

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

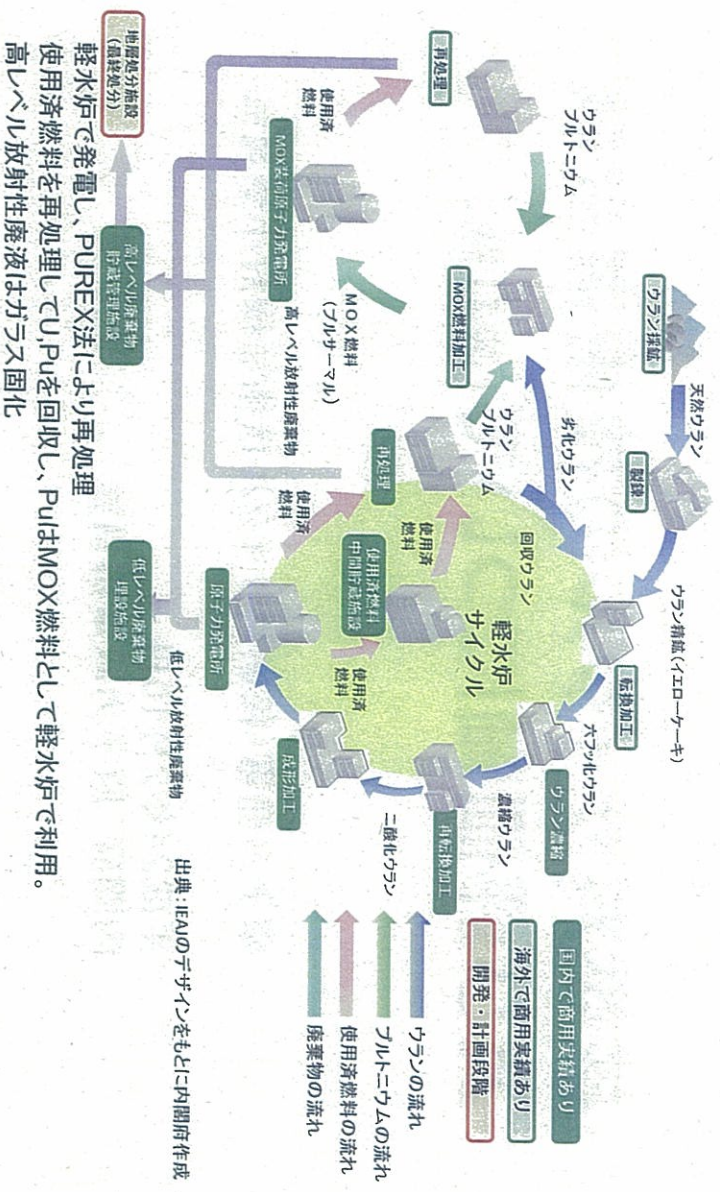
内閣府 原子力政策担当室

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)



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)



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	オーブン	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	オーブン (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・テクノイド燃焼	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・テクノイド燃焼	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・テクノイド燃焼	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)

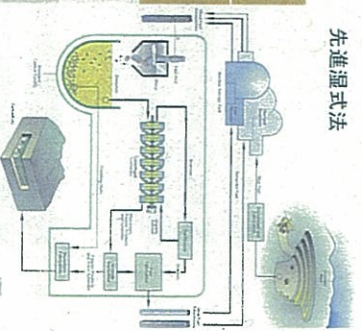
5

GIFで想定した燃料サイクル概念の例

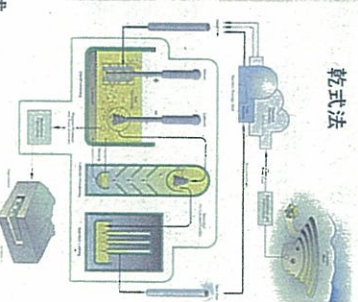
- GIF 燃料サイクル概念 -

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)	—	—	—	—	—	—

先進湿式法



乾式法



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
ウンスルー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
ウンスルーHTR	例えば黒鉛母材燃料を使用する冷却材温度600℃超の高温ガス炉(HTR)によるウンスルーサイクル。米エネルギー省の次世代原子力プロジェクトとして検討中
修正オーブン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項目のうちウンスルー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

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

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

■ オンスルーサイクル(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、アクチノイドプ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たっては、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らない。

- 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、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)

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

技術選択肢

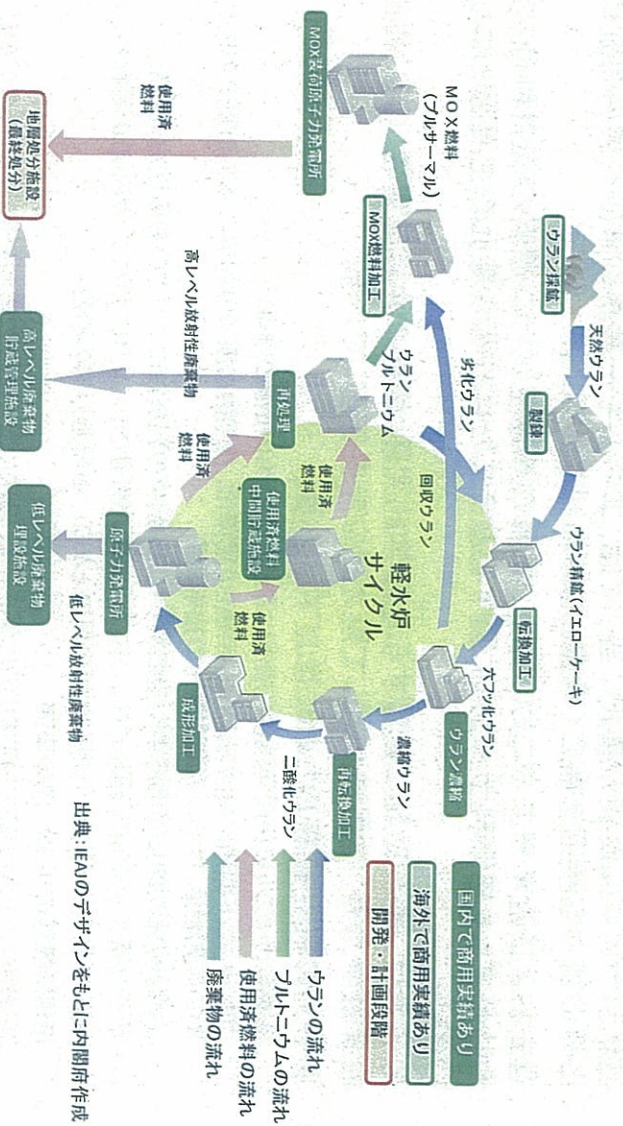
軽水炉	再処理	高速炉		選択肢
		アクトノイド燃焼	燃料増殖	
○	○ (全量)			LWR-MOXリサイクル
○ (ウラン燃料のみ)	○			LWR-MOX限定リサイクル
○	○	○		LWR-FR(アクトノイド専焼)
○	○	○	○	FBR
○				LWRونسスルー

