

資 料

資料第 1－2 号	資 4
原子力委員会バックエンド対策専門部会報告書「長寿命核種と分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方」（平成 12 年 3 月 31 日）概要	
資料第 1－3－1 号	資 9
高レベル廃棄物管理に対する分離変換技術導入効果の検討 日本原子力学会分離変換・MA サイクル研究専門委員会	
資料第 1－3－2 号	資 20
高レベル放射性廃棄物処分への分離変換技術の導入意義 日本原子力研究開発機構	
資料第 2－1 号	資 32
平成 12 年以降の分離変換に対する国外の状況変化 日本原子力研究開発機構	
資料第 2－2－2 号	資 42
処分場の廃棄体定置面積に関する補足 日本原子力研究開発機構	
資料第 2－2－3 号	資 50
高レベル放射性廃棄物の生成及び核変換に関わる核データの精度について 日本原子力研究開発機構	
資料第 2－3 号	資 54
分離変換技術の導入シナリオの検討 日本原子力研究開発機構	
資料第 3－1－2 号	資 61
OECD/NEA におけるコスト検討の現状 日本原子力研究開発機構	

資料第 3－2－1 号	資 66
分離変換 C&R 進捗状況 ー高レベル廃液からの分離ー	
電力中央研究所	
資料第 3－2－2 号	資 77
日本原子力研究開発機構における分離技術に関する研究開発の現状について	
日本原子力研究開発機構	
資料第 4－1－1 号	資 92
分離変換 C&R 進捗状況ー核変換サイクルー	
電力中央研究所	
資料第 4－1－2 号	資 120
日本原子力研究開発機構における核変換技術に関する研究開発の現状について	
日本原子力研究開発機構	
資料第 5－1－1 号	資 141
日本原子力研究開発機構における核変換技術に関する研究開発の現状について	
ー階層型ー	
日本原子力研究開発機構	
資料第 5－1－2 号	資 161
日本原子力研究開発機構における核変換技術に関する研究開発の現状について	
ー共通基盤技術（核データ・炉物理）ー	
日本原子力研究開発機構	
資料第 5－1－3 号	資 167
日本原子力研究開発機構における核変換技術に関する研究開発の現状について	
ー共通基盤技術（アクチノイド科学）ー	
日本原子力研究開発機構	
資料第 5－1－4 号	資 174
日本原子力研究開発機構における核変換技術に関する研究開発の現状について	
ー核分裂生成物の核変換技術ー	
日本原子力研究開発機構	

資料第 5－1－5 号	資 182
-------------	-------

MA 非均質高速炉に関する研究開発の現状について

日本原子力研究開発機構

資料第 6－1－2 号	資 189
-------------	-------

MA 変換 -均質型/非均質型/階層型- の特徴と課題について

日本原子力学会分離変換・MA サイクル研究専門委員会

資料第 7－1－1 号	資 206
-------------	-------

加速器駆動核変換システム(ADS)における要素技術としての大強度陽子加速器の現状について

日本原子力研究開発機構

資料第 8－1 号	資 215
-----------	-------

J-PARC 第Ⅱ期計画における核変換実験施設について

日本原子力研究開発機構

資料第 9－1 号	資 223
-----------	-------

MA 含有炉心の炉物理実験の必要性について

日本原子力研究開発機構

本資料は、原子力委員会ホームページに掲載されております。

URL : <http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/bunri/index.htm>

原子力委員会バックエンド対策専門部会報告書 「長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の 現状と今後の進め方」(平成12年3月31日)概要

平成19年9月19日
内閣府
原子力政策担当室

1

平成12年チェック・アンド・レビューまでの経緯

- ・1972年:「原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画」(以下、原子力長計)
放射性廃棄物の有効利用という観点から研究開発の必要性を指摘
- ・1976年:原子力委員会放射性廃棄物対策技術専門部会(中間報告)
廃棄物に含まれる放射性核種を適当なグループに分離できれば、厳重な管理を必要とする放射性核種が限定でき、各グループの寿命に応じた処理処分が可能になることから、廃棄物管理の自由度が増す利点が生じるとしている。また、長半減期核種を核反応により短半減期核種へ変換できれば、長期管理の負担を軽減できるとしている。
- ・1987年:原子力長計
分離変換技術は、高レベル放射性廃棄物の資源化とその処分の効率化の観点から極めて重要な研究開発課題であり、そのための研究開発を日本原子力研究所(当時)、動力炉・核燃料開発事業団(当時)等が協力して計画的に推進することとした。
- ・1988年:原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会
「群分離・消滅処理技術研究開発長期計画」(通称、オメガ計画)を取りまとめ。オメガ計画開始。
- ・1994年:原子力長計
分離変換技術について各研究機関で基礎的研究を進め、1990年代後半を目途に各技術を評価し、それ以降の進め方について検討することとした。
- ・1998年:原子力委員会高レベル放射性廃棄物処分懇談会
「高レベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方」で「地層処分をより安全かつ効率的に行うために進められる廃棄物の減量化や有効利用に関する研究について定期的に評価を行うとともに、こうした技術に飛躍的進歩があった場合に柔軟に対応できるような仕組みが大切である」

オメガ計画について

昭和63年(1988年)

「群分離・消滅処理技術研究開発長期計画」(通称オメガ計画) 原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会により策定

高レベル放射性廃棄物処分の効率化、含まれる有用元素の資源化及び積極的な安全性の向上を目的として、以下の項目について研究開発計画が定められた。

第Ⅰ期(4～9年間): 種々の概念の評価と要素技術の研究開発

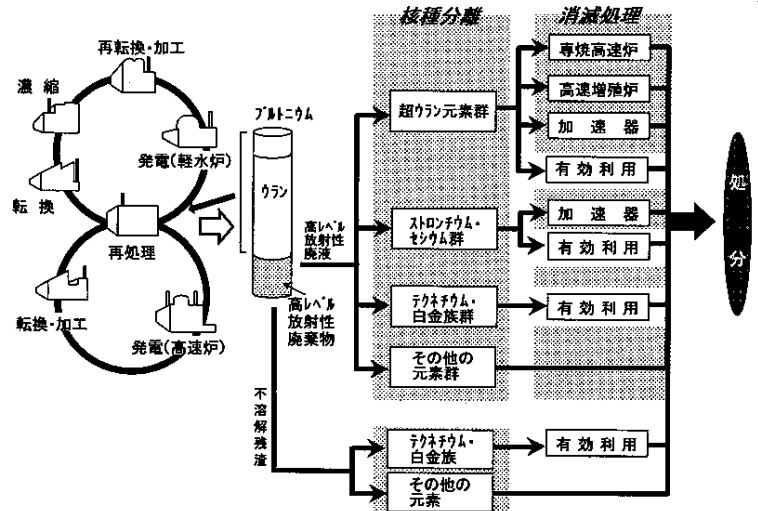
第Ⅱ期(4～9年間): 要素技術の工学的試験や概念の実証

(1) 群分離技術

- ・高レベル放射性廃液の群分離技術
- ・不溶解残渣からの有用金属回収技術
- ・分離元素・核種の有効利用技術

(2) 消滅処理技術

- ・原子炉における消滅処理技術
炉物理・物性
高速増殖炉(FBR)の応用
専焼高速炉
- ・加速器による消滅処理技術
陽子加速器
電子加速器



3

分離変換技術とは

分離変換技術の目的

①放射性廃棄物処理処分の負担軽減

初期の高い放射能と発熱の原因となる短寿命核種の分離による廃棄物の減容
長寿命核種の低減によるHLWの潜在的危険性の低減

②資源の有効利用

HLW中の希少元素(ルテニウム、ロジウム、パラジウム等)の有効利用

分離変換技術

分離技術

高レベル放射性廃棄物に含まれる元素や放射性核種を、それぞれの核種の物理的あるいは化学的特徴を利用して、**処理方法や利用目的に応じていくつかのグループ、元素あるいは核種に分離**する技術

変換技術

分離した後、中性子やガンマ線などの放射線を物質に照射すると別の核種に変わる反応を利用して、**特に長寿命核種を短寿命核種又は安定な核種に変換**する技術

「分離プロセス」: 従来の核燃料サイクルから発生する高レベル放射性廃棄物から分離対象元素を分離

「核変換サイクル」: 分離した元素を中性子などの放射線を利用して変換するための以下の一連のプロセス

「燃料製造プロセス」: 分離した元素を核変換するのに適した燃料等の形に加工

「核変換プロセス」: 燃料等に中性子などの放射線を照射して核変換対象元素を変換

「燃料処理プロセス」: 照射済燃料等を処理して再度燃料として加工するものと廃棄物として処分するものを分離

分離変換技術の概要

研究開発実施機関

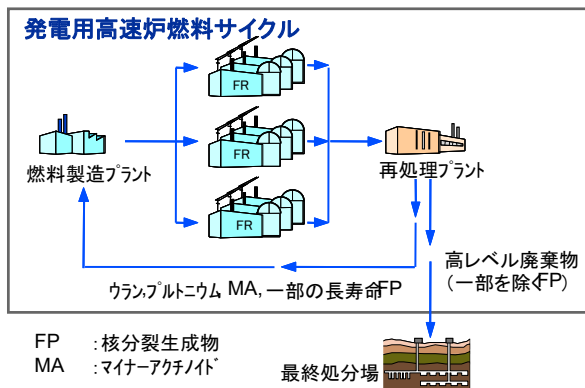
オメガ計画に基づき、日本原子力研究所(以下、原研)、核燃料サイクル開発機構(以下、サイクル機構)及び(財)電力中央研究所(以下、電中研)の3機関が中心

H12当時の各研究機関で進めていた分離変換技術の概要

	旧原研	旧サイクル機構	電中研
核変換サイクルの基本的考え方	階層型	発電用高速炉利用型	
分離プロセス	湿式法 (4群群分離法)	湿式法 (改良PUREX・改良TRUEX法)	乾式法 (塩化物法)
燃料形態	窒化物	酸化物	金属燃料
核変換プロセス	加速器駆動未臨界炉 専焼高速炉	高速増殖炉	

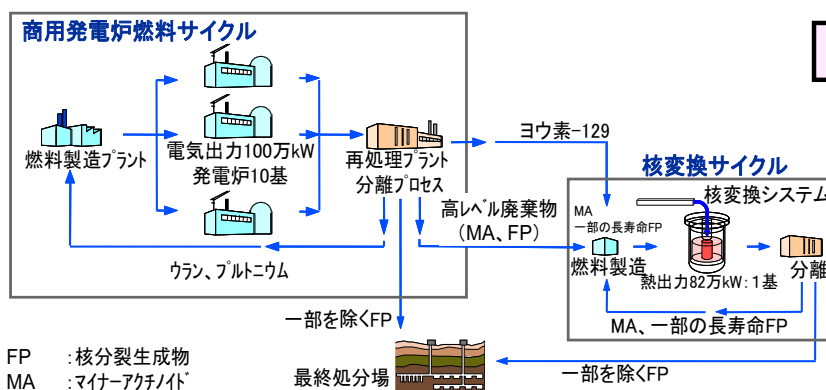
5

分離変換を組み込んだ核燃料サイクル



発電用高速炉利用型

- ・発電炉を用いた分離変換技術。
- ・次世代再処理プラントでウランやプルトニウムと共にマイナーアクチノイドもリサイクル。
- ・核変換には発電炉(高速炉)を用いる。



階層型(専用サイクル型)

- ・発電用サイクルに分離プロセスと核変換サイクルを付設。
- ・核変換には専用システム(加速器駆動炉:ADS)を用いる。
- ・コンパクトな核変換サイクルにマイナーアクチノイドを閉じ込める。

研究開発段階の設定と分析結果

研究開発段階の設定

各プロセス毎に三段階の研究開発段階(①要素技術開発、②工学実証、③原型プラント)を設定し、この同一の指標により各機関の研究開発の現状を整理

各機関の研究開発段階の分析結果

プロセス		段階の設定	原研	サイクル機構	電中研
分離プロセス		①プロセス構築・成立性実証段階 ②化学工学的試験段階 ③原型プラント建設段階	①	①	①
核変換 サイクル	燃料製造 プロセス	①燃料仕様・製造方法検討段階 ②燃料集合体製造・試験段階 ③原型プラントの建設段階	①	①	①
	核変換 プロセス	①設計・要素技術開発段階 ②実験炉による消滅実証試験段階 ③原型プラントの建設段階	①	①	①
	燃料処理 プロセス	①プロセス構築・成立性実証段階 ②化学工学的試験段階 ③原型プラント建設段階	①	①	①



3機関の研究開発は、第Ⅰ期の研究開発の所期の目的を達成したものの、第Ⅱ期の研究開発については、進捗は遅れる傾向にある。
各研究機関の技術的課題を整理して、今後の研究開発の進め方を示した。

7

今後の研究開発の進め方

「第5章 今後の研究開発の進め方」の主な内容

- ・ 長期放射能インベントリを低減する等 **有用な技術**となる**可能性**があり、今後も**着実に進める**ことが適当
- ・ **核燃料サイクルと不可分**でありサイクルの一部としての検討が望まれる
- ・ 核燃料サイクルへの**導入シナリオを示す**とともに、そのための**システムを設計し、要素技術**を確立することが目的である
- ・ 核燃料サイクル全体を視野に入れ、**経済性、資源確保、廃棄物等**について信頼性の高い評価が必要
- ・ 核燃料サイクルのオプションを広げるとの観点から、**幅広いシステムや技術を対象に進めるべき**であり、新しいアイデアを吸い上げる環境も重要
- ・ 「高速炉サイクル利用型」と「階層型」は、それぞれに特徴があり、当面は**双方の技術開発を進める**ことが適当
- ・ 双方の共存シナリオも含めて導入シナリオを検討し、必要な技術を確立する。
- ・ **システム設計、導入シナリオ検討、成立性実証のための基礎試験、工学試験**を、定期的なチェック・アンド・レビューに基づき進める
- ・ **国内外の他機関とともに連携**して効率的に研究開発すべき
- ・ **2005年頃を目途に、シナリオ全体の再検討を実施し、その後も概ね5年を目途にチェック・アンド・レビューを実施する**

平成12年以降の政策的な経緯 (1)

➤ 2000年:「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」付帯決議

「国及び関係機関は、最終処分の負担軽減等を図るため、長寿命核種の分離変換技術の研究開発について、国際協力、国際貢献の視点等も加味するとともに、定期的な評価を行いつつ、着実に推進することが必要である。」

➤ 2005年: 日本原子力研究開発機構発足

中期目標:「高レベル放射性廃棄物の処理・処分の負担軽減に貢献するために、高速増殖炉サイクル技術及び加速器駆動システムを用いた分離変換技術について、それぞれ核燃料サイクルへの分離変換技術の導入シナリオ及び放射性廃棄物処分のコスト低減効果に関する検討を進める。」

➤ 2005年: 原子力政策大綱

「わが国の原子力利用を分野横断的に支え、その技術基盤を高い水準に維持したり、新しい知識や技術概念を獲得・創出する目的」で行われる基礎的・基盤的な研究開発の主要な活動の一つとして、「放射性廃棄物中の長寿命核種の短寿命化等による放射性廃棄物処理・処分の負担軽減に貢献する分離変換技術の研究開発」が記載されている。

➤ 2006年: 総合科学技術会議・分野別推進戦略(エネルギー分野)

高速増殖炉サイクル技術を「国家基幹技術」に選定。重要な研究開発課題として、「原子力施設の設計やその基礎となる核特性の研究、原子力材料や核燃料の研究、分離変換技術の研究開発など、原子力の基礎・基盤技術の研究開発を推進する。」と記載。

➤ 2006年: 実用化戦略調査研究(FS)フェーズⅡの終了

➤ 2006年: 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会「原子力に関する研究開発の推進方策について」

「核工学(炉物理・核データ)、炉工学、材料工学、安全工学、原子力シミュレーション工学、分離・変換技術等の分野における研究開発を着実に進め知見を蓄積することにより、原子力の研究、開発及び利用の基盤形成と、新たな原子力利用技術の創出を図ることが重要である。」

9

平成12年以降の政策的な経緯 (2)

➤ 2006年: 文部科学省研究開発局「高速増殖炉サイクルの研究開発方針について」

- 燃料サイクル施設においては、U、Pu、Npを低除染で一括回収し、さらに高レベル廃液より回収したAm、Cmを混合するなど、プルトニウムを常にウランやMAと混合した状態で取り扱う工程としていること、またMAの高い放射線により接近性が制限されることから、核拡散抵抗性は現在の軽水炉サイクルよりも更に向上することが期待される。
- MAを回収して燃料に混ぜて燃焼することにより、また熱効率の向上により発電電力量あたりの高レベル放射性廃棄物発生量を減少し、最終処分場への負荷を軽減するとしている。なお、「FSフェーズⅡ報告書」では、長半減期核分裂生成物(LLFP)の分離変換は「将来の目標」としているが、2050年頃の実用化以降の目標とすることが妥当と考える。一方、最終処分場の受け入れ量の制限値「高レベル放射性廃棄物1体あたりの発熱量」を低減する観点から、高発熱性核分裂生成物の分離と処分方策の研究開発に取り組むべきであると判断する。

➤ 2006年: 原子力委員会「高速増殖炉サイクル技術の今後10年程度の間における研究開発に関する基本方針」

高レベル廃棄物管理に対する 分離変換技術導入効果の検討

日本原子力学会
「分離変換・MAリサイクル」研究専門委員会主査
井上 正
(電力中央研究所)

1

1. 背景：高レベル廃液中の長半減期核種と量 (軽水炉UO₂燃料；燃焼度43GWd/t)

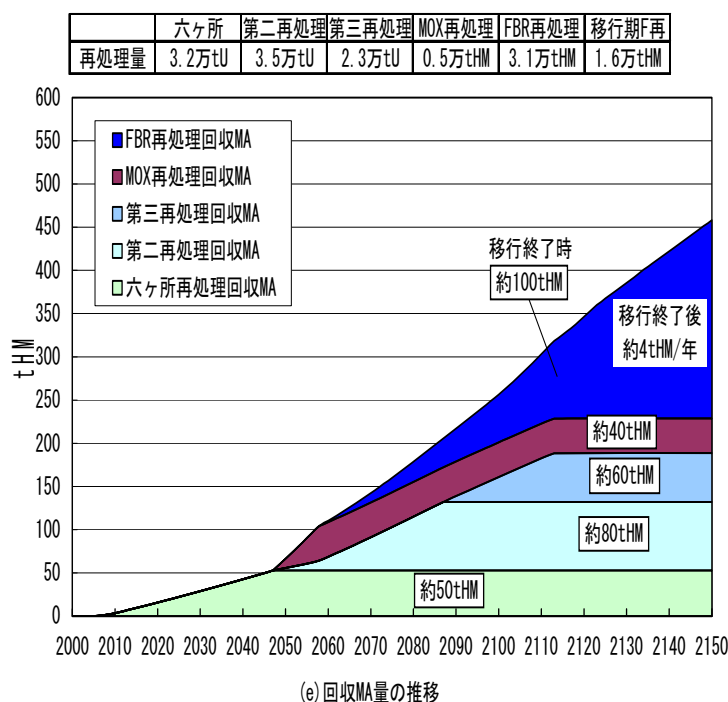
	核種	半減期	使用済燃料1tHM当たりの 含有量 ¹⁾ (g)	使用済燃料1tHM当たりの 発熱率 ¹⁾ (W)
主な TRU	Np-237	214万年	582	<0.1
	Pu-238	87.7年	1.13	0.6
	Pu-239	2.44万年	31.3	<0.1
	Pu-240	6570年	13.0	<0.1
	Pu-241	14.4年	6.6	<0.1
	Am-241	433年	413	47.1
	Am-243	7400年	136	0.9
	Cm-244	18.1年	38.9	110
主なFP	Se-79	6.5万年	6.63	<0.1
	Sr-90	29.1年	617	550 ²⁾
	Zr-93	153万年	926	<0.1
	Tc-99	21.3万年	994	<0.1
	Pd-107	650万年	282	<0.1
	Sn-126	10万年	30.5	<0.1
	I-129	1570万年	2.33 ¹⁾	<0.1
	Cs-135	230万年	487	<0.1
	Cs-137	30.0年	1419	580 ³⁾
	Sm-151	90年	13.1	<0.1

1) UO₂-LWR、43GWd/t、取り出し後5年、再処理によりPuは99.5%除去後、Iは1%が高レベル廃液へ移行すると仮定

2) 娘核であるY-90を含む、3) 娘核であるBa-137mを含む

2

1. 背景：原子力利用に伴うマイナーアクチノイド元素の蓄積



MAの取り扱い量

- 六ヶ所再処理工場：50t
- 次期軽水炉ウラン燃料再処理施設：140t
- 軽水炉MOX燃料再処理施設：40t

(参考)

移行完了後の高速炉再処理で
取り扱われるMA量は約4t/年

3

2. 目的と概要

□ 目的：

廃棄物管理の観点からの分離変換技術の導入効果を、いくつかの条件をパラメータとして変化させ、定量的に示す。

□ パラメータ：

- 発電用原子炉システム：4種類（次ページ参照）
- 再処理までの冷却期間：5年と20年
- 再処理スキーム：

PUREX、MA回収、MA分離・FP群分離、MA回収とFP群分離（分離変換）

□ 上記のパラメータに応じた廃棄体の量と特質を明らかにし、これらの廃棄体の処分に要する面積を求める。

□ 本検討の結果は、発電用原子炉システムからの廃棄体のみを扱うため、結果は核変換システムの種類に左右されない。

- ◆（基本的に、MA核変換の結果余分に生じるは高レベル廃棄物の量は、発電用原子炉システムからの廃棄体に比べて少ない）

4

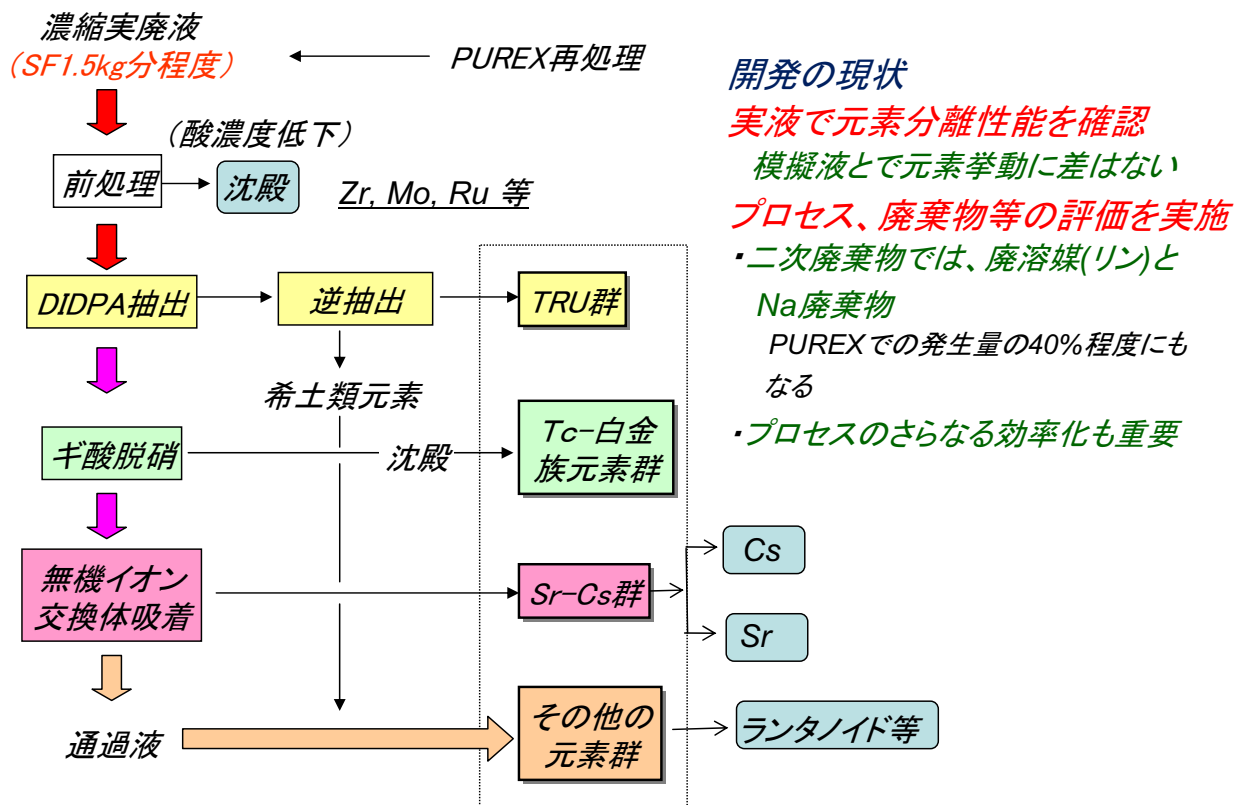
3. 対象とした原子炉システムと燃焼・崩壊計算

発電用原子炉システム	燃焼度	U-235濃縮度 又は Pu富化度	MA の割合	発電効率
UO ₂ -LWR	43 GWd/t = 36MW/t X 1,194d	4.10%	0.00%	34.00%
MOX-LWR	43 GWd/t = 36MW/t X 1,194d	6.10%	0.10%	34.00%
Pu-FBR	79 GWd/t = 72MW/t X 1,095d	17.30%	0.30%	38.50%
TRU-FBR	147 GWd/t = 44MW/t X 3,335d	19.60%	0.90%	42.50%

- 燃焼コード: ORIGEN-2
- 断面積ライブラリ: ORILIBJ32 (JENDL-3.2に基づく)
- 再処理までの冷却期間: 5年及び20年

5

4. 4群群分離プロセス



6

4. 再処理スキーム：4つのオプション

(1) 従来型PUREX法 (Process-R)

- UとPuの回収率：99.5 %.
- HLWとして通常のガラス固化体が生じる

(2) FPの群分離はせずにMAのみ回収・核変換 (Process-A)

- 上記PUREX法で生じる高レベル廃液からMAを回収し核変換
- MAの回収率：99%
- MAをほとんど含まないガラス固化体が生じる

(3) MAはリサイクルせずにFPとともに群分離 (Process-F)

- 上記PUREX法で生じる高レベル廃液を5つの群に分離
(詳細は次ページ)

(4) MA回収・核変換とFP群分離の双方を導入 (Process-P)

- MAを回収し核変換、FPを5つの群に分離

7

4. 再処理スキーム：

群分離 (Process-F,P) に適用した分配割合

群分離工程における主な元素の分配割合

元素	(a) アクチノイド	(b) ランタノイド	(c) 前処理沈殿	(d) Sr, Ba	(e) Cs, Rb	(f) Tc-白金族	(g) 2次廃棄物
Sr	2E-8	2E-4	5E-5	0.99	5E-5	0.01	2E-11
Y	0.01	3E-3	5E-5	5E-5	2E-9	5E-6	0.98
Zr	1E-4	8E-3	0.99	1E-8	5E-13	1E-6	2E-3
Mo	3E-7	6E-4	0.95	5E-7	2E-8	0.05	2E-3
Tc	5E-10	0.02	2E-3	1E-6	1E-6	0.98	4E-8
Ru	4E-5	0.03	0.40	0.03	3E-6	0.53	4E-3
Pd	5E-5	0.02	1E-3	0.09	5E-6	0.89	4E-3
Cs	5E-11	6E-5	5E-5	5E-10	1.00	1E-6	5E-12
Ba	2E-8	2E-4	5E-5	0.99	5E-5	0.01	2E-11
La	3E-4	1.00	5E-5	9E-5	5E-9	1E-5	1E-4
Ce	3E-3	1.00	5E-5	9E-5	5E-9	1E-5	1E-3
Nd	0.02	0.98	5E-5	9E-5	5E-9	1E-5	1E-4
U	1.00	5E-6	1E-4	5E-5	2E-9	4E-6	1E-3
Np	1.00	1E-4	1E-4	5E-4	2E-8	4E-5	5E-5
Pu	0.98	1E-4	0.02	1E-5	5E-10	4E-5	5E-5
Am, Cm	1.00	1E-4	5E-5	5E-5	2E-9	5E-6	3E-8

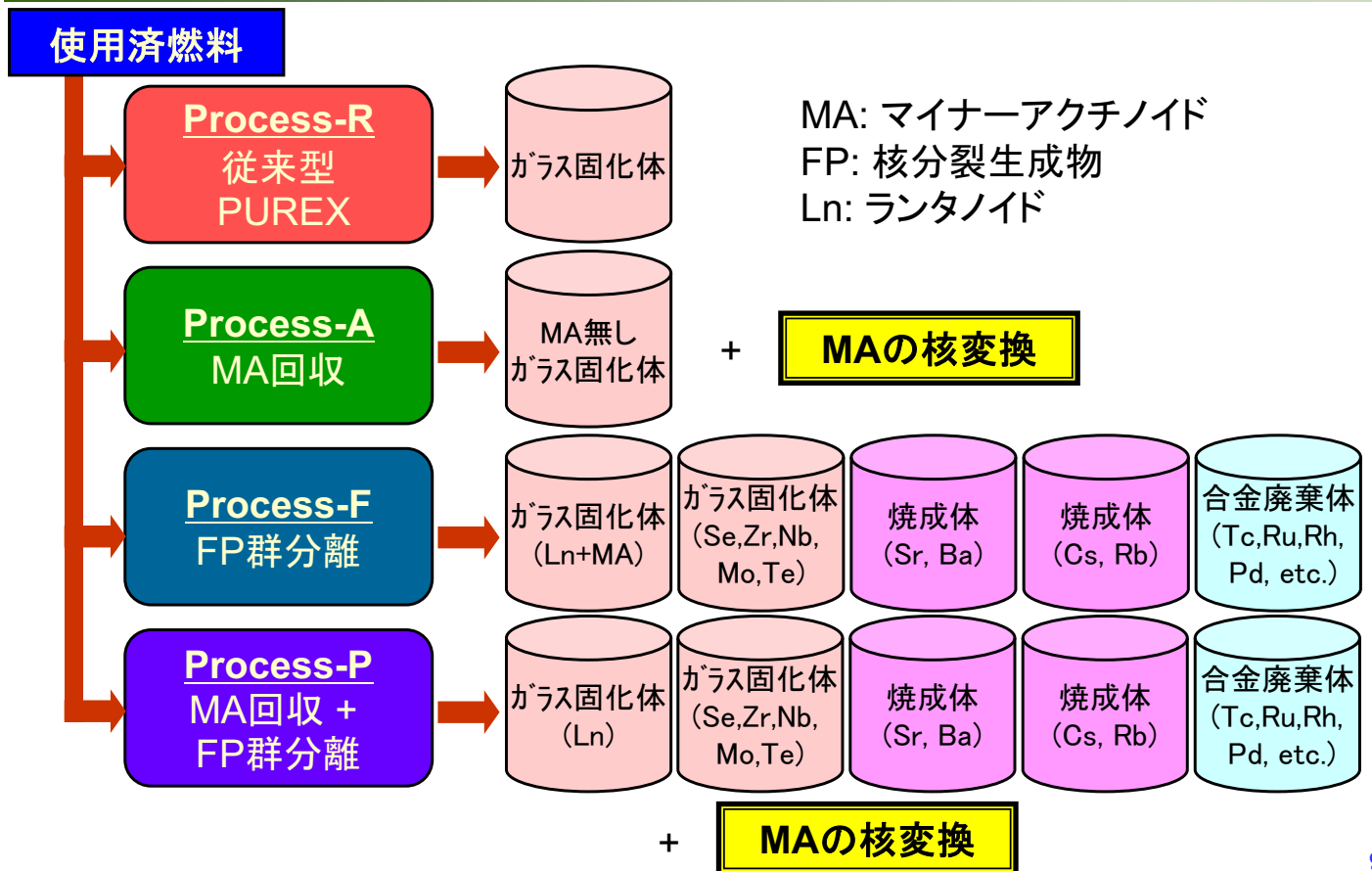
10% < x

1% < x < 10%

8

5. 廃棄体:

