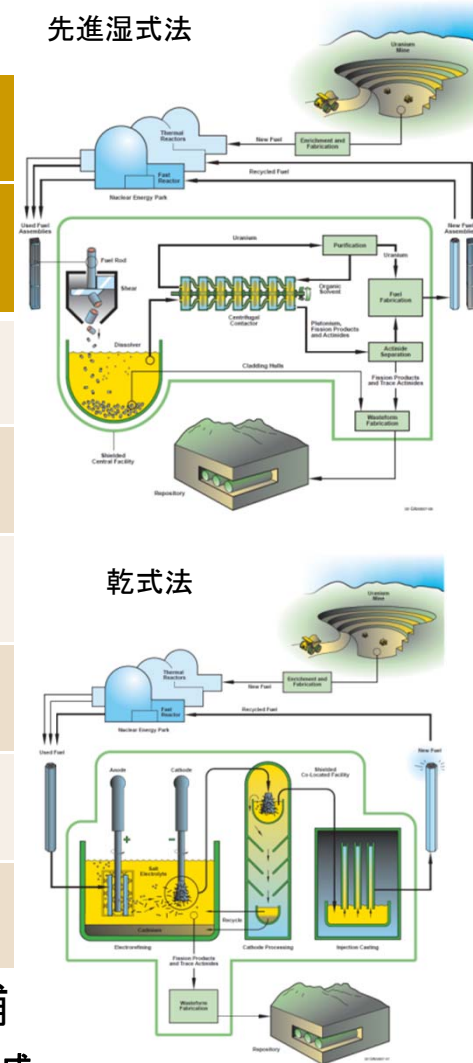
# GIFで想定した燃料サイクル概念の例

## - 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				S	S
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



## 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

# OECD/NEAで検討された燃料サイクル

## ■ ワンススルーサイクル

- 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

- 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
- 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

- 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

## ■ 完全クローズサイクル

- 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される
- 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

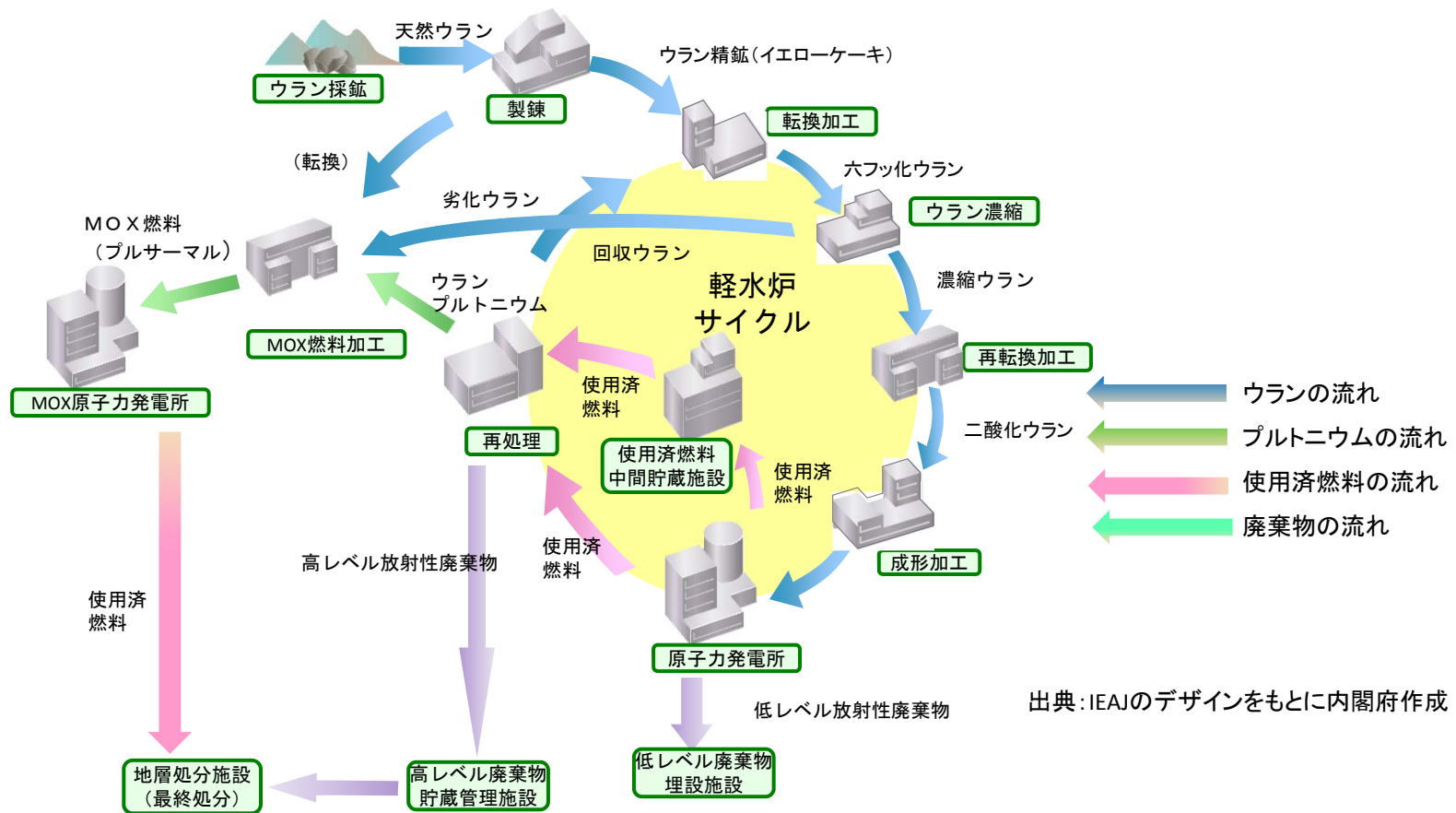
出典: Trends towards Sustainability in the Nuclear Fuel Cycle (OECD/NEA, 2011)