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



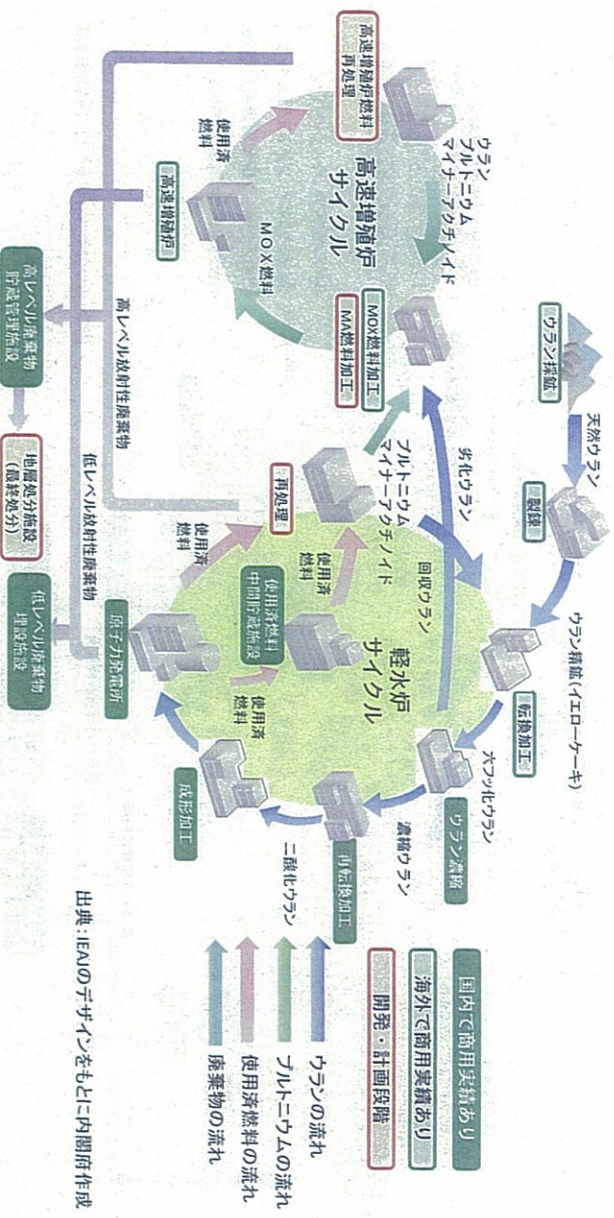
再処理からのPuを軽水炉で1回燃焼し、Puの有効利用を図る

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)



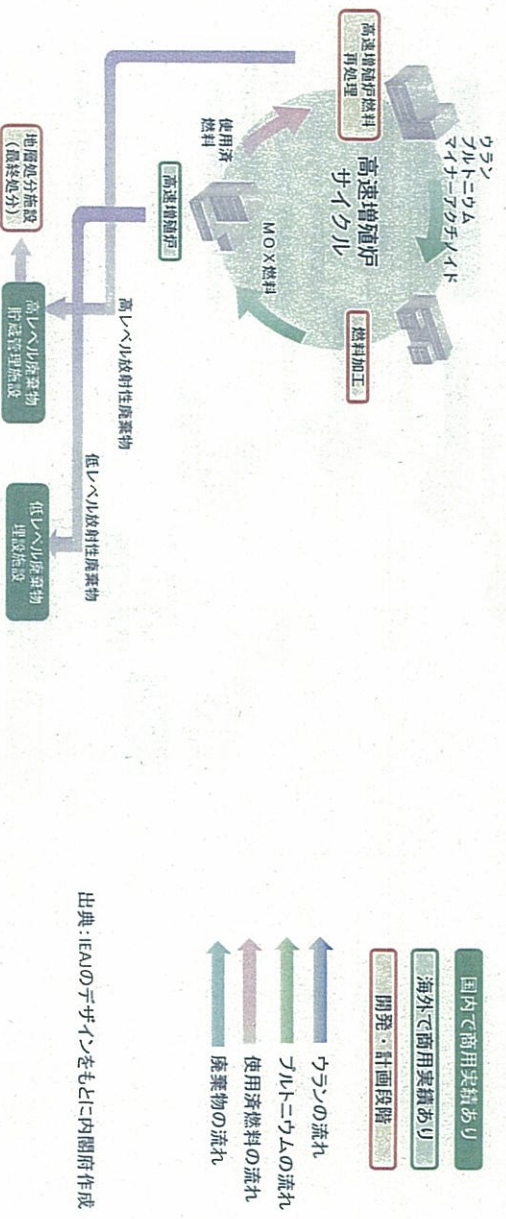
軽水炉を順次高速増殖炉で代替し、資源節約・環境負荷低減等をを目指す

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)

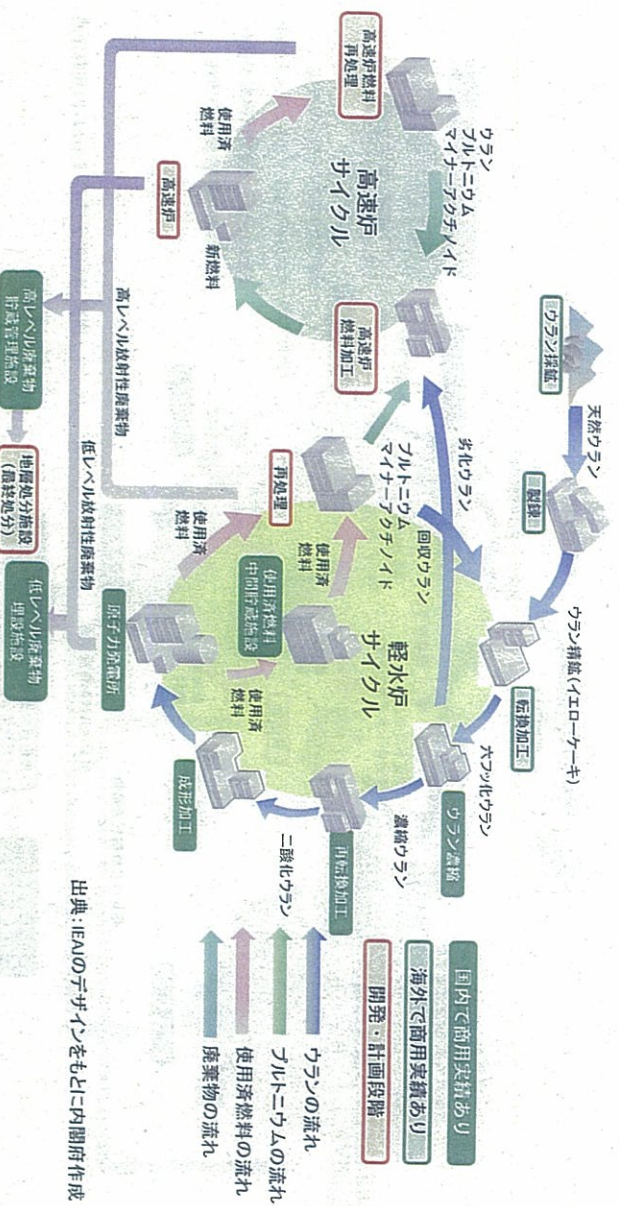


2012/2/16

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(アクチノイド専焼)