4つの再処理スキームで生じる廃棄体種類



9

5. 廃棄体:

Process-R and A のガラス固化体本数の算定

□ 「Process-R」(従来型PUREX) と「Process-A」(MA回収) で生じるガラス固化体の本数算定に用いた条件:

- 体積: **150 リットル** (40cm ϕ x 120cm H)
- 重量: **400 kg**
- 廃棄体酸化物の最大割合: **15 wt%** (60 kg)
- モリブデン酸化物MoO₃の最大割合: **3 wt%** (12 kg)
- 固化体製造時の最大発熱: **2.3 kW/本**
- 処分場のバフファ材(ベントナイト)の最高温度: **100 °C**

ABAQUSコードを用いた伝熱計算を実施

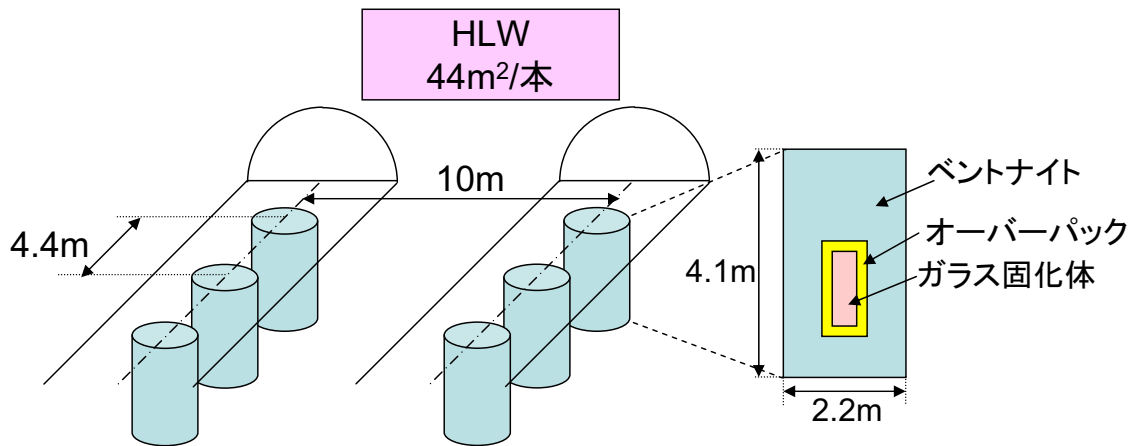
「第2次取りまとめ」の硬岩系縦置き概念で固定:

- ✓ 廃棄体ピッチ: **4.4 m**
- ✓ 処分坑道の間隔: **10 m**
- ✓ 処分坑道の深度: 1,000 m
- ✓ 再処理後、処分までの冷却期間: **50 年**
(再処理までの冷却期間に左右されずに一定)

5. 廃棄体:

Process-R and A の廃棄方法

「第2次取りまとめ」の硬岩系縦置き概念



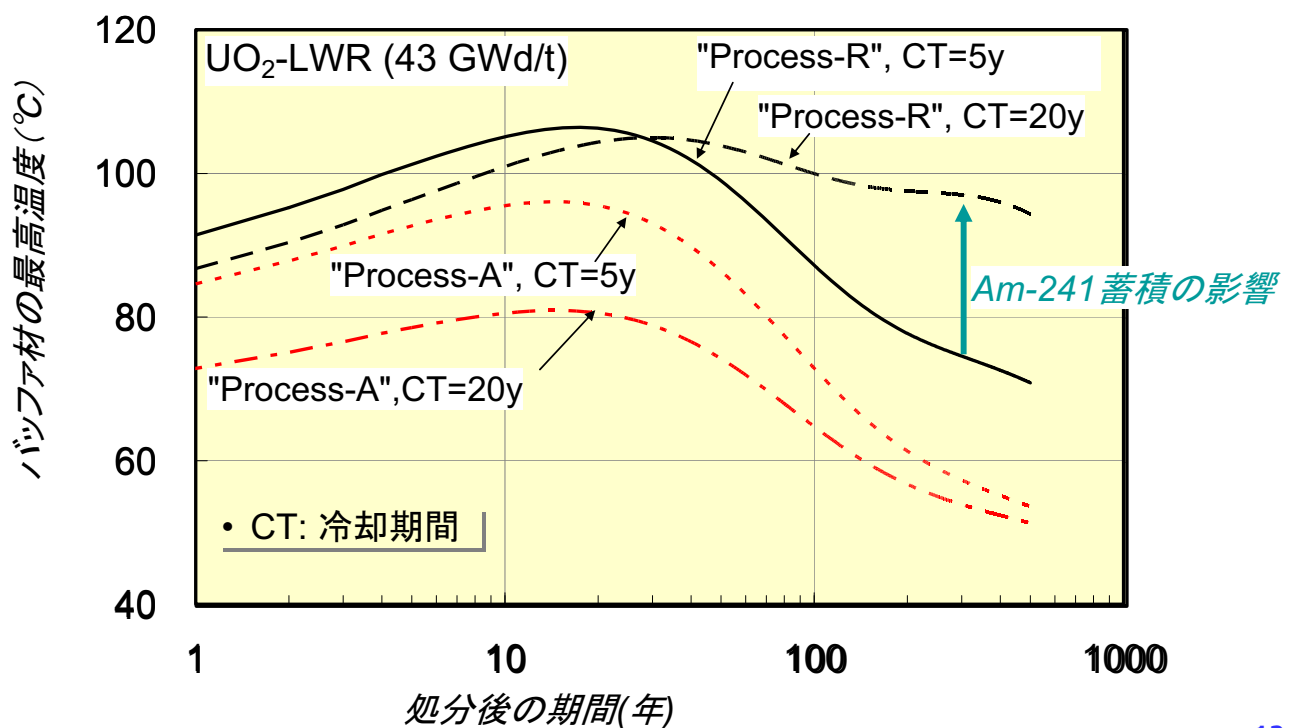
◆ 処分までに50年の冷却期間

11

5. 廃棄体:

バッファ材の温度変化 (UO₂-LWR)

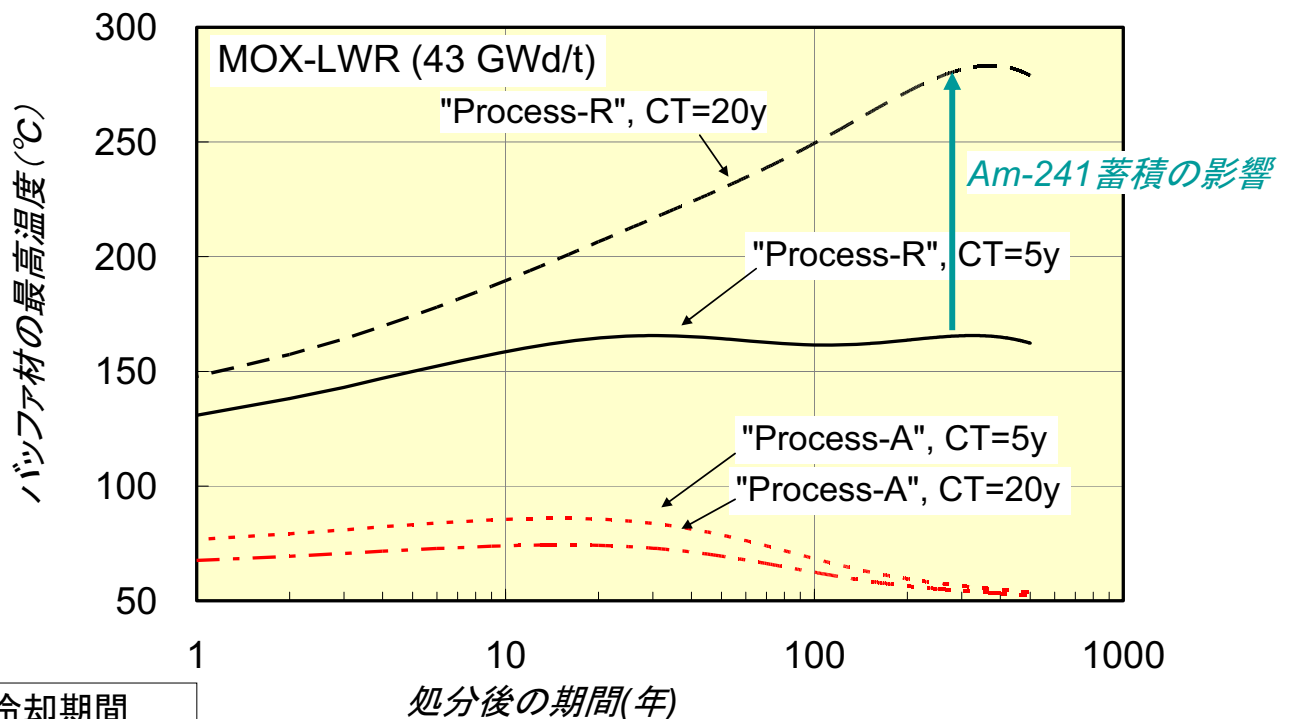
- 1 tHM で規格化
- 最高温度が100℃以下になるように廃棄物元素の含有量を調整する



5. 廃棄体:

バッファ材の温度変化 (MOX-LWR)

- Am-241 蓄積の影響大
- 最高温度には処分後約300年で到達



13

5. 廃棄体:

ガラス固化体発生本数の算定

発電用原子炉システム	Process	冷却期間	各条件により算定されるガラス固化体発生本数			
			酸化物制限 15w%	MoO ₃ 制限 3w%	製作時発熱 制限2.3 kW	バッファ材 温度制限100 °C
UO ₂ -LWR	R	5 年	2.45	1.54	2.67	3.19
		20年	2.49	1.54	1.25	3.12
	A	5年	2.39	1.54	2.47	2.65
		20年	2.40	1.54	1.02	1.87
MOX-LWR	R	5年	2.59	1.41	4.47	6.44
		20年	2.75	1.41	2.62	12.52
	A	5年	2.36	1.41	2.31	2.16
		20年	2.36	1.41	0.82	1.56
Pu-FBR	R	5年	2.17	1.21	2.62	6.02
		20年	2.29	1.21	1.64	10.25
	A	5年	1.98	1.21	1.75	1.78
		20年	1.99	1.21	0.68	1.27
TRU-FBR	A	5年	1.73	1.09	1.23	1.48
		20年	1.74	1.09	0.57	1.05

14

5. 廃棄体:

Process-F and P の廃棄体

□ FP群分離 (Process-F) と 分離変換 (Process P) の廃棄体

- (a), (b) ランタノイド (及び アクチノイド): ガラス固化体, 150 リッター, 400 kg
 廃棄対象元素酸化物の最大含有量: **35 wt%** (140kg)
発熱性FP、Mo酸化物、白金族が含まれないので、廃棄対象元素の高密度充填が可能と仮定
Process-FではMAが含まれているので、温度制限も考慮
- (c) 前処理沈殿: ガラス固化体, 150 L, 400 kg
 廃棄対象元素酸化物の最大含有量: **35 wt%** (140kg)
 MoO₃の最大含有率: **8 wt%** (32 kg)
- (d) Sr, Ba: 焼成体, 14 リッター, 廃棄対象元素5.3 kg
- (e) Cs, Rb: 焼成体, 14 リッター, 廃棄対象元素4.5 kg
- (f) Tc-白金族: 金属廃棄体, 7.5 L, 60 kg
 廃棄対象金属の最大割合: 4wt%, 2.4kg
- (g) 2次廃棄物: 放射能濃度が低いので、本検討では無視

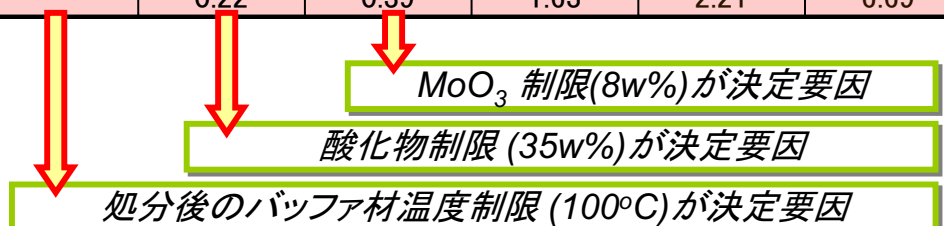
15

5. 廃棄体:

Process-F and Pで生じる廃棄体本数の算定

1TWhの発電量で規格化した発生廃棄体本数

発電用原子炉システム	冷却期間	Process-F	Process-P	両プロセスに共通な廃棄体			
		(a)+(b) Ln+MA	(b) ランタノイド	(c) 前処理沈殿	(d) Sr, Ba	(e) Cs, Rb	(f) Tc-白金族
		高充填ガラス固化体 (150L)			焼成体 (14L)		合金 (7.5L)
UO ₂ -LWR	5 年	0.93	0.31	0.55	1.97	2.44	5.91
	20 年	2.29	0.31	0.55	2.11	2.17	5.91
MOX-LWR	5 年	5.83	0.29	0.50	1.87	2.65	8.32
	20 年	12.07	0.29	0.50	2.06	2.37	8.33
Pu-FBR	5 年	5.67	0.24	0.43	1.58	2.77	7.44
	20 年	10.01	0.24	0.43	1.73	2.55	7.45
TRU-FBR	5 年	----	0.22	0.39	1.51	2.40	6.69
	20 年	----	0.22	0.39	1.63	2.21	6.69

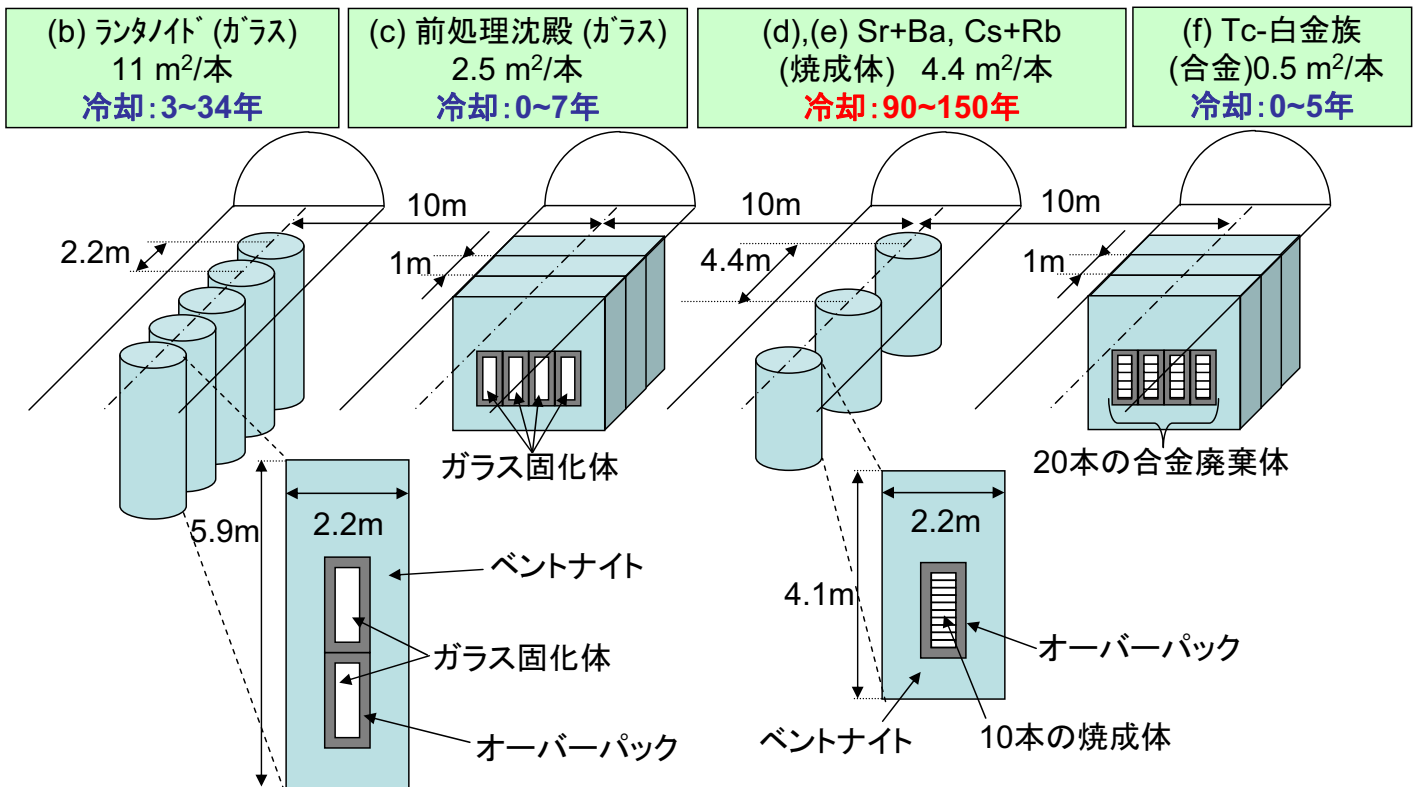


- Process-F (MA回収なしのFP群分離)で生じるガラス固化体の本数は、Am-241の発熱に大きく影響を受ける

16

6. 廃棄体の定置に要する面積の算定: 新規廃棄体の定置方法

MA回収後は長期発熱が小さいため、 8W/m^2 ($350\text{W}/44\text{m}^2$)を目安に処分できるものとした



17

6. 廃棄体の定置に要する面積の算定: Process-F and -Pで生じる廃棄体の定置面積

1TWhの発電量で規格化した定置面積(m^2)

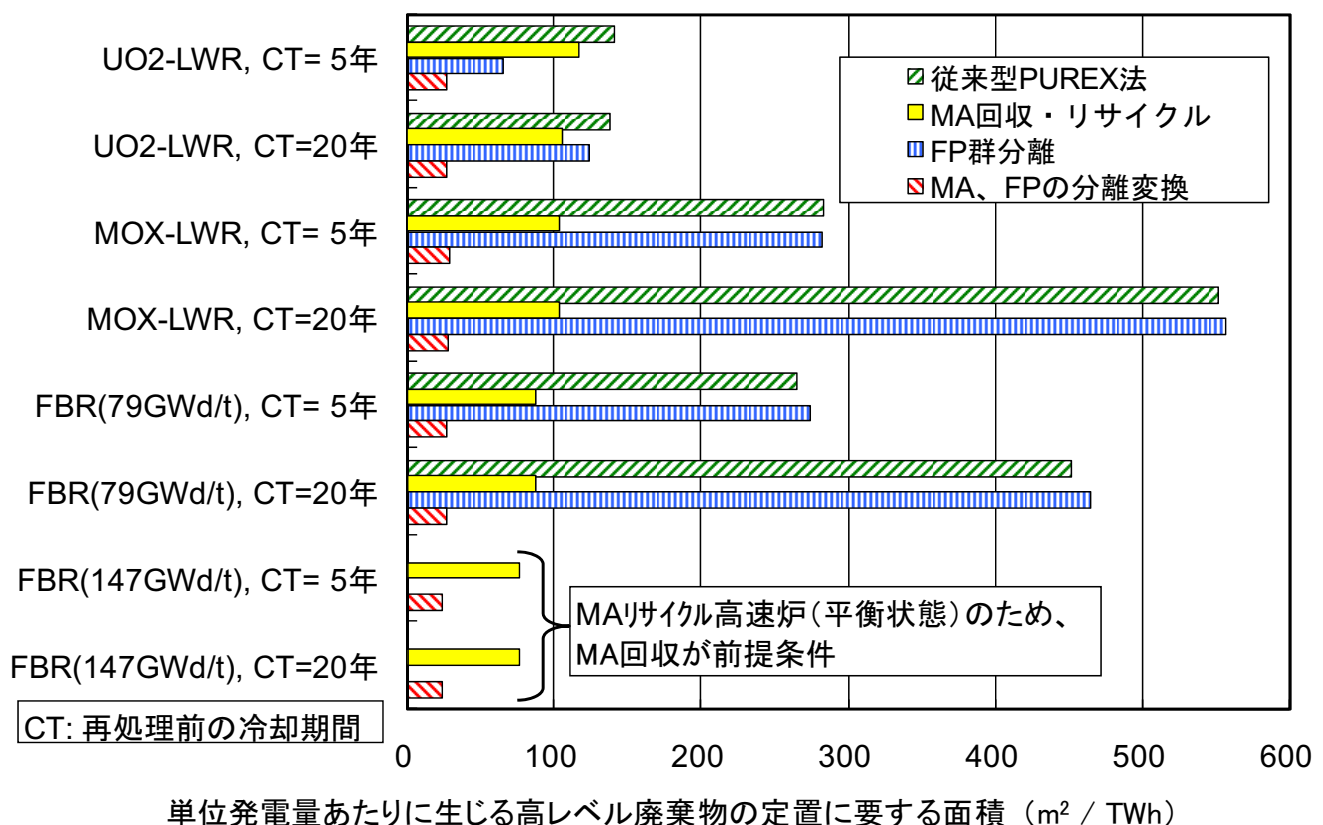
発電用原子炉システム	冷却期間	Process-F	Process-P	両プロセスに共通な廃棄体			
		(a)+(b) Ln+MA	(b) ランタノイド	(c) 前処理沈殿	(d) Sr, Ba	(e) Cs, Rb	(f) Tc-白金族
		高充填ガラス固化体 (150L)			焼成体 (14L)		合金 (7.5L)
UO ₂ -LWR	5 年	40.8	3.36	1.37	8.68	10.74	2.95
	20 年	100.8	3.36	1.37	9.29	9.54	2.96
MOX-LWR	5 年	256.6	3.14	1.26	8.24	11.66	4.16
	20 年	531.1	3.14	1.26	9.06	10.44	4.17
Pu-FBR	5 年	249.5	2.69	1.08	6.94	12.20	3.72
	20 年	440.5	2.69	1.08	7.63	11.21	3.72
TRU-FBR	5 年	---	2.41	0.97	6.63	10.58	3.34
	20 年	---	2.41	0.97	7.19	9.74	3.35

- Process-F (MA回収なし) の場合は、ランタノイド(Ln)+MAのガラス固化体が支配。
- Process-P (MA回収あり) の場合は、Sr-Cs焼成体が支配。

18

6. 廃棄体の定置に要する面積の算定:

1 TWhの発電で生じる廃棄体の定置に要する面積



7. 結論

- Puを燃料に用いる場合、MA(特にAm-241)の核変換は重要なポイント
- UO₂燃料でもMOX燃料でも、MA核変換とSr-Csの冷却後の廃棄を組み合わせることで、廃棄体の定置に要する面積を大幅に低減できる可能性がある
 - 例えば、従来型の軽水炉とPUREX再処理の組み合わせでは、58GWe × **30年**で約**2 km²**の定置面積が必要であったが、分離変換の導入で、軽水炉でも高速炉でも、同じ面積で58GWe × **150年**に相当する発電で生じる廃棄体を受け入れることができる
- 今後の課題:
 - 廃棄体システムの妥当性に関する検討
 - 新規に生じる廃棄体の成立性
 - 処分方法の構造力学的考察
 - MA核変換で生じる廃棄体の影響
 - 処分場縮小による経済効果と分離変換導入によるコスト上昇の比較検討

8. チェック・アクト・レビューへの提言(研究専門委員会での検討より)

■ 分離変換技術の意義

- 放射性廃棄物の処理・処分の合理化への寄与については、定量的に効果を評価すること
 - ☞ 分離工程の付加によるコスト増加と処理処分コスト削減効果
 - ☞ 対象核種や回収率目標の設定の妥当性
 - ☞ コスト以外の新たな評価指標の必要性

- 分離技術、加速器技術等の高度化などによる他分野への波及効果

■ 開発ステップの策定

- FBRサイクルの技術開発計画との関係(での位置付け)、分離変換技術導入シナリオ・開発ステップの明示
- 開発ステップの策定にあたり要素技術開発の課題とそのハードル、現状技術レベルの的確な把握の重要性
 - ☞ MA、Sr/Csの分離や貯蔵の技術、核変換用燃料、ターゲットの研究開発、遠隔操作によるこれら技術の成立性、操作性、核データ等の基盤整備
 - ☞ 当初計画あるいは前回のC&Rに対する現在の状況
 - ☞ 海外諸国の分離変換技術の位置づけと技術開発の進展(米: GNEP, 仏: 新廃棄物法)

■ 人材育成、国際協力

- 優秀な人材を集めるための夢を語れる技術に
- 分離変換技術の基盤研究は人材育成に適した課題

■ 情報発信

- 内外への我が国の分離変換技術開発計画とその成果等の発信

高レベル放射性廃棄物処分への
分離変換技術の導入意義

平成20年9月19日

日本原子力研究開発機構

1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義
2. MA核変換、発熱性FP分離、および廃棄体貯蔵期間の影響

1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義
ー 対象とした核燃料サイクル ー

- 軽水炉(UO₂燃料、MOX燃料)及び高速炉からの使用済燃料を再処理した際に生じる高レベル放射性廃棄物(HLW)からマイナーアクチノイド(MA)を回収することの処分への影響を評価

ケース	原子炉	燃料	再処理回収元素	略称
ケース1	LWR	ウラン燃料	なし (直接処分)	LWR (直接処分)
ケース2	LWR	ウラン燃料	U+Pu	LWR
ケース3	LWR	ウラン燃料	U+Pu+MA	LWR (MAリサイクル)
ケース4	LWR	MOX燃料(プルサーマル燃料)	U+Pu	プルサーマル
ケース5	LWR	MOX燃料(同上)	U+Pu+MA	プルサーマル (MAリサイクル)
ケース6	FBR	MOX燃料	U+Pu	FBR
ケース7	FBR	Np含有MOX燃料	U+Np+Pu	FBR (Npリサイクル)
ケース8	FBR	MA含有MOX燃料	U+Pu+MA	FBR (MAリサイクル)