# 選択肢の例

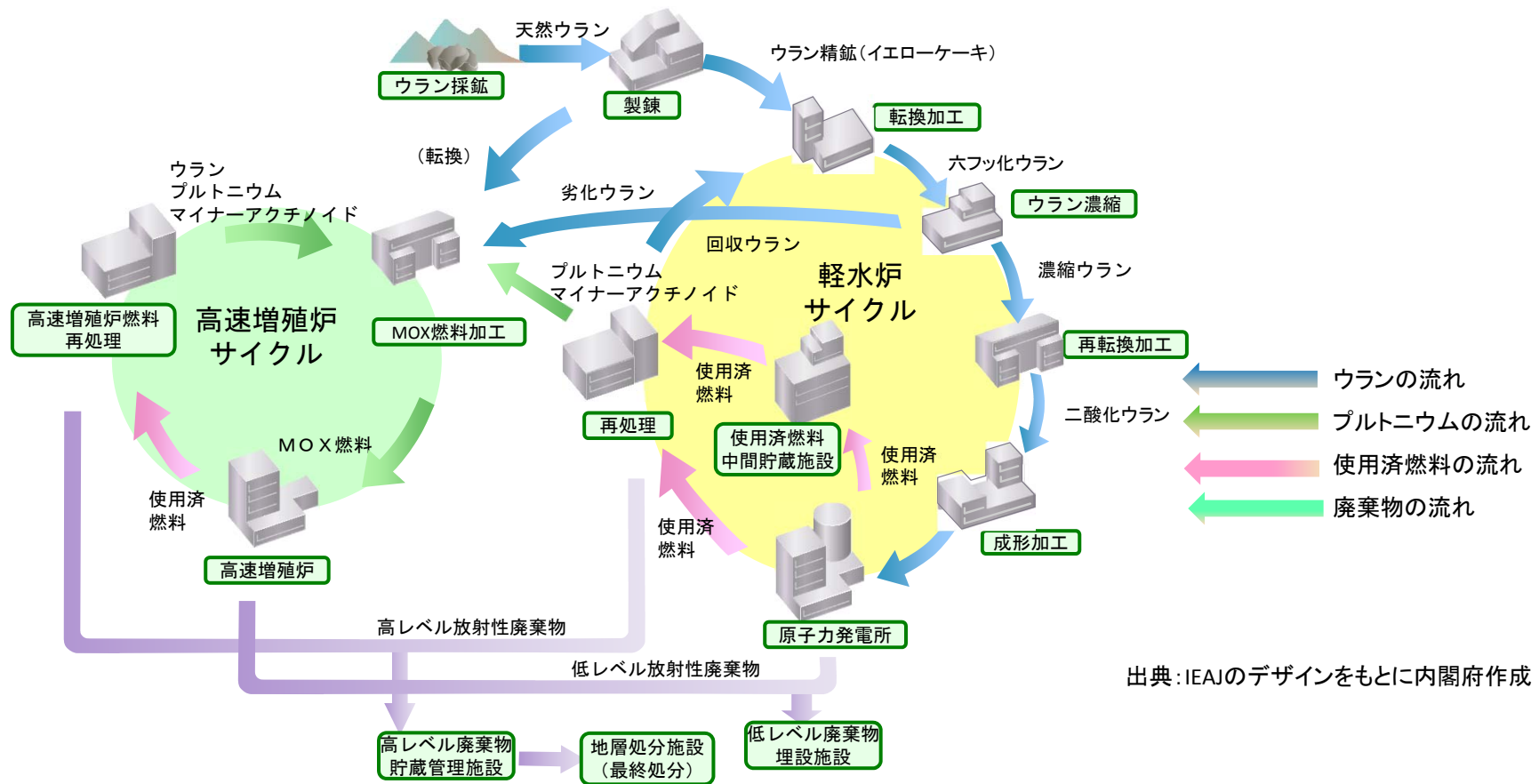
軽水炉	再処理	高速炉		選択肢
		アクチノイド燃焼	燃料増殖	
○	○ (全量)			LWR-MOXリサイクル
○	○ (ウラン燃料のみ)			LWR-MOX限定リサイクル
○	○	○		LWR-FR(アクチノイド燃焼)
○	○	○	○	FBR
○				LWRワンスルー