出典：IEAのデザインをもとに内閣府作成

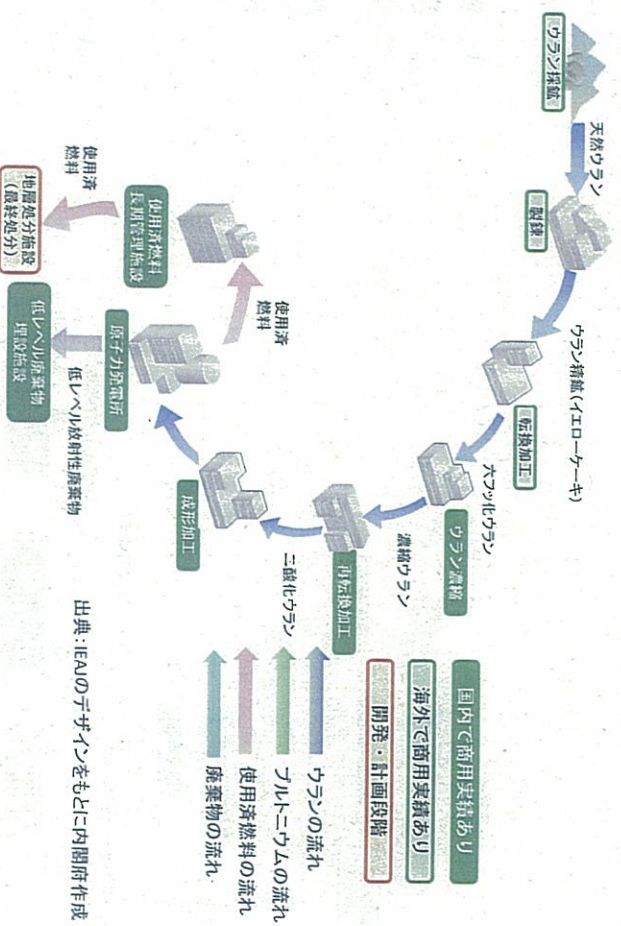
FR(フクチノイド専焼炉)を導入し、環境負荷低減等を図るオナジヨ
FRによるフクチノイド燃焼としては、通常の炉心燃料に均質に混ぜる方式(均質装荷)と濃度を高めた特殊な燃料を少数体作り炉
心内で燃やす方式(非均質装荷)がある。前者の場合、FRはFBRと同じ原子炉、同じ燃料サイクルで対応が可能。後者の場合も
原子炉と多くの燃料はFBRと同様の対応が可能であるが、特殊な燃料については、専用のサイクルで対応する必要がある。

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)

15

エWRコンスル



出典：IEAのデザインをもとに内閣府作成

使用済燃料は(長期管理を経て)直接処分

現在研究が進められている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 などプンスルー利用

ウラン資源確保

・リン酸鉱からの回収、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

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

選択肢の特長

LWRプンスルー

使用済燃料の資源価値を放棄し、ウラン・プルトニウムを含めて全てを地層処分する、地層処分実施までに比較的長期の貯蔵を行う、安価な天然ウランの入手に依存する軽水炉路線。プルトニウムとウランを廃棄物として全量処分するのが特徴。他選択肢への変更が難しく、路線として限定的。

LWR-MOX限定リサイクル

UOX燃料8体を処理してMOX燃料1体として利用し、使用済MOXは長期的に貯蔵して処分、UOX使用済燃料量は減り、ガラス固化体として処分するが、発熱量の高い使用済MOX少量を長期保管した後に地層処分。プルトニウム利用性としてはかなり限定されるが、プルトニウムの半分近くを消費する事が出来る。地層処分するのは、核分裂生成物と、少量のウランとプルトニウム。

LWR-MOXリサイクル

UOX燃料8体を処理してMOX燃料1体として利用するが、使用済MOXをUOX使用済燃料と共に再処理して、リサイクルするには、プルトニウム同位体組成が劣化にシフトし、二、三回リサイクル程度までが限度か？地層処分するのは核分裂生成物のみ。

LWR-FR(アクチノイド専焼)

長半減期毒性核種を積極的に燃焼消滅させてしまおうという路線。マイナーアクチノイドや、プルトニウムの積極的な核分裂を促進するので、長期的な潜在毒性の蓄積を最小化する。再処理や分離、高速中性子炉での核分裂の技術が必要。燃焼専用炉を設ける路線もありえる。欧州が開発。二階層概念が有効。地層処分するのは核分裂生成物のみ。

FBR

天然ウランの将来的な入手不可リスクに備えるとともに、長半減期核種(マイナーアクチノイド)の燃焼を図る。高速中性子利用であるので、プルトニウムの同位体性組成の劣化が限定され、リサイクルの有限性がない。ウラン枯渇の際には燃料増殖が可能であり、ウラン入手リスクの程度に応じた対応を可能とする。地層処分するのは核分裂生成物のみ。

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

技術選択肢

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プンスルー	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

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)

19

安全性：安全の確保

LWRプンスルー

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(1/2)

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プロセス

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-FBR(ブクチノイド専焼)

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

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)

21

安全性:ライフサイクルでの被ばくリスク(2/2)

核燃料サイクルの主要工程毎の被ばく量概算値

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)	
	フランス	リサイクル	フランス	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UNSCSAR88による
- (2) 燃料成形加工による影響に含算した
- (3) UO₂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 × 10⁻⁴, Melox 2.51 × 10⁻³
- (5) 作業従事者: Romans 6.57 × 10⁻³, Melox 4.3 × 10⁻¹
- (6) 一般公衆: 海岸 0.54、内陸 0.65
- (7) 作業従事者: フランス 900MW(e)プラントの平均
- (8) 一般公衆: サイトを特定しない一般的な評価
- (9) 作業従事者: La Hagueにおけるデータ

出典:

・OECD/NEA, "Nuclear Fuel Cycle Transition Scenario Studies: Status Report"(2009).
 参考文献:
 ・UNSCSAR88, United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation(UNSCSAR): "Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation", 1988, Report to the General Assembly, with annexes", United Nations, New York, 1988.

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)

22

経済性：発電コスト(1/2)

MOX燃料のリサイクルは、プンスルーと比較して現在では割高となっているが、ウラン価格が上昇するとMOX燃料の資源価値は高まる。一方、プンスルーは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

LWRプンスルー

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+α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（アクチノイド専脱）

