

## 1月24日 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第6回)

番号	ご発言委員 (敬称略)	ご発言(“ー”は対応案)	アウション 担当
1	伴	P. 7 P. 8 ユーリー委員会及びOECD/NEAで検討された燃料サイクルの各委員会における検討結果を追加すること	内閣府
2	伴	P. 15 放射性廃棄物の管理とあるが、再処理することによって廃棄物の総量は減る。減額がレベル別削減のことであり、今の段階では見えない。再処理することによって減額がゼロになるという評価をしてはならない。	対応不要
3	伴	P. 15 放射性廃棄物の管理とあるが、再処理することによって減額がゼロになるという評価をしてはならない。	対応不要
4	伴	技術選択肢を並べるだけでなく、どういう技術がどこまで成立し得るのかを議論していくべき → 評価軸整理の中に技術的成立性を追加するとともに、参考資料として燃料サイクルの絵をつけて視覚的にも補足する	内閣府
5	伴	FRとEBRは技術的観点から大きく異なるのではないが、その技術情報を提示すべき	JAEA
6	山名	P. 17 廃棄物の管理とあるが、再処理することによって減額がゼロになるという評価をしてはならない。	アウションで対応
7	山名	再処理することによって減額がゼロになるという評価をしてはならない。	アウションで対応
8	田中	MOX燃料を2、3回といサイクルすることが出来るのかという技術的、経済的な議論をすべき	電事連
9	田中	MOXの使用が燃料を中期的には削減して、かつコストも削減すべき	アウションで対応
10	田中	MOX使用済燃料をどのような形で貯蔵しておくのが良いのかというオプションを検討しておくべき → 貯蔵の観点から、MOXの使用済燃料の特徴をまとめる	電事連
11	近藤	ウランの値段が上がればプラスマイナスでは発電単価が上がると、MOXのメリットサイクルすると安全性の確保が難しくなると言った技術的特性については記載しておいても良い	電事連
12	田中	アウチノイト燃焼については、どのような燃焼システムか、技術開発の検討オプションとして幅広く検討しておくべき	JAEA
13	伴	技術選択肢には現時点での到達点や課題を記載すべき	内閣府
14	山名	技術選択肢に実用化までの課題を記載すべき	内閣府
15	伴	フランスのウェニッスで発生した制御できない出力変動の原因調査を教えてください	JAEA
16	山名	FRとEBRは再処理とプルトニウムを貯蔵する点で異なるが、FRはプルトニウムを貯蔵する点で異なる(1)	JAEA
17	山名	P. 10 燃料の燃焼は、ウラン燃焼の燃焼であるが、FRはプルトニウム燃焼である(2)	JAEA
18	山名	P. 18 新設の燃料は、FRの燃料であるが、FRはプルトニウム燃焼である(3)	JAEA
19	山名	P. 10、13に記載されている燃料サイクルは、FRの燃料サイクルである(4)	JAEA
20	鈴木	各技術選択肢の実用化の可能性、そこまでの課題を書き込む	内閣府
21	田中	各技術選択肢の観点から、プルトニウムを貯蔵する点で異なるが、FRはプルトニウム燃焼である(5)	内閣府
22	鈴木	各技術選択肢の観点から、プルトニウムを貯蔵する点で異なるが、FRはプルトニウム燃焼である(6)	内閣府
23	伴	各技術的選択肢を並列して評価していくことに違和感を感じる → 項目13、14で対応	内閣府

120124\_アウション事項\_71.xlsx

番号	ご発言委員 (敬称略)	ご発言(“ー”は対応案)	アウション 担当
24	山名	100年程度のシナリオ対照評価をすべきである。これを政策評価と捉えているのであれば、シナリオ評価と呼ぶべき	アウション 担当
25	又吉	評価軸として、各技術選択肢の技術的成熟度、現段階、今見えている将来のアウトルック、国内外を視野に入れた整理を加えるべき過去に積み上げた知財財産等を取扱選択するに当たって、メリット・デメリットを評価するため → 第4回策定会議資料-1号P. 34の諸外国の使用済燃料の取扱いをベースに作成する。	内閣府
26	田中	各技術選択肢における燃料加工の観点からの技術的成立性や安全性について追加すること → 項目13、14で対応	内閣府
27	伴	アウションにおいて、日本の再処理政策が各国に及ぼす影響を評価した方がよい	アウションで対応
28	伴	評価軸におけるMOX燃料を使用した場合のウラン節約効果とあるが、本来の目的ではないのにこのように記載することはおかしい → 燃料プルトニウム抑制のための処置であることの記載をするか検討する	内閣府
29	伴	MOX燃料の使用が10～20%のウラン資源の節約となる評価の精査が必要 → 前回大綱説明資料を見直し、ただし、歩留まり、冷却期間を考慮する	電事連
30	山名	技術的選択肢の核不拡散については、幅が広いのでいくつかの視点(雇用抵抗性、保障措置、計量管理、技術協定)に絞った方がよい	内閣府
31	山名	放射性廃棄物の管理とあるが、再処理することによって減額がゼロになるという評価をしてはならない。	アウションで対応
32	山名	放射性廃棄物の管理とあるが、再処理することによって減額がゼロになるという評価をしてはならない。	アウションで対応
33	又吉	放射性廃棄物の管理とあるが、再処理することによって減額がゼロになるという評価をしてはならない。	アウションで対応
34	山名	廃棄物管理の最適化(再処理)ではなく、サイクル全体を含めたとそれに対する廃棄物でネーシングの自由度(埋設までの管理期間の合理化、コストの合理化)が、どれくらいシナリオによって異なるかが評価には重要→代理からの問い合わせにより、田中委員より、現状の記載で期間と量が入っているの十分だが、さらに低レベルについて含めればよいとご意見あり → 対応検討中(アウションで対応できないと回答できないのではないかと)	内閣府
35	伴	被ばくリスクの観点から言えば、低レベル廃棄物の増加によるリスク増加についても記載するべき → 廃棄物の被ばくリスク評価は、フロンティアからバックエンドまでのライフサイクルで考えるべき	電事連
36	山地 (代理ご発言)	項目35と同時対応、OECD/NEAの2002、2003年頃のレポート(原産協会あり)の更新版があれば参考になるのではない	電事連
37	伴	アウションで対応、回収率の観点について記載すべき	アウションで対応
38	伴	放射性廃棄物の管理とあるが、再処理することによって減額がゼロになるという評価をしてはならない。	アウションで対応
39	田中	→ 項目27で、回収率の観点について記載すべき	アウションで対応
40	又吉	高レベルと低レベルの放射性廃棄物を分けて整理する際に、総合的に見てどれが優れているかという視点、総合的に見てどれが優れているかという視点、総合的に見てどれが優れているかという視点	アウションで対応
41	又吉	経済性についてはウラン価格の前提についても記載すべき → 技術小委員会におけるウラン価格の燃料コストへの感度解析を利用	内閣府



アソシオン 担当	ご発言（“”は対応案）	ご発言委員 （敬称略）	番号
スウェーデン 外務省	ラテンアメリカ諸国では、ラテン資源を我が国が購入しやすいとか、国際競争でラテン地域での我が国の立ち位置という観点も重要 “”エボリギ”は、キニシラチの視点と解釈 “”六ヶ所の拠拠点での飛躍性を踏まえて議論するために、公平委員を呼んで話をしてもよろしい”と “”一般化は議論はしていない”	田中	42
外務省	西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）” “”西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）” “”西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）”	伴	43
外務省	西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）” “”西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）” “”西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）”	山名	44
スウェーデン 外務省	西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）” “”西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）” “”西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）”	山名	45
スウェーデン 外務省	西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）” “”西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）” “”西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）”	山名	46
スウェーデン 外務省	西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）” “”西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）” “”西の国々の議論は、西の国々を議論するより、むしろ“”（中略）”	山名	47