LWR起源のHLWから
MAを回収する効果

プルサーマル起源のHLWから
MAを回収する効果

FBR起源のHLWから
MAを回収する効果

燃焼度: LWR 4.9万MWd/t、FBR 11.5万MWd/t
再処理前の貯蔵期間: 4年、ガラス固化体の貯蔵期間: 50年

1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義 — 分離変換技術の導入意義の指標 —

MA核変換の意義を検討するための4つの指標：

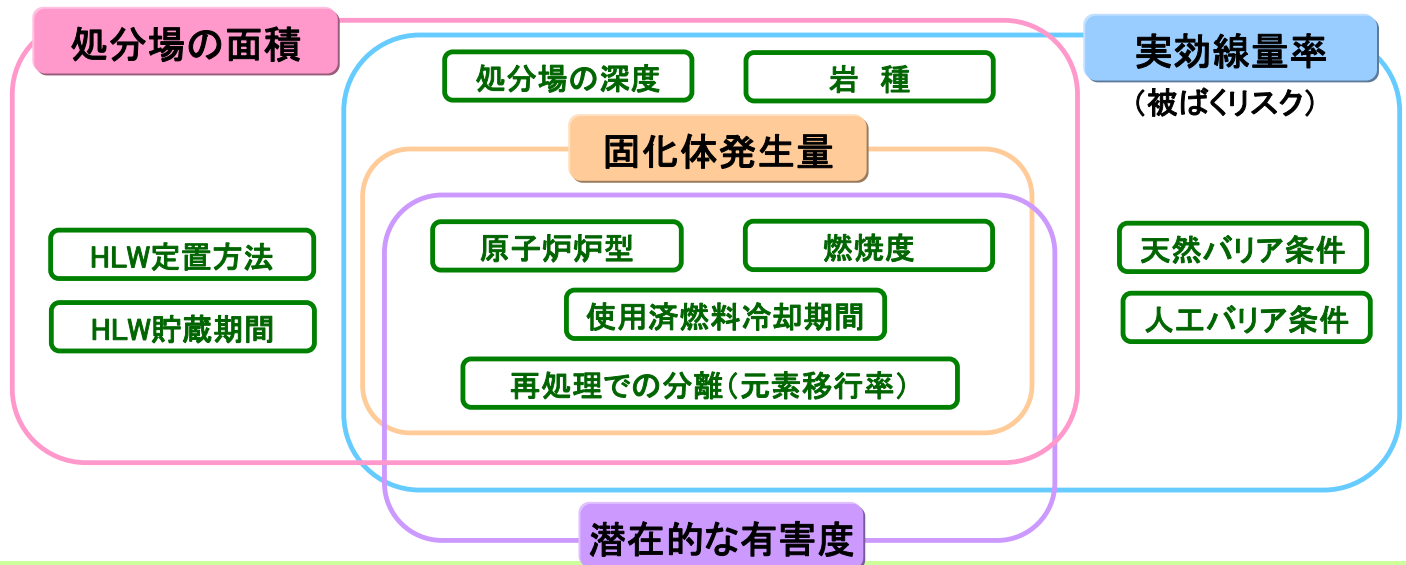
潜在的な有害度

実効線量率

固化体発生量

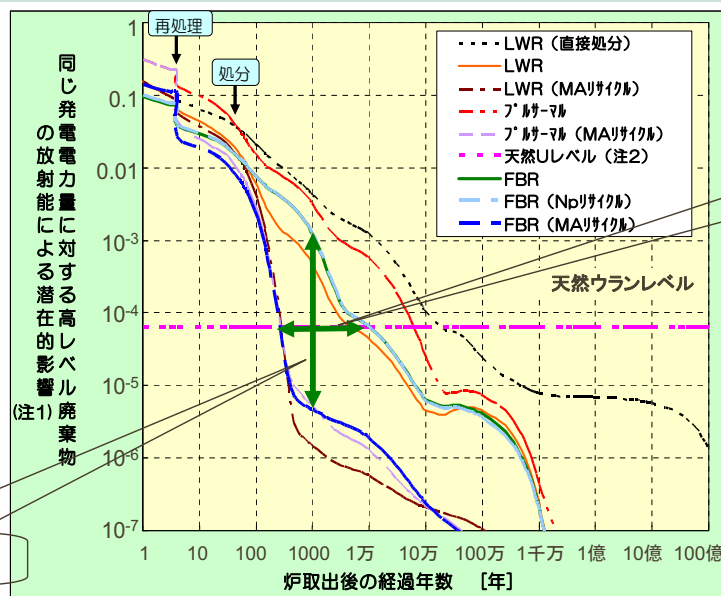
処分場の面積

様々な要因 に影響をうけるが、ここでは
炉型とMA回収の有無の影響を比較



3

1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義 — 潜在的な有害度 —



(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。

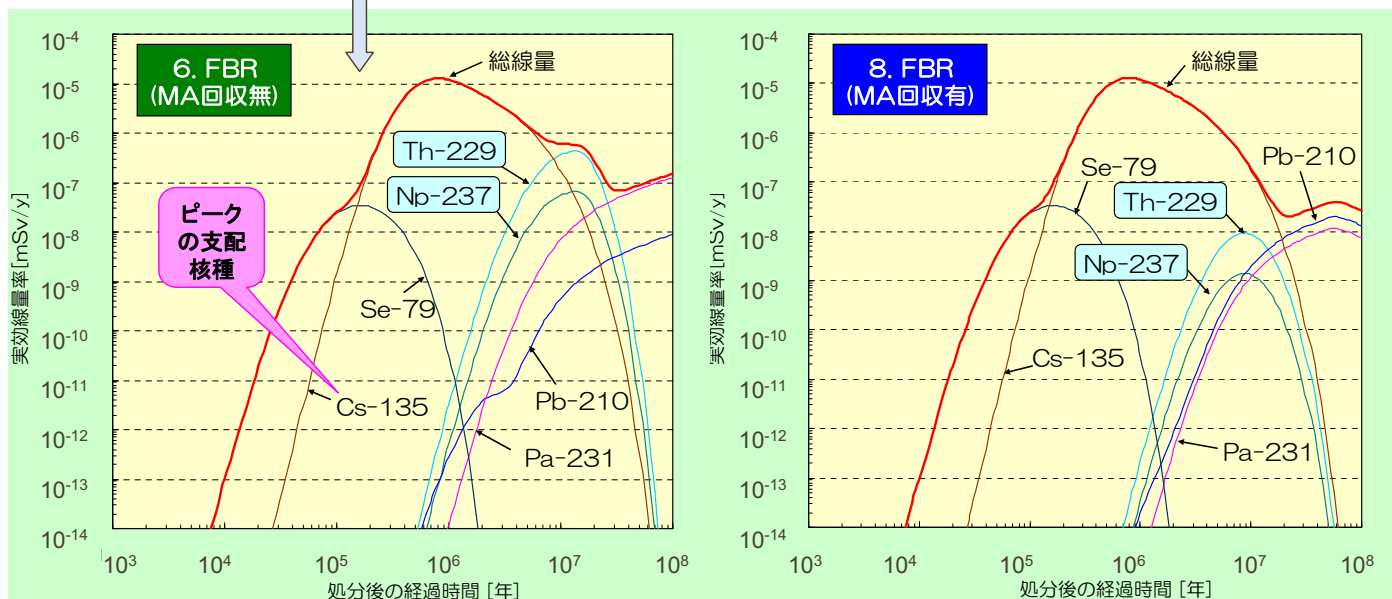
(注2) 天然ウランレベルの線は、LWR(直接処分)のケースで燃料の原料として必要な天然ウラン(190トン強)とその娘核種 による潜在的な有害度の経時変化における最大値を示している。

- MAリサイクルにより潜在的な有害度は1/10~1/1000に減少
- 特に100年以降はその効果が大きい
- Npのみをリサイクルしても潜在的な有害度の低減効果はほとんどない

4

1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義 ー 地下水シナリオによる実効線量率(被ばくリスク) ー

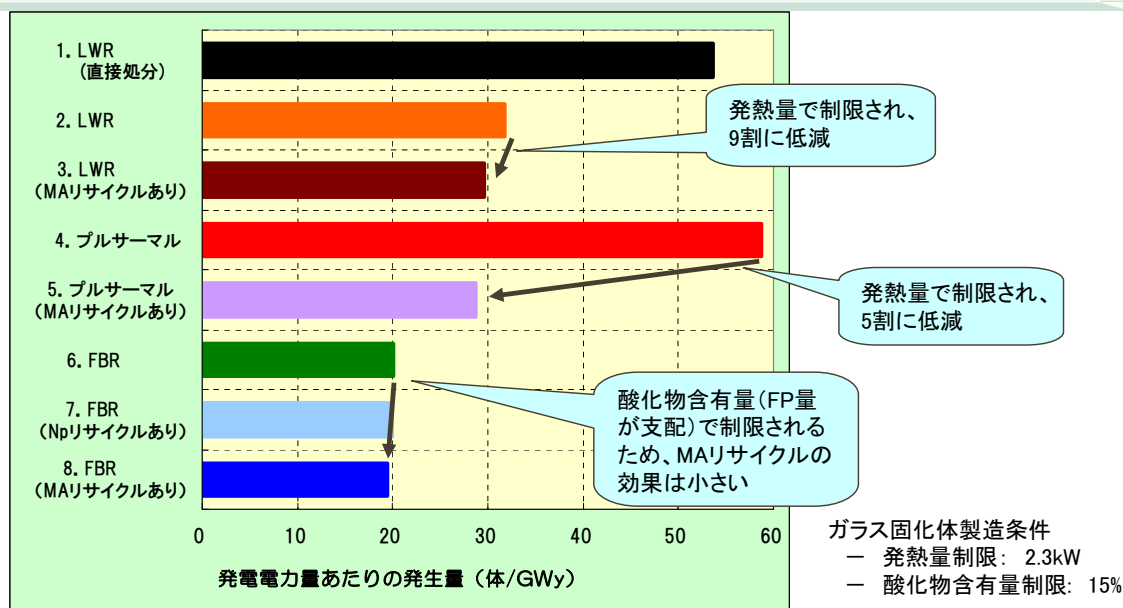
諸外国で提案されている安全基準(0.1~0.3mSv/年)に比べて十分低い



- 地下水シナリオでは、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

5

1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義 ー 発電電力量あたりのHLW発生量 ー



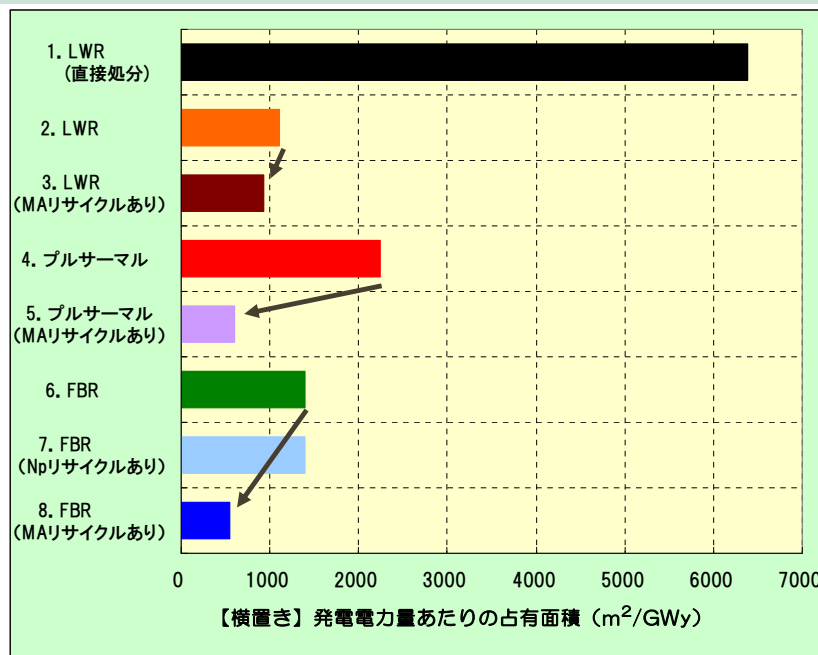
- MAをリサイクルした場合、発電電力量あたりのガラス固化体発生量は以下の通り。
LWR : 9割程度に低減
プルサーマル : 5割程度に低減
FBR : ほとんど変わらない
- 発電電力量あたりのガラス固化体発生量は、熱効率向上と発熱性FPの発生量が少ないため、FBRの方がLWRよりも少なくなる。

注) LWR(直接処分)のケースについては燃料集合体の体数で表し、それ以外のケースについてはガラス固化体の体数で表している。

6

1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義

－ 処分場の廃棄体定置面積(発電電力量あたり:硬岩・横置き) －



ガラス固化体処分条件
 ー 構造上の強度が十分強い
 ー 緩衝材温度制限: 100℃

■ MAをリサイクルした場合、発電電力量あたりの処分場面積は以下の通り。

- LWR : 8割程度に低減 (HLW発生量が約9割、HLW1体あたり占有面積が9割に低減)
- プルサーマル : 3割程度に低減 (HLW発生量が約5割、HLW1体あたり占有面積が5割強に低減)
- FBR : 4割程度に低減 (HLW発生量はほぼ同じ、HLW1体あたり占有面積が4割に低減)

7

1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義

－ まとめ －

【潜在的な有害度】

- LWR、プルサーマル、FBRともに、MAリサイクルにより100年後以降のガラス固化体の放射能による潜在的な有害度を、1/10～1/1000程度に低減する。

【実効線量率(被ばくリスク)】

- MAリサイクルによる実効線量率ピークの低減効果はほとんどない。

【ガラス固化体の発生量(発電電力量あたり)】

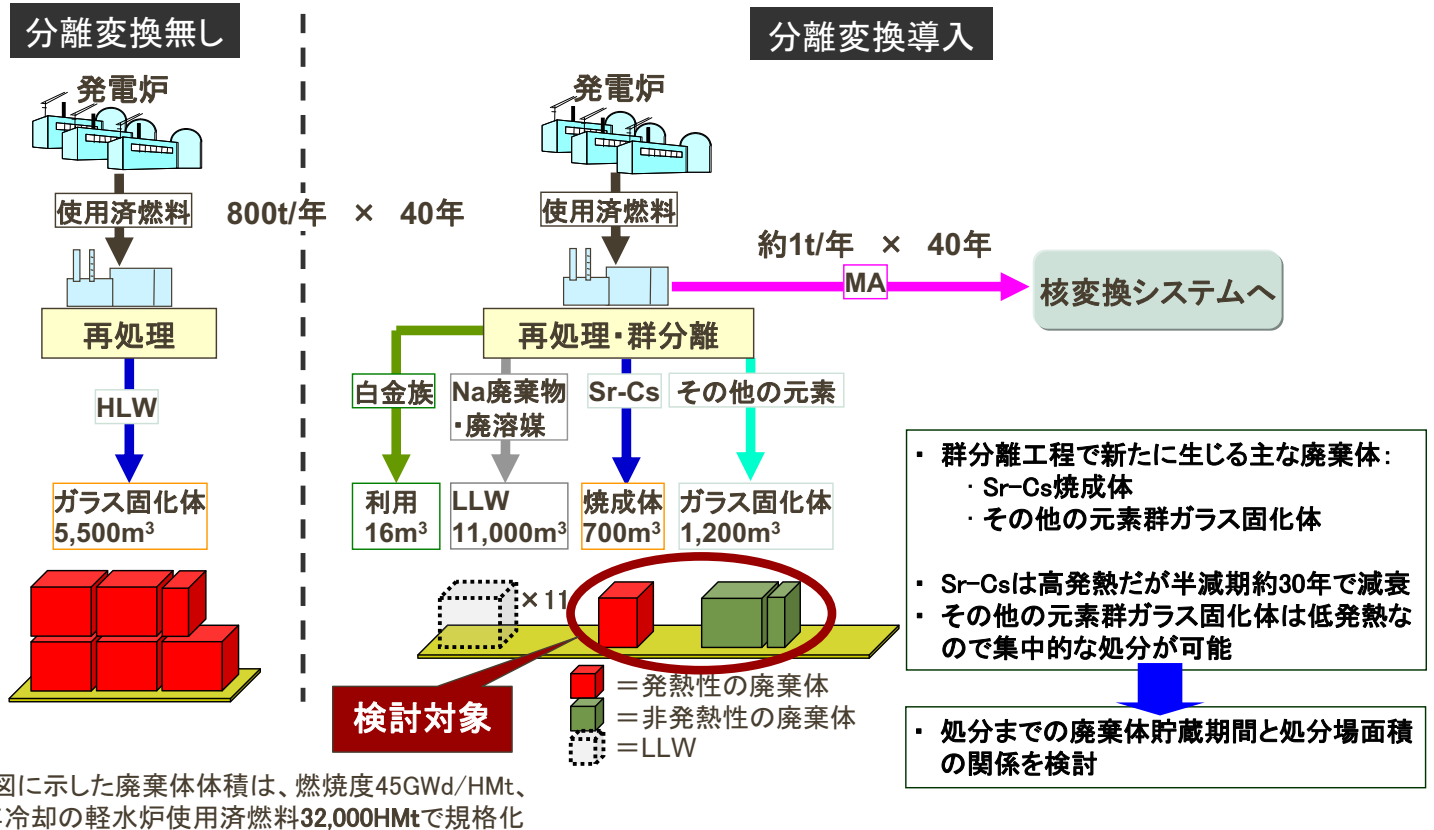
- MAリサイクルを行った場合、ガラス固化体の発熱量低減の影響により、LWRで9割程度に、プルサーマルでは5割程度に低減する。一方、FBRではほとんど変わらない。

【占有面積(発電電力量あたり)(横置きの場合)】

- MAリサイクルを行った場合、ガラス固化体の発熱量低減の影響により、LWRで8割程度に、プルサーマルでは3割程度に、FBRでは4割程度に低減する。

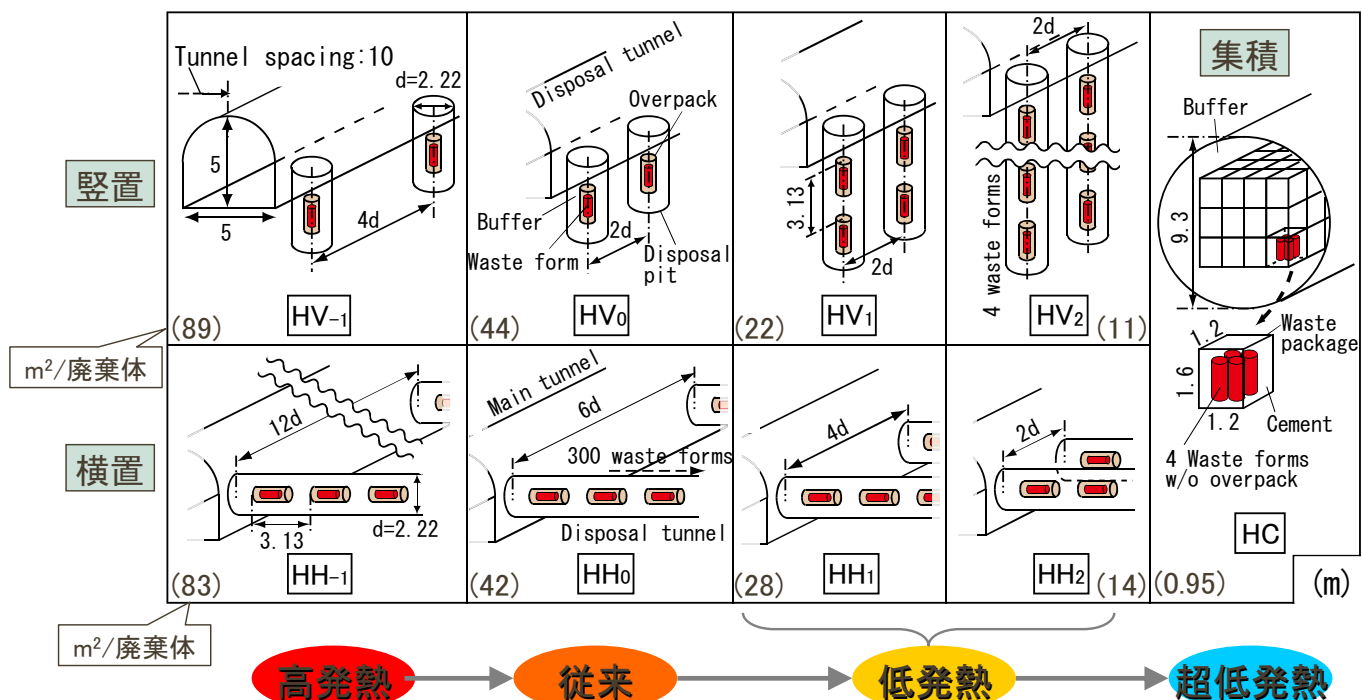
8

2. MA核変換、発熱性FP分離、および廃棄体貯蔵期間の影響 — 分離変換で新たに生じる廃棄体 —



9

2. MA核変換、発熱性FP分離、および廃棄体貯蔵期間の影響 — 廃棄体定置方法 —



発熱性FP分離、MA核変換の後、貯蔵期間を長期化すれば、FPの崩壊によって、次第にコンパクトな処分が可能になる。

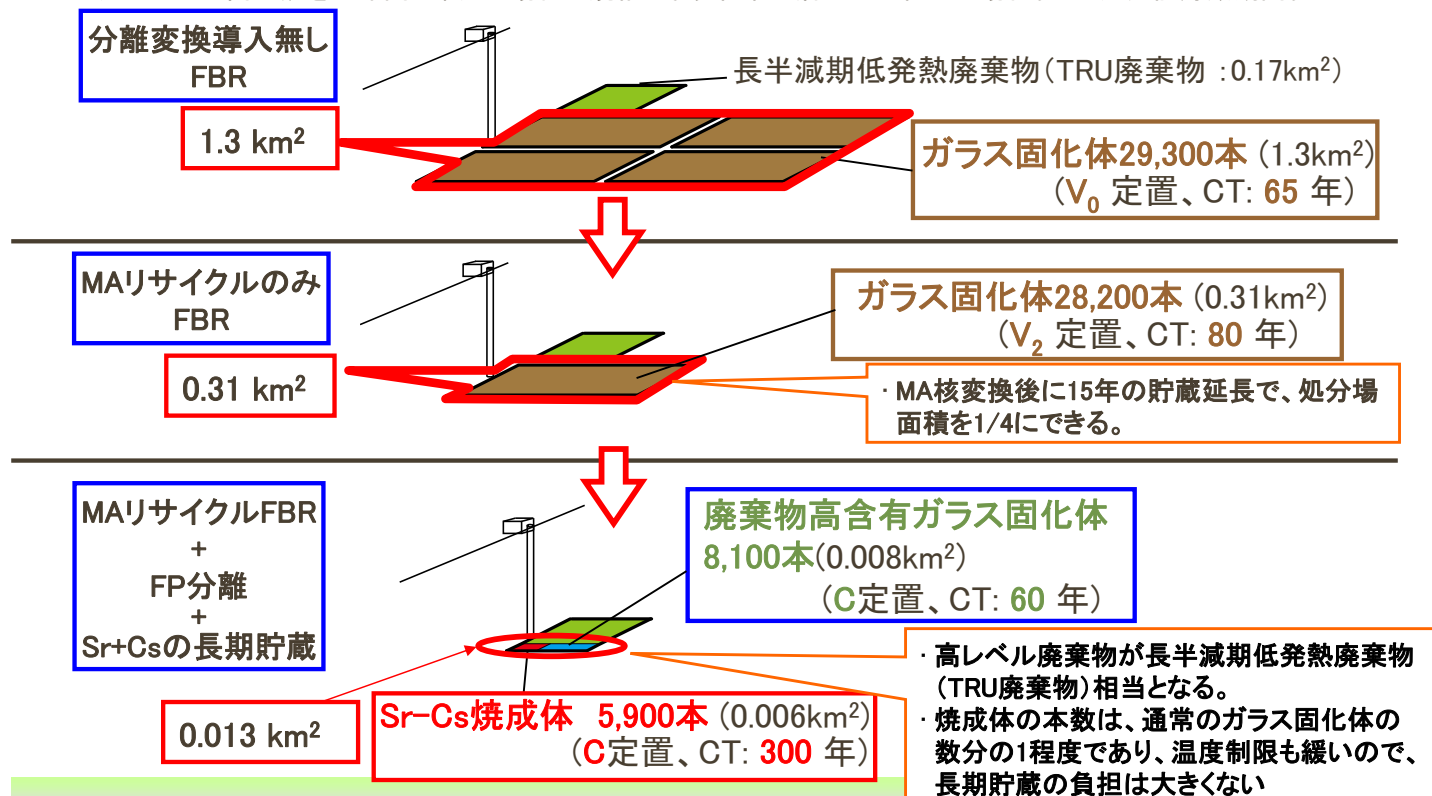
10

2. MA核変換、発熱性FP分離、および廃棄体貯蔵期間の影響

— 分離変換技術導入効果 —

分離変換導入と長期貯蔵を組み合わせた場合の処分概念の例

注) 40GWeの高速炉を40年間運転した場合で規格化。硬岩系地層への竖置きの場合。CT: 処分前貯蔵期間。



11

3. まとめ

- ❑ MA核変換は、長期にわたる潜在的有害度の低減や、処分場面積の抑制の観点から効果が高い。特に、Pu利用時の効果大きい。
- ❑ MA核変換、FP分離、廃棄体貯蔵期間の延長を効果的に組み合わせれば、HLW処分に係る負担の大幅軽減の可能性はある。



- ◆ 処分場面積の抑制は、同じ面積の処分場敷地を有効活用できることを意味しており、原子力の持続的な利用に寄与。
- ◆ 今後も引き続き、MA回収技術、FP分離技術、核変換技術等に関する研究開発を着実に進め、HLW処分の負担軽減に貢献したい。

12

補足資料

13

1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義 — 主な前提条件 —

前提条件

今回の検討

項 目	内 容
対象炉型	PWR (4.9万MWd/t) FBR (11.5万MWd/t)
再処理までの貯蔵期間	4年
核種移行率	次頁の表を参照
ガラス固化体製造条件	発熱量制限：2.3kW 酸化物含有量制限：15%
ガラス固化体の貯蔵期間	50年（使用済燃料の貯蔵期間も50年）
処分場	硬岩、地下1000m
処分方法	横置き、（縦置き）
処分条件	空洞安定性制限：構造上の強度が十分強い 緩衝材温度制限：100℃

政策大綱及び H12レポート

項 目	内 容
対象炉型	PWR (4.5万MWd/t)
再処理までの貯蔵期間	4年
核種移行率	U：0.422%、Pu：0.548%、 MA：100%
ガラス固化体製造条件	六ヶ所再処理工場の製造条件に同じ
ガラス固化体の貯蔵期間	50年（使用済燃料の貯蔵期間も50年）
処分場	硬岩（地下1000m） 軟岩（地下500m）
処分方法	縦置き、横置き
処分条件	空洞安定性制限：構造上の強度が十分強い 緩衝材温度制限：ガラス固化体は100℃、使用済燃料は90℃

14

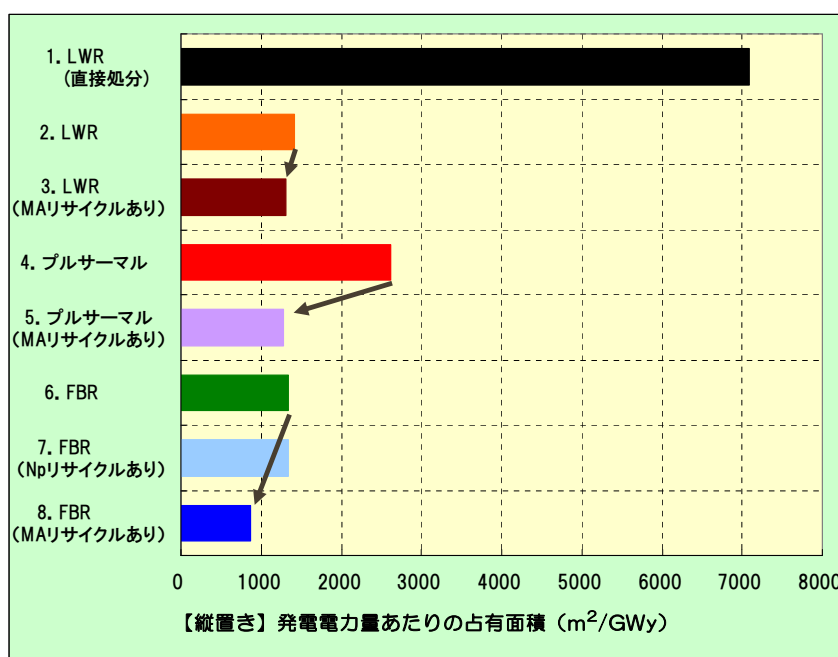
1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義 ー各核種のHLWへの移行率ー

前提条件

ケース	ケースの特徴	U, Pu (%)	Np (%)	Am, Cm (%)	想定される再処理プロセス
ケース1	LWR直接処分	100	100	100	なし
ケース2	LWRでMAリサイクルなし	0.03	97.9	99.9	ピュレックス (PUREX)
ケース3	LWRでMAリサイクルあり	0.03	2	0.03	PUREX+MA回収
ケース4	プルサーマルでMAリサイクルなし	0.03	97.9	99.9	PUREX
ケース5	プルサーマルでMAリサイクルあり	0.03	1.4	0.03	先進湿式
ケース6	FBRでMAリサイクルなし	0.03	97.9	99.9	PUREX
ケース7	FBRでNpリサイクルあり	0.03	1.2	98.9	先進湿式
ケース8	FBRでMAリサイクルあり	0.03	1.2	0.03	先進湿式

15

1. 多様な核燃料サイクルにおけるMA核変換の意義 ー処分場の占有面積(発電電力量あたりの占有面積: 縦置き)ー



- MAをリサイクルした場合、HLW1体あたりの処分場面積は以下の通り。
 - LWR : 9割程度に低減 (HLW発生量が9割)
 - プルサーマル : 5割程度に低減 (HLW発生量が5割)
 - FBR : 6割程度に低減 (注: Npリサイクルでは変わらない)

16

2. MA核変換、発熱性FP分離、および廃棄体貯蔵期間の影響 — 検討の目的と検討条件 —

問題提起:

処分場の面積を低減するなら、核変換しなくとも、ガラス固化体が十分に冷えてから廃棄すれば良いのではないかな？

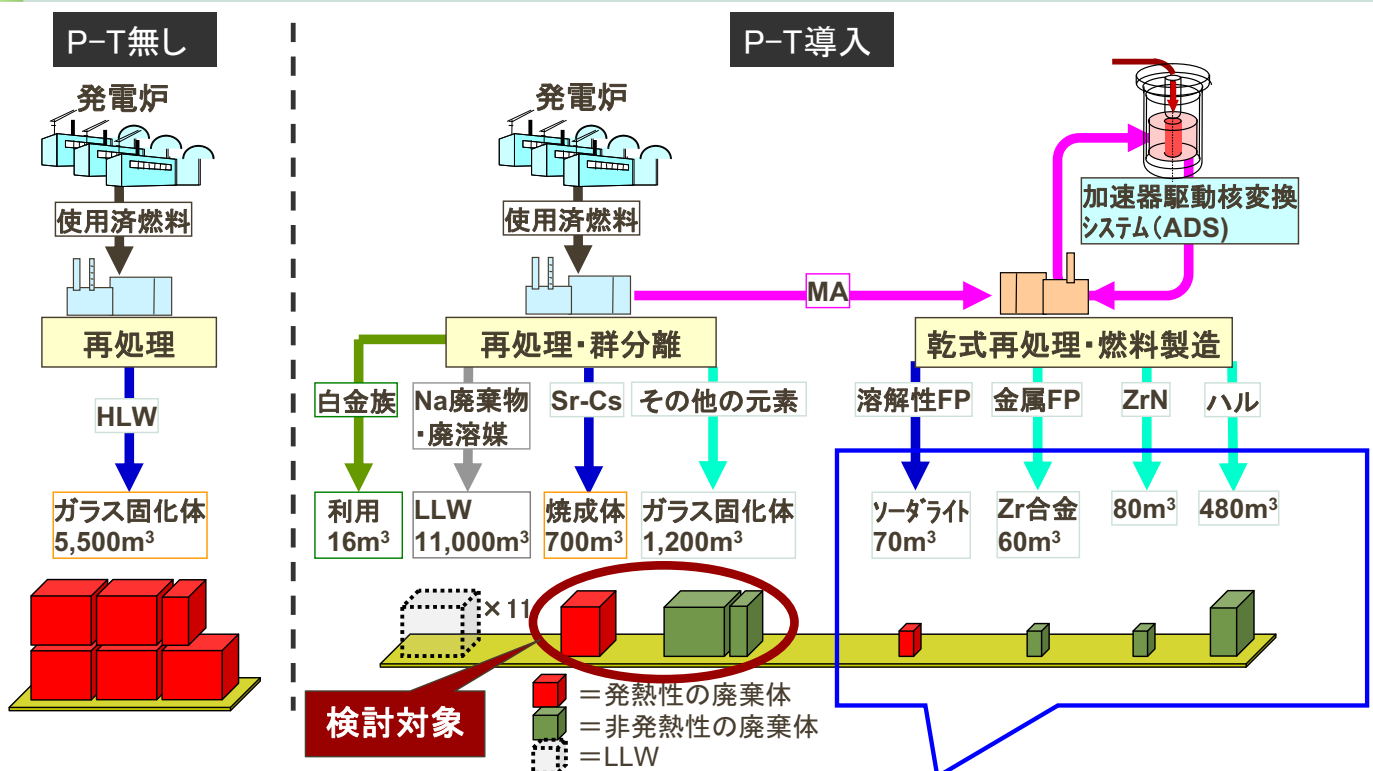
4つのFBR再処理オプションについて、廃棄までの貯蔵期間と処分場面積の関係を検討