FBR

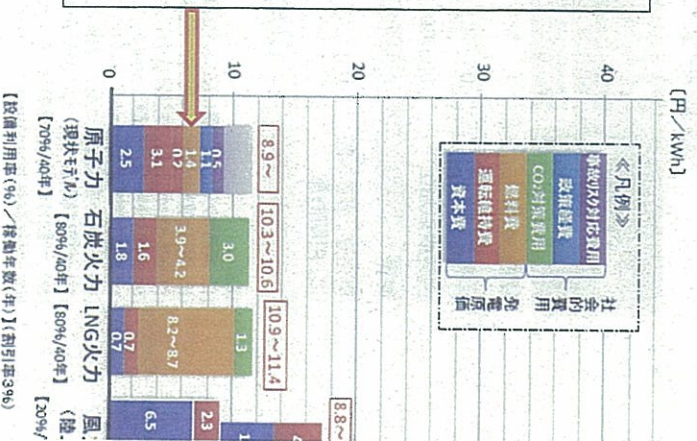
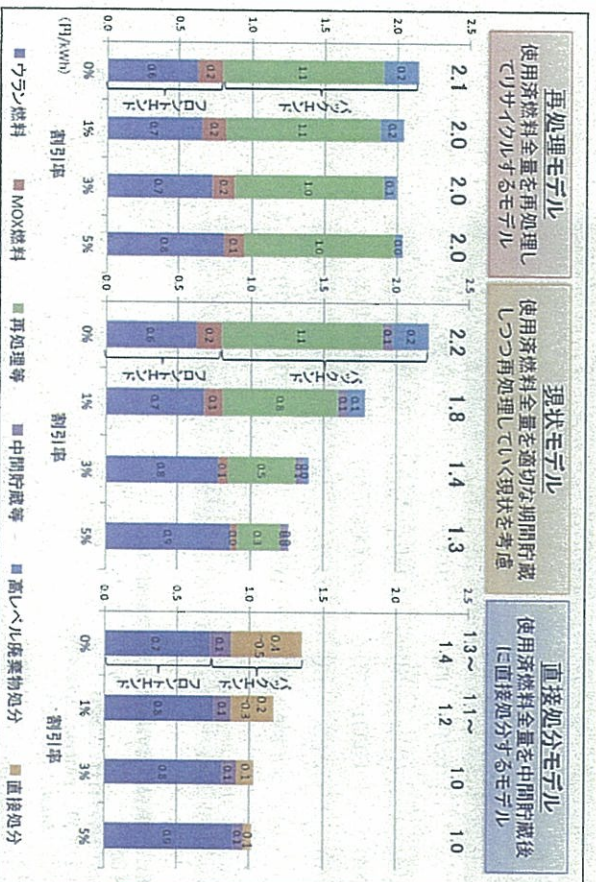
将来のLWRサイクルと同等以下を目標に設定

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

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)

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

感度解析(2)フロントエンド単価

- 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)を実施する
 - ウランスポット価格は、現在約140\$/kgUであり、過去3年間ではおよそ100～180 \$/kgU
 - 将来の価格見通しについて公的機関が公表しているものは無いが、参考にOECD/NEAとIAEAの報告を参照した
 - OECD/NEAとIAEAが発表したUranium2009(2010年7月)では、ウラン生産コストの上昇とウラン市場の基調を反映し、新たに260\$/kgUまでの生産コストによる資源量を分析(以前は130\$/kgU以下)
 - 過去、ウランスポット価格が、一時260\$/kgUを超えて急騰したこともあり、将来的にウラン価格が2倍程度に上昇する可能性を考慮

2011/10/25

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第3回)

25

核燃料サイクルコスト

再掲: 第3回資料第1-1号

感度解析結果(2)フロントエンド単価

(円/kWh)

項目	再処理モデル			直接処分モデル			現行モデル		
	基本ケース	感度解析ケース	価格比	基本ケース	感度解析ケース	価格比	基本ケース	感度解析ケース	価格比
ウラン燃料	0.73	1.04	1.4	0.81	1.16	1.4	0.77	1.10	1.4
MOX燃料	0.15	←	—	—	—	—	0.07	←	—
再処理等	1.03	←	—	—	—	—	0.46	←	—
中間貯蔵	—	—	—	0.09	←	—	0.05	←	—
HLW処分	0.08	←	—	—	—	—	0.04	←	—
直接処分	—	—	—	0.10～0.11	←	—	—	—	—
計	1.98	2.29	1.2	1.00～1.02	1.35～1.36	1.3～1.4	1.39	1.72	1.2

資源有効利用：資源利用効率(1/2)

LWRウンスルー

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%^[1]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%^[1]程度である。
これまで計画されていた1基の全MOX燃料装荷炉心と、平均10基前後の部分MOX燃料装荷炉心の導入量を考慮した場合、ウラン利用効率はLWRウンスルーとLWR-MOXリサイクルの間に位置することになり、LWRウンスルーよりも資源の節約効果がある。

LWR-FBR(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^[2]となり、資源の大きな節約効果がある

[1] 山地憲治, 電力経済研究所No.21(1986)

[2] OECD/NEA, Nuclear Energy Outlook 2008

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

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^[1]

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

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

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

最新のデータによる資源利用効率^{[1]~[3]}

平均 燃焼度 (MWd/t)	ウンスルー E1	ウラン利用効率(%)			
		フルサークル限定サイクルE2 5年余裕	20年余裕	フルサークル無限サイクルE3 5年余裕	20年余裕
BWR	29,500	0.52			
PWR	31,500	0.52			
BWR	45,000	0.62	0.60	0.79	0.87
PWR	49,000	0.67	0.94	0.93	1.11
					1.09

出典

[1] 山地, 電力経済研究所No.21(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

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

資源有効利用：資源量(1/2)

LMR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(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

LMR-MOX限定リサイクル LMR-MOXリサイクル

資源節約効果はLMR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

LMR-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LMR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

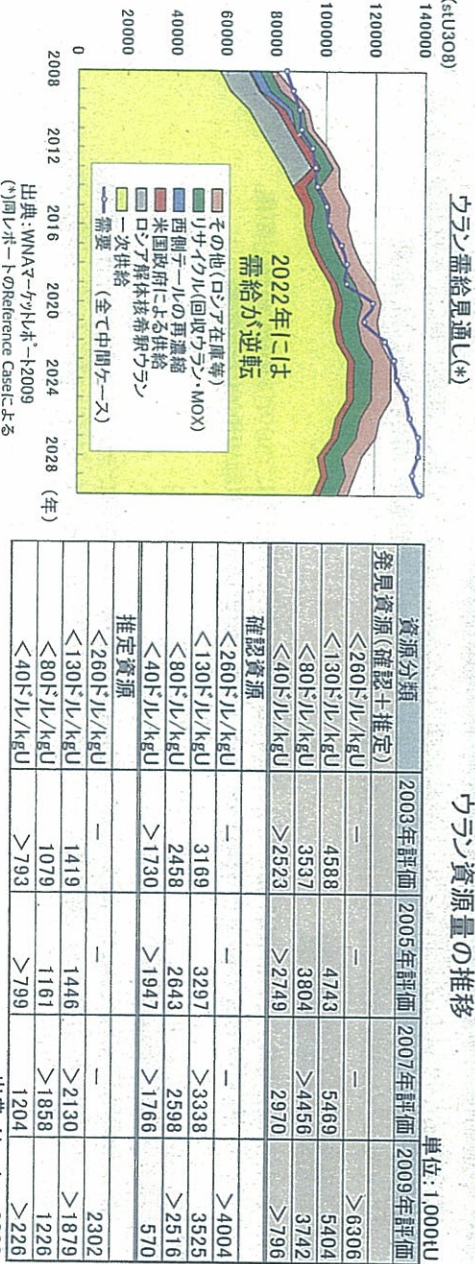
FBR

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(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) 29

資源有効利用：資源量(2/2) 調整中

- 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



核不拡散・セキュリティ：核不拡散

それぞれの技術に応じてIAEAが規定する保障措置への対応が必要

LWRونسスルー

核拡散リスクは最小。計量管理が出来ないため、物質管理による保障措置は適用できない。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。将来の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。

LWR-FR(アクトノイド専特)

高速炉サイクルに関しては、ونس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れている

FBR

ブラント技術、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。ブラント燃料に対する保障措置や固有抵抗性の強化が求められる。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)

31

核不拡散・セキュリティ：テロ対策

LWRونسスルー

適切な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が、取出後数100年以内の燃料へのアクセスは困難。

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、適切な核セキュリティ対策を達成・維持することが必要。プルトニウムの高次化により転用誘因度が低下する。

LWR-FR(アクトノイド専特)