# 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

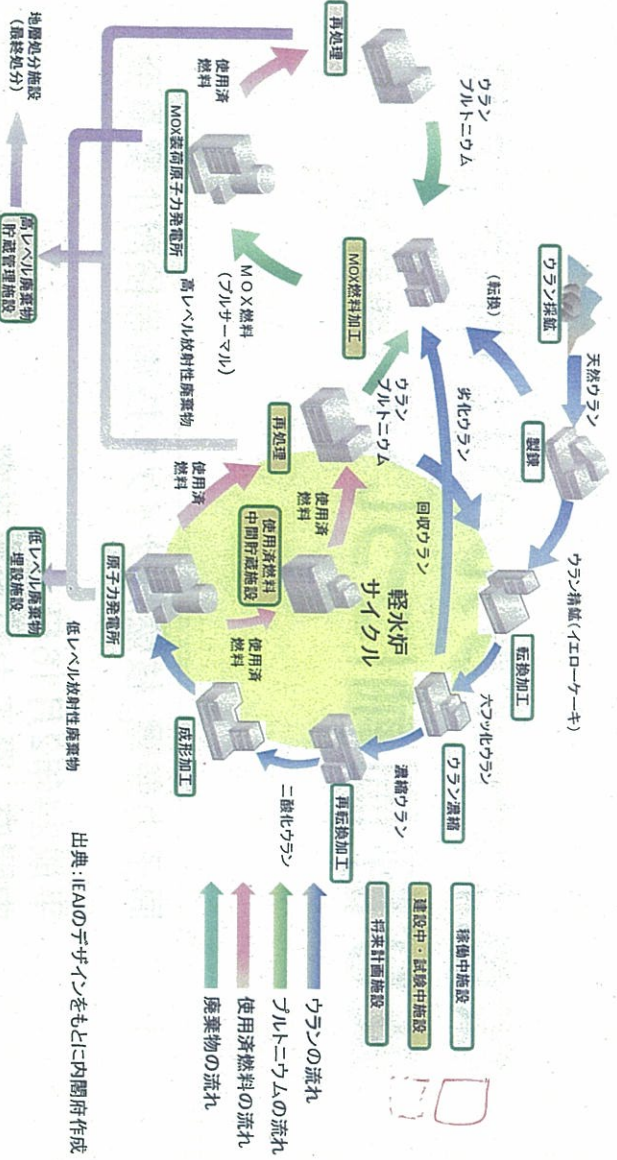
## 第1ステップ議論の目的

—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

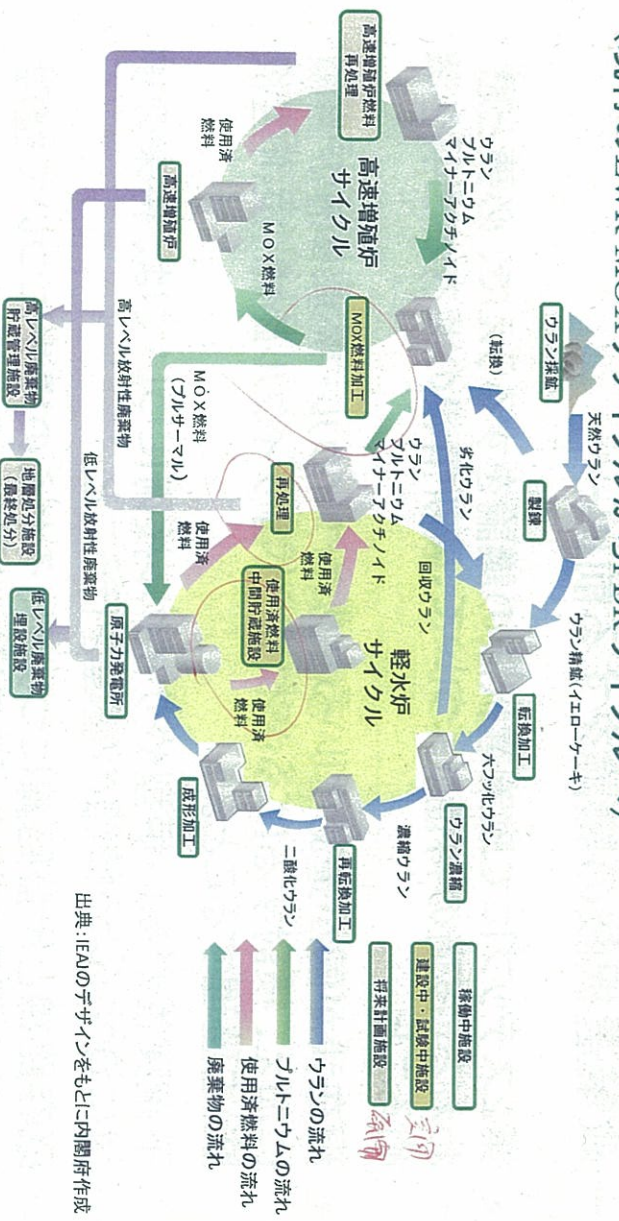
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

3

# 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

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

4



# 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・ブクチノイド燃焼	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・ブクチノイド燃焼	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・ブクチノイド燃焼	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

2012/2/16

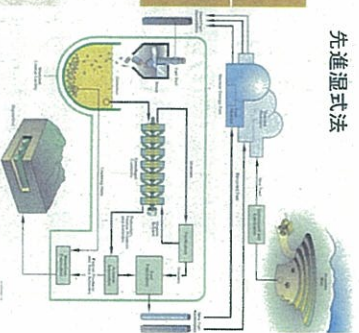
原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

5

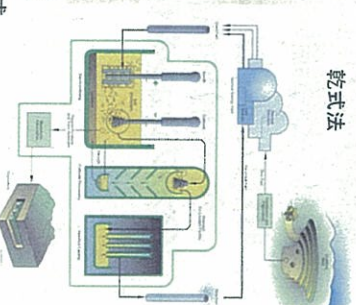
## GIFで想定した燃料サイクル概念の例

- GIF 燃料サイクル概念 -

先進湿式法



乾式法



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	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

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

6



## 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
ワンススルーHTR	例えば黒鉛母材燃料を使用する冷却材温度600℃超の高温ガス炉(HTR)によるワンススルーサイクル。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
クローズドFBR サイクル	アクト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

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

7

## 米ブルーリボン委員会の結論

- 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うる潜在力を有した、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大きな原子力エネルギー・システム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

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

8



# OECD/NEAで検討された燃料サイクル

## ■ ウンスルーサイクル

- 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、アクチノイドブリー廃棄物に近くなる

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

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

9

## 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。
- 過去および近未来において、持続可能性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(エネルギーセキュリティ、CO2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的展望を評価するための指標開発の継続
  - 政府による承認プロセス、資源持続を保証する長期計画の保証とウラン開発への技術投資
  - 核燃料サイクル全体の経済性についての総合的見解の確立
  - 新規技術等に関するリスクを産業が管理できるように政府の物理支援策
  - 地層処分の実施
  - 使用済燃料の中間貯蔵の研究
  - 廃棄物処分の継続的研究開発及びその実証
  - 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
  - 長寿命核種減容等の最も効果的な方法としての先進炉と分離技術にかける国際協力の発展
  - 先進的核燃料サイクル研究における総合的アプローチ及びシステム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)