# LWR-MOX限定リサイクル



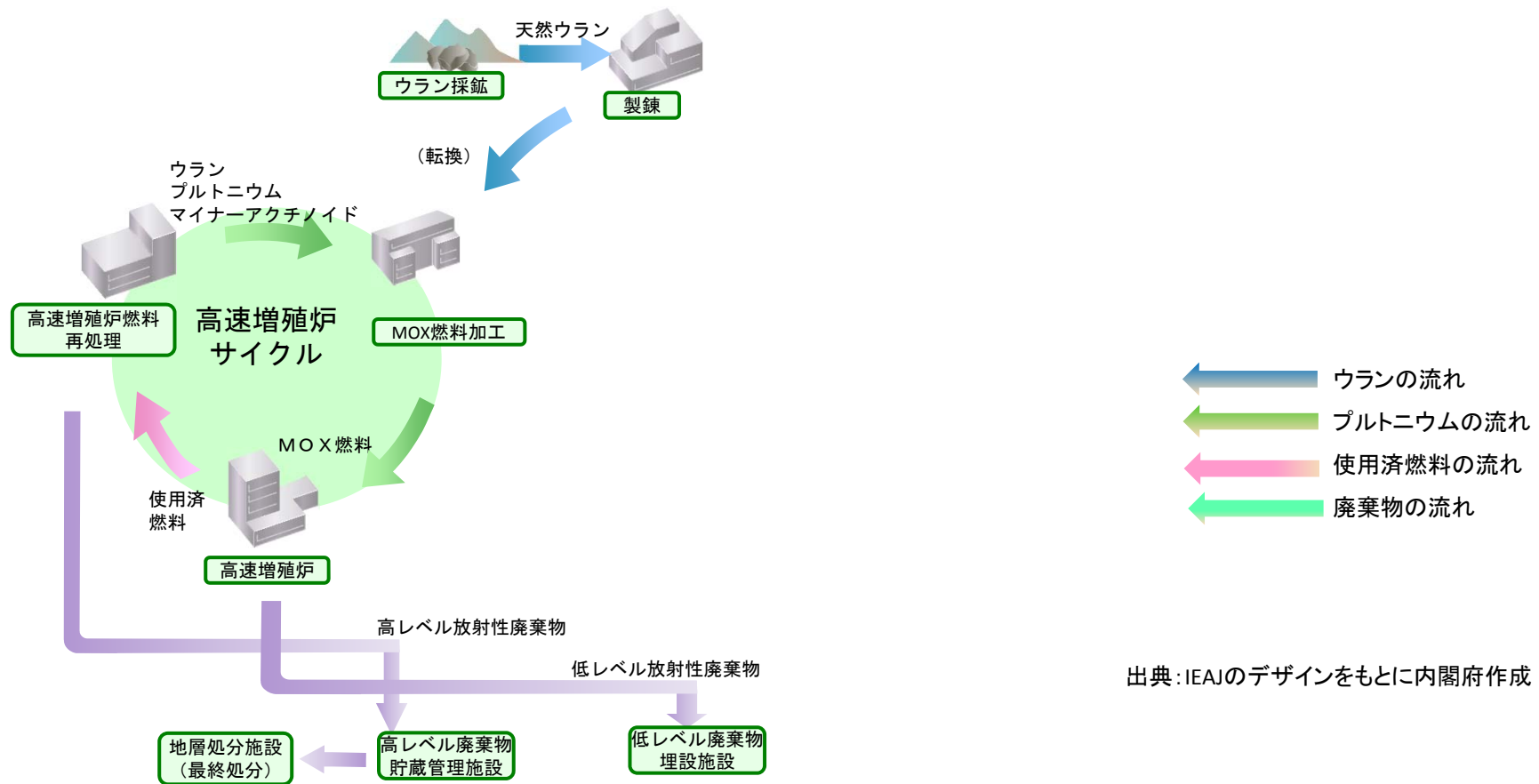
- 再処理からのPuを軽水炉で1回燃焼し、Puの有効利用を図る
- Pu利用の代替オプション(例):トリウム+Pu燃料、海水ウラン捕集、新型転換炉 など