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。プルトニウム使用量や輸送が増加する。セキュリティ対策の考え方はLWR-MOXと同様。

FBR

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。プルトニウム使用量や輸送量は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。

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の潜在的有害度(毒性)(1/2)

LWRونس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ونس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】

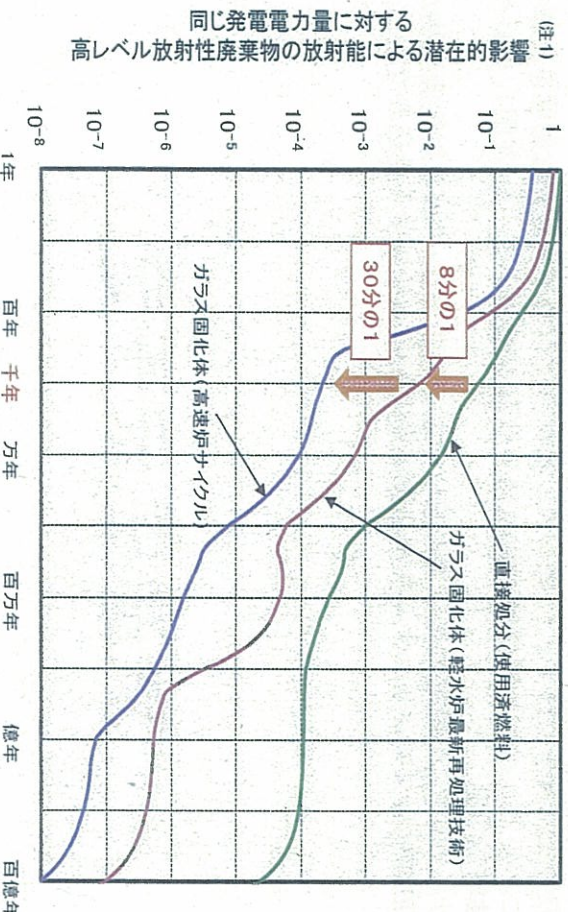
FRとFBRサイクルは、LWRونسスルーに比べて1000年後の高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度を数百分の一に低減できる可能性がある。また、LWR-MOXリサイクルの場合に比べても、約1/30に低減できる可能性がある

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)

33

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)を基に編集

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)

34

廃棄物：放射性廃棄物の発生量(1/2)

調整中

LWRونسル—

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

LWRونسル—と比較して、低レベル放射性廃棄物の発生量は増加するが、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)

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

FBR

低レベル廃棄物の物量は直接処分の場合より増加するが、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大きく低減出来る可能性がある

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)

35

廃棄物：放射性廃棄物の発生量(2/2)

調整中

- ・放射性廃棄物の発生体積を合計すると、低レベル放射性廃棄物が支配的な影響を及ぼす。
- ・再処理の実施により、高レベル放射性廃棄物の発生体積が減少する一方(左図)、低レベル放射性廃棄物の体積は増加する。
- ・将来の高速炉サイクルからの廃棄物発生量に関しては、一部の低レベル放射性廃棄物が増加するものの、高レベル放射性廃棄物と低レベル放射性廃棄物の総和は低減する見込みである。

別途提示予定

廃棄物：廃棄物処分面積(1/2)

調整中

LWRプンスルー

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

LWRプンスルーと比較して、低レベル放射性廃棄物の処分場は広い面積が必要となるが、再処理を実施することによって、高レベル放射性廃棄物の処分面積は、直接処分に必要な面積の1/2～2/3程度に抑制される。

LWR-MOXリサイクル

LWRプンスルーと比較して、低レベル放射性廃棄物の処分場は広い面積が必要となるが、高レベル放射性廃棄物の処分面積は、直接処分に必要な面積の1/2～2/3程度に抑制されるため、全体としては専有面積を低減できる。

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、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の処分場を含めても、処分場の専有面積を大きく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)

37

廃棄物：廃棄物処分面積(2/2)

調整中

- ・廃棄物処分場の専有面積については、高レベル放射性廃棄物が支配的な影響を及ぼす。
- ・処分場の専有面積に関しては、再処理の実施により、低レベル放射性廃棄物は増加するが、高レベル放射性廃棄物が減少する効果の方が大きい。
- ・将来の高速炉サイクルからの廃棄物に関しても、高レベルと低レベルを合算した処分場の専有面積は低減する見込みである。

別途提示予定

廃棄物：HLW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フランスルー

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

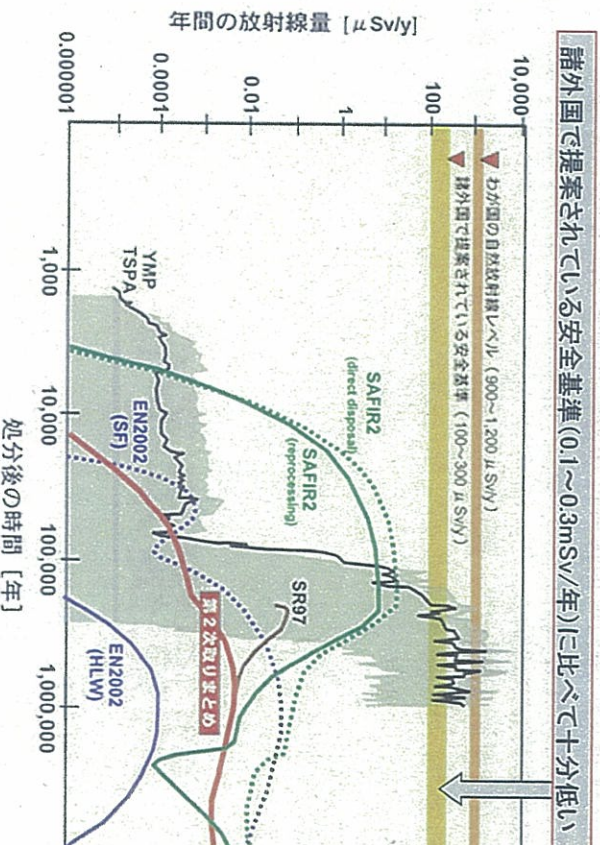
原子核崩壊に伴う数千年後の被ばくリスクの増加はLWRフランスルーやLWR-MOX限定リサイクルと比較すると十分小さく、無視し得る

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

廃棄物：HLWの被ばくリスク(2/2)



- EN2002：使用済燃料とガラス固化体に対するレヴェレンスケース

出典：Nagra Technical Report NTB 02-05(2002)

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

参考資料

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：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30MWe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】

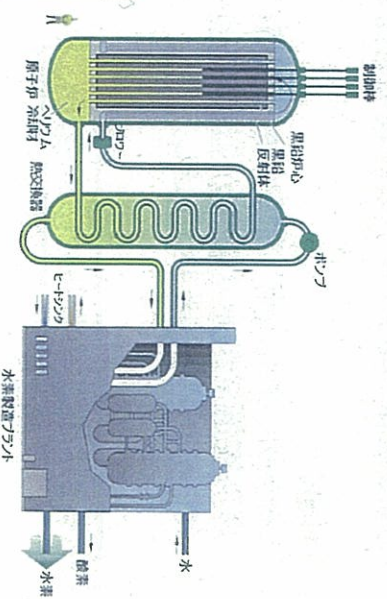
○熱中性子炉で、高温運転が可能なため、高効率発電とともに熱分解による水素製造など可能性がある。