検討条件

- **FBR115GWd/HMt, 4年冷却**
- 4つのFBR再処理オプション（ADSを用いても結果はほぼ同等）
 - ① PT導入無し (**FBR(Np)**)→従来ガラス固化体。作成時2.3kW/体、酸化物重量15wt%で制限。(シナリオ7)
 - ② MAリサイクルのみ (**FBR(MA)** or **FBR(Np)+ADS**)→従来ガラス固化体(同上)。(シナリオ8)
 - ③ FP分離のみ (**FBR(Np)+P**)→Sr-Cs焼成体+MAを含むガラス固化体(同上)
 - ④ MAリサイクル+FP分離 (**FBR(MA)+P** or **FBR(Np)+ADS+P**)
→Sr-Cs焼成体+高含有ガラス固化体(酸化物重量10+30wt%で制限)。
- 廃棄前の貯蔵期間5～500年
- 硬岩・1000m深度・縦置/横置
- その他
 - 焼成体を含め、全ての廃棄体の寸法は従来ガラス固化体と同一。

17

2. MA核変換、発熱性FP分離、および廃棄体貯蔵期間の影響 — 分離変換で新たに生じる廃棄体(ADSの場合) —

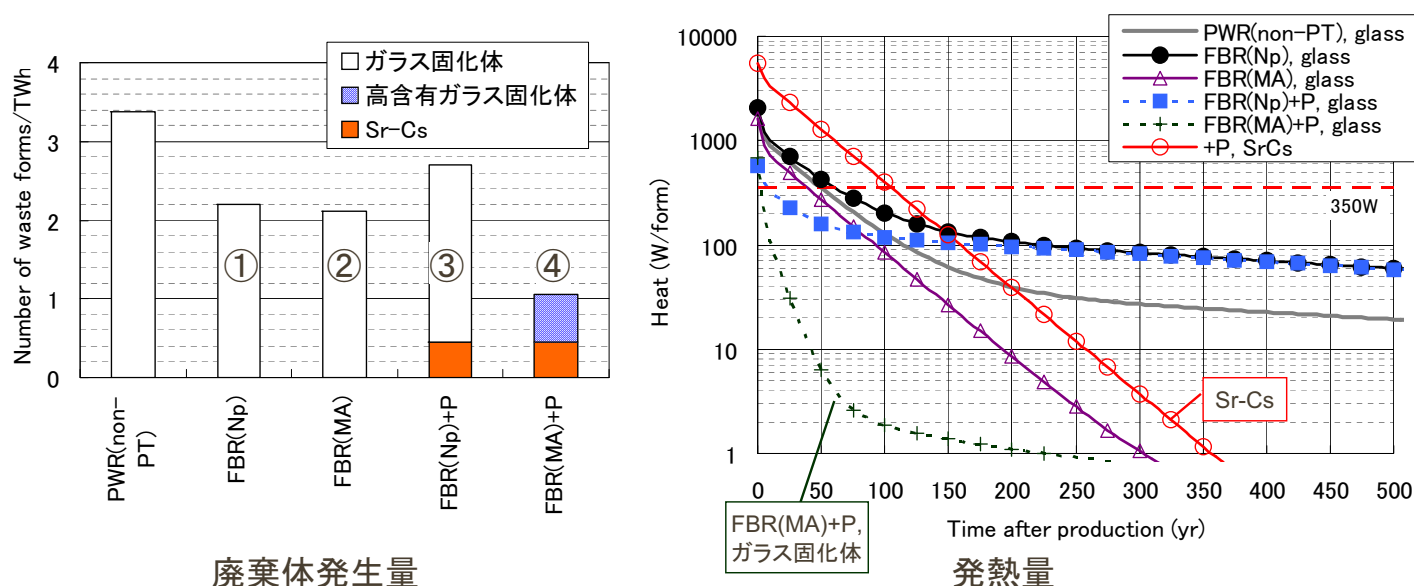


上図に示した廃棄体体積は、燃焼度45GWd/HMt、4年冷却の軽水炉使用済燃料32,000HMtで規格化

ADSサイクルで生じる発熱性の廃棄物はごく少量

18

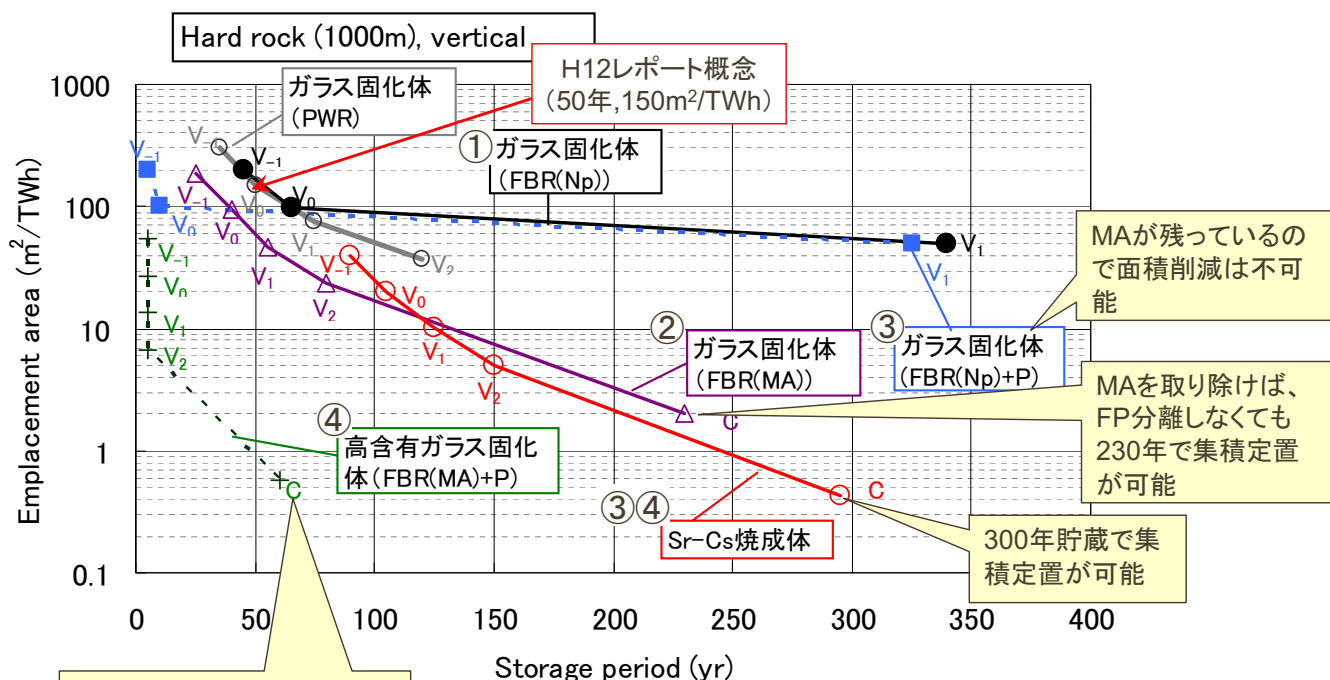
2. MA核変換、発熱性FP分離、および廃棄体貯蔵期間の影響 — 発生する廃棄物量 —



- FBR(MA)+FP分離の場合のみ、本数が減る。
- Sr-Cs焼成体の発熱量は極めて大(初期5.5kW)。
- FBR(MA)+FP分離シナリオのガラス固化体の発熱量は極めて小

19

2. MA核変換、発熱性FP分離、および廃棄体貯蔵期間の影響 — 貯蔵期間と処分場規模の関係(硬岩・縦置) —



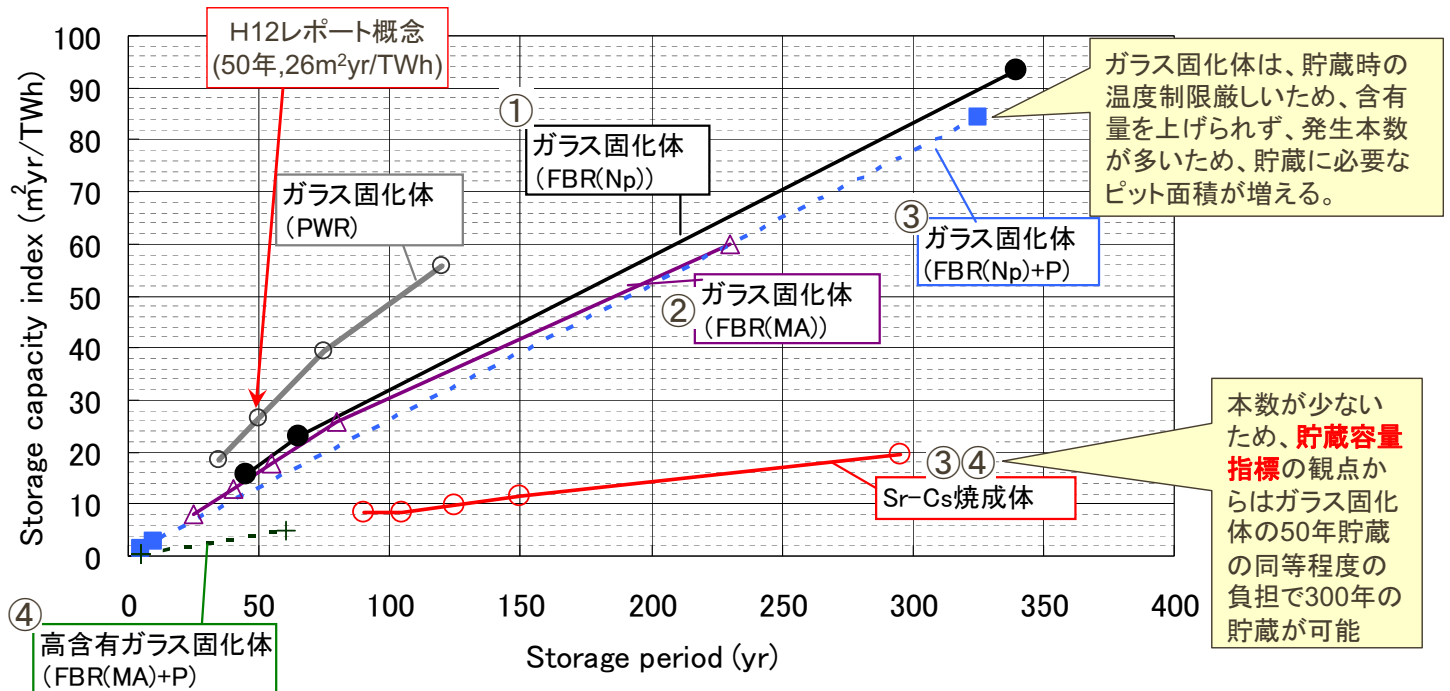
Storage period (yr)

- FBRでは、MAリサイクルすることによって、100m²/TWhを大きく下回る処分場規模を実現できる。
- では、Sr-Cs分離の効用は？

20

2. MA核変換、発熱性FP分離、および廃棄体貯蔵期間の影響 — 長期貯蔵の負担の比較 —

貯蔵容量指標、Storage capacity index = 乾式貯蔵に必要なピット面積 × 貯蔵年数。(m²年)



21

2. MA核変換、発熱性FP分離、および廃棄体貯蔵期間の影響 — Sr-Cs焼成体の概要 —

- 分離
 - Srは含水チタン酸、Csはゼオライト(結晶中に微細孔を持つアルミノ珪酸塩、沸石)に吸着させる。
 - 2つのイオン交換体からなる混合カラムにSrとCsを同時に吸着後、そのまま焼結を行い、**ガラス固化体と同じ寸法**のSr-Cs焼成体を作製する。
 - 30リットルの高レベル実廃液に対して99.6%以上の回収率が達成された。^{*1}
- 貯蔵
 - **85年～300年**の貯蔵を想定する。
 - 初期発熱量は、**10.4kW/本**(PWR由来)、あるいは**5.5kW/本**(FBR由来)
 - ガラス固化体と同様の乾式貯蔵を適用した場合、廃棄体中心温度が**1200℃**(焼結温度)を下回るという条件下で成立する。(ガラス固化体の条件は500℃)
- 処分
 - ガラス固化体と同様に19cm厚さのオーバーパックに収納することで、遮蔽要求を満たす。
 - 寸法が同一であるから、ガラス固化体と同様の概念で定置可能。
 - コールドの浸出試験^{*2}の結果、焼成体からの浸出率はガラス固化体よりも2～3桁小さい可能性があり、十分な閉じ込め性能を持つ。

^{*1} 久保田益充、他, JAERI-M 85-066, ^{*2} M. Kubota, et. al, J. Radioact. Waste Manag. Nucl. Fuel Cycle, 7, 303(1986)

22

原子力利用に伴う放射性廃棄物の発生量

廃棄物の種類			H15年度末保管量 ^(注1)	今後累積発生量推定
高レベル 放射性廃棄物		国内分	高レベル廃液: 425m ³ ガラス固化体: 130本	ガラス固化体: 約4.1万本 ^(注2)
		返還分	892本	約2,200本 ^(注3)
放射性低レベル 廃棄物	発電所廃棄物		約64万本(約128千m ³)	約275万本(約550千m ³) ^(注4)
	TRU廃棄物	国内分	約13万本(約25千m ³)	約65万本(約130千m ³) ^(注5)
		返還分	0本	約6.3万本(約13千m ³) ^(注6)
	ウラン廃棄物		約14万本(約27千m ³)	約43万本(約85千m ³) ^(注7)

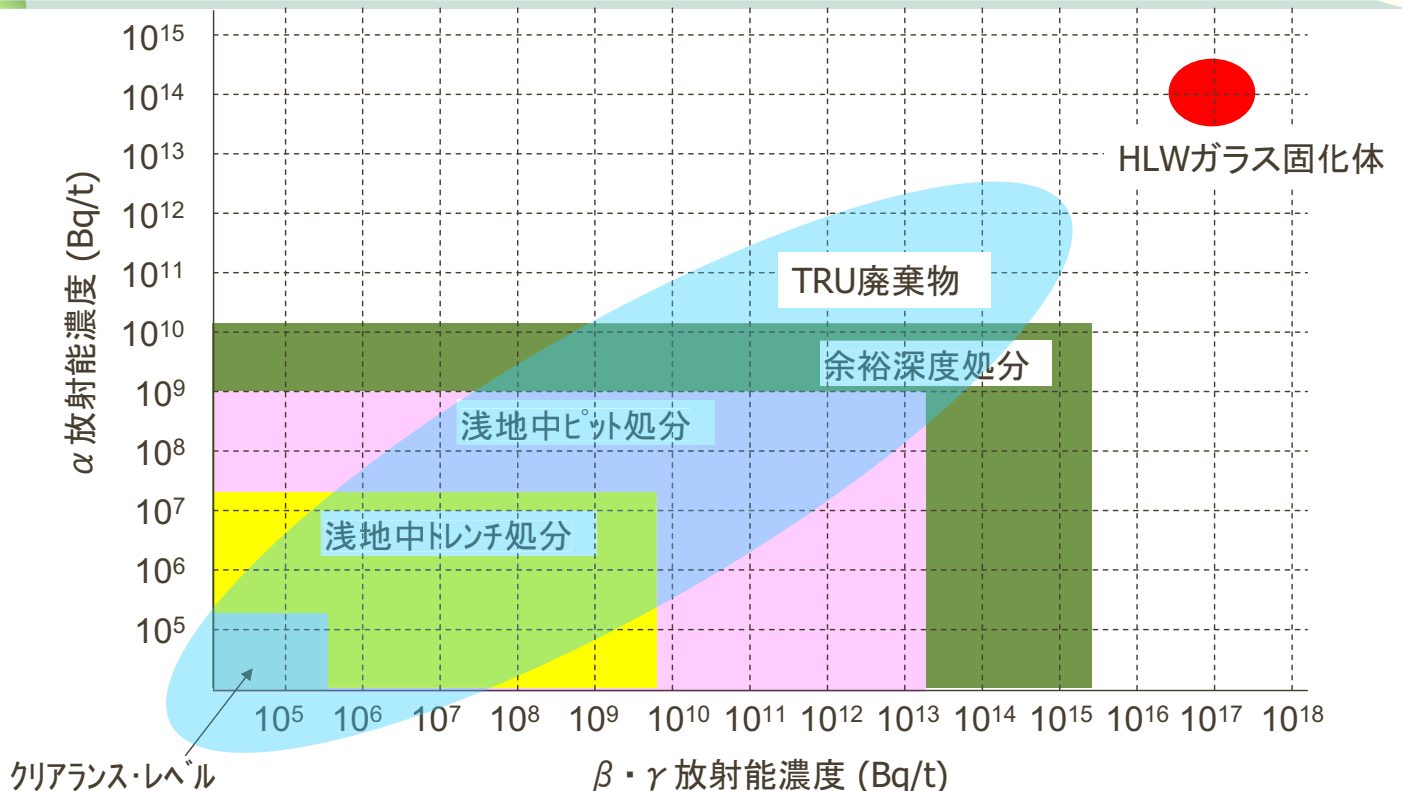
ガラス固化体の単位: ガラス固化体キャニスタ本数(JAEA分120L、その他は150L)
その他の廃棄物の単位: 200Lドラム缶換算本数及び体積

原子力委員会ホームページより

注1: 原子力施設運転管理年報(H16年度版)等より
 注2: JNFLによる2046年度までの再処理工場操業+JAEAによる処理
 注3: 電気事業分科会・コスト等検討小委員会に提出された電気事業者資料より
 注4: 電気事業者による2050年度末の推定+JAEAによる2048年度末の推定
 注5: JNFLによる推定+JAEAによる2048年度末の推定
 注6: 電気事業分科会・コスト等検討小委員会に提出された電気事業者資料より
 注7: ウラン加工事業者による2030年度末の推定+JAEAによる2048年度末までの推定

23

原子力利用に伴う放射性廃棄物の放射能レベルのイメージ



処分方法の区分は廃棄物に含まれる放射性核種の性質に左右されるので、α放射能濃度及びβ・γ放射能濃度のみで一意的には決まらないことに注意。

24

平成12年以降の分離変換に対する国外の状況変化

- フランスにおける状況
- 米国における状況
- 欧州における状況

平成20年10月1日

日本原子力研究開発機構

フランスにおける状況 (1/8)

2

1991年の法律：放射性廃棄物管理研究法

- 59基の商用発電炉により電力の80 %近くを原子力発電
- 使用済燃料の再処理を行い、MOX (U-Pu混合酸化物)燃料を20基の商用発電炉で利用
- 原子力発電に伴う放射性廃棄物の処分までを含めて、燃料サイクル全体について検討
- 放射性廃棄物管理研究法 (1991年12月30日に成立)
 - » 高レベル放射性廃棄物の管理
 - － 自然、環境、公衆の健康の保護、後世代の権利の尊重
 - » 高レベル放射性廃棄物の管理に関して、15年間に行うべき研究開発の枠組を規定
 - » 3つの研究開発領域
 - － 領域1: 分離変換 フランス原子力庁(CEA)
 - － 領域2: 深地層処分 放射性廃棄物管理機関(ANDRA)
 - － 領域3: 長期中間貯蔵 フランス原子力庁(CEA)
 - » 毎年報告書を提出、2006年までに研究を総括した報告書を議会へ提出
 - » これを踏まえ、議会ではその後の高レベル放射性廃棄物の管理方策を決定

フランスにおける状況 (2/8)

1991年の法律で実施された研究の評価

- 議会科学技術評価局(OPECST)
 - » 2005年1月～2月に3回の公聴会(Public Hearing)を実施
 - » 2005年3月29日に報告書を議会へ提出
- 原子力庁(CEA)、放射性廃棄物管理機関(ANDRA)
 - » 2005年6月30日に研究報告書を政府へ提出
- 公開討論国家委員会(CNDP)
 - » 2005年9月12日～2006年1月13日に公聴会(Public Debate)を実施
 - » 2006年1月27日に報告書を公表
- 国家評価委員会(CNE)
 - » 2006年1月に総括評価報告書を政府へ提出
- 仏政府の要請による国際ピアレビュー(分離変換)
 - » OECD/NEAが事務局となり、国際レビューチーム(IRT)を組織
 - » 10名の専門家(米国3、日本2、EC2、ロシア1、ベルギー1、スイス1)
 - » 2006年2月に最終報告書を仏政府へ提出
- 2006年6月28日に新法律(放射性廃棄物等管理計画法)が成立

フランスにおける状況 (3/8)

議会科学技術評価局(OPECST)による報告書

「放射性廃棄物管理研究の進捗状況及び今後の展望に関する報告書」

- 1991年の法律に基づいて実施された研究により、分離変換、地層処分、及び長期中間貯蔵のそれぞれの利点が明らかにされ、それらの補完性が証明された
- 分離変換は2040年に実現可能である
 - » 分離の実験室レベルでの実現可能性は実証済みであるが、実用化には時間がかかる
 - » 核変換の実現可能性は科学的に実証されており、技術実証装置の建設が待たれている
- 国会は3つの研究領域の研究の継続と方針決定の姿勢を維持しなければならない
 - » 分離変換に関する研究を協力して継続すべきである
 - － 高度分離の産業化には莫大な投資が必要であるが、それは処分の節約につながる
 - － 2008～2009年に予定されているフェニックス炉の閉鎖によって核変換研究が難しくなる
 - － 第IV世代炉による核変換のためには緊密な国際協力が必要である
 - － 加速器駆動システム(ADS)の欧州実証施設の実現は、今後検討すべき目標である
- 法律により、放射性廃棄物管理の方法として、分離変換、地層処分、及び長期中間貯蔵を利用するという原則決定を下すべきである

フランスにおける状況 (4/8)

国家評価委員会(CNE)による総括評価報告書

「1991年12月30日法律のもとに実施された諸研究に関するCNEの総括評価報告書」

- 放射性廃棄物管理の全体戦略を15年の研究成果から策定すること
- 地層処分を基本方策として採用し、徹底的に研究すること
- 分離変換に関する研究を第四世代の原子炉系の要求との関連において方向付けをし直し調整すること
- 加速器駆動システム(ADS)による核変換に関する欧州EUROTRANSプロジェクト(フランスからはフランス原子力庁(CEA)とフランス国立科学研究センター(CNRS)などが参加)の終了時において、ADSの役割と将来について結論を出すこと
 - » 分離研究の方が核変換研究より進んでいる
 - » 高速中性子炉におけるマイナーアクチノイド(MA)の核変換は原理的に可能である
 - － ただし、燃料またはターゲットを製造する能力はまだ実証されていない
 - － 燃料及びターゲットに関する研究は依然としてMAをほとんど含有していない酸化物のみを対象にしている
 - － これらのリサイクルに関する実験に着手されていない
 - » 階層型シナリオは、電力生産を核変換からデカップリングするものであって、発電用原子炉の核燃料サイクルに影響を及ぼさず、個別的な利益がある

フランスにおける状況 (5/8)

国際レビューチーム(IRT)による報告書

「1991年の法律における『領域1: 分離変換』についてのCEAの成果報告書の国際ピアレビュー」

- 種々の技術分野において、その開発レベルは異なっている
 - » PWR使用済み燃料の化学分離はたいへんよく進展した
 - » 燃料・ターゲットの研究はまだ探索の段階である
 - » 高速中性子照射場がなくなることは、この分野の進捗を危うくする
- 燃料開発、核破砕ターゲット技術及び加速器の信頼性の現状のレベルを見ると、加速器駆動システム(ADS)のためには、まだかなりの技術の進展が必要である
 - » これらの開発は欧州EUROTRANSプロジェクトで進められており、CEA(フランス原子力庁)とCNRS(フランス国立科学研究センター)はこのプログラムに引き続き貢献していくべきである
- 研究の目標は、すべて放射性毒性の低減の観点から述べられている
 - » 廃棄物の長期毒性の管理から言えば、放射性毒性の低減と被ばく量低減の2つがあり、この観点からの検討も有益であろう
 - » アクチノイドの分離変換が第1で、核分裂生成物の分離変換はその次であろう
 - » 分離変換は、廃棄物の発熱量及び体積の低減をととして、処分場の効率的利用に役立つ可能性がある
- 燃料サイクル全体における分離変換の効果について、総合的な考察がない
 - » 例えば、マイナーアクチノイド・リサイクルにおける燃料製造との係り、分離変換を導入したときの最終処分場の性能などについて、言及されていない

フランスにおける状況 (6/8)

2006年の法律：放射性廃棄物等管理計画法

- あらゆる種類の放射性物質及び放射性廃棄物、特に放射線源または放射性物質を使用する施設の開発または解体の結果生ずるものを永続的に管理することにより、健康、及び環境の保護に関し保証する
- 将来世代を通し支えることになる負荷を未然に防ぐ、または、制限するために、放射性廃棄物を絶対的に安全な場所に保管するために必要な手段を研究し、実施する
- 上に規定された原則、長半減期の中・高レベル放射性廃棄物の管理に関し以下3点の相補的な基本方針に基づき、これら廃棄物に関する調査研究を行う
 - » 第1項：長半減期放射性元素の分離・変換
 - － 次世代原子炉及び加速器駆動システムの調査・研究と連携して推進する
 - － 産業化の見通しを2012年までに評価し、2020年12月31日以前に原型炉の稼働を目指す
 - » 第2項：地下深部の地層における可逆的処分
 - － 処分地の選定及び処分センターの設計を行うことを目的として調査・研究継続する
 - － 2015年に可逆性のある地層処分場の設置許可申請、2025年に操業開始を目指す
 - » 第3項：貯蔵
 - － 調査した需要、特に収容力及び保管期間に応じることのできるよう、遅くとも2015年には、新しい貯蔵施設の建設もしくは既存施設の改造を行うことを目標に推進する

フランスにおける状況 (7/8)

分離変換に関する研究開発の現状

- 燃料サイクルにおける分離変換の方式としては、2通りの考え方を維持
 - » 均質リサイクル
 - － MAをU及びPuと共に高速炉のドライバー燃料としてリサイクル
 - － 非均質リサイクルに比べて、MA燃料の再処理量多い、発熱／放射能／中性子放出等の影響小さいが多量の燃料を遠隔操作で製造する必要、MA燃焼度低い
 - » 非均質リサイクル
 - － MAはU及びPuとは別の燃料／ターゲットとしてリサイクル
 - － MA燃料／ターゲットは高速炉の炉心周辺に装荷またはADSへ装荷
 - － 均質リサイクルに比べて、MA燃料の再処理量少ない、発熱／放射能／中性子放出等の影響大きい少量の燃料を遠隔操作で製造する必要、燃料／ターゲットの仕様に自由度、MA燃焼度高い
- 核変換システムの研究開発
 - » ナトリウム冷却高速炉(SFR)
 - － 酸化物燃料、湿式再処理
 - » ガス冷却高速炉(GFR)
 - － 炭化物燃料／(窒化物燃料)
 - » 加速器駆動システム(ADS)
 - － ADSによる核変換に関する欧州EUROTRANSプロジェクトに参画
 - － MgO、MoなどをイナータマトリックスとするCERCER、CERMET燃料

フランスにおける状況 (8/8)

分離変換に関する研究開発の現状

- 分離技術の研究開発
 - » 湿式再処理において、GANEXと呼ばれるアクチノイドの一括抽出法の研究開発が進められているが、未だそのような抽出剤は見出されていない
 - » MAを非均質リサイクルするためには、U及びPuを分離した後に、Am及びCmを分離する必要
 - 2005年に、軽水炉使用済燃料13 kgを用いて、U及びPuだけでなくNpも回収する改良PUREX法によりNpを99.6 %以上を分離後、DIAMEX- SANEX法により、Am及びCmをそれぞれ99.9 %以上を分離することに成功
 - しかし、Am及びCmの分離法について、改善の余地が多くあることも明らかに
 - » 欧州ACSEPTプロジェクト(分離技術の研究開発)に参画
- 核変換用燃料の研究開発
 - » 1980年代にMOX(U-Pu混合酸化物)燃料にNp及びAmを添加した酸化物燃料の照射試験SUPERFACT が実施されたが、その後、均質リサイクルのための燃料試験は行われていない
 - » 非均質リサイクルのための燃料については、MgO等をイナータマトリックスとするCERCER燃料の製造試験、照射試験などが行われている
 - » 欧州EUROTRANSプロジェクトに参画(核変換用燃料の研究開発)

米国における状況 (1/6)

2003年: AFCI/GNEP 時代の幕開け

- 104基の商用発電炉により電力の20%程度を原子力発電
- 使用済み燃料の再処理はせずに、直接処分するという政策
 - » 現在すでに50,000トン以上の使用済み燃料があり、毎年約2,000トンの使用済み燃料が発生
 - » 2010年頃には、計画しているユッカマウンテンの処分場(63,000トン)以上の量の使用済み燃料が蓄積
 - » 使用済み燃料中のプルトニウムはマイナーアクチノイドとともに処分対象であり、核燃料とは位置づけていない
 - 核変換の対象はプルトニウムを含むすべての超ウラン元素
- 分離変換に関する研究開発は、1993年に米国シアトルで開催されたGLOBAL '93 (以後2年毎に開催されているGLOBAL会議の第1回)の頃から活発化
- Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI) program (2003年～)
 - » バックエンドに関してより広く検討・研究開発を行うプログラム
 - » 使用済み燃料の直接処分をこのまま続けていると、ユッカマウンテンの処分場の容量を超えてしまうことから、再処理及び分離変換により廃棄物量を減らし、第2処分場の建設を回避しようというもの

米国における状況 (2/6)

2006年：GNEP(国際原子力エネルギーパートナーシップ)

- 2006年2月、GNEP構想を発表
 - » 核拡散の脅威を削減するとともに、環境に優しいエネルギーを世界中に広めることを目的
 - プルトニウムを単離しない方法により、商用発電炉の使用済み燃料を再処理
 - プルトニウム及び将来的にはマイナーアクチノイドも高速炉の燃料としてリサイクル
 - これにより、直接処分の場合に比べて高レベル廃棄物の体積を大幅に減少させ、米国において、今世紀中の第2処分場の必要性を回避
- 2006年8月
 - » 当初は、国立研究所を中心として革新的な再処理技術を前提にした理想的かつ長期的な研究開発計画を提示
 - » 8月になって、GNEP計画の加速を目的として、産業界の既存技術を活用するTrack 1と、従来の計画どおり国立研究所を中心として研究を進めるTrack 2の、2トラック方式の採用を発表
 - » 併せて産業界が保有している既存技術の活用による施設開発の早期立ち上げを目指して国内外からの提案を募るためのEOI(Expression of Interest)を募集
- 2007年5月
 - » 産業界に向け、FOA(Funding Opportunity Announcement)を提示
 - 4つの企業グループの提案が選ばれ、2008年9月までの資金を獲得