# FBR (LWRからの移行期)



- 軽水炉を順次高速増殖炉で代替し、資源節約・環境負荷低減等を目指す
- FBR代替オプション(例):トリウム炉、海水ウラン捕集、長寿命炉 など

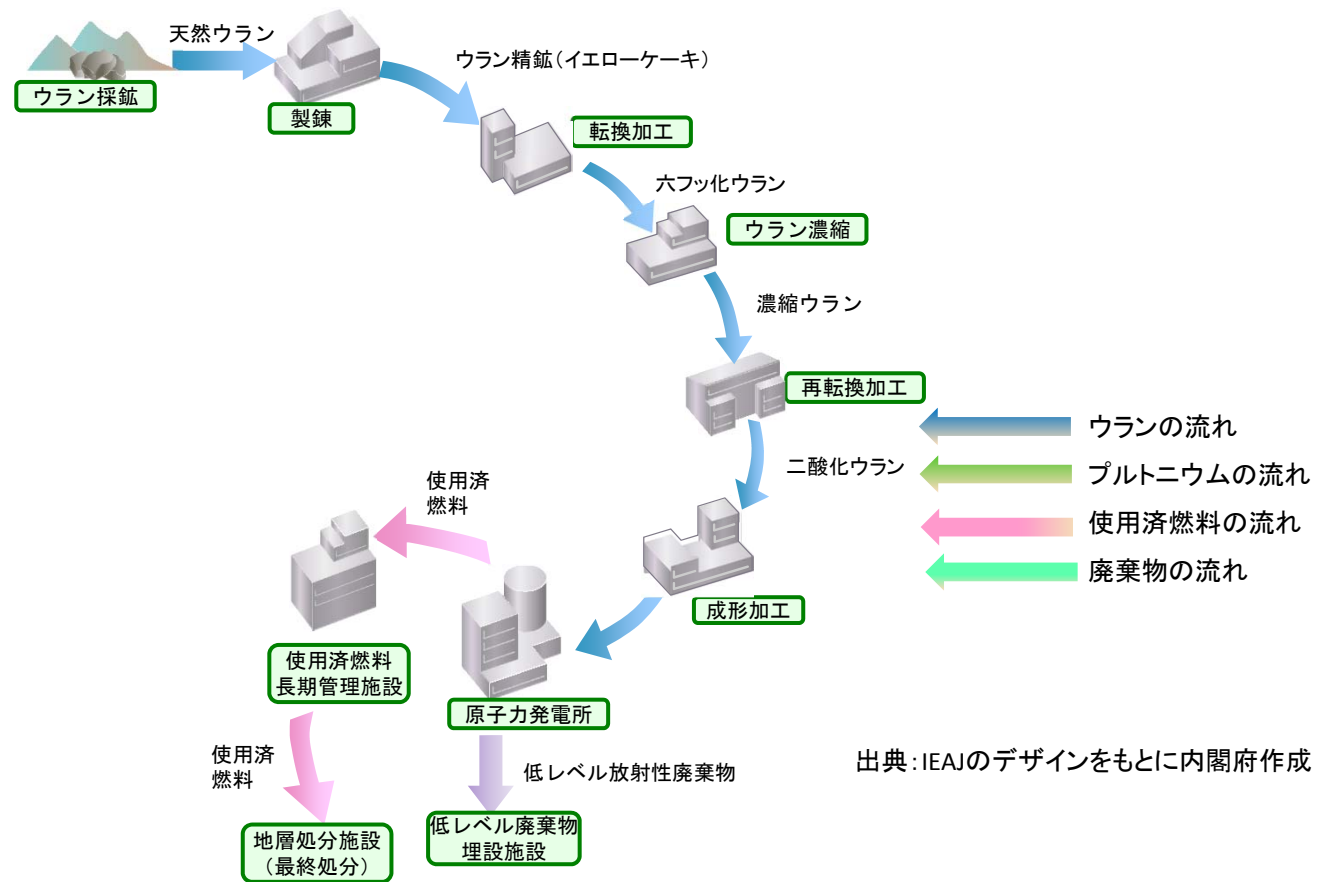
# FBR(移行後)



- ・ 軽水炉を順次高速増殖炉で代替し、資源節約・環境負荷低減等を目指す
- ・ FBR代替オプション(例):トリウム炉、海水ウラン捕集、長寿命炉 など



# LWRワンズスルー



- 使用済燃料は(長期管理を経て)直接処分
- 軽水炉の代替オプション(例): 海水ウラン捕集、長寿命炉 など

# 再処理・燃料サイクルの得失

—これまでの大綱策定会議であった主な意見—

- 放射性廃棄物を減容することで環境負荷低減も図れる
- 使用済燃料中のU,Puは資源の乏しい日本の有用なエネルギー源
- 非核国での再処理・濃縮は核不拡散のモデルとして世界に貢献
- × 再処理は経済的なコストが大きい
- × もんじゅは15年も運転停止であったし、再稼働後もトラブルを起こしている