【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)

日本のHTTR(研究炉)での高温運転や、米・独では高温ガス原型炉を建設・運転・発電の経験がある。



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：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：300～1500MW_e
 ○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。

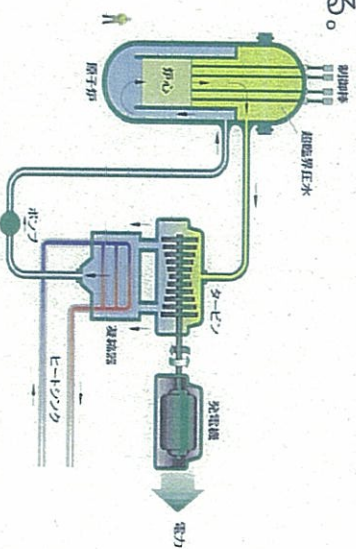
【メリット】

- 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）

43

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：1200MW_e
 ○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。

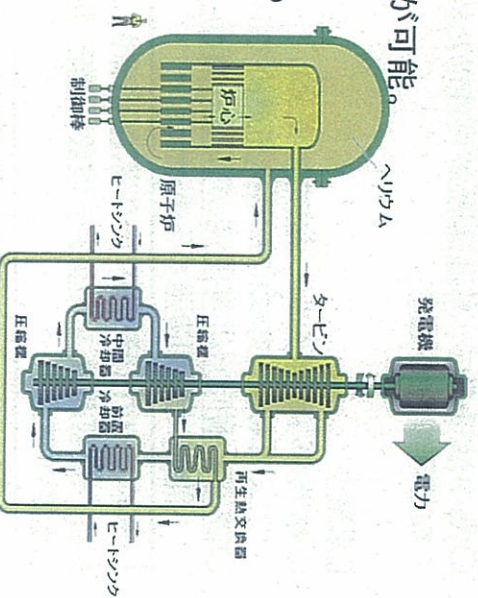
【メリット】

- 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）

44

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。

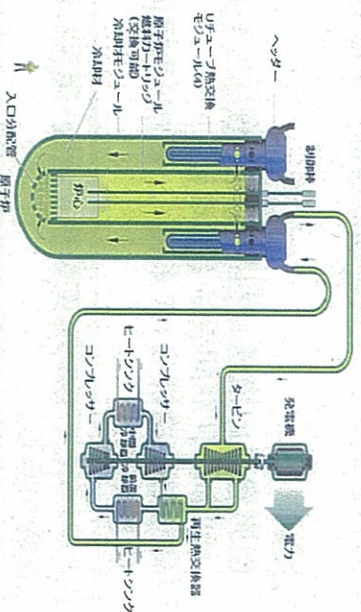
【メリット】

- 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。



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

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。

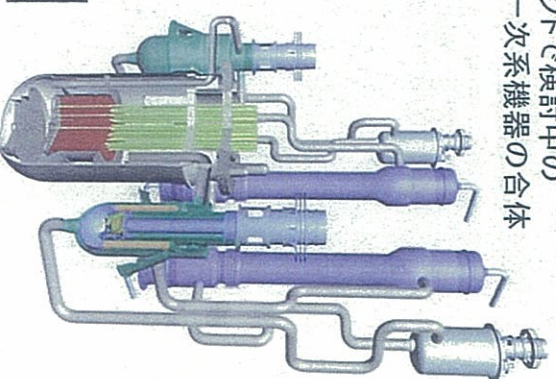
【メリット】

- 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。



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

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。

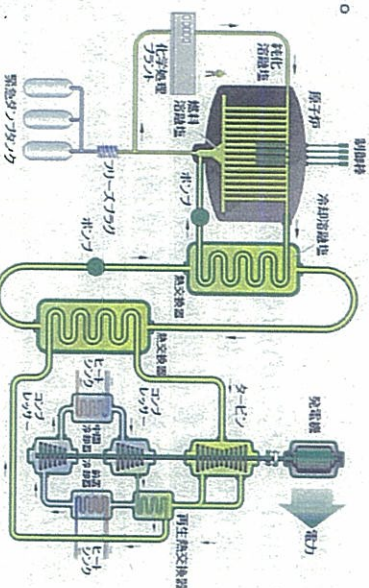
【メリット】

○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。

アメリカにて溶融塩実験炉を建設・運転した経験がある。



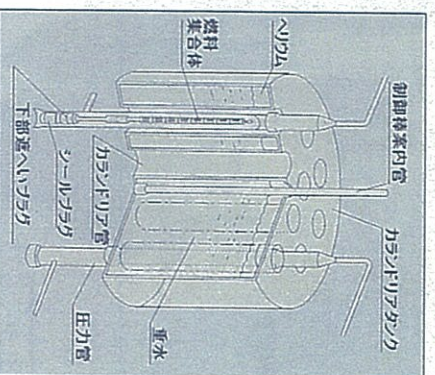
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

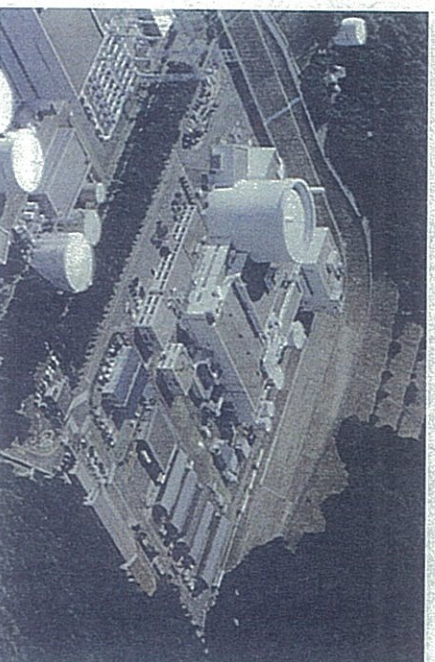
47

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」レビュー

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)

48

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。

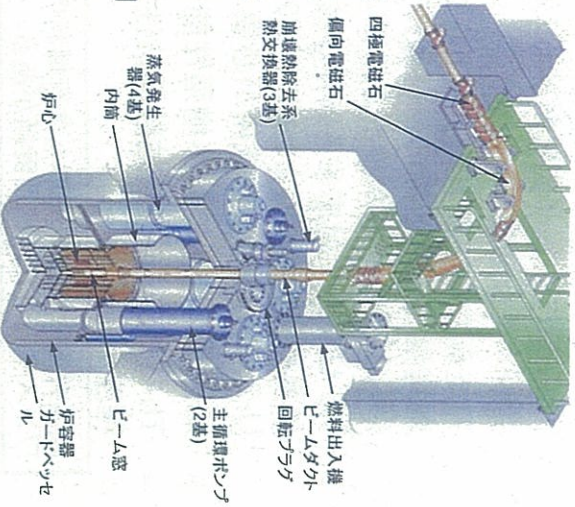
【課題】

○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。



2012/2/16

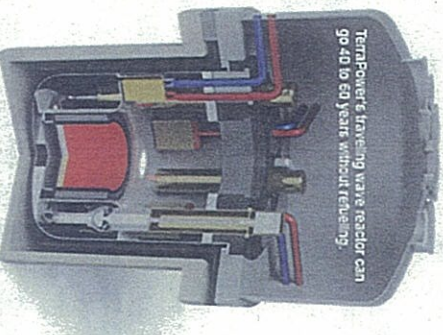
原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