米国における状況 (3/6)

GNEP(国際原子力エネルギーパートナーシップ)

- Track 1
 - » 産業界の既存技術を活用して以下の施設の実証施設を、2020年頃をめどに建設
 - ①先進的燃焼炉(高速炉)
 - (ABR: Advanced Burner Reactor)《電気出力20～80万KW》
 - [注]当初は、ABRの前に実験炉(ABTR)を建設する方針だった
 - ②統合核燃料取扱センター(再処理及び燃料製造施設)
 - (CFTC: Consolidated Fuel Treatment Center)《処理能力100～1000t/年》
 - [注]当初は、マイナーアクチノイド(MA)を回収して燃焼する先進サイクル技術の施設(ESD)を建設する方針だったが、これを変更してMAを回収しない既存技術を応用して再処理を行い、これと燃料製造設備を隣接して建設することにより経済性を高めるCFTCを建設することとした
- Track 2
 - » 従来の計画どおり、先進サイクル技術(MAを分離回収して燃料に使用する技術)を用いた研究の実施と、高速炉の使用済み燃料再処理とMAを燃焼するための燃料を製造する先進的燃料サイクル施設の建設(AFCF: Advanced Fuel Cycle Facility)を実施

米国における状況 (4/6)

全米科学アカデミーによる原子力研究開発計画のレビュー

- 2007年10月、NAS(全米科学アカデミー)は、AFCIとGNEPを含む、「DOE(米国エネルギー省)の原子力研究開発計画に関する評価報告書」をとりまとめた
 - » GNEPプログラムは進めずに、より穏やかな研究プログラムに変えるべきである
 - » AFCIで行われていたような燃料サイクル及び高速炉の研究が好ましい
 - － 商業規模の再処理施設(CFTC)及び高速炉(ABR)を早期に建設・設置することは、米国内の廃棄物管理、安全保障及び核燃料供給の必要性からは正当化されない
 - － GNEPの目的を達成するのに必要な技術に係る現状の知見は、よくても工学規模で試験できるという、未だ初期段階である
 - － 提案されているUREX+やナトリウム冷却高速炉を含むサイクル技術は、現時点において、商業規模での建設を正当化できるほどの信頼性や理解を得られておらず、解決しなければならない重要な課題が残っている
 - － 超ウラン元素燃料のリサイクルの信頼性はまったく実証されていない
 - － UREX+1a及び高速炉リサイクルならびに代替技術について、詳細な技術的及び経済的分析を実施し公表すべきであり、また、独立したグループによるピアレビューを行うべきである
 - － 主要な技術的チャレンジであるリサイクル燃料の確立にもっと力を入れるべきである
 - － DOE内の他局、関連省庁、産業界、大学及び他国と事前に協力し、適切な技術の選択を行うべきである
 - － 2008年に予定されているDOE長官決定は延期すべきであり、将来、もし長官決定を行うにしても、せいぜい工学規模での新技術の施設建設を目標にすべきである

米国における状況 (5/6)

GAO(米国会計検査院)によるGNEPの評価

- 2008年4月、GAO(米国会計検査院)は、「DOE(米国エネルギー省)は、使用済み燃料リサイクル施設の設計と建設に至るアプローチの方法を再評価すべきである」との報告書を公表
 - » DOEの産業界を巻き込んだ商業規模施設を建設するという加速案においては、先進技術から期待される放射性廃棄物の減量及び核拡散リスクの軽減に比べて、かなりわずかもものしか期待できない既存技術を用いることになるであろう
 - » DOEが当初提示した工学規模施設を建設するという案が、先進技術を成功裏に発展させ商業化させるという GNEPの目的にかなうものである
 - － 先進のリサイクル技術は、既存のリサイクル技術に比較して、地層処分する放射性廃棄物を大きく減らすことができ、また、核爆弾に利用できる核物質のリサイクル施設からの盗難・流用を困難にして核拡散リスクを軽減できるであろう
 - » しかしながら、工学規模施設を建設するという当初のDOE案では、施設の建設スケジュールを変更すべきである
 - － 工学規模の再処理施設の建設は、実験炉(ABTR)及び先進的燃料サイクル施設(AFCF)の建設の後であり、それらの施設でのR&Dの成果を反映すべきである
 - » 国立研究所を中心とした先進のリサイクル技術の研究に、産業界から専門的知識を獲得するとともに、将来の商業化を見込んで、できるだけ産業界から参加させるべきである

米国における状況 (6/6)

分離変換に関する研究開発の現状

- 地層処分場を有効に活用することが一つの目的
 - » 使用済み燃料の大部分を占めるUを分離し、再利用のための貯蔵または廃棄物として簡単に処分できるようにすること
 - » 発熱性核分裂生成物のSr, Cs, マイナーアクチノイド(MA)を分離すること
- 軽水炉使用済み燃料の再処理において、Puを単離しないことが大前提
 - » 再処理法としては、Puを単離するPUREX法に代わるものとして、種々のバリエーションのあるUREX+法の研究開発
 - UREX+1a法は、UREX法によりUを単離し、FPEX法によりSr及びCsを分離した後に、TRUEX-TALSPEAK法により、Np, Pu, Am, Cmを分離回収
 - 2006年には、軽水炉使用済み燃料1 kgを用いて、UREX+1a法の試験が行われ、99.9 %以上のU, Np, Pu, Am, Cmの回収に成功
 - UREX+1a法では、超ウラン元素が一括して回収されるため、燃料製造においては、ホットセルにおける遠隔製造が必要
 - これを回避するために、Am及びCmはNp及びPuと分けて回収するプロセスUREX+3法の研究開発も実施
- 軽水炉使用済み燃料から回収されるPu及びMAは高速炉に装荷される計画
 - » 高速炉サイクルについては、金属燃料/乾式再処理または酸化物燃料/湿式再処理を研究
 - » MA含有の高速炉燃料の開発については、金属燃料について、均質リサイクル用及び非均質リサイクル用の燃料照射試験をATR及びPhenixで実施

欧州における状況 (1/4)

持続可能な原子力エネルギー技術開発プラットフォーム構想

- 2007年9月に、欧州委員会EURATOMが発表
 - » 「持続可能な原子力エネルギー技術開発プラットフォーム構想」
(SNE-TP: Sustainable Nuclear Energy Technology Platform - A vision report)
- 持続的な原子力エネルギーの生産、経済性の向上、ならびに核拡散抵抗性及び安全性の継続的な改善を目標に、短期、中期及び長期の原子力エネルギー技術開発のビジョンを提示
 - » マイナーアクチノイドのリサイクルは、地層処分する廃棄物の放射能と発熱量を減少させ、それにより、地層処分に必要な隔離期間と処分場容量を減少させる
 - » 最近の研究開発の結果によれば、マイナーアクチノイドは使用済み燃料から分離回収が可能であり、高速中性子体系において燃焼させることに道を開いた
 - これにより、マイナーアクチノイドの潜在的エネルギーを利用できるとともに、長半減期放射性核種を消すことができる
 - マイナーアクチノイドのリサイクルの実現には、今後の研究開発が必要であるとともに、地層処分へのインパクトを考慮に入れながらコストと利益を比較する必要がある
 - » マイナーアクチノイドを燃焼させる高速中性子体系として、技術的及び経済的観点から、加速器駆動システムと臨界体系の高速炉とを比較することになる

欧州における状況 (2/4)

欧州EUROTRANSプロジェクト

- 欧州委員会EURATOMによる、加速器駆動システム(ADS)の総合的な研究開発プロジェクト (欧州枠組みプログラム(Framework Programme: FP)のうちの一つ)
 - » 2005年4月から2010年3月まで
 - » 33機関が参加し、45 M€(約72億円、この内EUの負担は23 M€)が投資されている
- EUROTRANSプロジェクトの目標
 - » ADSによる核変換技術の成立性評価のための最新で信頼性のある基盤を確立
 - » 実験炉級ADSの詳細設計と建設段階へ進むかどうかの判断材料を提供
- ADS開発に必要な5つの領域で研究開発を実施
 - » 設計研究と加速器開発
 - 実験炉級及び実用ADSの設計、窓なし型核破砕ターゲットの実現性検証と設計など
 - » 加速器－中性子源－未臨界炉結合実験
 - 未臨界度モニタリング手法の確立、実験解析による核設計手法の検証など
 - » 核変換用燃料
 - MgO、ZrO₂、MoなどをイナートマトリックスとするCERCER、CERMET燃料の試験
 - » 液体重金属技術と関連材料
 - 液体重金属の品質管理、液体重金属中及び照射環境下での材料特性など
 - » 核変換に関する核データ
 - Pb-Bi断面積(非弾性散乱、(n,xn))、MA断面積(²⁴³Am捕獲、²⁴⁴Cm核分裂)など

欧州における状況 (3/4)

欧州枠組みプログラム(Framework Programme: FP)

- 欧州委員会EURATOMによる研究開発プログラム
 - » 分離技術、核変換用燃料、核データ・炉物理、液体重金属や材料、分離変換技術導入のインパクト等の分離変換技術の研究開発プロジェクトを実施
 - 第5次枠組みプログラム(1998年から2002年に開始)では15件のプロジェクトに69 M€(この内EUの負担は28 M€)、第6次枠組みプログラム(2002年から2006年に開始)では11件のプロジェクトに81 M€(この内EUの負担は43.5 M€)
- ACSEPTプロジェクト (分離技術の研究開発)
 - » 2008年から2012年まで、34機関が参加、24 M€(この内EUの負担は9 M€)
 - 非均質リサイクルのためのマイナーアクチノイド(MA)の選択分離の研究開発と均質リサイクルのためのアクチノイドの一括分離の研究開発を実施
 - 湿式法及び乾式法の研究開発を実施
- ACTINET (欧州アクチノイド研究ネットワーク)
 - » 2004年から2008年まで、30機関が参加
 - 将来の原子力エネルギー利用の基礎として、アクチノイド科学の研究が重要な役割を果たすとの認識で、アクチノイド科学の研究の活性化と若手研究者の育成を目的
 - 施設の共用、共同研究、教育・訓練(サマースクール等)を3つの柱として活動
 - 共同研究は、アクチノイド分離化学、地質環境におけるアクチノイド、及びアクチノイド物質科学の3つの領域 (これまでに83件の共同研究提案を採択・実施)
 - 2009年から2011年まで、次期のACTINETを予定

欧州における状況（4/4）

欧州枠組みプログラムにおける分離変換研究一覧

第6次枠組みプログラム

番号	プロジェクト名	研究開発内容	予算(Mユーロ)		幹事機関	期間
			全体	EC		
1	PATEROS	欧州分離変換ロードマップの策定	0.8	0.6	ベルギー SCK	2006/09-2006/09
2	RED-IMPACT	廃棄物処分への分離変換の導入効果	3.9	2.0	スウェーデン KTH	2004/03-2007/09
3	EUROPART	群分離技術とプロセス	11.2	6.0	仏 CEA	2004/01-2007/06
4	EUROTRANS	未臨界ADSによる核変換技術の全側面	45.0	23.0	独 FZK	2005/04-2010/03
5	ELSY	鉛冷却臨界炉での核変換	6.9	3.0	伊 ANSALDO	2006/09-2009/08
6	PUMA	ガス冷却熱中性子炉でのPu及びMAの管理	3.7	1.9	蘭 NRG	2006/09-2009/08
7	VELLA	欧州鉛ループ施設のネットワーク	3.3	2.3	伊 ENEA	2006/10-2009/09
8	LWR-DEPUTY	熱中性子炉でのPu高燃焼のためのLWR燃料	2.4	1.3	ベルギー SCK	2006/08-2009/07
9	EFNUDAT	核データ測定施設のネットワーク	3.0	2.4	仏 CNRS	2006/11-2009/10
10	CANDIDE	産業用核データのネットワーク	0.8	0.8	スウェーデン UU	2007/01-2008/12
11	NUDAME	核データ測定のための国間アクセス	0.2	0.2	JRC IRMM	2005/04-2008/03
		予算合計	81.0	43.5		

第7次枠組みプログラム（2007年募集分と2008年応募予定）

番号	プロジェクト名	研究開発内容	予算(Mユーロ)		幹事機関	期間
			全体	EC		
1	ACSEPT	分離と変換によるアクチノイドリサイクリング	23.8	9.0	仏 CEA	2008/03-2012/02
2	GETMAT	第4世代炉と核変換のための材料	14.0	7.5	独 FZK	2008/02-2013/01
	?	高速中性子核変換システム中央設計チーム設置	?	<3	?	?
	?	核変換燃料とターゲット並びにそれらの再処理	?	?	?	?

参考資料

オランダにおける状況

「新規の発電用原子炉の前提条件」 オランダ環境省の議会への提案 “Randvoorwaarden voor nieuwe kerncentrales”

Ministerie van VROM Notitiebijlage bij brief SAS/DVO/2006296794 (2006)

- 発電用原子炉
 - » 稼動中のもの1基(1973年－2033年)、閉鎖されたもの1基(1968年－1997年)
 - － 新たに1基の建設(2016年頃稼動)の可能性を探っている
 - » 使用済み燃料は英国またはフランスに送られ再処理
 - － 高レベル廃棄物等は返還される
- 高レベル廃棄物
 - » 返還された高レベル廃棄物は廃棄物保管施設で地上に保管されている
 - － オランダ政府は、公式見解ではないが、わずかな量の長半減期廃棄物と言えども地上での保管は安全な中間貯蔵ではあるが最終的な解決ではないことを認めている
 - － 地層処分が唯一の解決策と考えており、オランダにとって、国内での処分を排除したわけではないが、国外で地層処分するのが最も経済的であろうと示唆されている
- 分離変換技術
 - » オランダ環境省は、政府は2016年までに或いは新規発電用原子炉の稼動前に、高レベル廃棄物の最終処分法を公式決定する必要がある、と言及している
 - － 現在のところ実現していない技術ではあるが、オランダ環境省は、分離変換技術を選択肢として政府に提案するかも知れない
 - － 2025年までに分離変換技術の実現性が見通せなければ、通常のリサイクルか直接処分のいずれか、或いは、それらと中間貯蔵との組み合わせを選択することになる

処分場の廃棄体定置面積に関する補足

- ◎ 廃棄体貯蔵期間と処分場の面積の関係について
- ◎ 処分場岩種及び定置方法の影響
- ◎ 分離工程における元素移行率の影響

平成20年10月1日

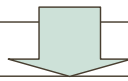
日本原子力研究開発機構

1. 廃棄体貯蔵期間と処分場の面積の関係について

－ 検討の目的と検討条件 －

問題提起:

処分場の面積を低減するなら、核変換しなくとも、ガラス固化体が十分に冷えてから廃棄すれば良いのではないか？



4つのFBR再処理オプションについて、廃棄までの貯蔵期間と処分場面積の関係を検討

検討条件

- **FBR**115GWd/HMt, 4年冷却
- 4つのFBR再処理オプション（ADSを用いても結果はほぼ同等）
 - ① PT導入無し (**FBR(Np)**) → 従来ガラス固化体
 - ② MAリサイクルのみ (**FBR(MA)** or **FBR(Np)+ADS**) → 従来ガラス固化体
 - ③ FP分離のみ (**FBR(Np)+P**) → Sr-Cs焼成体+MAを含むガラス固化体
 - ④ MAリサイクル+FP分離 (**FBR(MA)+P** or **FBR(Np)+ADS+P**) → Sr-Cs焼成体+高含有ガラス固化体
- 廃棄前の貯蔵期間5～500年
- 硬岩・1000m深度・縦置/横置
- その他
 - － 焼成体を含め、全ての廃棄体の寸法は従来ガラス固化体と同一。

1. 廃棄体貯蔵期間と処分場の面積の関係について

－ ガラス固化体とSr-Cs焼成体の製造条件 －

全ての廃棄体の寸法は、高さ103cm、直径42cmで統一

ガラス固化体:

- ・初期発熱量: 2.3kW/本 以下
- ・廃棄元素重量割合: 15wt% 以下

高含有ガラス固化体:

高レベル廃液から白金族元素、発熱性元素を除去した後のガラス固化体には廃棄元素を高密度で充填できるとした(*1)

- ・初期発熱量: 2.3kW/本 以下
- ・廃棄元素重量割合: 35wt% 以下

Sr-Cs焼成体(*2, 3)

- ・初期発熱量: 制限しない
PWR由来で10kW/本程度
FBR由来で5.5kW/本程度)

・廃棄元素重量割合:

- － Sr群: 10wt% (チタン酸に吸着)
- － Cs群: 14wt% (ゼオライトに吸着)

*1 米谷雅之、他、動燃技法, 98 (1996).

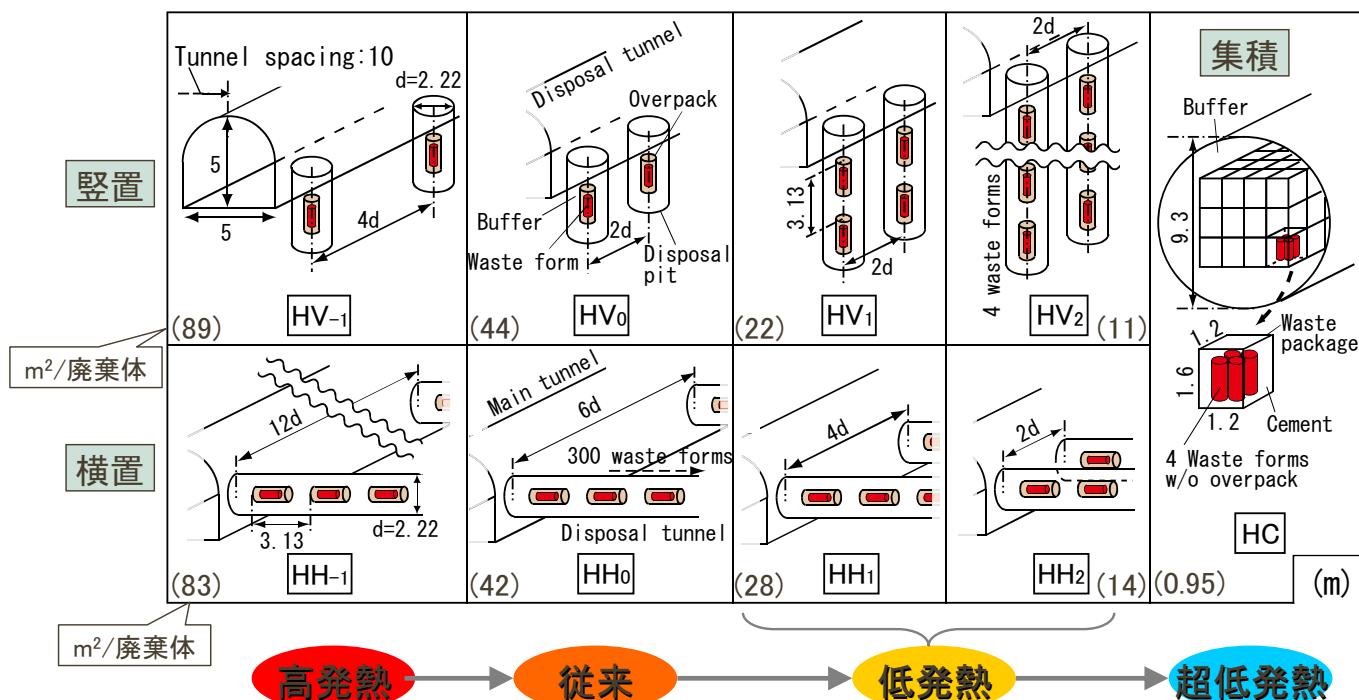
*2 久保田益充、他、JAERI-M 85-066 (1985).

*3 M. Kubota, et. al, *J. Radioact. Waste Manag. Nucl. Fuel Cycle*, 7, 303(1986)

3

1. 廃棄体貯蔵期間と処分場の面積の関係について

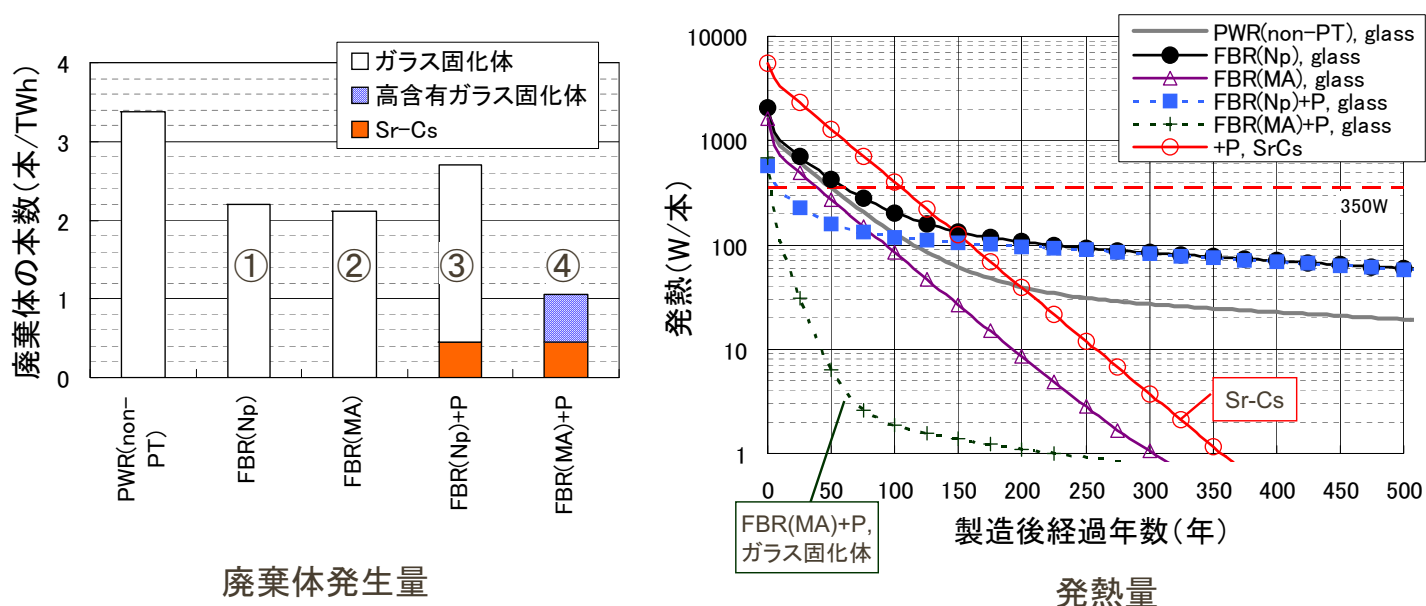
－ 処分法概念(硬岩系) －



4

1. 廃棄体貯蔵期間と処分場の面積の関係について

－ 発生する廃棄物量 －

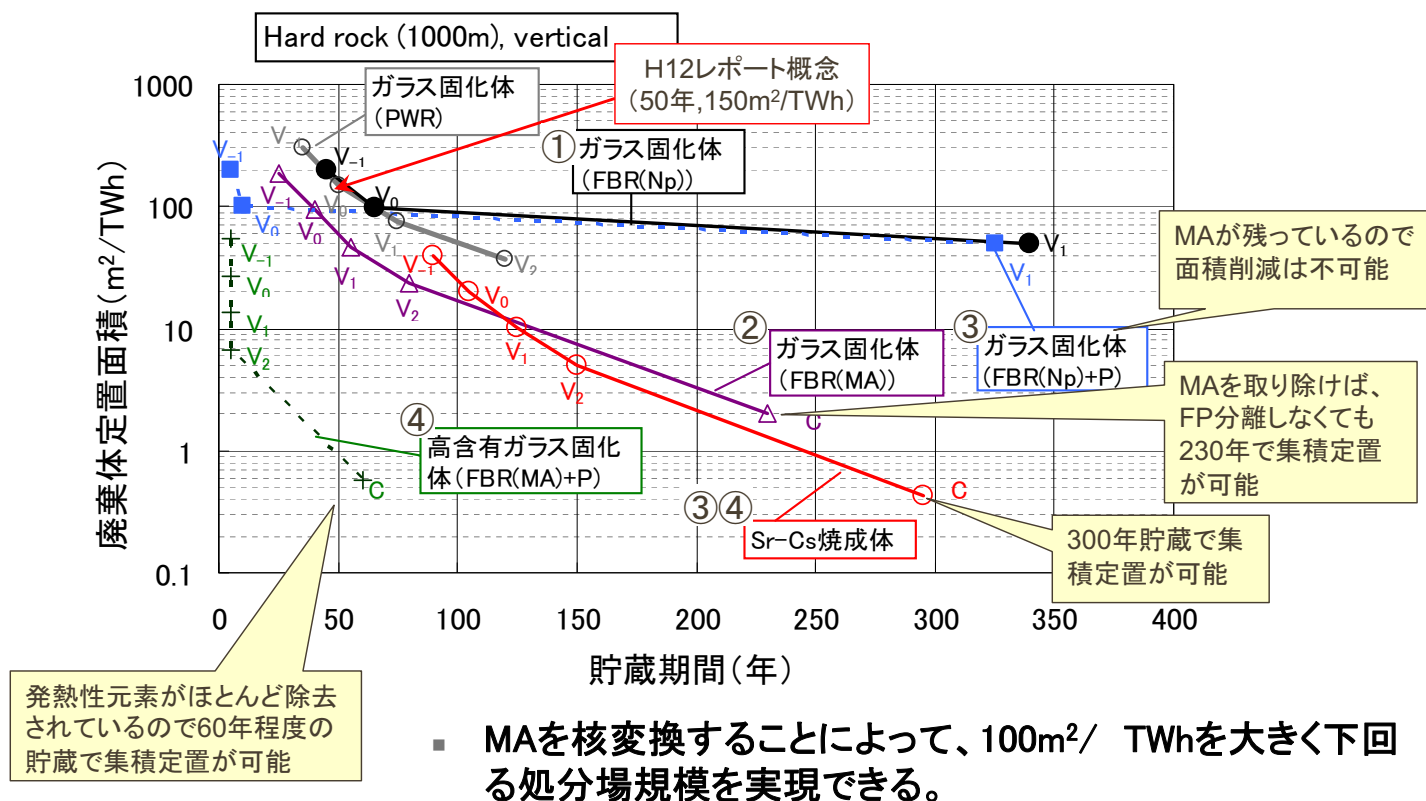


- FBR(MA)+FP分離の場合のみ、本数が減る。
- Sr-Cs焼成体の発熱量は極めて大(初期5.5kW)。
- FBR(MA)+FP分離シナリオのガラス固化体の発熱量は極めて小

5

1. 廃棄体貯蔵期間と処分場の面積の関係について

－ 貯蔵期間と処分場規模の関係(硬岩・豎置) －



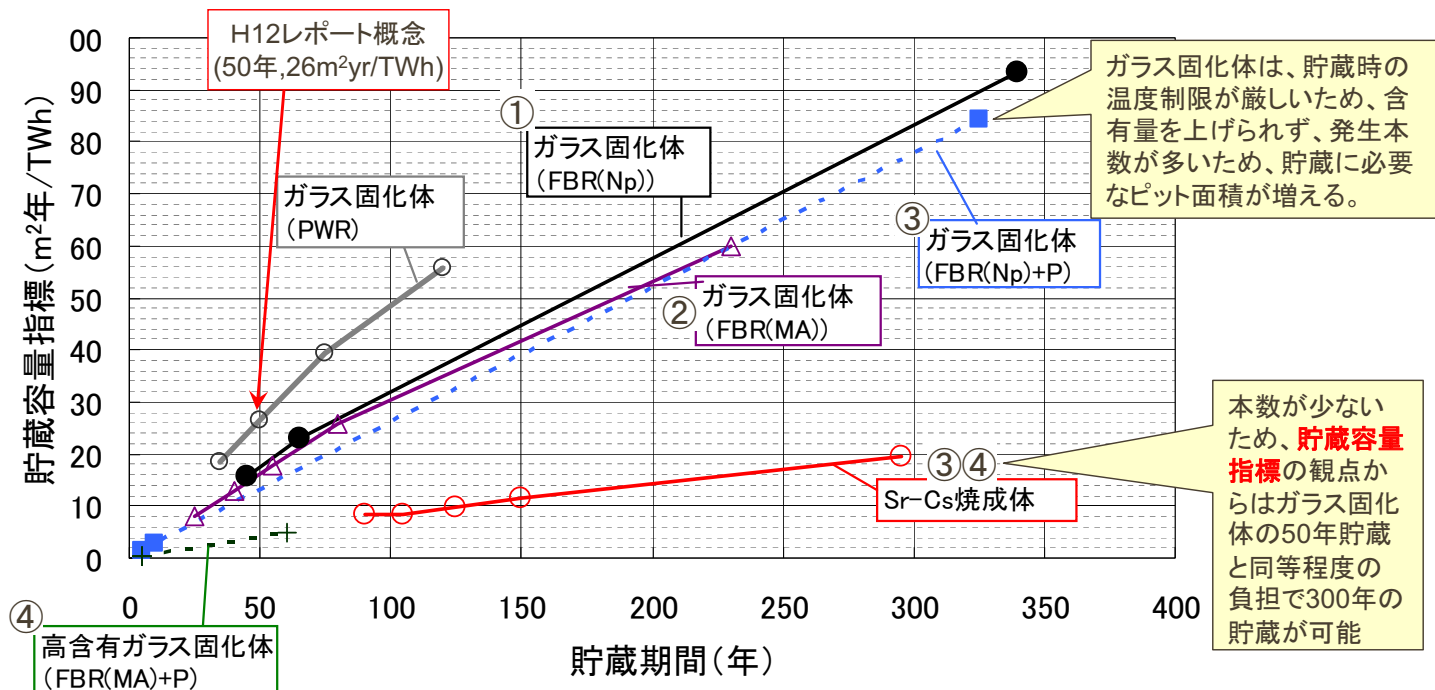
- MAを核変換することによって、100m²/ TWhを大きく下回る処分場規模を実現できる。