# 技術選択肢の評価軸(案)

## ーステップ1の評価軸ー

- 安全性
  - 安全の確保、ライフサイクルでの被ばくリスク など
- 経済性
  - 発電コスト など
- 資源有効利用
  - 資源利用効率、資源量 など
- 核不拡散・セキュリティ
  - 不拡散、テロ対策 など
- 廃棄物
  - 高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度・発生量・処分面積・被ばくリスク など



# 政策選択肢の評価軸(案)

## －ステップ2の評価軸－

- 経済性・産業への波及効果
  - シナリオに基づく総費用など
- 社会受容性
- 選択肢の確保(柔軟性)
  - 開発の柔軟性、政策変更への柔軟性、リアルオプションのあり方 など
- 核不拡散・セキュリティ
  - 多国間管理 など
- 廃棄物・使用済燃料管理
  - 施設数、保管量 など
- 政策変更に伴う課題

---

# 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。

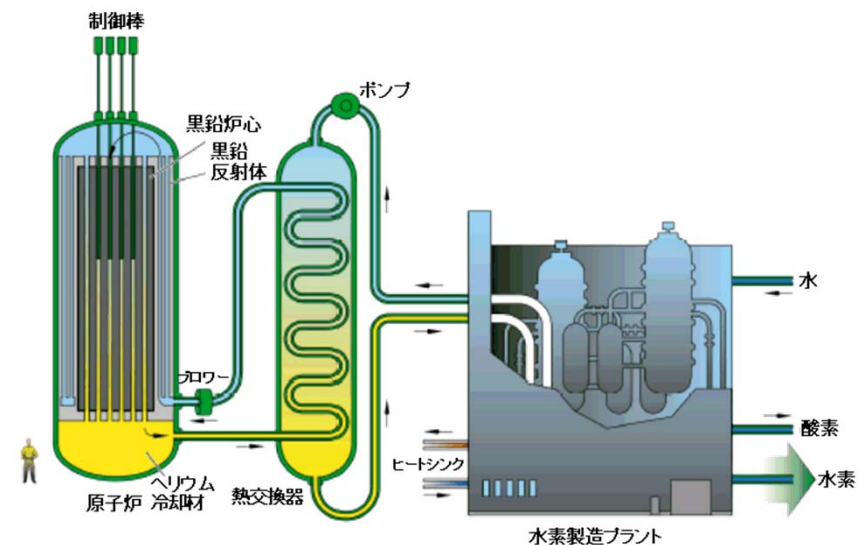
【課題】

○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)