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

10



# 選択肢の例

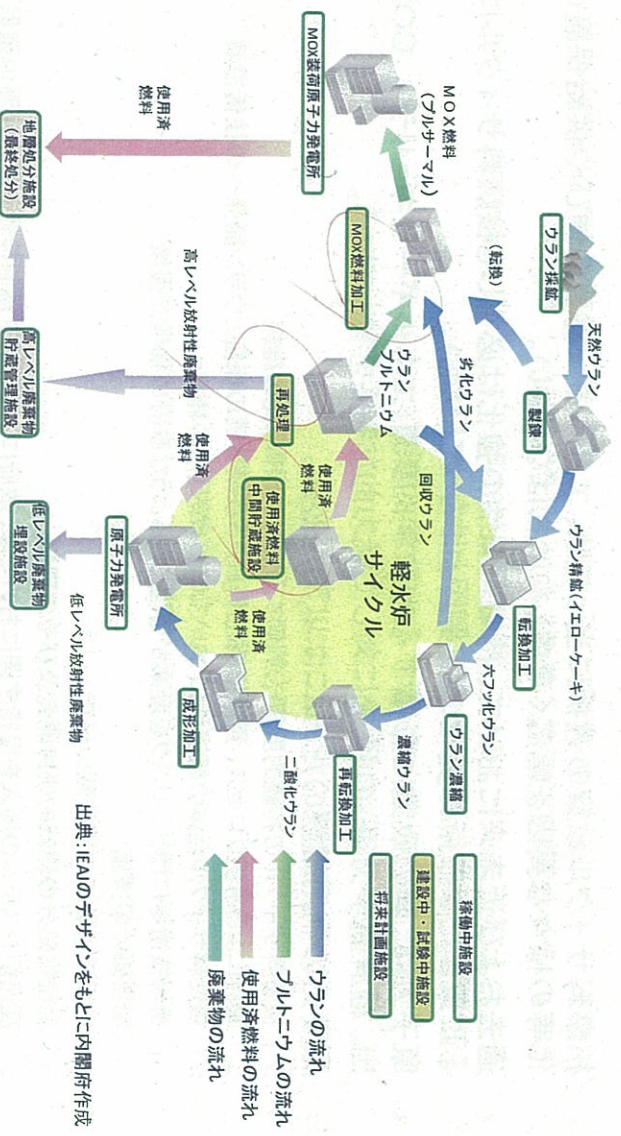
軽水炉	再処理	高速炉		選択肢
		アクトノイド燃焼	燃料増殖	
○	○ (全量)			LWR-MOXリサイクル
○	○ (ウラン燃料のみ)			LWR-MOX限定リサイクル
○	○	○		LWR-FR(アクトノイド専焼)
○	○	○	○	FBR
○				LWRونسスルー

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

11

## 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  
代替オプション(例):トリウム+Pu燃料(燃料有効利用)、海水ウラン捕集(ウラン資源確保)、新型転換炉(燃料有効利用) など

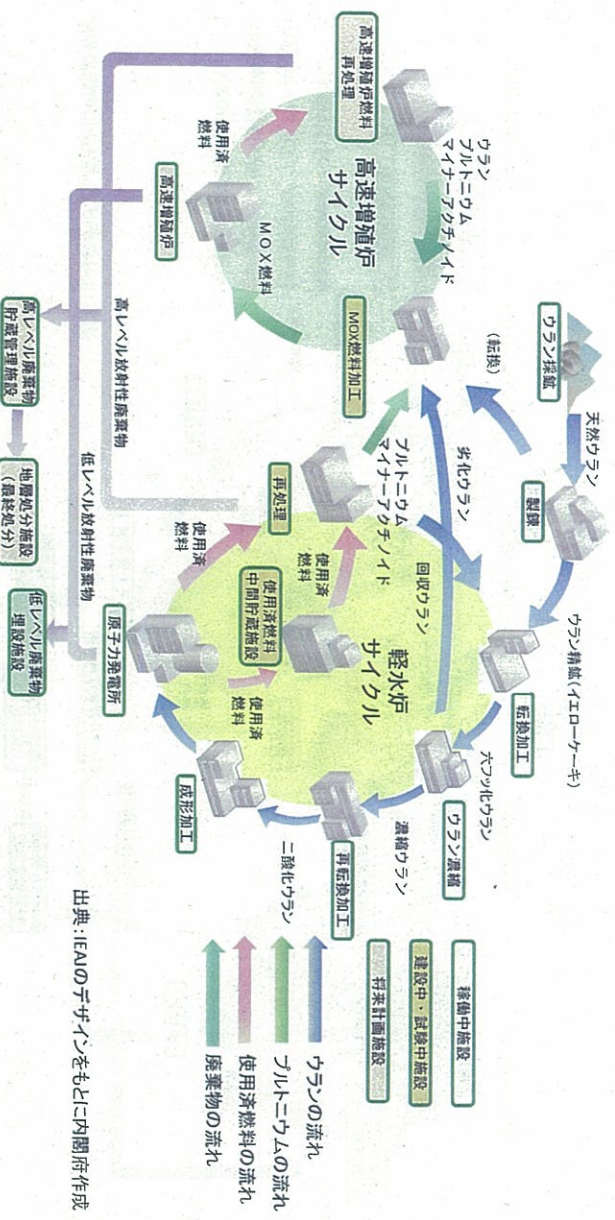
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

12



# FBR(LWRからの移行期)



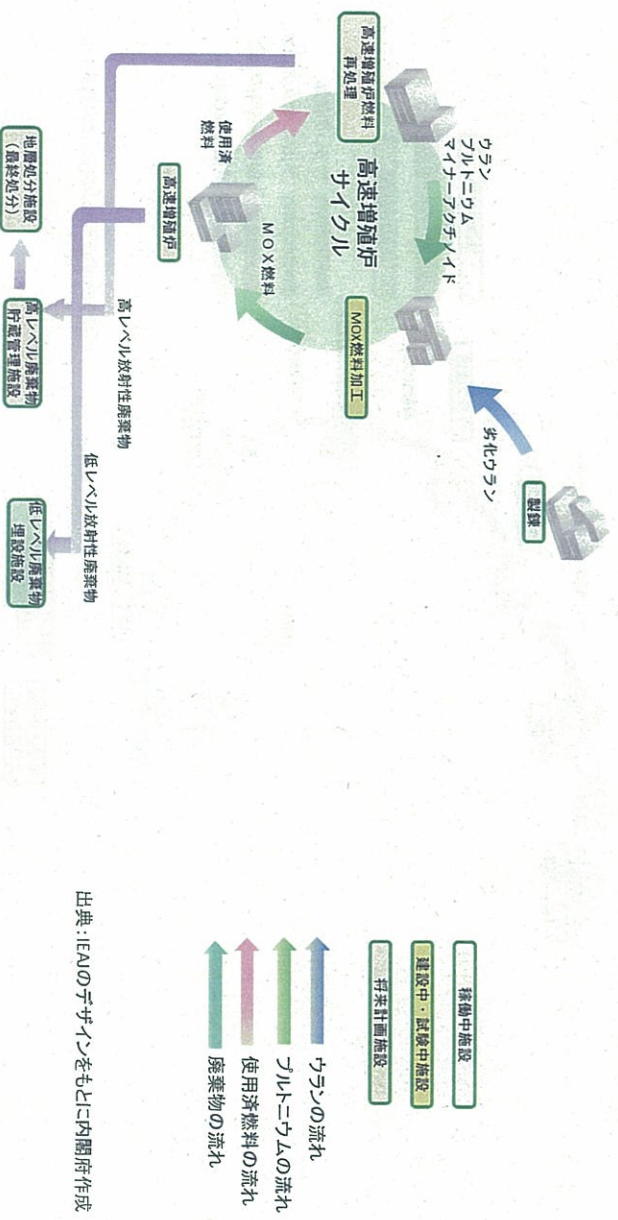
軽水炉を順次高速増殖炉で代替し、資源節約・環境負荷低減等を目指す  
代替オプシヨン(例):トリウム炉(Pu代替)、海水ウラン捕集(ウラン資源確保)、長寿命炉(燃料有効利用) など