6

1. 廃棄体貯蔵期間と処分場の面積の関係について

－ 長期貯蔵の負担の比較 －

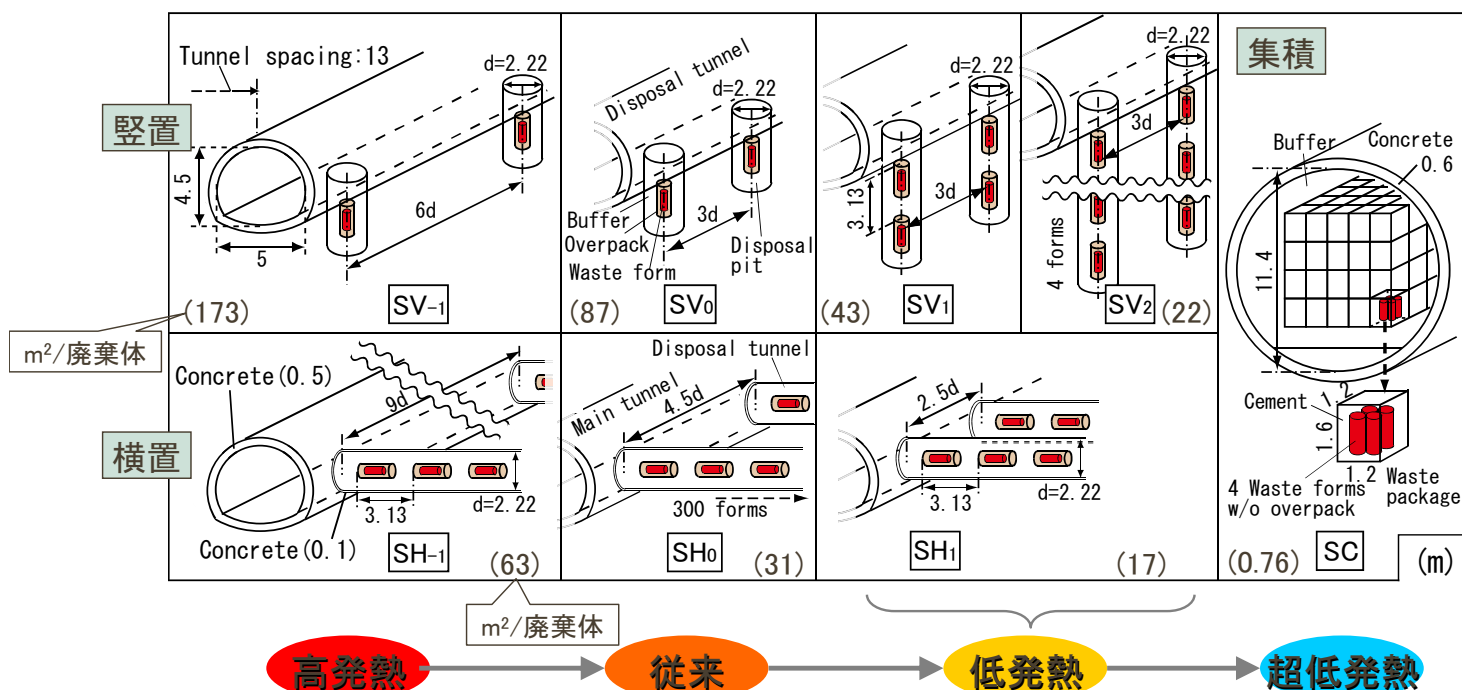
貯蔵容量指標、Storage capacity index = 乾式貯蔵に必要なピット面積 × 貯蔵年数。(m²年)



7

2. 処分場岩種及び定置方法の影響

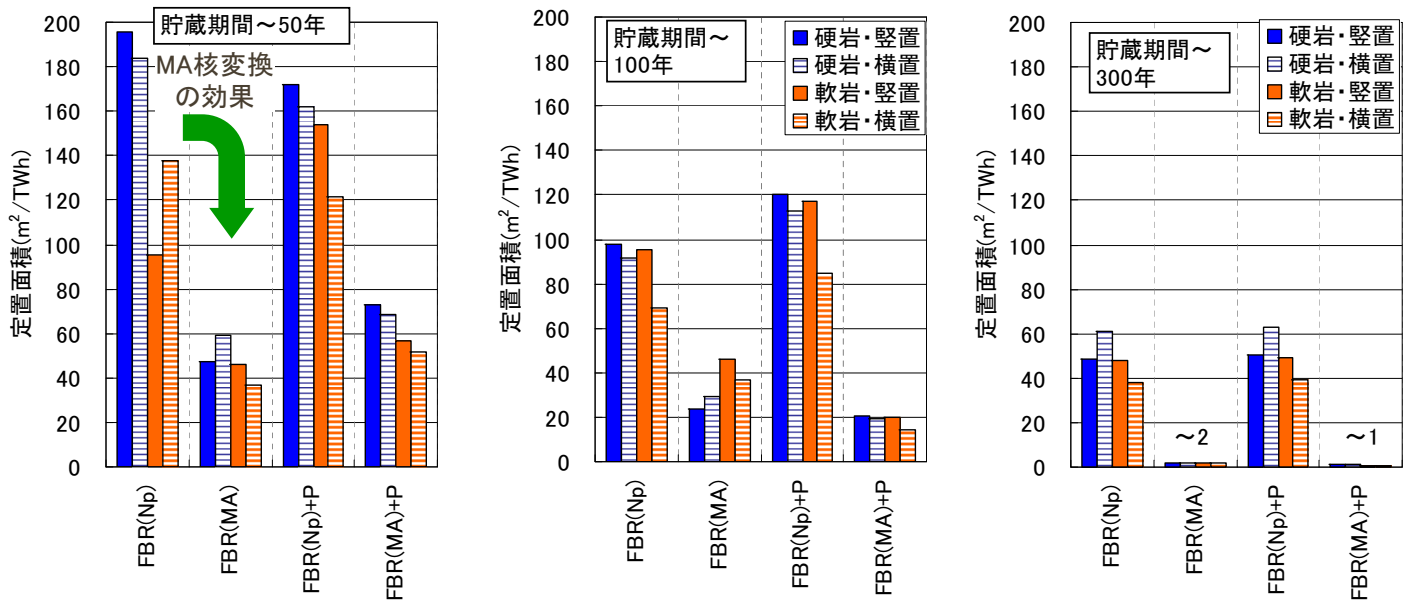
－ 軟岩系への処分法概念 －



8

2. 処分場岩種及び定置方法の影響

― 貯蔵期間を同程度とした場合の定置面積の比較 ―



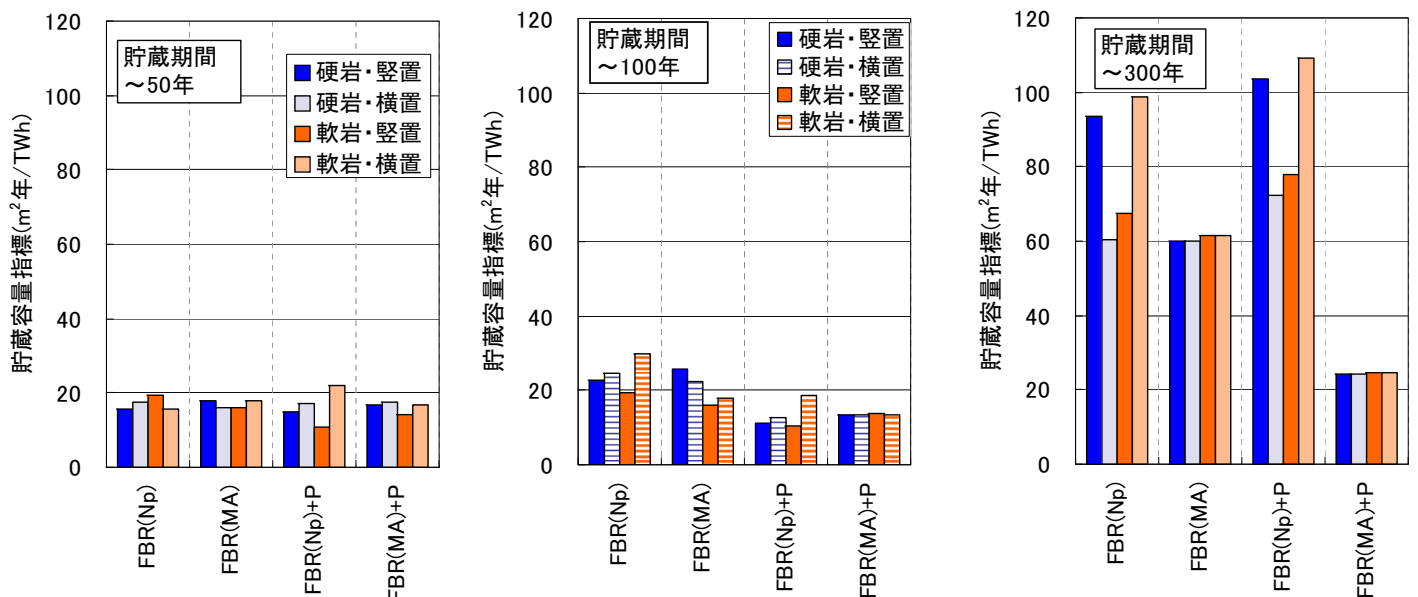
※厳密には50、100、300年の貯蔵期間となっていない。詳しい条件は後述。

岩種や定置方法ごとに差があるものの、同程度の貯蔵期間を想定した場合、MA核変換の効果が顕著に見られる。なお、軽水炉使用済み燃料からの従来ガラス固化体が硬岩・縦置において占める定置面積は、150m²/TWhである。

9

2. 処分場岩種及び定置方法の影響

― 貯蔵期間を同程度とした場合の貯蔵容量指標の比較 ―



※厳密には50、100、300年の貯蔵期間となっていない。詳しい条件は後述。

300年の貯蔵を想定した場合FBR(MA)+Pケース以外の貯蔵容量指標は非常に大きくなる。なお、軽水炉使用済み燃料からの従来ガラス固化体の貯蔵容量指標は、26m²年/TWhである。

10

2. 処分場岩種及び定置方法の影響

－ 定置面積比較の詳細（貯蔵期間50年）－

各ケース・各岩種・各定置方法に対する貯蔵期間と定置方法

岩種	配置	FBR(Np)	FBR(MA) 又は FBR(Np)+ADS	FBR(Np)+P		FBR(MA)+P 又は FBR(Np)+ADS+P	
		ガラス固化体	ガラス固化体	ガラス固化体	Sr-Cs焼成体	高含有ガラス 固化体	Sr-Cs焼成体
硬岩系	縦置	HV ₋₁ 45年 200m ² /TWh	HV ₁ 55年 50m ² /TWh	HV ₀ 10年 100m ² /TWh	HV ₀ [※] 50年 70m ² /TWh	HC 60年 0.6m ² /TWh	HV ₀ [※] 50年 70m ² /TWh
	横置	HH ₋₁ 50年 180m ² /TWh	HH ₁ 50年 60m ² /TWh	HH ₀ 15年 90m ² /TWh	HH ₀ [※] 50年 70m ² /TWh		HH ₀ [※] 50年 70m ² /TWh
軟岩系	縦置	SV ₁ 55年 100m ² /TWh	SV ₂ 50年 50m ² /TWh	SV ₁ 5年 100m ² /TWh	SV ₁ [※] 50年 60m ² /TWh	SC 60年 0.5m ² /TWh	SV ₁ [※] 50年 60m ² /TWh
	横置	SH ₋₁ 45年 140m ² /TWh	SH ₁ 55年 40m ² /TWh	SH ₀ 35年 70m ² /TWh	SH ₀ [※] 50年 50m ² /TWh		SH ₀ [※] 50年 50m ² /TWh

上段： 定置方法

中段： 貯蔵期間

下段： 単位発電量あたりの所要定置面積

※ガラス固化体と同じ大きさで、最大含有率の焼成体は、最低80～90年の貯蔵の後にしか処分できない。ここでは、50年の後に処分できる含有率に抑制することを仮定した。

11

2. 処分場岩種及び定置方法の影響

－ 定置面積比較の詳細（貯蔵期間100年）－

各ケース・各岩種・各定置方法に対する貯蔵期間と定置方法

岩種	配置	FBR(Np)	FBR(MA) 又は FBR(Np)+ADS	FBR(Np)+P		FBR(MA)+P 又は FBR(Np)+ADS+P	
		ガラス固化体	ガラス固化体	ガラス固化体	Sr-Cs焼成体	高含有ガラス 固化体	Sr-Cs焼成体
硬岩系	縦置	HV ₀ 65年 100m ² /TWh	HV ₂ 80年 25m ² /TWh	HV ₀ 10年 100m ² /TWh	HV ₀ 105年 20m ² /TWh	HC 60年 0.6m ² /TWh	HV ₀ 105年 20m ² /TWh
	横置	HH ₀ 70年 90m ² /TWh	HH ₂ 70年 30m ² /TWh	HH ₀ 15年 90m ² /TWh	HH ₀ 105年 20m ² /TWh		HH ₀ 105年 20m ² /TWh
軟岩系	縦置	SV ₁ 55年 100m ² /TWh	SV ₂ 50年 50m ² /TWh	SV ₁ 5年 100m ² /TWh	SV ₁ 95年 20m ² /TWh	SC 60年 0.5m ² /TWh	SV ₁ 95年 20m ² /TWh
	横置	SH ₀ 85年 70m ² /TWh	SH ₁ 55年 40m ² /TWh	SH ₀ 35年 70m ² /TWh	SH ₀ 105年 15m ² /TWh		SH ₀ 105年 15m ² /TWh

上段： 定置方法

中段： 貯蔵期間

下段： 単位発電量あたりの所要定置面積

12

2. 処分場岩種及び定置方法の影響

－ 定置面積比較の詳細（貯蔵期間300年）－

各ケース・各岩種・各定置方法に対する貯蔵期間と定置方法

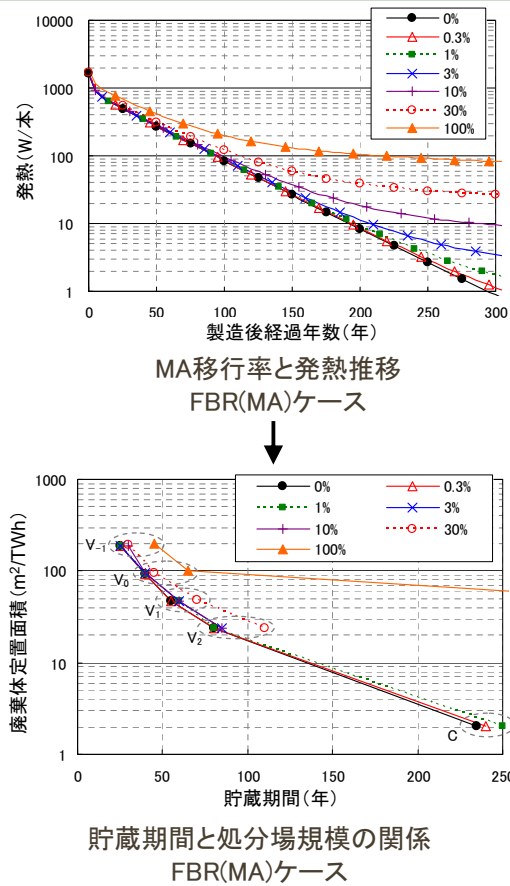
岩種	配置	FBR(Np)	FBR(MA) 又は FBR(Np)+ADS	FBR(Np)+P		FBR(MA)+P 又は FBR(Np)+ADS+P	
		ガラス固化体	ガラス固化体	ガラス固化体	Sr-Cs焼成体	高含有ガラス 固化体	Sr-Cs焼成体
硬岩系	縦置	HV ₁ 340年 50m ² /TWh	HC 230年 2.0m ² /TWh	HV ₁ 325年 50m ² /TWh	HC 300年 0.4m ² /TWh	HC 60年 0.6m ² /TWh	HC 300年 0.4m ² /TWh
	横置	HH ₁ 210年 60m ² /TWh		HH ₁ 195年 60m ² /TWh			
軟岩系	縦置	SV ₂ 235年 50m ² /TWh	SC 235年 1.6m ² /TWh	SV ₂ 220年 50m ² /TWh	SC 300年 0.3m ² /TWh	SC 60年 0.5m ² /TWh	SC 300年 0.3m ² /TWh
	横置	SH ₁ 360年 40m ² /TWh		SH ₁ 345年 40m ² /TWh			

上段： 定置方法
中段： 貯蔵期間
下段： 単位発電量あたりの所要定置面積

13

3. 分離工程における元素移行率の影響

－ ガラス固化体へのMAの移行率 －

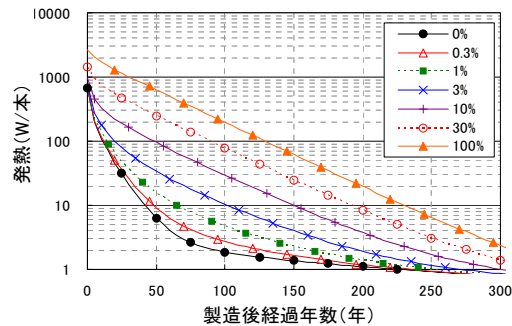


ケース	定置方法	MA移行率	影響
FBR(MA)ガラス固化体	HV ₋₁ ~ HV ₂	≤ 10%	影響なし
		30%	貯蔵期間5～30年延長
		100%	影響大。(FBR(Np)ケースと同じ)
	HC	≤ 1%	影響なし
FBR(MA)+P 高含有ガラス固化体	HV ₋₁ ~ HV ₂	≤ 10%	影響なし
		≥ 30%	影響大 (HV ₂ 370年貯蔵)
		100%	35%の含有率は非効率(HV ₋₁ 370年貯蔵)
	HC	≤ 0.3%	影響小(貯蔵期間延長)
		≥ 1%	集積定置不可

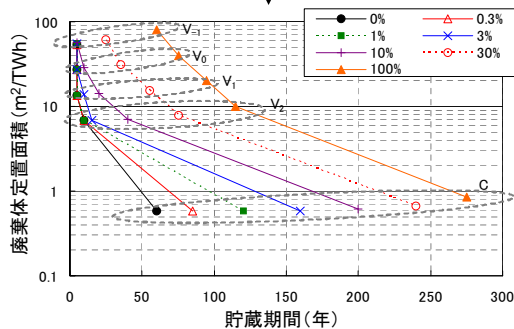
処分場の規模に着目した場合、HV₋₁～HV₂定置に対してはMA移行率10%以下、集積定置に対してはMA移行率0.3～1%以下が目標となる。

14

3. 分離工程における元素移行率の影響 ー ガラス固化体へのSr-Csの移行率 ー



Sr-Cs移行率と発熱推移
FBR(MA)+Pケース



貯蔵期間と処分場規模の関係
FBR(MA)+Pケース

ケース	定置方法	Sr-Cs 移行率	影響
FBR(Np)+P ガラス固化体	HV ₋₁ ~ HV ₂	≤30%	影響なし
		100%	貯蔵期間10~20年延長
FBR(MA)+P 高含有ガラス 固化体	HV ₋₁ ~ HV ₂	≤1%	影響なし
		3~10%	貯蔵期間5~35年延長
		30~100%	貯蔵期間20~110年延長
	HC	≤0.3%	影響小(貯蔵期間25年延長)
		1~10%	貯蔵期間60~140年延長
		30~100%	貯蔵期間180~215年延長

HV₋₁~HV₂定置に対してはSr-Cs移行率**1%**以下、集積定置に対してはSr-Cs移行率**0.3%**以下が目標となる。
ただし、貯蔵期間延長による対応が可能。

15

まとめ

1. 廃棄体貯蔵期間と処分場の面積の関係について

- Am-241(半減期432年)を含む高レベル放射性廃棄物の発熱は長期間続く
- MAを核変換することで、残った廃棄体元素は主にSr及びCs(半減期約30年)が支配し、30年の貯蔵期間延長で発熱は1/2に減衰
- 従って、処分場の廃棄体定置面積が発熱に支配される場合、貯蔵期間を延ばせば、コンパクトな処分が可能
- 一方、長期の貯蔵にはコストを要するが、Sr-Csを分離して貯蔵に適した形態とすることで、長期貯蔵の負担を回避できる可能性がある
- MAを核変換し、かつ、Sr-Csを分離した後のガラス固化体は、短い貯蔵期間で集積的な処分が可能

2. 処分場岩種及び定置方法の影響

- 岩種及び定置方法で程度に差はあるものの、いずれの場合でも、廃棄体定置面積に対するMA核変換及びSr-Cs分離の効果は期待できる

3. 分離工程における元素移行率の影響

- 集積定置を狙う場合の元素移行率の目標は、MAで0.3~1%、Sr-Csで0.3%
- 集積定置以外なら、MAで10%、Sr-Csで1%。

16

高レベル放射性廃棄物の 生成及び核変換に関わる 核データの精度について

平成20年10月1日

日本原子力研究開発機構

1

核データの精度は、
反応、核種、エネルギーに依存する

- 核反応の種類

中性子捕獲断面積、核分裂収率、崩壊データ、
核分裂断面積、非弾性散乱、等

- 対象核種

U, Pu: U-235, 238, Pu-238, 239, 240, 241, 242, 等

MA: Np-237, Am-241, 242m, Cm-244, 245, 等

LLFP: Se-79, Zr-93, Tc-99, Pd-107, I-129, Sn-126, Cs-135

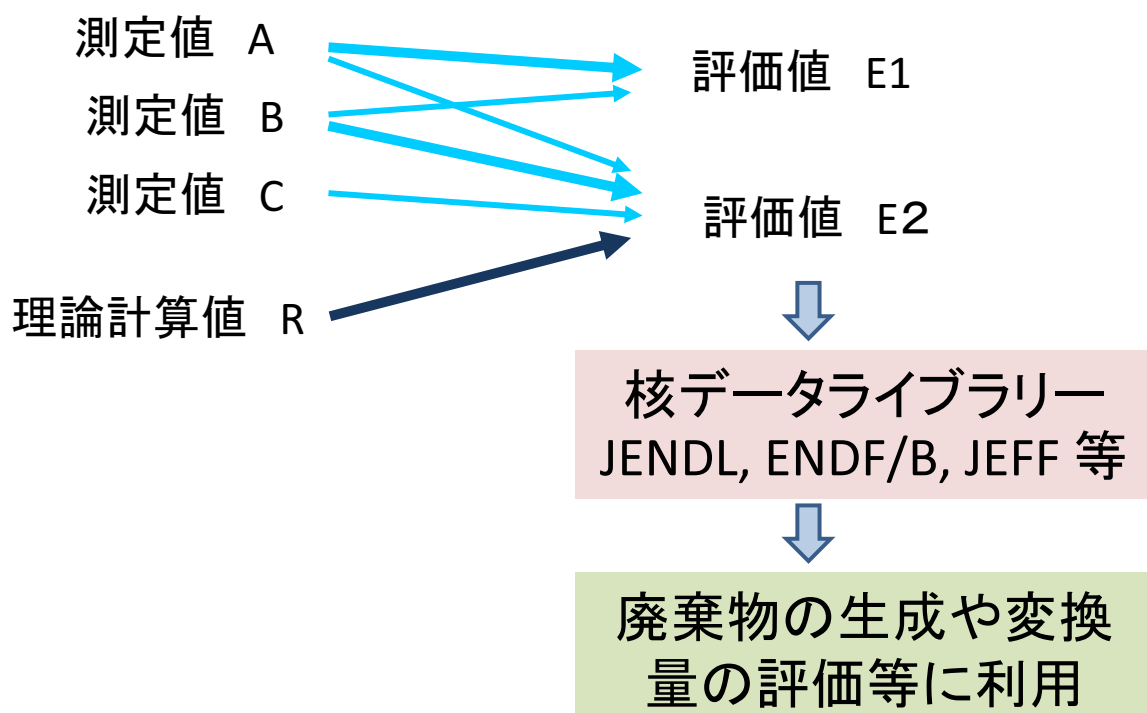
MLFP: Cs-137, Sr-90, 等

- 中性子エネルギー領域

熱領域、共鳴領域、高速領域

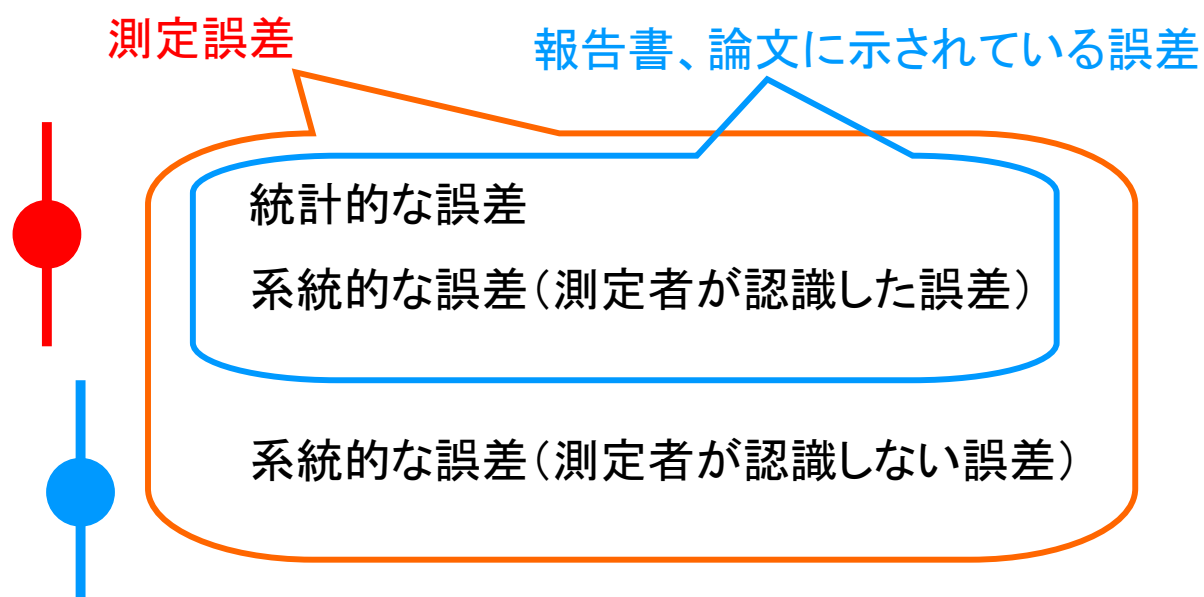
2

核データ評価値と測定値との関係



3

核データ測定値の誤差



4

核データ評価値の誤差

評価値の誤差は、限られた主要核種について核データライブラリーに収められた。

評価値の誤差の導出方法は、研究段階。

各評価によって、誤差の大きさが異なる。

文献	$^{244}\text{Cm}(n, f)$ 0.5-1.35 MeV	$^{237}\text{Np}(n, \gamma)$ 0.5-1.35 MeV
J. NSE, 146, 13 2004 ANL	40 %	15 %
JENDL-3.3 2002 JAEA	7.7 %	3.4 %

5

測定値と評価値の関係例：LLFPより

熱中性子捕獲断面積

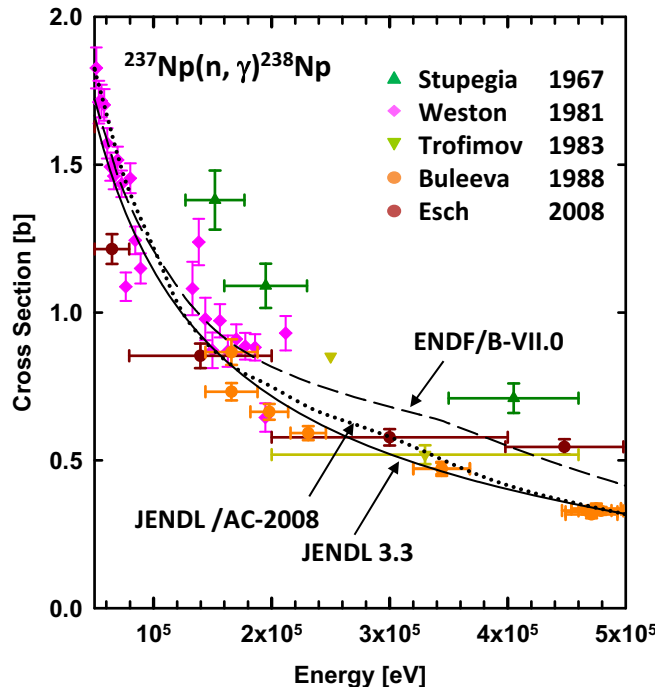
	文献	$^{107}\text{Pd}(n, \gamma)$
測定値	J, NST, 44, 103 (2007)	$9.16 \pm 0.27 \text{ b}$
評価値	Mughabghab(1981) Mughabghab(2006)	$1.8 \pm 0.2 \text{ b}$ $2.54 \pm 0.20 \text{ b}$
	JENDL-3.3 (2002)	2.007 b

直接測定値が無い場合は、評価値の導出が難しいことを示す例

6

測定値と評価値の関係例：MAより

高速中性子捕獲断面積



7

精度向上に向けた世界の動向と今後の課題

欧州：セルン研究所 n-TOFプロジェクト

EC 標準研究所(IRMM)

米国：ロスアラモス研究所

専用ビームライン、4つの大型検出器群稼働、サンプル整備

日本：JAEA-大学連合

J-PARCビームライン、大型検出器開発、サンプル整備、補完実験

- ①放射性核種の核データ測定装置や測定手法の開発が世界で進行。
- ②統計精度を向上した系統的データ整備が今後期待。
- ③独立測定の比較が系統誤差の低減に重要。
- ④積分データ(PIE データ等)との比較検証も重要。
- ⑤測定結果の評価データ誤差への適切な反映が重要。
- ⑥分離変換シナリオの評価精度への核データ誤差の影響評価は今後の課題。

8

分離変換技術の導入シナリオの検討

- 移行期におけるFBR燃料のMA装荷率の変化
- 加速器駆動システム(ADS)又は非均質FBRの導入規模

平成20年10月1日

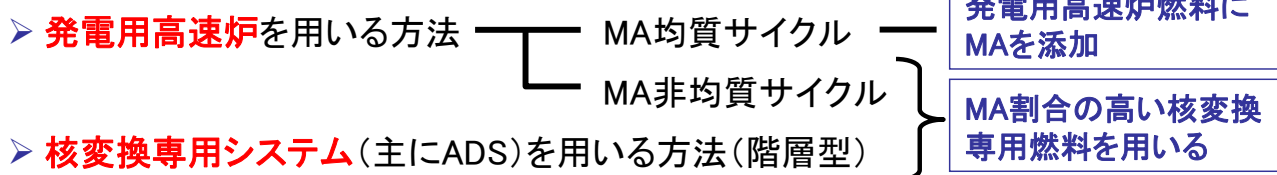
日本原子力研究開発機構

1

シナリオ検討の基本的な考え方

- 第2再処理(2047年運転開始と想定)以降でマイナーアクチノイド(MA)が高レベル廃棄物から回収され、核変換されるとする

- MA核変換の方法:



- 検討事項:

- 発電用高速炉(均質FBR)でMAを核変換する場合の燃料中のMA装荷率の推移
 - ◆ MA装荷率の上限設定の影響(5%、4%、3%)
 - ◆ MAを一旦貯蔵して、Cm-244の減衰を待ってから核変換する場合
 - ◆ NpのみをFBRで核変換し、Am+Cm は廃棄する場合
- ADS又は非均質FBRでMAを核変換する場合に必要な導入規模

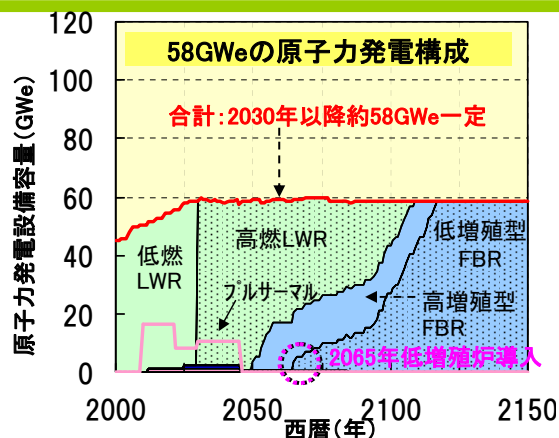
2

原子力発電の構成及びサイクルシステムの想定

(1) 制約条件

- ①Puバランスを保ちつつ所定の移行期間で軽水炉からFBRへ切り替わる
- ②六ヶ所工場のPu貯蔵能力を考慮する
- ③第二再処理の全操業期間の平均稼働率は、80%以上を確保する

(2) 核燃料サイクルシステムの主な想定条件

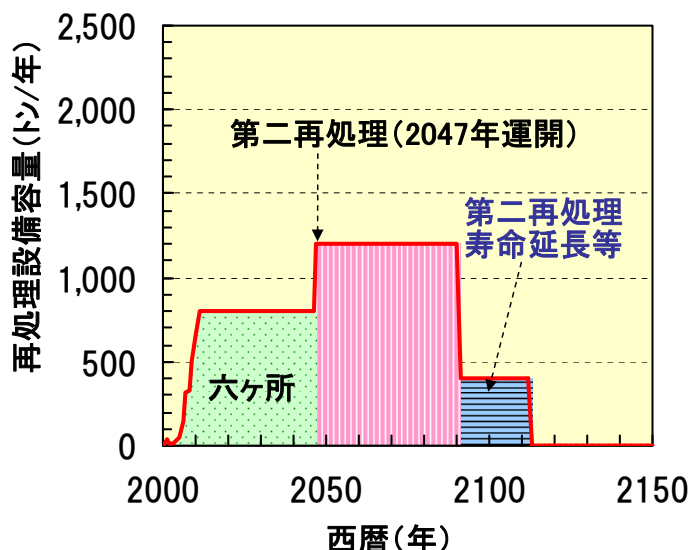


システム		概要
原子炉システム	軽水炉	～2029年: 燃焼度 約4万MWd/t、稼働率80% 2030年～: 燃焼度 約6万MWd/t、稼働率90% プルサーマル: 2010年利用開始(導入規模、終了時期はFBR導入に応じて変更)
	FBR	高増殖型: 増殖比1.2、Pu需給バランスに応じて低増殖型(増殖比1.03)を導入
燃料サイクルシステム	炉外サイクル時間	軽水炉サイクル: 4年、FBRサイクル: 5年
	ロス率	軽水炉サイクル(転換: 0.5%、加工: 0.1%、再処理: Uは0.4%、Puは0.5%、MAは0.1%) FBRサイクル(加工: 0.1%、再処理: U、Pu、Am、Cmは0.1%、Npは10%)
	その他	軽水炉サイクル: 回収ウラン再濃縮利用、第二再処理以降でMA回収を想定 再処理技術: L再ではPurex法を想定(MAは一括回収)、F再ではNEXT法を想定(大部分のNpはPu製品に随伴、AmとCmは独立して回収) プルサーマル再処理: 第二LWR再処理の初期に5:5で再処理する 高レベル廃棄物処分場: 2035年頃に運開、ガラス固化体は処分まで50年貯蔵 原子炉の寿命: 60年、再処理施設の寿命: 40年

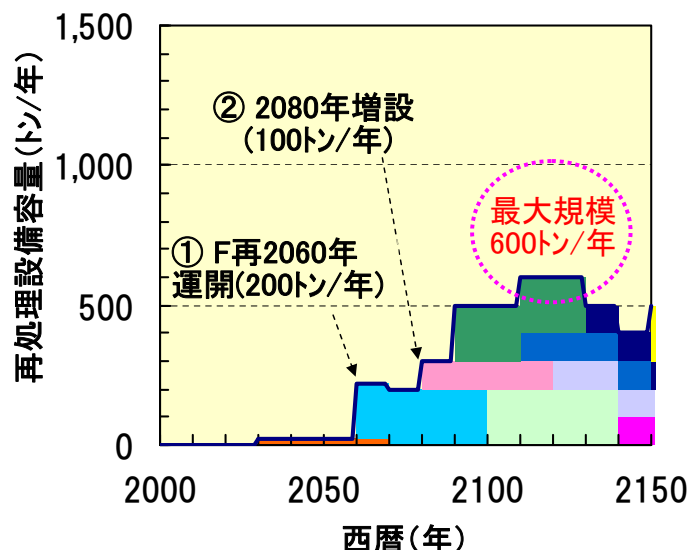
出典: 経済産業省委託報告書「平成19年度 回収ウラン転換前高除染プロセス開発」他 3

再処理量の推移

- 第2再処理工場は、2047年から、1,200トン／年で、主に軽水炉(UO_2)燃料を再処理すると仮定
- FBR再処理は、2060年から、200トン／年で、FBR燃料を再処理
- MOX軽水炉の使用済燃料は、第2再処理工場で、2047年から再処理して、PuをFBRに供給すると仮定



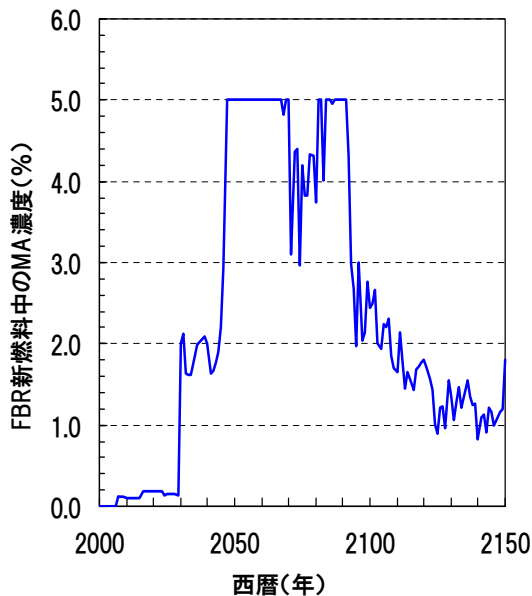
軽水炉再処理設備容量の推移
(58GWe)



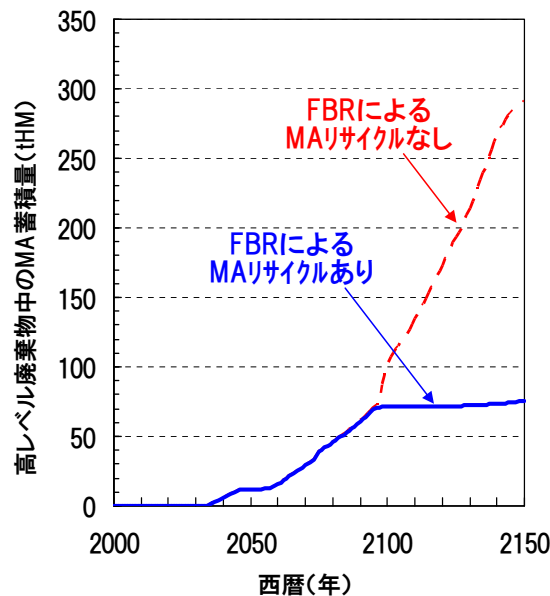
FBR再処理設備容量の推移
(58GWe)

FBR燃料MA装荷率と廃棄物中MA蓄積量

- FBR炉心燃料中のMA装荷率(MA濃度)は、軽水炉からFBRへの移行過程で約5%の期間が50年程度続き、その後20年間かけて約3%から約1%に徐々に低下。
- 軽水炉ならびにFBRの使用済燃料から回収したMAをFBRでリサイクルした場合、ガラス固化体へ移行するMA量を大幅に軽減。



FBR新燃料中のMA濃度

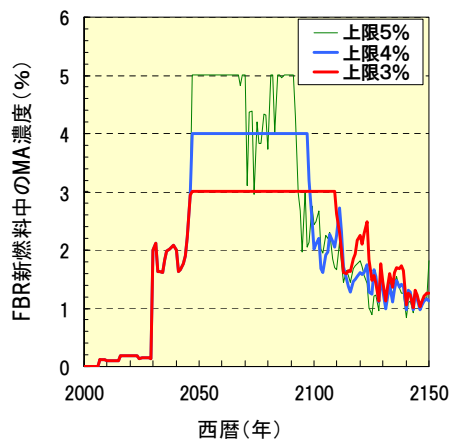


ガラス固化体中のMA蓄積量(処分時)

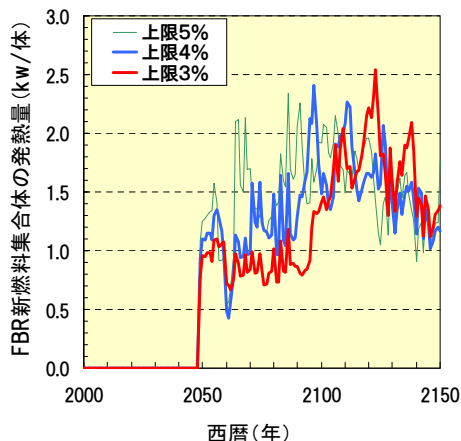
5

均質FBR燃料中のMA装荷率上限を変えた場合の影響

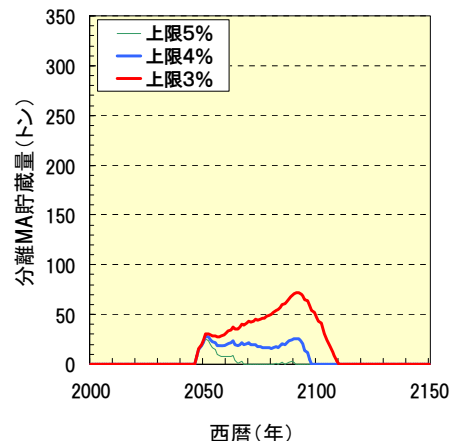
- ・FBR燃料中のMA装荷率の上限を5%から4%および3%に変更した場合、FBR新燃料中のMA濃度が上限の5%、4%、3%で維持される期間は、それぞれ約20年、約50年、約60年と見込まれる。
- ・FBR燃料中のMA装荷率の上限を下げた場合、LWRからFBRへの移行期間中(2050～2100年)のFBR新燃料の発熱量は装荷率に概ね比例して低下するが、上限3%では2100年以降でCm244の増加により発熱量が増大する。
- ・軽水炉使用済燃料およびFBR使用済燃料から回収された分離MA貯蔵量(燃料製造への払出し後の残量)のピークについては、MA装荷率の上限が5%と4%の場合は30トン程度、同じく3%の場合は72トン程度になる。



FBR新燃料中のMA濃度



FBR新燃料集合体一体当りの発熱量

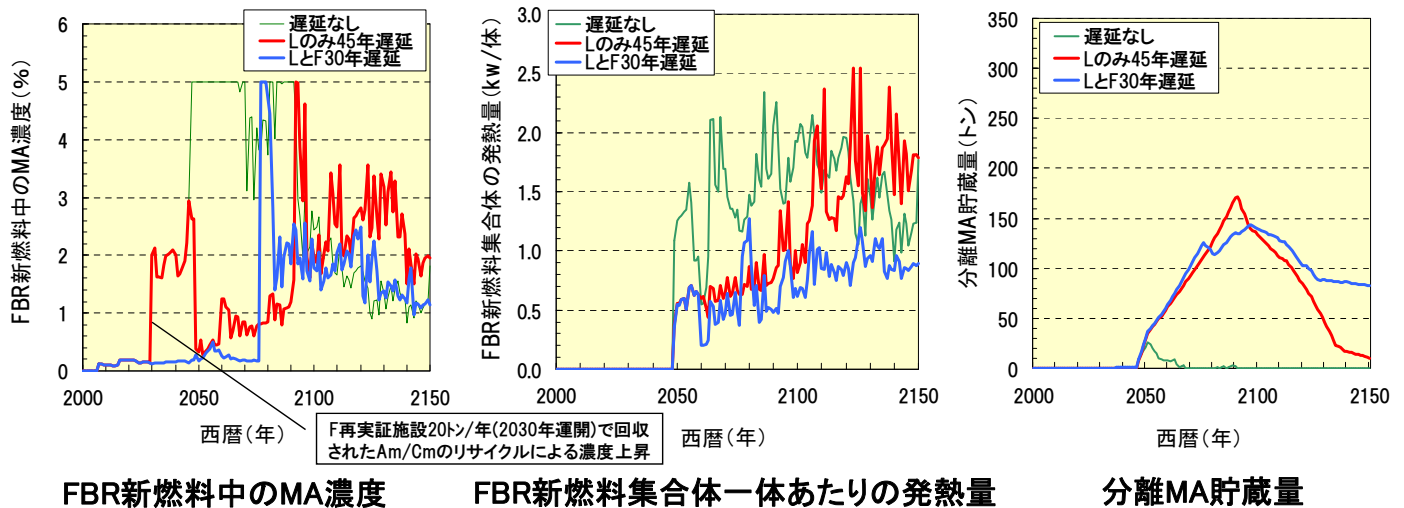


分離MA貯蔵量

6

Am及びCmを分離後、冷却してから均質FBRに装荷する場合

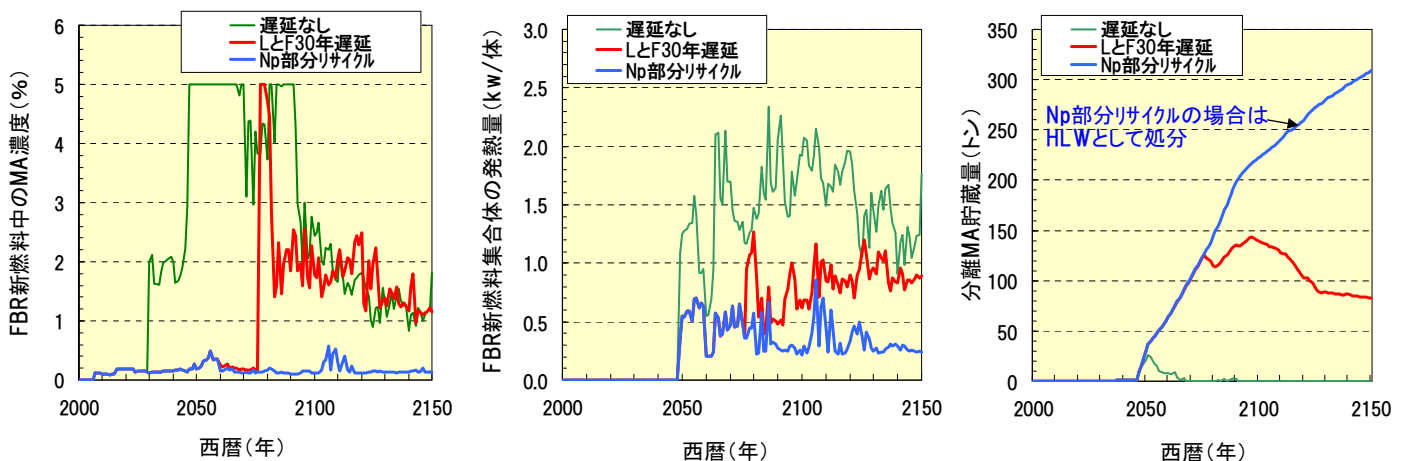
- ・回収MAを遅延なしでリサイクルするリファレンスケースに対して、LWR再処理から回収したMA (Am、Cm、Np) を45年後にFBR燃料として装荷する場合（「**Lのみ45年遅延**」）、LWR再処理から回収されたMAおよびFBR再処理から回収されたAmとCmを30年後にFBR燃料として装荷する場合（「**LとF30年遅延**」）の3ケースを比較した。
- ・「**Lのみ45年遅延**」および「**LとF30年遅延**」の場合、第二再処理（L再）の運開から6年間に処理されたプルサーマル燃料からの回収MAが45年または30年の遅れを経てFBR燃料に装荷されるため、FBR新燃料中のMA濃度は一時的に上限の5%まで上昇するものの、FBR新燃料集合体の発熱量は1.3～1.4kW/体程度にとどまる。また、「**Lのみ45年遅延**」の2100年以降では、Pu238とCm244の増加によりFBR新燃料集合体の発熱量が増大している。
- ・「**LとF30年遅延**」の場合、FBR新燃料集合体一あたりの発熱量は3ケース中最も低く約0.5～1.3kW/体に抑えられ、分離MA貯蔵量は約80～140トンの範囲になる。なお、「**Lのみ45年遅延**」での分離MA貯蔵量は最大約170トンになる。



7

均質FBRでNpのみを部分リサイクルする場合

- ・回収MAを遅延なしでFBR燃料に装荷するリファレンスケースに対して、FBR再処理から回収したNpのみを再利用する「**Np部分リサイクル**」（LWR再処理で回収したMAおよびFBR再処理で回収したAmとCmは地層処分する）、LWR再処理の回収MAおよびFBR再処理で回収されたAmとCmを30年後にFBR燃料に装荷する場合（「**LとF30年遅延**」）の3ケースを比較した。
- ・「**Np部分リサイクル**」の場合、FBR新燃料中のMA濃度は約0.2～0.5%、FBR新燃料集合体発熱量は全ケース中最も低く約0.2～0.8kW/体に抑えられる。
- ・また、「**Np部分リサイクル**」で高レベル放射性廃棄物（HLW）として処分されるMAの累積量は、2100年で220トン程度、2150年で310トン程度と見込まれる。



FBR新燃料中のMA濃度

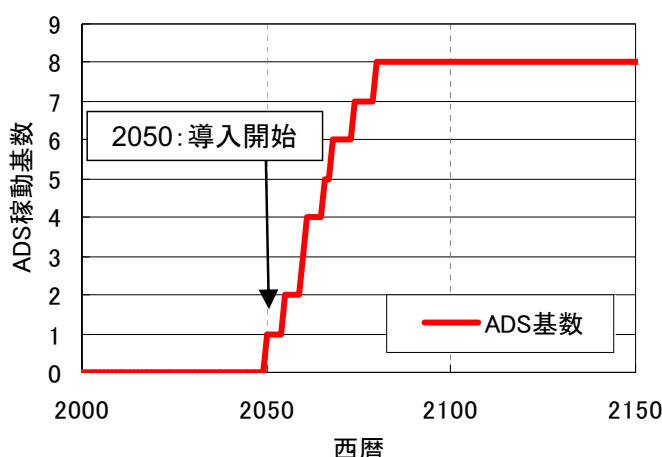
FBR新燃料集合体一あたりの発熱量

分離MA貯蔵量

8

ADSでAm+Cmを核変換する場合 ー 共存シナリオ ー

- Am+Cm排出量：
 - ・移行期 → 年間約3トン
 - ・FBR平衡期 → 年間約1.5～2トン
- ADS(800MWth)の核変換能力：年間0.25トン
- 従って、MA蓄積に応じて、**8基程度のADS(6.4GWth：1.5GWeFBRで約2基相当)**を投入
- ADS用燃料の**再処理量は年間16tHM程度であり、FBR燃料再処理の1/20程度の規模**
- ADS用燃料：MA:Pu=60:40、不活性マトリックス(ZrN)の重量割合：約50%
- ADS及びその燃料サイクル施設を発電炉用再処理工場に隣接して設置することで、**発熱と放射線の観点から取扱の厄介なMAをコンパクトに閉じ込める**



9

多様な炉型構成に対する柔軟性を有するADS

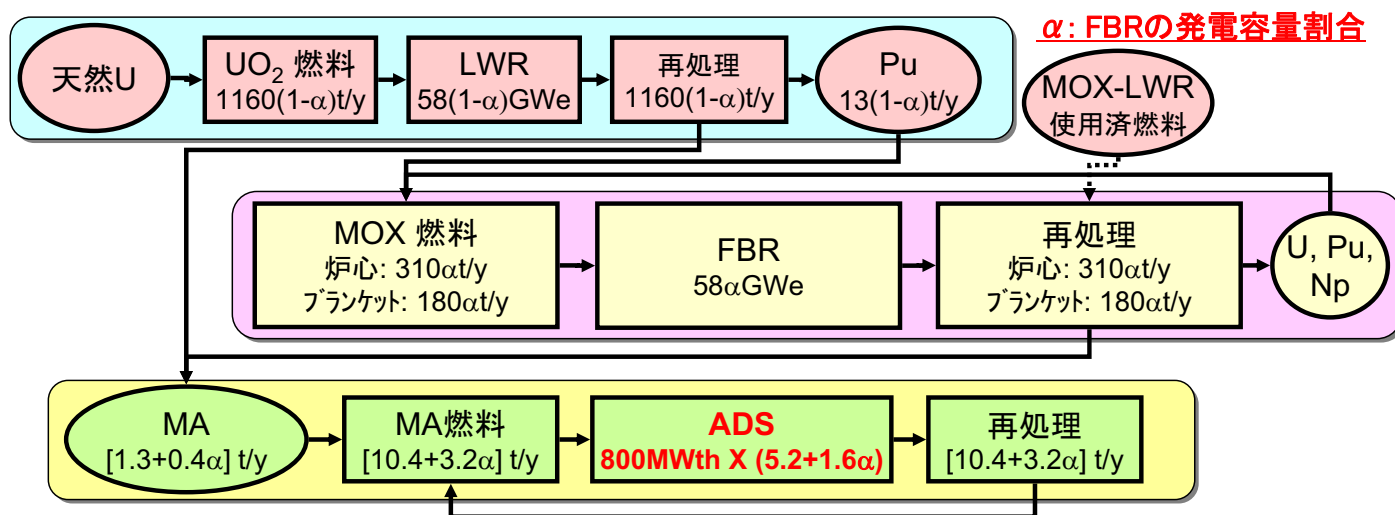


表 FBRの導入割合と燃料サイクルの構成規模の関係

FBR発電容量割合 α	0.2	0.5	0.8
LWR 燃料 再処理	930t/y	580t/y	230t/y
FBR燃料 再処理	98t/y	250t/y	390t/y
ADS 燃料再処理	11t/y	12t/y	13t/y
ADS導入基数	5.5	6.0	6.5

- 6～8基程度のADSと小規模な核変換専用サイクルで柔軟に対応可能
- 高速炉サイクルは移行期に必要な3～5%のMA添加の負担が軽減されるため、導入しやすくなる。

10

FBRにおけるAm+Cmの非均質装荷

- Am+Cmの核変換専用ターゲット燃料を非均質装荷した高速炉(*1) (1.5GWe):
 - ・ MA装荷率20wt%の「ターゲット集合体」を内側炉心と外側炉心の間に装荷
 - ・ 年間約110kgのMAを核変換できる
- Np部分リサイクル均質高速炉(1.5GWe)では、年間約40kgのAm+Cmが生成
- 従って、平衡期における、58GWeの内訳は概ね以下の通り:
 - Np部分リサイクル均質高速炉: 約29基
 - Am+Cm装荷非均質高速炉: 約10基
- 移行期にはMAの発生が増えるので、MA蓄積を抑制するには、非均質高速炉を先行して投入する必要がある。
- 上記の議論は、非均質高速炉の設計に大きく依存する。

(* 1) S. Ohki, et al., "An Effective Loading Method of Americium Targets in Fast Reactors," Proc. of GLOBAL 2007, Sept. 9-13, 2007, Boise, Idaho, p.1280, (2007).

11

MA割合の高い核変換専用燃料の問題点

- ADS又は非均質高速炉における核変換専用燃料(ターゲット燃料)は、MA含有量が高いため、発熱、放射線等の観点から注意を要する。
- ADS用燃料の発熱の概要:
 - ・ MA窒化物燃料の発熱密度: 約400W/kgHM
 - ・ 集合体中の重金属量: 7~50kgHM/集合体 (61~397ピンに相当)
 - 従って、3~20kW/集合体
 - なお、ADSでは、ダクトレス燃料を採用して、組み立て時などに横方向からの空冷が可能な設計を採用する予定
- 集合体仕様は、製造時の除熱、遮蔽、炉心設計、燃料交換の簡便性等の観点から、総合的に検討して決定する必要がある。

12

まとめ

□2047年の第2再処理工場からMAを回収し、核変換するシナリオを検討

□検討項目：

- FBR均質サイクルの場合の燃料中の**MA装荷率**
- ADSまたは非均質高速炉を用いる場合の**導入規模**

□高速炉で均質にMAをリサイクルする場合：

- 軽水炉から高速炉への**移行期**には、高速炉燃料のMA装荷率は、燃料製造時の発熱影響等の観点から**最大5%程度**に制限
- 均質高速炉のみの**平衡期**にはMA装荷率は**最大1%程度**
- MA装荷率を制限する場合、後年にCm-244が増加し、新燃料発熱の低減には効果が小さい
- Am+Cmを別途冷却すると、効果が期待できる。ただし、冷却時の貯蔵方法の検討が必要。
- 均質高速炉ではMAのうちNpのみをリサイクルすると、MA全体をリサイクルする場合に比べて新燃料発熱の低減効果が大きい。ただし、Am+Cmは2150年までに約300トンが廃棄物へ移行する。

□ADSまたは非均質高速炉でMAを核変換する場合：

- ADSでは、MAの分離状況に合わせて**8基程度の800MWth**規模の施設を順次投入。サイクル規模は、**高速炉サイクルの1/20程度**。MAをコンパクトに閉じ込め、多様な炉型に柔軟に対応
- 非均質高速炉の場合は、**平衡期には全体の1/4程度のFBRがAm+Cmの非均質装荷**となる。但し、非均質高速炉の設計に依存するところが大きい。
- 核変換専用燃料では、燃料の発熱等が高くなるので、設計上の配慮が必要。

高速炉で均質にMAをリサイクルする場合、ADSまたは非均質高速炉でMAを核変換する場合のどちらの導入シナリオでも、MAのマネジメントが可能

13

(補足資料) MAの特性

■ 核的特性：

- ✓ 高速中性子(数百keV以上)で核分裂反応
- ✓ 遅発中性子割合が小さい

■ 取り扱い性：

- ✓ 高発熱 ・ 高 γ 線強度 ・ 高中性子線強度(自発核分裂+ (α, n) 反応)

核種	半減期 (年)	発熱 (W/g)	γ 線強度 ($\gamma/g \cdot s$)	中性子線強度 ($n/g \cdot s$)
Np-237	2.14×10^6	0.0002	7.3×10^6	0.9
Pu-238	87.7	0.56	3.0×10^8	36000
Pu-239	2.41×10^4	0.002	1.1×10^6	96
Pu-240	6.54×10^3	0.007	3.9×10^6	1300
Pu-241	14.4	0.004	1.2×10^7	1.23
Am-241	432.2	0.11	4.9×10^{10}	7000
Am-243	7.38×10^3	0.007	5.5×10^9	540
Cm-244	18.11	2.8	6.9×10^8	1.2×10^7

■ 燃料特性：

- ✓ 融点の低下などの物性変化
- ✓ Heの蓄積による被覆管内圧の上昇、等

14

OECD/NEAにおけるコスト検討の現状

平成20年11月13日

日本原子力研究開発機構

1

検討の概要

- 出典：OECD/NEA「Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management」（先進的核燃料サイクルと放射性廃棄物管理）（2006年）。
- 13カ国（ベルギー、フィンランド、フランス、ドイツ、イタリア、日本、韓国、ロシア、スペイン、スウェーデン、スイス、イギリス、米国、）と3機関（IAEA、EC、OECD/NEA）の専門家が参加し、様々な核燃料サイクルオプションを設定し、それぞれで生じる放射性廃棄物のための処分場性能等を評価
- 検討対象とした核燃料サイクルオプションは、ワンスルー、階層型、高速増殖炉サイクル等、13種類（次ページ）。
- 主な評価項目：
 - ウラン消費量
 - TRUロス率
 - 廃棄物中の放射能（1000年後）
 - 廃棄物の崩壊熱（50年後と200年後）
 - 高レベル廃棄物の体積
 - 各岩種への処分後の被ばく線量（花崗岩、粘土層、凝灰岩）
 - 燃料サイクルコストと発電コスト