Gen-IV炉ではないが、日本のHTTRや、米・独では高温ガス原型炉を建設・運転し発電した実績がある。



# 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。

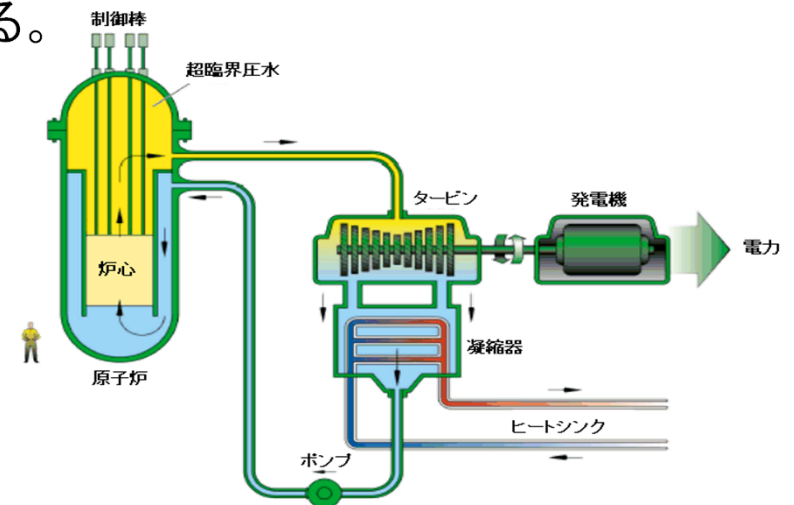
【メリット】

- 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。

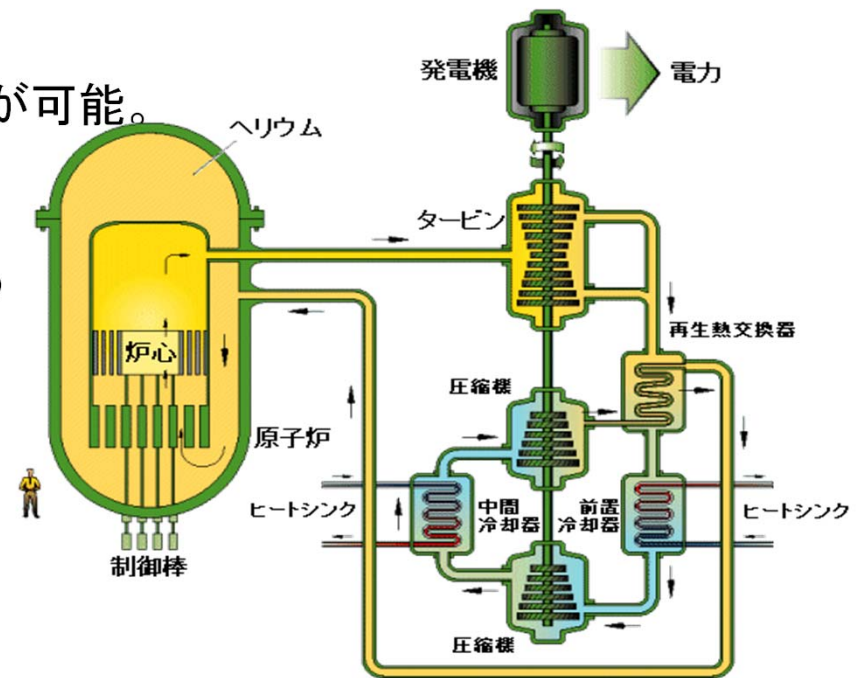
【メリット】

- 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】

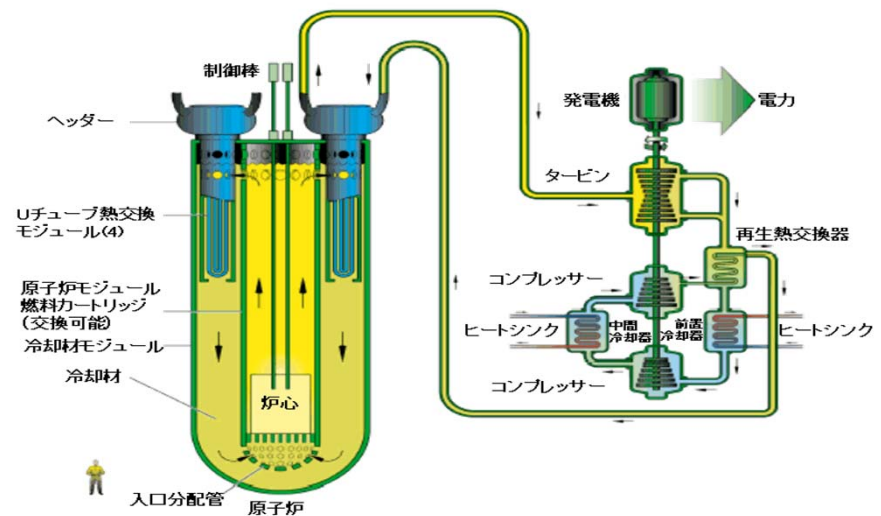
○Bi(ビスマス)の放射化が課題である。

○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)

Gen-IV炉ではないが、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。

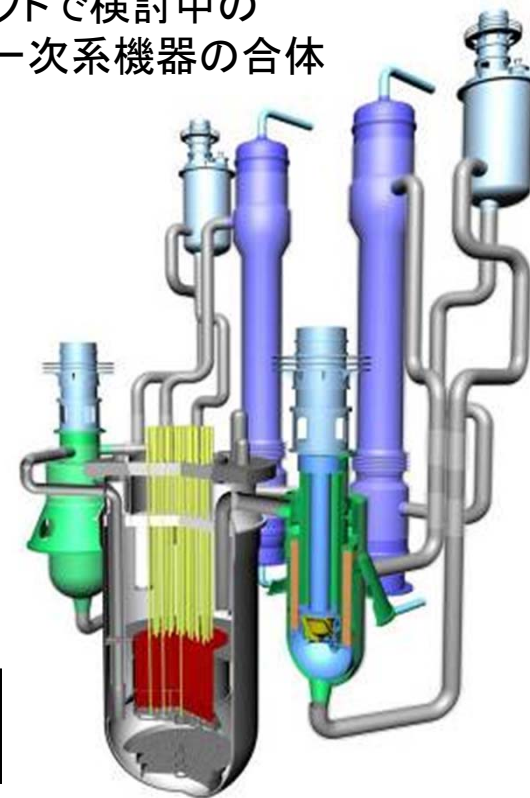
【メリット】

- 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

Gen-IV炉ではないが、「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：溶融塩炉

(MSR : Molten Salt Reactor System)