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

13

# 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  
代替オプシヨン(例):トリウム炉(Pu代替)、海水ウラン捕集(ウラン資源確保)、長寿命炉(燃料有効利用) など

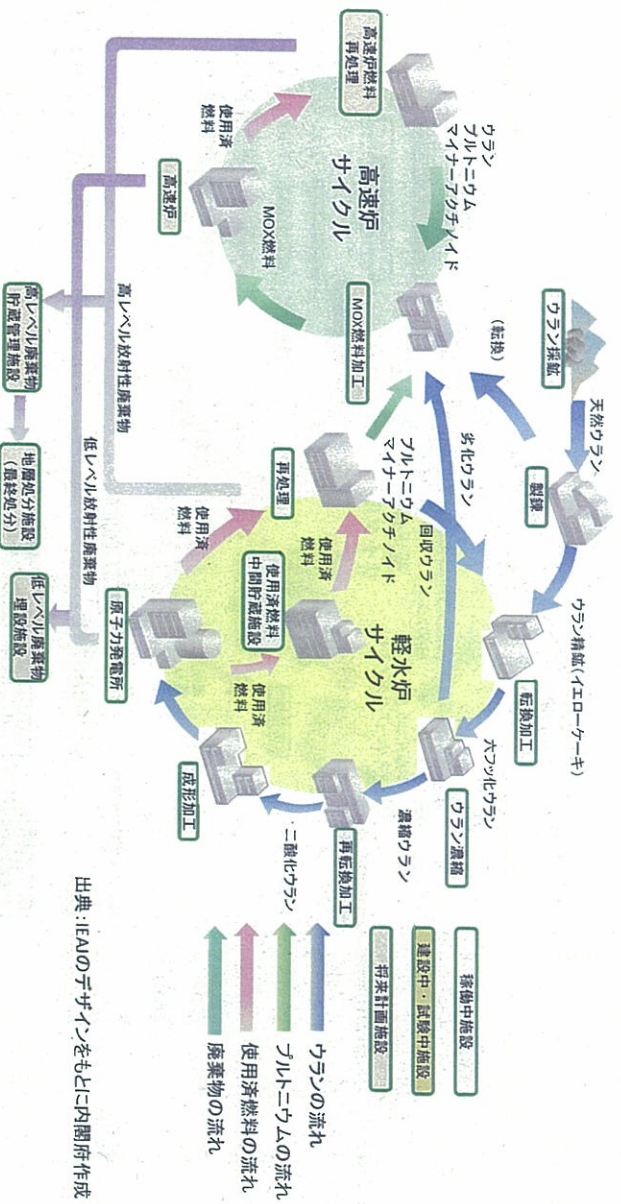
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

14



# LWR-FR(アウチノイド専焼)



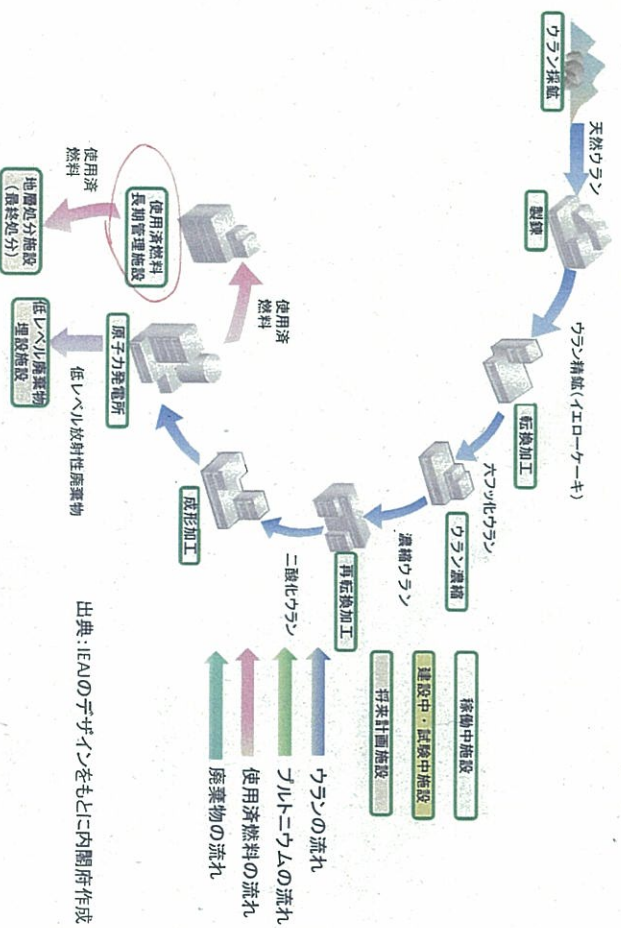
FR(アウチノイド燃焼炉)を導入し、環境負荷低減等を図るオプション  
代替オプション(例): 加速器駆動システム(アウチノイド専焼)、新型転換炉(アウチノイド燃焼) など

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

15

# LWRウンスルー



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(ウラン資源確保)、長寿命炉(燃料有効利用) など

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

16



# 安全性：安全の確保

## LWRフュースル―

LWR、使用済燃料長期管理施設、地層処分場のさらなる安全向上が課題

## 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、地層処分場のさらなる安全向上に加え、MOX燃料の加工、再処理工場などの安全確保が課題

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

## FBR

LWR、使用済燃料長期管理施設、地層処分場のさらなる安全向上、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)炉利用・高速(増殖)炉燃料用再処理等に伴う安全確保が課題

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

17

## 安全性：ライフサイクルでの被ばくリスク(1/2)

いずれの核燃料サイクルの選択肢でも、被ばく線量は基準値(職業人の線量限度)を大きく下回る。フロントエンド(採鉱と精錬)以外の被ばく線量は特に小さい。

## LWRフュースル―

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

## 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

## 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

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

18



日本橋

—

2.31

us ne

19

172220  
" 522010  
14919 114491  
172220 172220







# 資源有効利用：資源量(1/2)

## LWRフッスル

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(OECD/NEA, IAEA)  
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フッスルより30%増加

## 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

## 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(OECD/NEA)

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

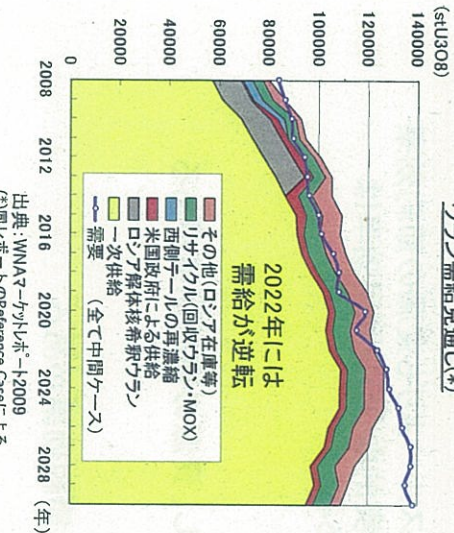
23

# 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(\*)



## ウラン資源量の推移

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)				
<260tJL/kgU	—	—	—	>6306
<130tJL/kgU	4588	4743	—	5404
<80tJL/kgU	3537	3804	>4456	3742
<40tJL/kgU	>2523	>2749	2970	>796
確認資源				
<260tJL/kgU	—	—	—	>4004
<130tJL/kgU	3169	3297	>3338	3525
<80tJL/kgU	2458	2643	2598	>2516
<40tJL/kgU	>1730	>1947	>1766	570
推定資源				
<260tJL/kgU	—	—	—	2302
<130tJL/kgU	1419	1446	>2130	>1879
<80tJL/kgU	1079	1161	>1858	1226
<40tJL/kgU	>793	>799	1204	>226

出典: Uranium 2009

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、1stU308とは0.769tUに相当する。

出典:原子力委員会 新大綱策定会議 資料2-1号

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

24



# 核不拡散・セキュリティ：不拡散

保障措置を適用することで、核不拡散を担保できる。

## LWRونسスルー

その4つのレベル、保障措置の適用が必要

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ونسスルーよりもリスクが高くなると考えられるが、我が国では国際共同作業で合意できる厳格な保障措置・核物質防護を開発し大型再処理工場に適用すること、将来のMOX燃料加工工場についても厳格な保障措置・核物質防護を適用することが期待できることから、再処理・MOX燃料加工の核不拡散性を高く維持することは可能

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

高速炉サイクルに関しては、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れている

## FBR

プラント技術、炉心技術共に基本的にFRと同一の技術。FRをFBRとする場合、炉心の周りにウランケットを設置することにより、ウランケットに生成する純度の高いプルトニウムへの懸念が出されているが、保障措置を適用することで核不拡散を担保できる。また、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れている

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

25

# 核不拡散・セキュリティ：テロ対策

## LWRونسスルー

国際基準とも整合する核セキュリティを達成・維持することが必要  
軽水炉使用済燃料は時間とともに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ونس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、国際基準と整合する核セキュリティ対策を達成・維持することが必要  
高次化したプルトニウムはテロリストにとっての魅力度が低下する

## 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が、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が増加するが、セキュリティ対策はLWR-MOXと同様

## FBR

軽水炉使用済燃料の蓄積は減少するが、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は最も多く、リスクが最大となるが、セキュリティ対策はLWR-MOXと同様