49

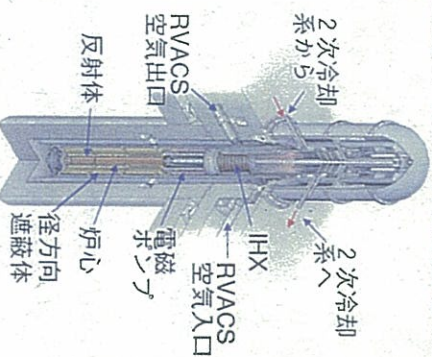
小型炉・長寿命炉

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施設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。

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

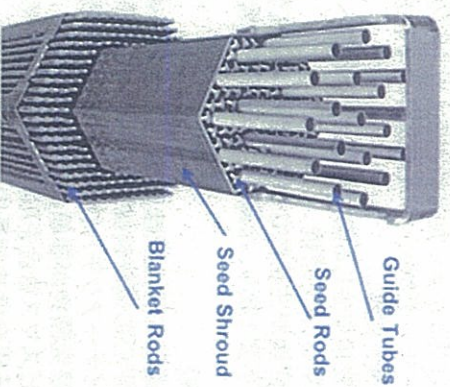
原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

50

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

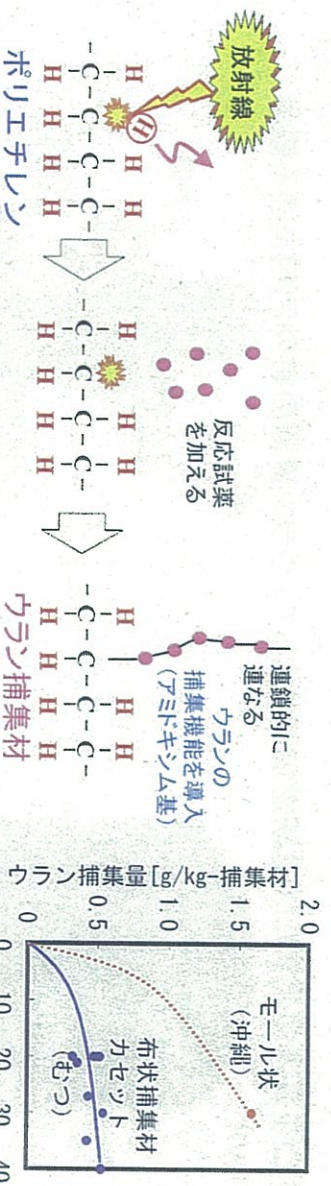
高温ガス炉などでトリウム含有燃料の
フランスルーでの利用実績がある。

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)

出典: LightBridge社HP
51

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1000km²程度の捕集材の係留場所が必要

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

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、・ 技術オプティミゼーション評価
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、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が目的ではない(例：AREVA, “NGNP Technology Development Road Mapping Report” TDR-3001031-003(2009))

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

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)

53

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		HTTR(日)、FSV(米)等
	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
	溶融塩炉		MSRE(米)
	ATR		ふげん(日)
	新型転換炉		
加速器駆動システム	ADS		J-PARC(日)※、MEGAPIE(スイス)※など
	TWR		概念検討レベル
小型炉・長寿命炉	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

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

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
	金属電解法	—		IFRの再処理システム(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			—	概念検討レベル
海水ウラン捕集				JAEA(日)

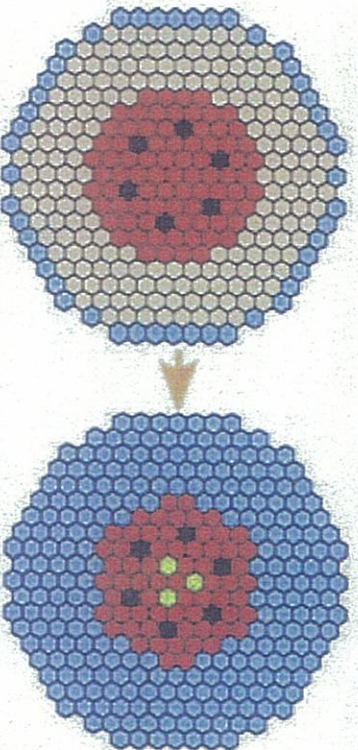
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

55

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プ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ケット仕様で増殖比を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、原子炉プランク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、原子力プランク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、プ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-IIIに変更している。



(a)MK-I 炉心

(b)MK-II 炉心

● 制御棒 ● プランケット燃料集合体 ● 反射体
● 炉心燃料集合体 ● 照射用集合体

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).

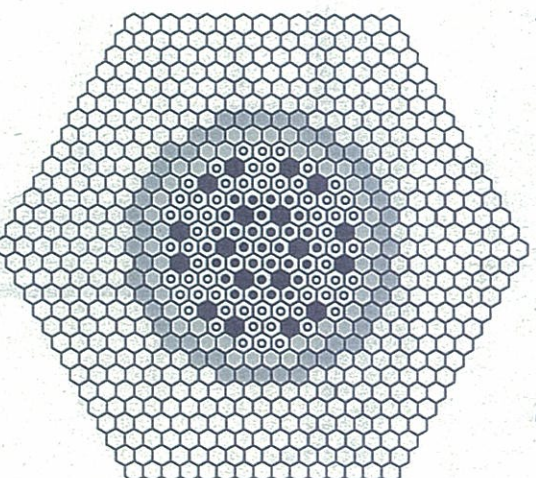
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

56

アクチノイド燃焼システムについて

- スイチーアクチノイド(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: JAEI-M89-091より事務局編集

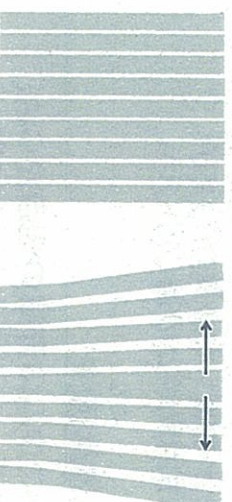
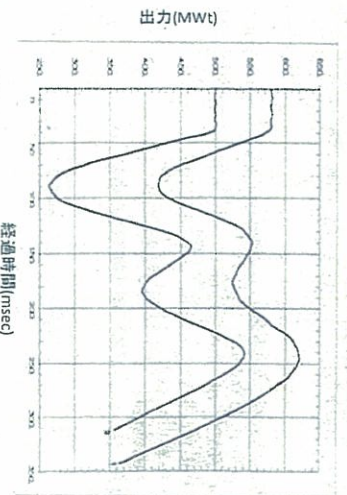
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

57

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。
- フランスでは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ウリンクと呼ばれる現象(右図)が主要因とされている。
- 2009年3月6日の運転停止後、本現象の解明に資するため、フェニックス炉を用いて炉心フラウリンク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。



(a)変形前燃料集合体状態

(b)炉心フラウリンク状態

出典 D. DAL'AVA, L. MARTIN and B. VRAV, "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.