【特徴】冷却材：溶融塩、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。

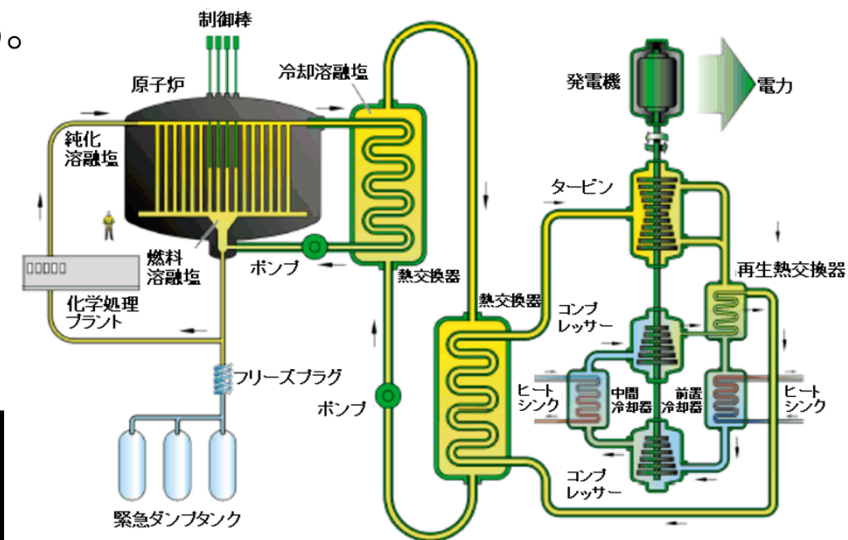
○燃料交換なしで、長時間の運転が可能である。

【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。

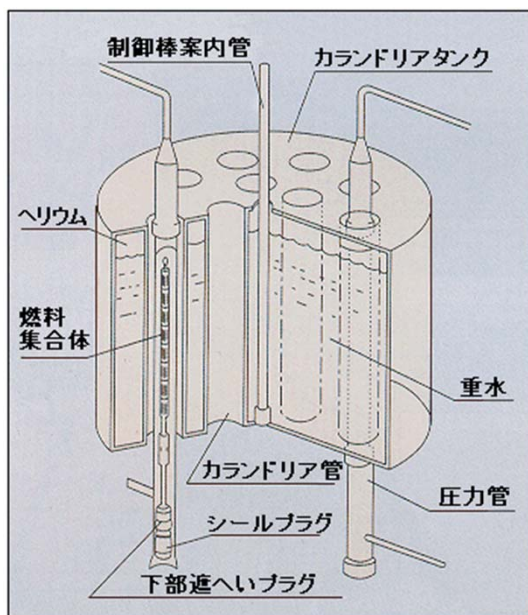
Gen-IV炉ではないが、アメリカにて溶融塩実験炉を建設・運転した経験がある。





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

- 重水減速沸騰軽水冷却縦型圧力管原子炉
- 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年に開発を中止し、廃炉を進めている



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

# 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

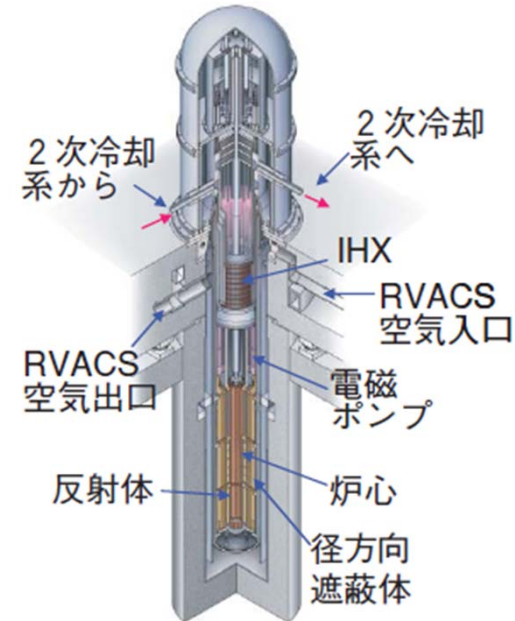


The traveling wave reactor (TWR) はGIFの次の段階の概念である。ワンスルーサイクルを採用し、必要な時に必要な場所の核分裂性物質を燃料として使用する。ひとたび濃縮された燃料を用いてウェーブが開始されれば、核燃料物質は必要とせず、劣化ウランがある限り発電が継続する。炉の燃焼制御方法、大量の燃料を保有する点についての安全確保、長寿命炉心に対応する燃料・材料等が課題である。

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

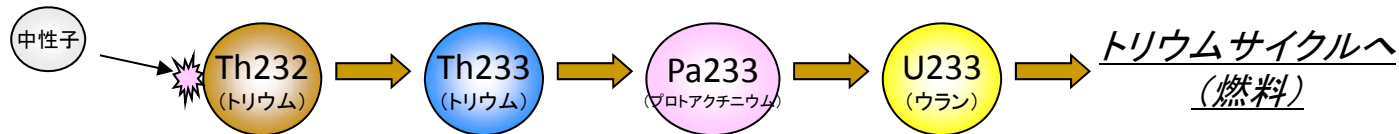


長寿命炉心の実現による核拡散抵抗性とメンテナンスの低減、受動的安全設備の導入による安全性の向上を目指した小型高速炉(4S)。金属燃料を反射体で制御する電気出力1万kWの4S炉心は、30年の炉心寿命を保持。送電インフラのない地域等での電力供給、熱供給、海水淡水化等、地域共生型の原子力多目的利用に貢献可能。大量の燃料を保有することに対する安全確保、長寿命炉心に対応する材料の開発が課題。