INFCIRC/225/Rev.5が発行されるなど、国際的に核セキュリティ強化の傾向である。

2012/2/16

原子力発電 核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

26



# 廃棄物：HLWの潜在的有害度(毒性)(1/2)

LWRプンスルー

【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

【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プンスルーより1桁低減できる可能性がある。

LWR-MOXリサイクル

【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

【有害度(相対値)：240分の1】

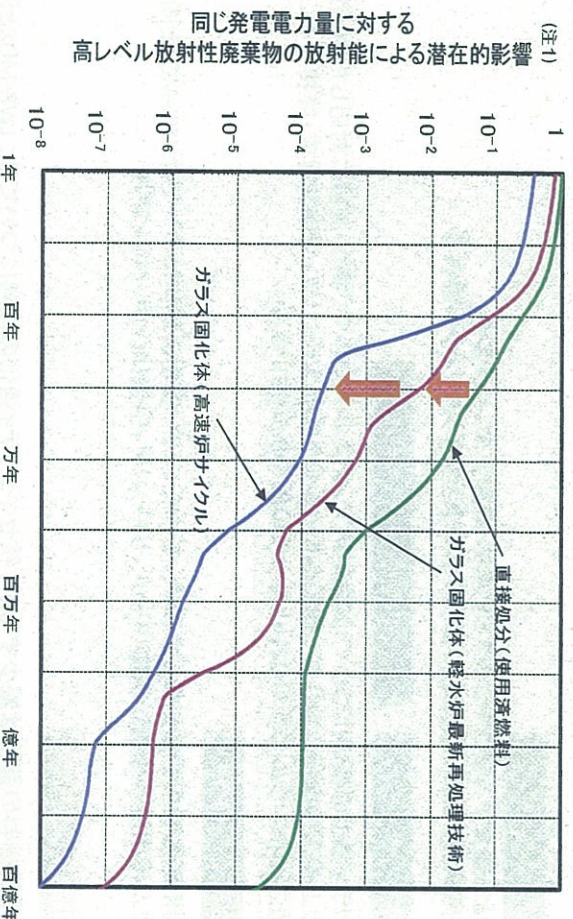
FRとFBRサイクルは、LWRプンスルーに比べて1000年後の高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度を数百分の一に低減できる可能性がある。また、LWR-MOXリサイクルの場合に比べても、約1/30に低減できる可能性がある

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

27

## 廃棄物：HLW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)

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

28



# 廃棄物：HLWの発生量(1/2)

調整中

## LWRونس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

## LWR-MOX限定リサイクル

## LWR-MOXリサイクル

低レベル放射性廃棄物の発生量はLWRونسスルーの場合より増加するが、高レベル廃棄物の発生量を低減できる

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

廃棄物の分離核変換を行うことで、高レベル廃棄物の物量を低減出来る可能性がある  
一方、低レベル廃棄物の物量は直接処分の場合より増加する

## FBR

アクチノイドをFBRサイクルで燃焼することで、高レベル廃棄物の物量を低減出来る可能性がある  
一方、低レベル廃棄物の物量は直接処分の場合より増加する

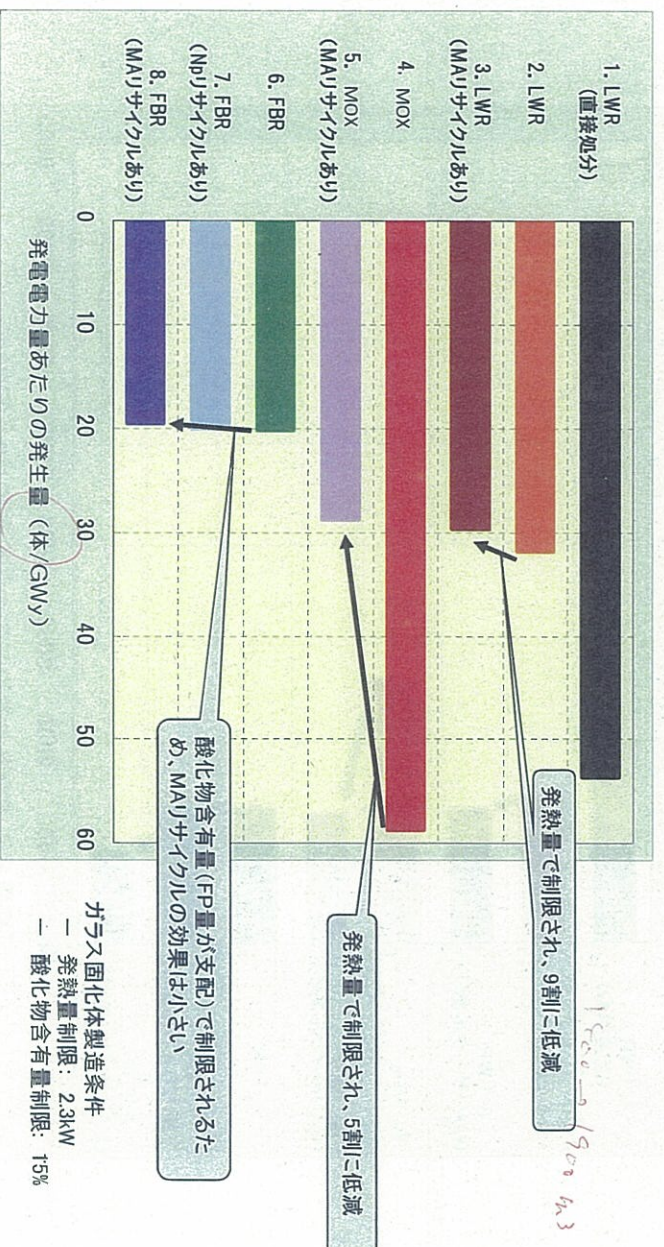
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

29

# 廃棄物：HLWの発生量(2/2)

調整中



2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

30



# 廃棄物：廃棄物処分面積(1/2)

調整中

## LWRフランスルー

ガラス固化体を埋設する場合に比べて広い面積が必要となる

## LWR-MOX限定リサイクル

高レベル放射性廃棄物の発生量は再処理した場合、直接処分に必要な面積の1/2～2/3程度に抑制される。使用済MOX燃料の直接処分に要する面積は、使用済ウラン燃料を直接処分する場合の4倍程度となる。別途ガラス固化体・TRU廃棄物の処分場も必要となる

## LWR-MOXリサイクル

高レベル放射性廃棄物の発生量は再処理した場合、直接処分に必要な面積の1/2～2/3程度に抑制される。別途ガラス固化体・TRU廃棄物の処分場が必要となる

## LWR-FR(アクチノイド専焼)

## FBR

最終処分場は必要となるものの、アクチノイドを燃焼するなど分離核変換技術の積極的な採用により、高レベル放射性廃棄物の処分面積を大幅に低減できる可能性がある

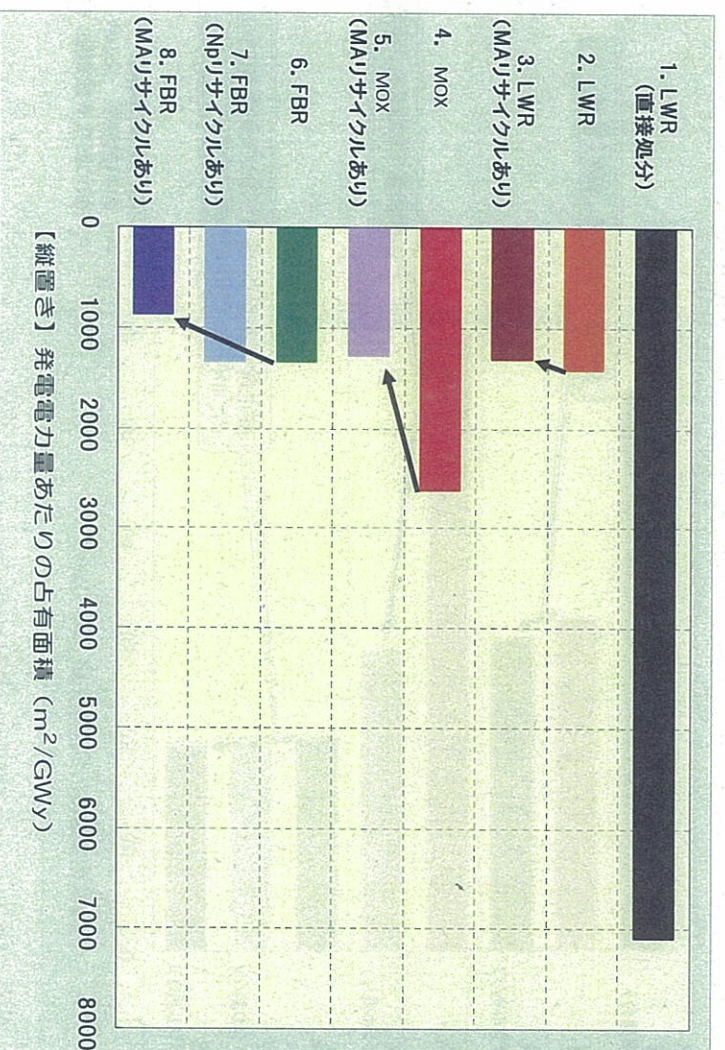
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