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)

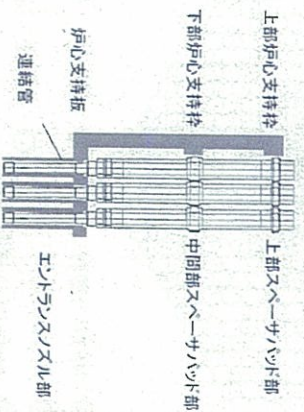
58

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。

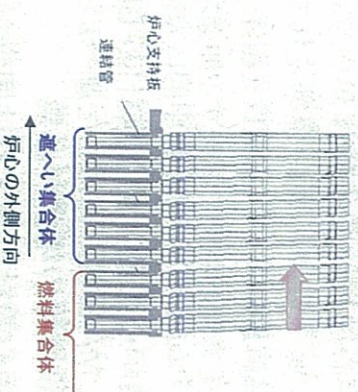
- ▶ また、出力変動の主要因とされているフラリング現象に関しては、フェニックスの炉心は外周部が構造物により拘束されていない(右図)のに対して、日本の高速炉の炉心は耐震性を考慮して構造物により拘束されている(左図)ことから、炉心フラリングは抑制される。

拘束型炉心(日本)



炉心構成要素の上部及び中間部のスベークヘ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クリング効果により、炉心構成要素の半径方向の移動を制限。

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)

59

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、PuO₂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。

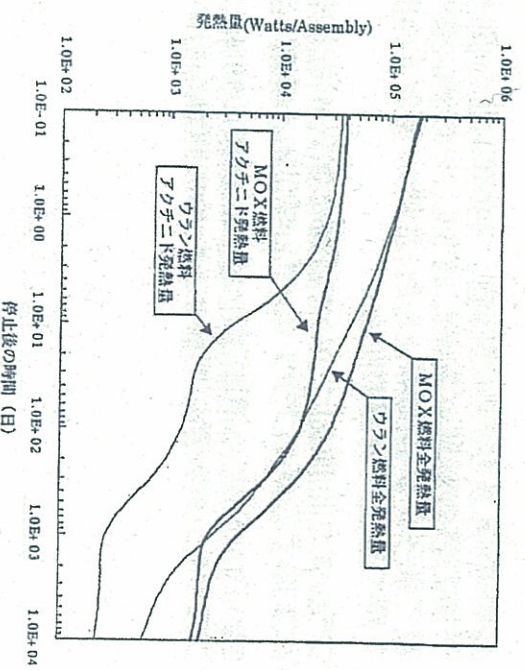


図 3-1 MOX燃料(代表組成)
ウラン燃料(濃度 4.1wt%)
MOX燃料とウラン燃料の崩壊熱(代表例)

三菱重工業株式会社「MOX燃料の取扱い及び貯蔵について」
(MMH-INE-3-007) 版1 平成10年7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)

60

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、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、キヤスクでの輸送、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。

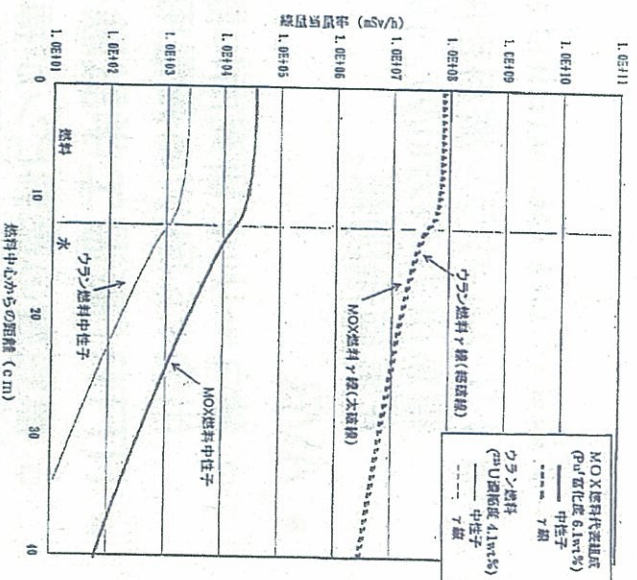


図4-2 ウラン燃料とMOX燃料の使用済燃料からの核廃止
三菱重工業株式会社「MOX燃料の取扱い及び貯蔵について」
(MHI-NE5-1007改1 平成10年7月)

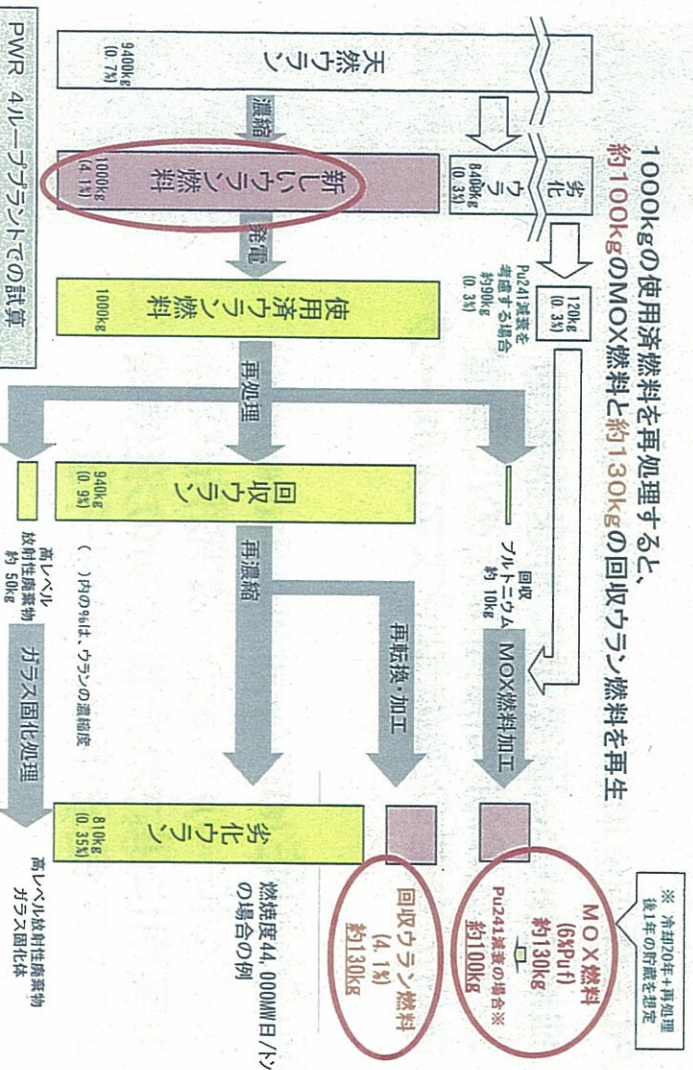
2012/2/16

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会(第7回)

61

ウラン資源節約効果について

1000kgの使用済燃料を再処理すると、
約100kgのMOX燃料と約130kgの回収ウラン燃料を再生



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)

62

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）。

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）

63

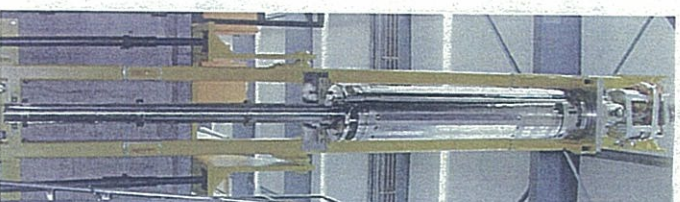
用語解説

■ 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）

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）

64

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、ジヨ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。現在に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。

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)

65

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

- 世界初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・シエルブルーにあり、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)

67

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。

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)

68

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年に議会在議中止を決定。