米でライセンス申請を計画中

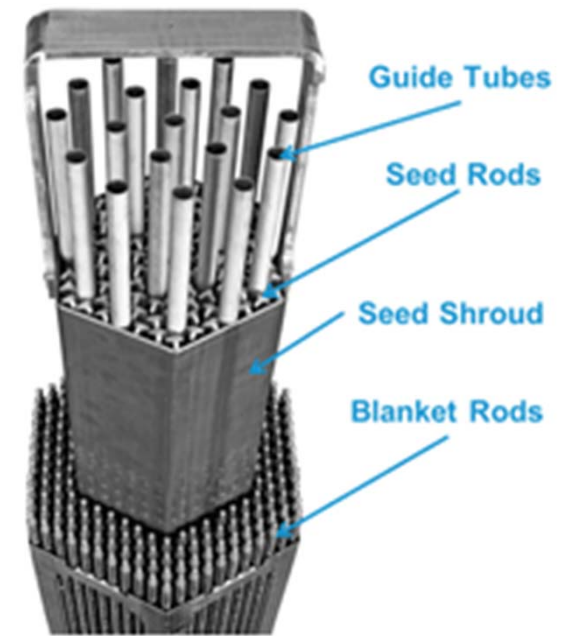
出典：電力中央研究所 研究年報(2007)をもとに事務局にて作成

# トリウム燃料炉



- 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))

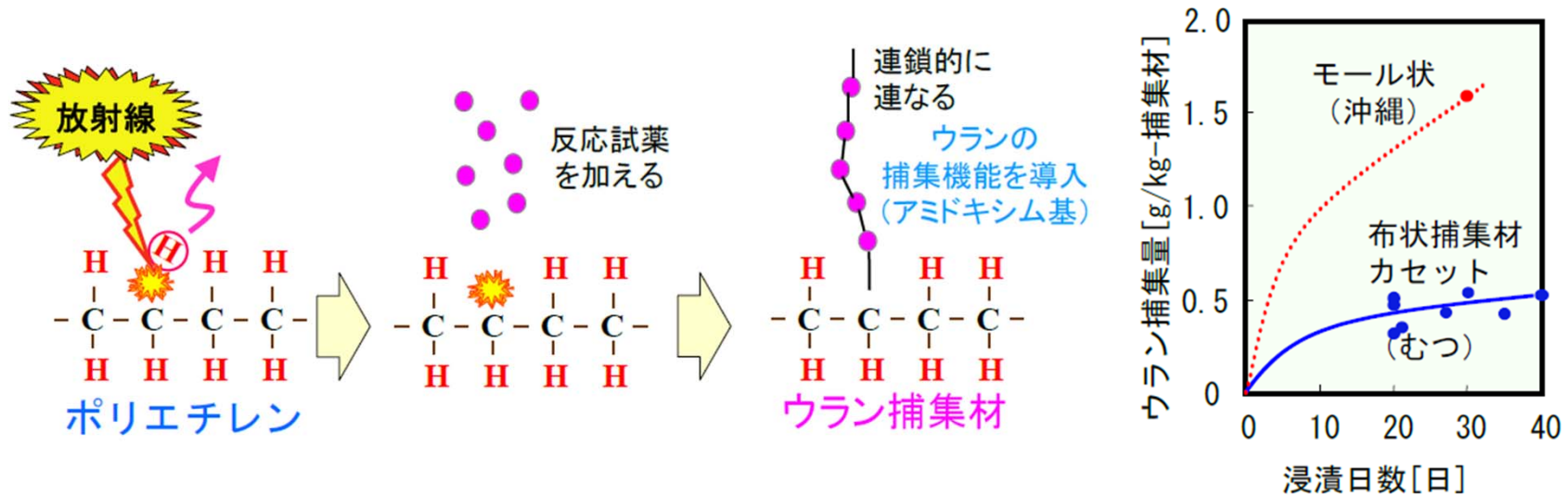
高温ガス炉などでトリウム燃料の利用実績がある。



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

出典:LightBridge社HP

# 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
- 基礎基盤的な研究段階であるが、チャンピオンデータに基づく捕集コスト (原価) は、2009年5月のウランスポット価格 ( \$51/ポンド-U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> ) の3倍程度に相当と推定

出典: 原子力委員会第20回定例会議(2009年)