31

# 廃棄物：廃棄物処分面積(2/2)

調整中



出典：原子力委員会 分離変換技術検討会 資料1-3-2号より事務局にて編集

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

32



# 廃棄物：HLWの被ばくリスク(1/2)

全ての選択肢（ガラス固化体処分、直接処分いずれの場合）でも、人工バリア及び天然バリアにより被ばくリスクは低く抑えられる。

## LWRフッスルー

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

原子核崩壊に伴う数千年後の被ばくリスクの増加はLWRフッスルーや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

## LWR-FR（アクチノイド専焼）

## FR

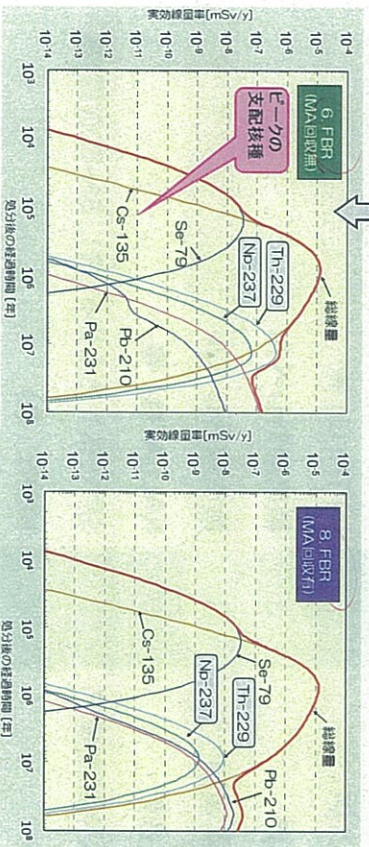
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会（第7回）

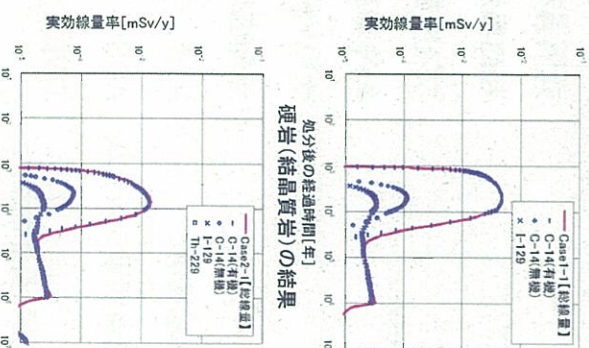
33

# 廃棄物：HLWの被ばくリスク(2/2)

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



●使用済燃料の直接処分における評価結果例



- 地下シナリオでは、ピークの実効線量率はCs-135で支配され、MA核変換の効果は限定的
- 1000万年頃のNp-237/Th-229による実効線量率は、MAリサイクルによって変化

出典：原子力委員会分離変換技術検討会 資料1-3-2号

出典：原子力委員会 新計画策定会議技術検討小委員会“基本シナリオの核燃料サイクルコスト比較に関する報告書”（2004）

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会（第7回）

34



# 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、・技術オプシオン評価
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、模擬実験施設の設計・建設など ・要素技術の実験室規模の試験、
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、 ・実験の設計、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

出典: Proc. 11th Info. Exg. Mtg. on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, 2010をもとに事務局にて編集

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

35

## 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
Gen-IV	超高温ガス炉	7	HTTR(日)等
	超臨界水炉	3	概念設計レベル
	ガス冷却高速炉	3	概念設計レベル
	鉛冷却高速炉	5	KALLA(独)等
	ナトリウム冷却高速炉	9	SPX(仏), もんじゅ(日), BN-600(露)等
	溶融塩炉	6	MSRE(米)
新型転換炉	ATR	7	ふげん(日)
加速器駆動システム	ADS	3	J-PARC(日)、MEGAPIE(スイス)など
小型炉・長寿命炉	TWR	1	概念検討レベル
	4S	4	米でライセンス申請を計画
トリウム燃料炉	軽水炉・ガス炉他	6	FSV, Shippingport(米), AVR(独)など

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

36



# 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
		軽水炉	高速炉	
湿式	PUREX	9	7	La Hague再処理工場(仏)等
	先進湿式	-	5	FACT計画(日)
	群分離	3	-	UREX法(米)等
	金属電解法	-	5	IFR計画(米)など
乾式	酸化物電解法	-	-	実験室規模試験レベル
トリウムサイクル		2	-	概念検討レベル
海水ウラン捕集		5		JAEA(日)

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

37

## 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。

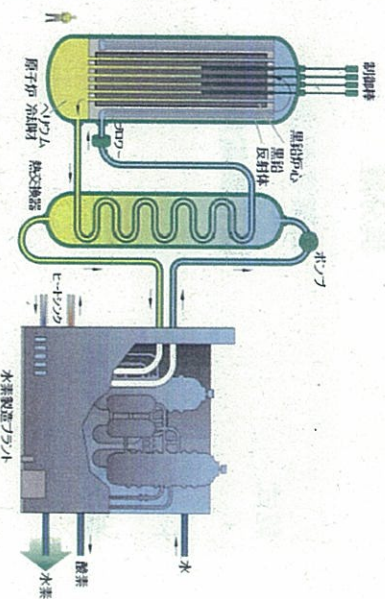
## 【メリット】

○熱中性子炉で、高温運転が可能なため、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、ونس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(研究炉)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。



2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

39

# 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】

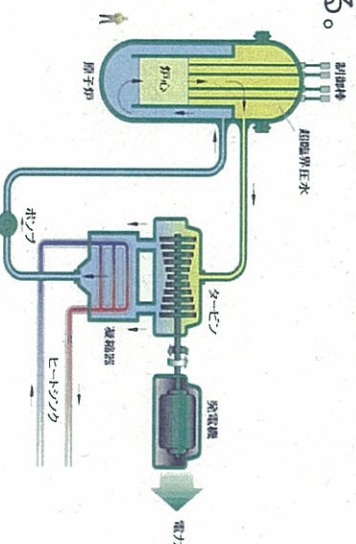
○超臨界圧22.1MPa以上では気水の分離が必要ないため、原子炉で加熱した冷却水で直接タービンを駆動して発電でき、高い熱効率(約45%)が達成できるとともに、機器の簡素化による経済性向上が図れるとされている。

○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。



2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

40



# 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℃、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。

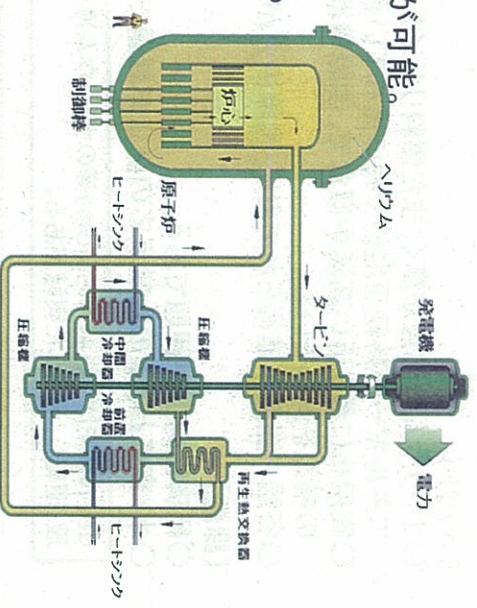
## 【メリット】

- 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。



2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

41

# 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。  
 ハツテリール炉(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。

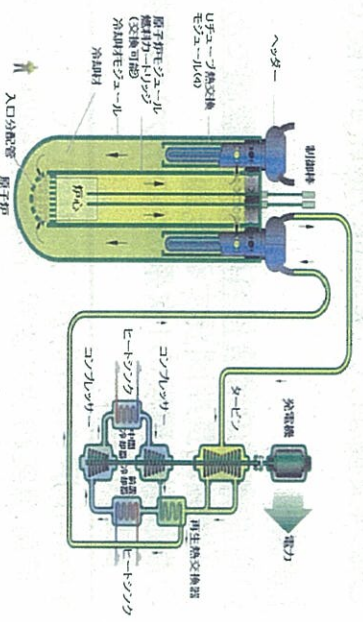
## 【メリット】

- 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。



2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

42



# 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FACTPプロジェクトで検討中の大型ルーゾ型炉であり、原子炉構造のコンパクト化、ルーゾ数削減、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。

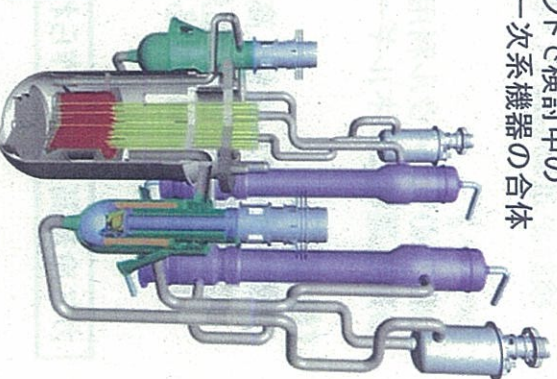
○各国で開発が進められており、国際協力が可能である。

## 【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。



2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

43

# 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。

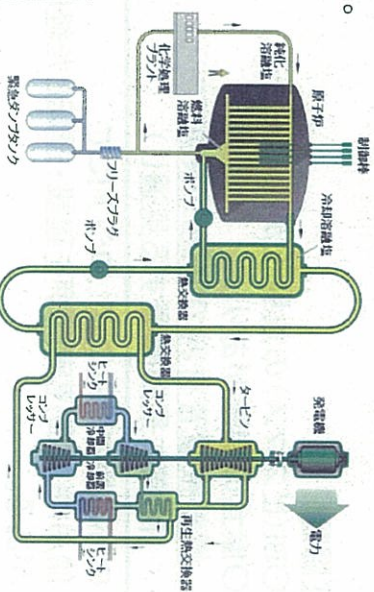
## 【課題】

○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。



2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

44



# 新型轉換炉

(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

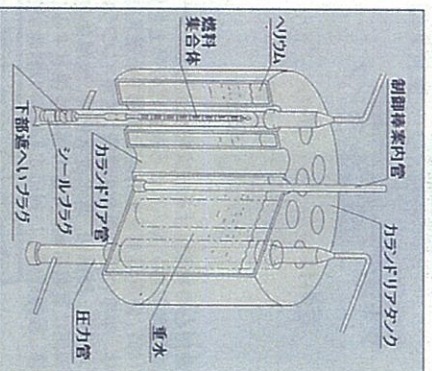
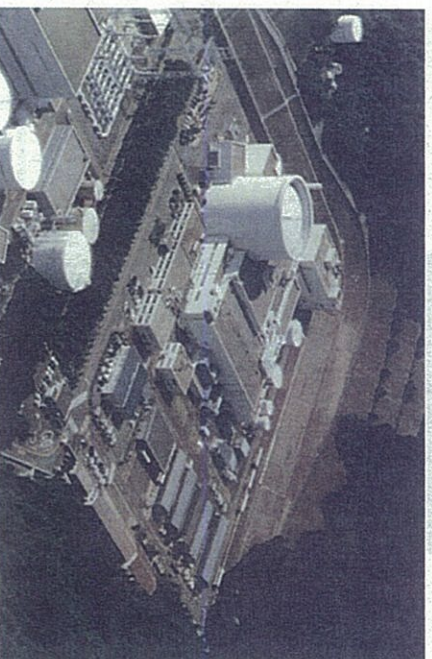


図 概念炉心げん

ふげん全景  
出典：動燃30年史・「ふげん」パンフレット

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

45

# 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。

ロイターアクトノイブ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】

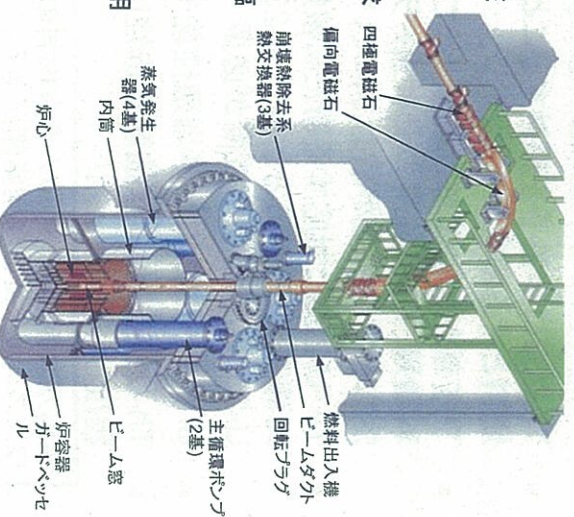
○未臨界のため、加速器を停止すれば連鎖反応が即座に停止。

○マイン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証、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。

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

46

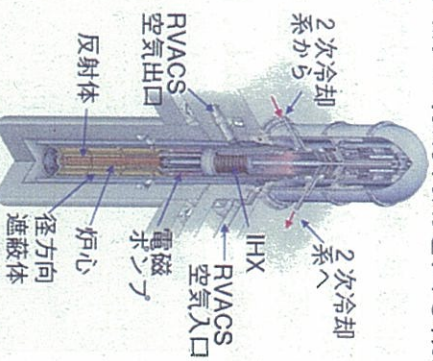
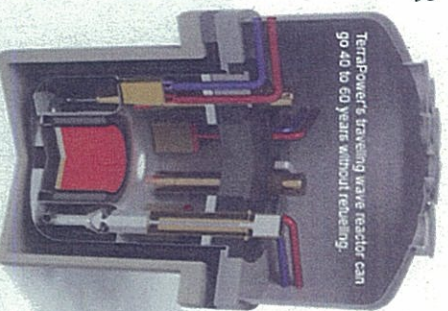


# 小型炉・長寿命炉

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

4S



The traveling wave reactor (TWR) は GIF の次の段階の概念である。フッ素スループサイクルを採用し、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エーが開始されれば、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。

長寿命炉心の実現による核拡散抵抗性とメテオランズの低減、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。

## 基礎的な概念検討レベル

## 米でライセンス申請を計画中

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

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

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会 (第7回)

47

# トリウム燃料炉

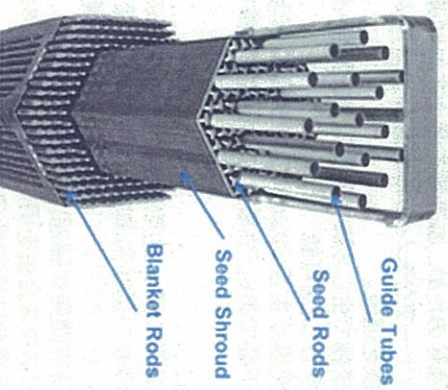


- Th-232に中性子を照射することで生成するU-233を燃料とする概念

- 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燃焼用の母材兼ブ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含有燃料のフッ素スループでの利用実績がある。

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

出典: LightBridge社HP

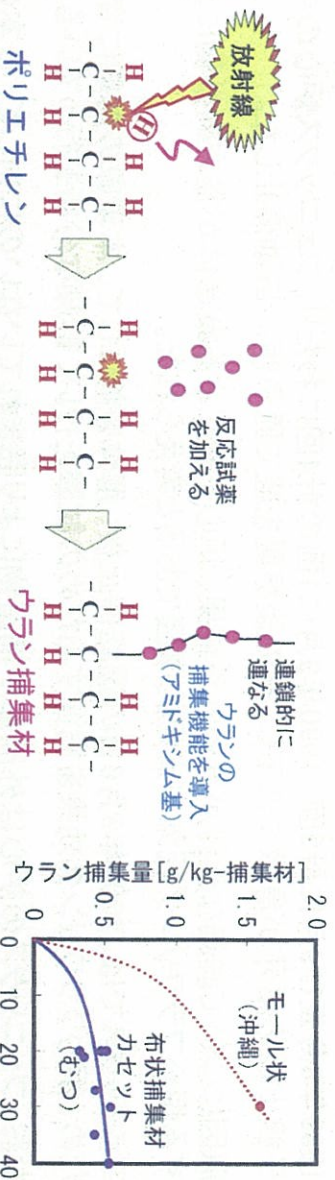
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会 (第7回)

48



# 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)

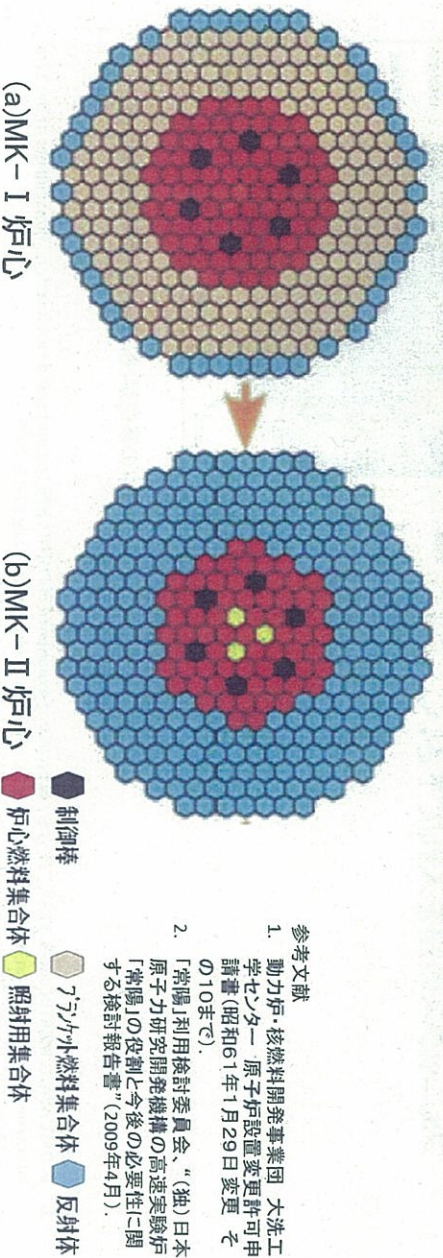
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会 (第7回)

49

## FBRとFRの技術的な観点の差について

- FBR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グラニット部分の追加・削除などを行う以外は同一のプラント仕様でFRにもFBRにもなる。技術的観点で大きく異なるものではない。
- 「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、グラニ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ることなく、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。



- 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)。

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会 (第7回)

50

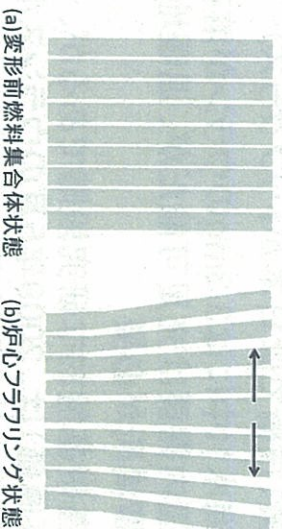
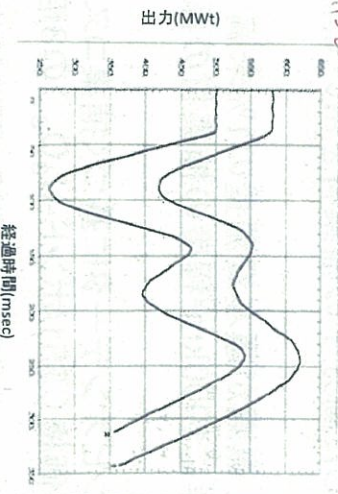


## フランスのフェニックスで発生した出力変動について(1/2)

フェニックスで6ヶ月間

- ▶ 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、その後振動を経て原子炉が自動停止した。
- ▶ 原因について詳細な検討が行われた結果、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ラング現象が支配的原因であると考えられた。
- ▶ フェニックスでは、2009年3月6日の運転停止後、解体を前にして、本現象の解明に資するため、炉心フララング効果を把握するための試験を行い、詳細な分析を行っている。
- ▶ なお、フェニックスの炉心は外周部が構造物により囲まれているのに対して、日本の高速炉の炉心は構造物に囲まれていることから、炉心フララングは抑制される。

ふたつは同じ



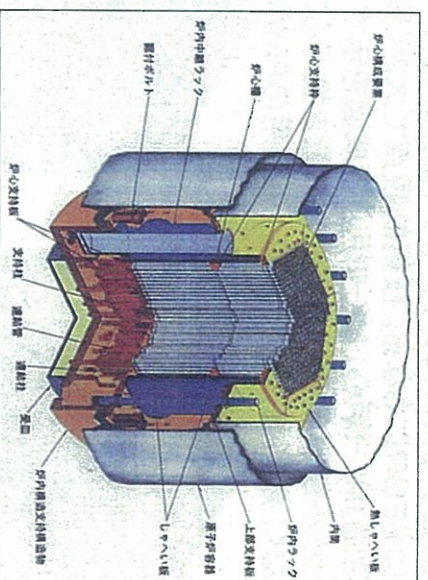
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

51

## 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)

フェニックスの図を入れて下さい。



日本の高速炉(もんじゅ)の炉内構造物の例

### 参考文献

1. 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.
2. J. F. SAUVAGE, "Phenix, 30 years of history: the heart of a reactor," pp.98-105.
3. A. VASILE, et al., "The Phenix Final Tests," Proceedings of ICAPP2011, Paper 11298, Nice, France, May2-8, 2011.
4. P. DUMAZ, et al., "New investigations of the Phenix negative reactivity events," Abstract of ICAP'12, Chicago, Illinois, USA, June 24-28, 2012.

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

52



# 用語解説

## ■ FSV(Fort St. Vrain)炉

- 米国の発電用高温ガス炉(電気出力33万kW)。1989年運転終了。

## ■ AVR

- 独ユーリツ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、ピンインボックス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)。

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

53

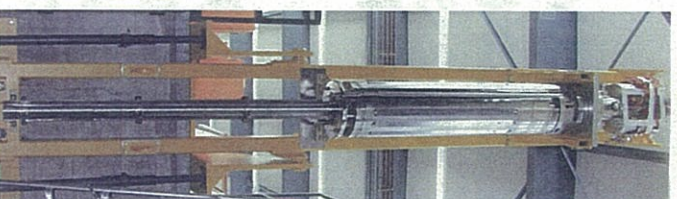
# 用語解説

## ■ 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(MEGA Watt Pilot Experiment)

- スイスポールシェー研究所(PSI)で実用に供された世界初の液体鉛ビスマス合金核破砕中性子源。



MEGAPIEターゲット(出典:PSI HP)

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

54



## 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れい事故が発生。現在は炉心確認試験を実施中。
- ナトリウム漏れ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。

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

55

## 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。

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

56



# 用語解説

## ■ La Hague再処理工場

- フランス・シエルブールにあり、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/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/年。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、2000年には、UP2とUP3を合わせて、1,198トン/年(1999年は1,562トン/年)の使用済燃料を再処理した。

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

57

# 用語解説

## ■ FACT (Fact 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において実用施設への適用を目指す革新的な技術の採否を判断した。東電福島第一原子力発電所の事故を受け、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。

2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

58



# 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プラスシリーズも提案・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℃前後の高温での燃料取扱技術が課題とされた。1994年に議会が計画中止を決定。