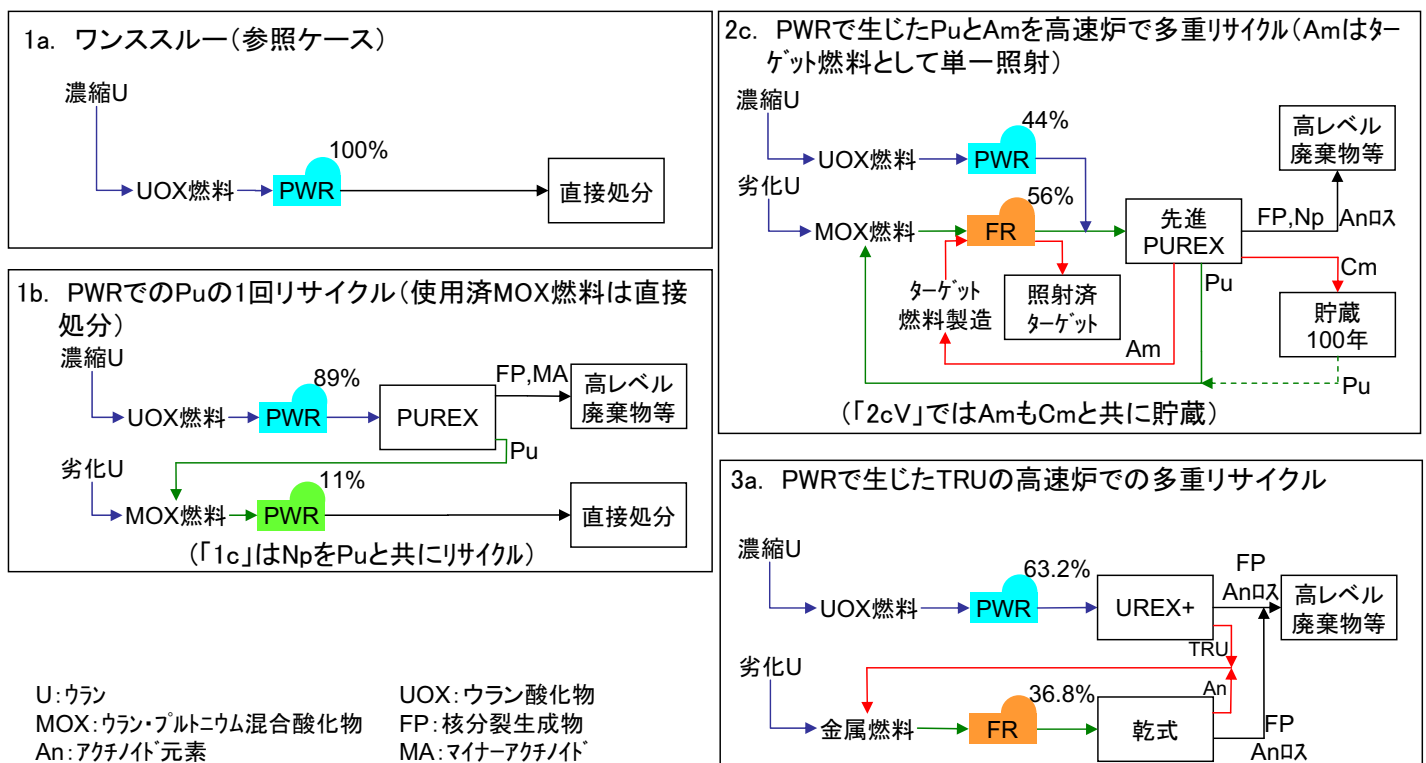
検討対象とした核燃料サイクルオプション(1)

1. 現在実用化されているもの及びその延長
 - 1a. ワンスルー(参照ケース)
 - 1b. PWRでのPuの1回りサイクル(使用済MOX燃料は直接処分)
 - 1c. PWRでのPuとNpの1回りサイクル
 - 1d. DUPICサイクル(PWR使用済燃料をCANDU型炉で再使用する)
2. 部分的閉サイクル
 - 2a. PWRでのPuの多重リサイクル^(注1)(濃縮ウランを使ったMOX燃料が必要)
 - 2b. PWRでのPuとAmの多重リサイクル
 - 2c. PWRで生じたPuとAmを高速炉で多重リサイクル(Amはターゲット燃料^(注2)として単一照射)
 - 2cV. PWRで生じたPuを高速炉で多重リサイクル
3. 完全閉サイクル
 - 3a. PWRで生じたTRUの高速炉での多重リサイクル
 - 3b. 階層型(PWRと高速炉でPuを多重リサイクル、ADSでMAを多重リサイクル)
 - 3bV. 階層型の変則(高速炉を導入せずにADSでPuも核変換)
 - 3cV1. 高速炉のみのTRU多重リサイクル1(炭化物燃料ガス冷却高速炉+乾式処理)
 - 3cV2. 高速炉のみのTRU多重リサイクル2(MOX燃料Na冷却高速炉+湿式処理)

(注1) 多重リサイクル: 使用済燃料を再処理して回収した元素を再び炉に装荷(リサイクル)して照射することを2回以上繰り返すこと
 (注2) ターゲット燃料: 減速材を含んだ集合体にAmを装荷して、照射後に直接処分する概念

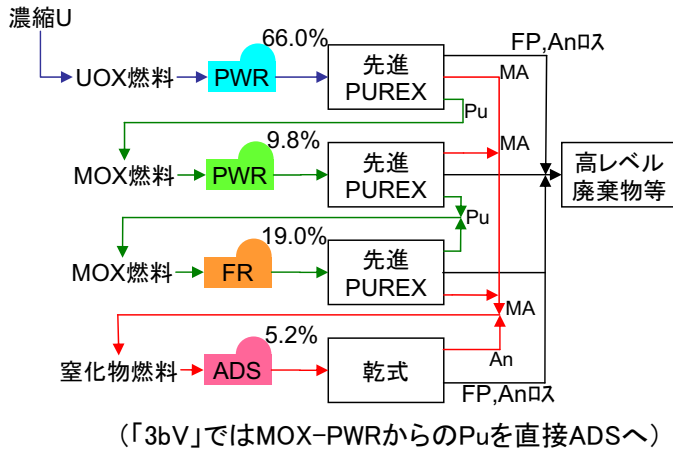
3

検討対象とした核燃料サイクルオプション(2)

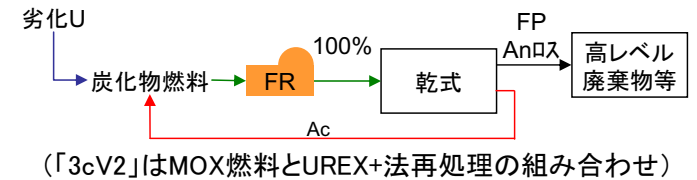


検討対象とした核燃料サイクルオプション(3)

3b. 階層型 (PWRと高速炉でPuを多重リサイクル、ADSでMAを多重リサイクル)



3cV1. 高速炉のみのTRU多重リサイクル (炭化物燃料ガス冷却高速炉+乾式処理)



U: ウラン
MOX: ウラン・プルトニウム混合酸化物
An: アクチノイド元素
TRU: 超ウラン元素

UOX: ウラン酸化物
FP: 核分裂生成物
MA: マイナーアクチノイド

5

コスト評価での仮定

□ コスト評価の範囲:

- フロントエンド(天然ウラン、転換、濃縮、加工)
- 炉の建設・運転・維持
- 使用済燃料の輸送と貯蔵
- 再処理
- 乾式貯蔵・パッケージ化、長期貯蔵
- 廃棄物処分

□ コスト評価の仮定:

- 定常状態(平衡状態)における物質収支に基づく。
- 全てのコストは物質収支に関わる諸量(質量、体積、発電量、崩壊熱)に比例する。

主な単位コストの設定

燃料製造:

炉型	単位	下限	最確値	上限
UOX	\$/kgHM	200	250	300
MOX	\$/kgHM	1000	1250	1500
Am target	\$/kgHM	1000	1875	3000
FR-MOX	\$/kgHM	1000	1500	2000
FR-metal	\$/kgHM	1400	2600	5000
ADS	\$/kgHM	5000	11000	15000
LMFR	\$/kgHM	1100	1650	2200
GCFR	\$/kgHM	1100	1650	2200

炉の建設コスト:

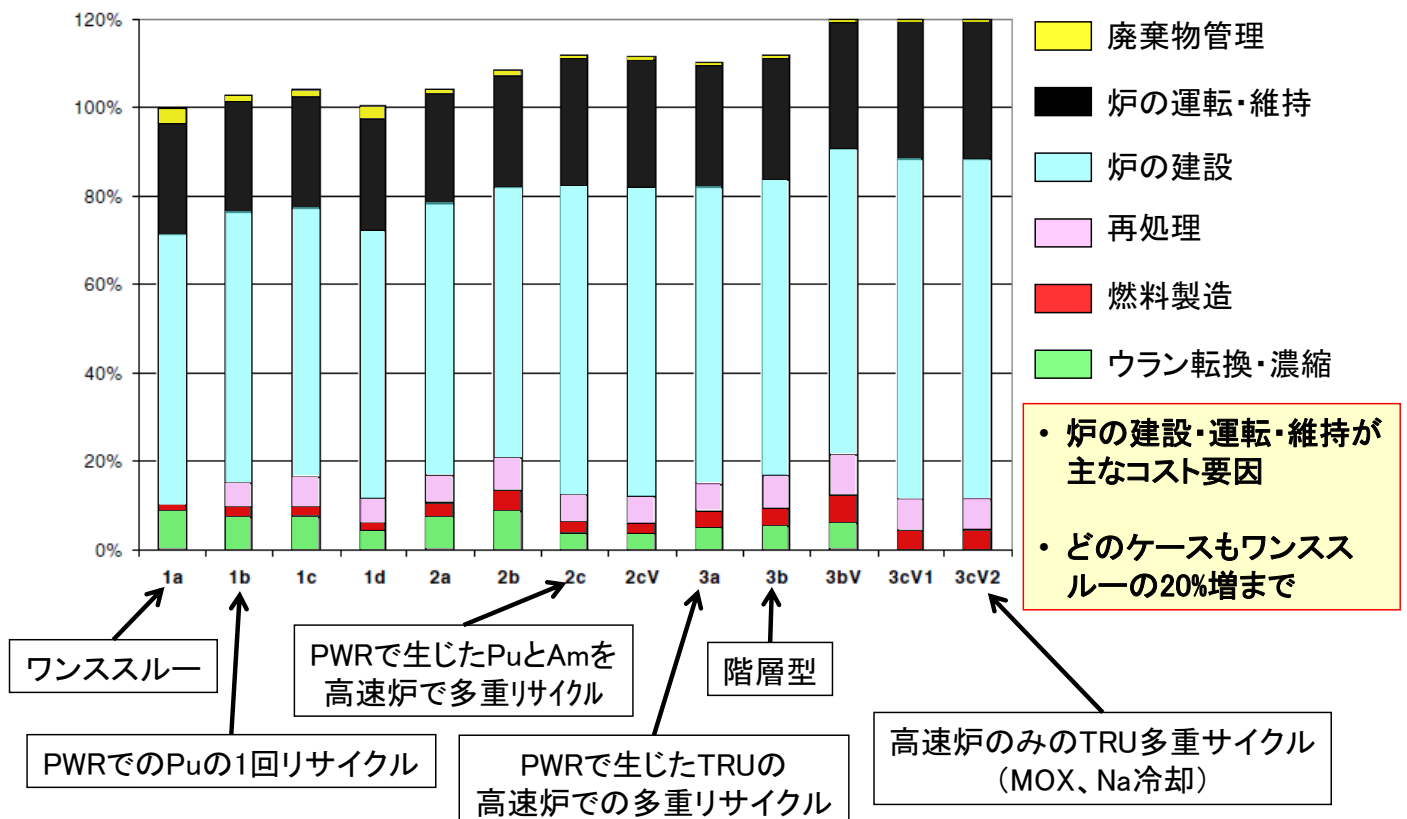
炉型	単位	下限	最確値	上限
PWR	\$/kWe	1200	1600	1900
FR	\$/kWe	1200	1900	2300
ADS 炉	\$/kWe	1200	1900	2300
ADS 加速器	\$/Wbeam	5	15	20
GCFR	\$/kWe	1200	1900	2300
LMFR	\$/kWe	1200	1900	2300

再処理:

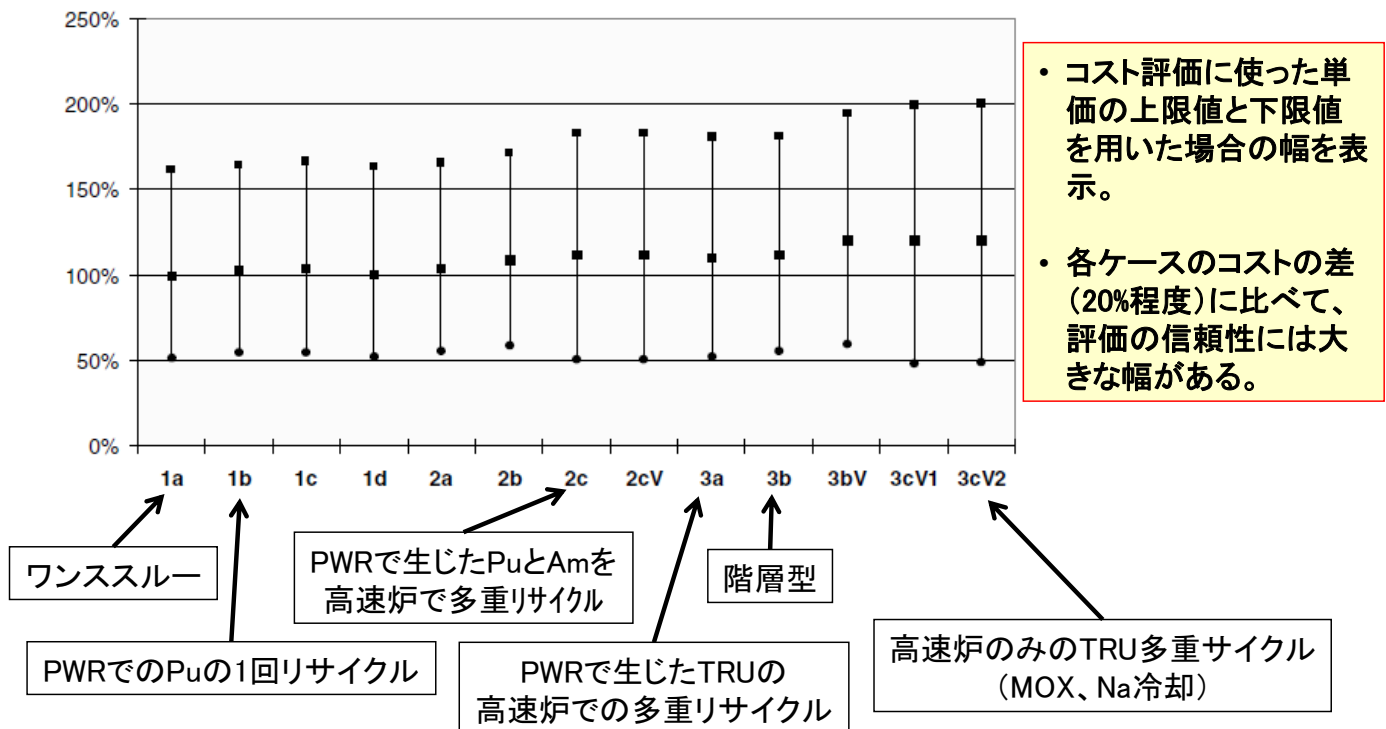
再処理種類	単位	下限	最確値	上限
UOX PUREX	\$/kgHM	700	800	900
MOX PUREX	\$/kgHM	700	800	1000
FR-MOX PUREX	\$/kgHM	1000	2000	2500
UOX UREX	\$/kgHM	600	800	1200
UOX 先進PUREX	\$/kgHM	700	1000	1300
MOX 先進PUREX	\$/kgHM	700	1000	1500
FR-MOX 先進PUREX	\$/kgHM	1000	2200	3000
FR金属燃料の乾式処理	\$/kgHM	1000	2000	2500
ADS燃料の乾式処理	\$/kgHM	5000	7000	12000
GCFR燃料の乾式処理	\$/kgHM	1000	2400	3000
LMFR燃料の先進PUREX	\$/kgHM	1000	2200	3000

7

コスト評価結果(相対値)



コスト評価の信頼性の幅(上限と下限)



“Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management”, OECD/NEA, (2006)

9

主な結論

コスト評価

- 本解析は、コスト要因とそれらの不確かさの影響を、感度解析を通して示すことを目指したもので、結果は「指標的」なものである。
- 多様な核燃料サイクルのコストへの影響は、ワンスルーの120%以内。コストの大部分は原子炉のコストが占める。
- 評価に用いた単価の上限と下限を考慮すると、上記のコスト上昇は信頼性幅の範囲内。

その他の指標

- ウランの消費量は高速炉のみの閉サイクルが2桁小さい。
- TRUの漏えいは閉サイクル(PuとMAの回収)で大幅削減が可能。
- HLWの崩壊熱もTRUのリサイクルで大幅削減可能。これにより、処分坑道の長さを短縮できる。Sr-Csの除去でさらなる処分坑道の短縮が可能。
- HLWの容積は、1回の再処理で数分の1にでき、多重リサイクルでさらに数分の1にできる。
- 処分後の被ばく線量は、どの場合でも基準よりも低い。使用済燃料の直接処分に比べて再処理後の高レベル廃棄物による被ばく線量が低くなるのは、I-129の影響である。

分離変換C&R 進捗状況

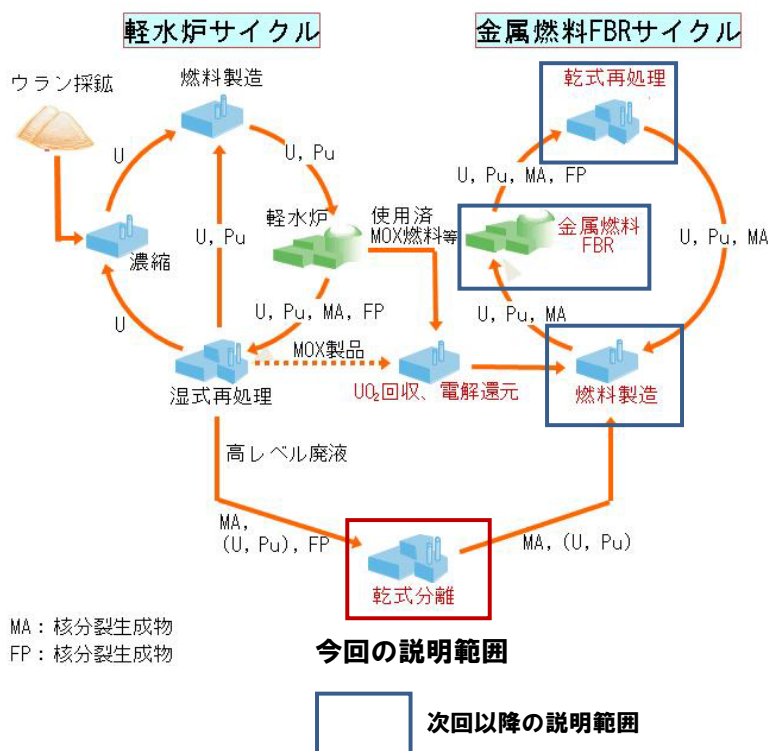
－高レベル廃液からの分離－

乾式再処理、核変換(燃料製造、照射試験)は次回以降報告

平成20年11月13日
(財)電力中央研究所

TRUの分離と金属燃料サイクル

- 湿式再処理から発生する高レベル廃液から乾式法によりウラン(U)、超ウラン元素(TRU)を分離(分離技術-1)
- U、TRUは燃料製造工程に供給して、金属燃料とする。
- 金属燃料高速炉で燃焼させる
- 使用済み燃料は乾式再処理で処理して、その製品は再び燃料製造工程に供給する(分離技術-2)
- 軽水炉サイクルで発生するTRUを金属燃料サイクルに閉じ込める



金属燃料サイクルを用いた分離変換システムの特長

- ・ 酸化還元電位の差が少ないため、ウラン、プルトニウム、マイナーアクチニド元素が一括回収可能である(Puの単離が極めて困難)
- ・ 超ウラン元素と希土類元素の分離も同時に可能
- ・ 分離に際し放射線により劣化する溶媒を使用しない(安定な溶媒)
- ・ 中性子スペクトルが固くMAの燃焼効率が良い金属燃料高速炉との整合性がよい
- ・ MA含有金属燃料の製造が比較的容易(射出製造)である
- ・ 使用済み燃料は小規模(50t規模)でも経済性が高い乾式再処理(バッチ式)でリサイクルする
- ・ MA燃焼を専用とする非均質サイクルとも整合性が高い
- ・ 中性子経済に余裕があるため、長寿命核分裂生成核種(LLFP)の核変換等のオプションに対応しやすい

高レベル廃液からの乾式分離

脱硝

- 高レベル廃液を仮焼して、酸化物に転換

塩素化

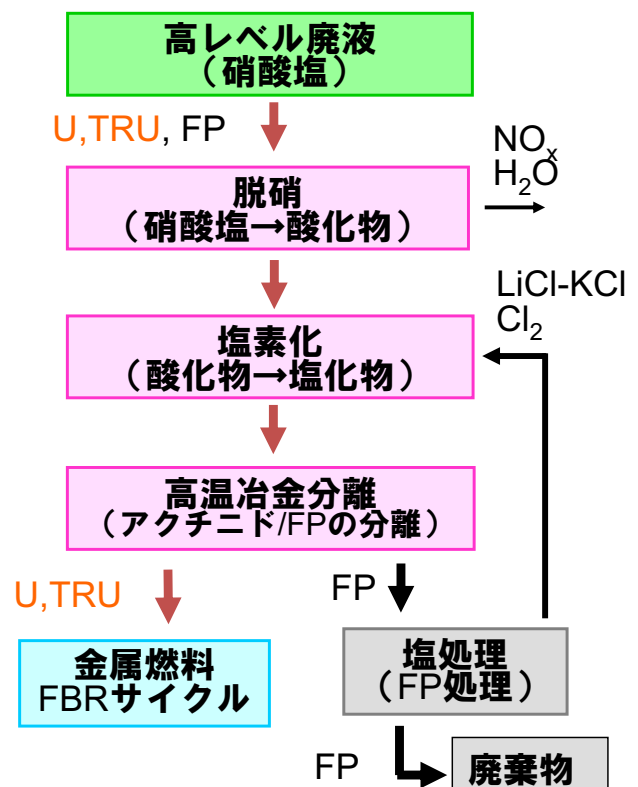
- 炭素を還元剤として酸化物に塩素ガスを反応させ、脱硝物を塩化物に転換

高温冶金分離

- 熔融塩中での電解や還元抽出により、アクチニド元素とFP元素を分離

塩処理

- 電解により使用済み塩中のFPを処理



総括と技術的課題－分離技術－（2000年C&R）

分離変換に関する研究開発の現状と今後の進め方(原子力委員会バックエンド対策専門部会報告書より)

総括(分離技術)

- ・ 熔融塩電解法及び分離プロセスと同様の還元抽出法を考えている
- ・ 再処理の主工程に当たる電解精製技術については国際共同研究を通してプロセスの成立性を確認しており、工学規模の試験段階にあるものの、酸化物の還元技術や塩廃棄物処理技術についてはプロセスの成立性の確認が必要であることから①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる

技術的課題

- ・ 実際に超ウラン元素や実廃液を用いて、分離プロセス全体を通したプロセス実証試験を進める必要がある。
- ・ 平成14年度までに超ウラン元素研究所との共同研究などを実施する予定となっている
- ・ 今後必要となる工学規模の試験に当たっては、他機関との協力体制が不可欠である
- ・ 当面は、塩化物や活性金属に対する高耐食性材料の開発、熔融塩などの高温の液体の輸送技術の検討、二次廃棄物発生量の評価などが課題である

前回(2000年)のC&Rから大きく進展した課題 －分離技術－1－

①実高レベル廃液を用いた廃液処理・TRUの分離試験(化学プロセスとしての確証)

②TRU分離(還元抽出)の工学装置開発

③活性金属等に対する耐食材料の開発、高温の融体の輸送技術開発

本成果については次回以降の分離技術－2で報告予定

高レベル廃液からのTRUの分離 —実廃液試験に至るまでの成果—

前処理工程(脱硝・塩素化により、硝酸塩を塩化物に転換)

- ・ Uや模擬FPを用いた脱硝・塩素化のプロセス連続試験等により、各元素の挙動を解明
- ・ 温度、雰囲気、材料等の実施条件を検討

高温冶金分離工程(還元抽出や電解により、アクチノイド元素とFPを分離)

- ・ 溶融塩/液体金属系での各アクチノイド元素の熱力学データを測定・整備
- ・ 非照射U、TRU、模擬FPを用いた試験等により、目標分離性能が達成できることを確認

塩処理工程(使用済み塩中のFPを処理)

- ・ 模擬使用済み塩を用いて、液体鉛電極にFP元素を回収
- ・ 回収したFPのガラス固化や、溶融塩や塩素ガスのリサイクルが可能な見通し

7

高レベル廃液からのTRUの分離 —実廃液試験—

実際の照射済燃料を処理して得られた高レベル廃液を使ったTRUの乾式分離実証試験

内容

- ・ 実高レベル廃液を用いての、脱硝・塩素化の前処理試験
- ・ 上記の塩素化製品を用いての、溶融塩/液体Cd系での還元抽出試験

高レベル廃液の調整

- ・ PWR照射済みMOX燃料のPUREX処理で得られた廃液 約440g
 - ・ 照射済みSuperFact燃料による分離試験後の溶液 2g添加 ←Np量増加のため
 - ・ 照射済みUO₂燃料を再処理して得た製品側溶液 90g添加 ←Pu増加のため
- を混合して調製、 廃液量 計520g



アルゴン雰囲気ホットセル

欧州連合 超ウラン元素研究所

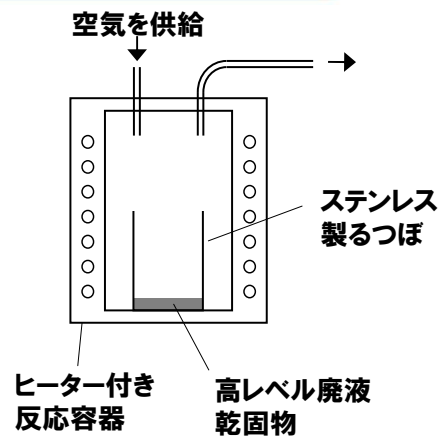
高レベル廃液からのTRUの分離 —高レベル廃液の脱硝(酸化物転換)—



濃縮後の高レベル廃液
(濃縮、減容:90-120℃)



ホットプレート上での乾固
(100-140℃)

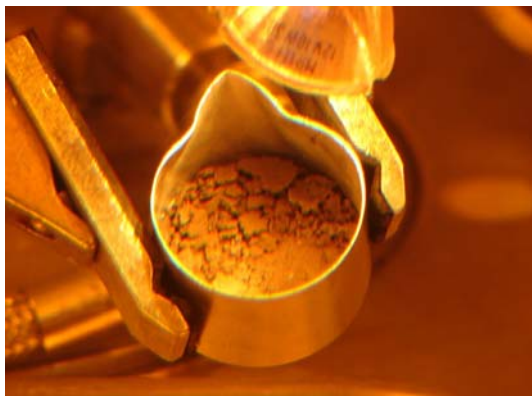


脱硝模式図

脱硝温度:
500℃

回収した脱硝物

脱硝物全量 (7.3g) を回収
揮発物は微量のRuのみ (0.2-0.3%)



高レベル廃液からのTRUの分離 —脱硝物の塩素化(塩化物転換)—

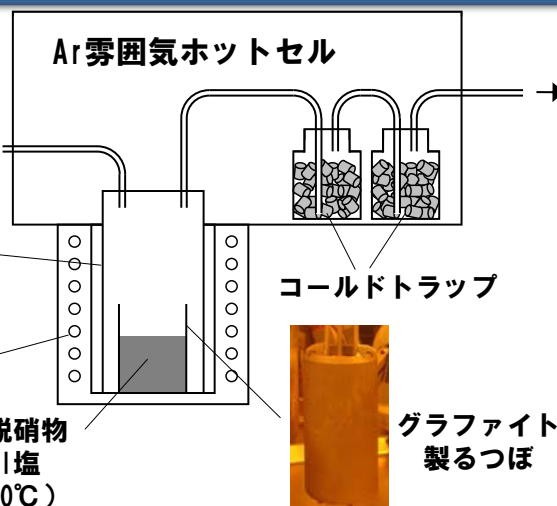


塩素ガスあるいは
Arガスを供給

反応容器

縦型環状
電気炉

高レベル廃液脱硝物
およびLiCl-KCl塩
(塩化温度: 650℃)



グラファイト
製るつぼ

塩素化概念図



塩素化中の試験装置



塩素化試験後の回収塩断面

結果:

- ・U、TRU、Tc、希土類FP、アルカリ土類FP、アルカリ金属FPはほぼ全量回収塩中に残留
- ・模擬FP元素を用いた試験同様に、Mo、Zr等が揮発成分として観測

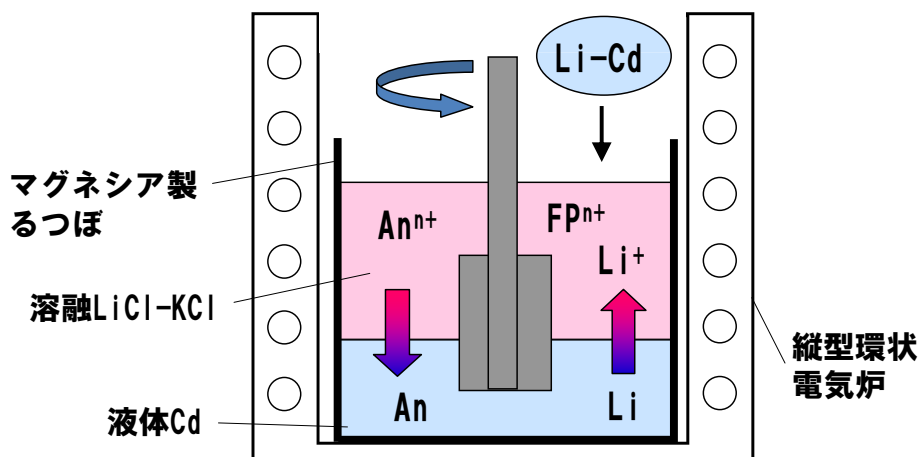
高レベル廃液からのTRUの分離 －脱硝・塩素化時のマテリアルバランス－

元素/元素群	脱硝時に揮発	塩素化時に揮発	塩素化回収物中に残留	合計
U	0.0%	0.0%	113%	113%
Np	0.0%	0.0%	109%	109%
Pu	0.0%	0.0%	99%	99%
Am	0.0%	0.0%	113%	113%
Cm	0.0%	0.0%	105%	105%
Tc	0.0%	0.6%	82%	82%
希土類FP	0.0%	0.1%	101%	101%
アルカリ土類FP	0.0%	1.9%	106%	108%
遷移金属FP (Tcを除く)	0.0%	20.4%	23.7%	44%
貴金属FP	0.1%	0.0%	128%	128%
その他のFP (Cdを除く)	0.0%	6.9%	15.2%	22%

11

高レベル廃液からのTRUの分離 － TRUの抽出分離(還元抽出) －

- 塩素化後に回収した塩を金属Cdと共にマグネシア製るつぼに装荷(反応温度: 500°C)
- 浴中を攪拌しつつ、Cd-Li合金を逐次添加し、塩相中の元素を還元してCd相に抽出



還元抽出模式図



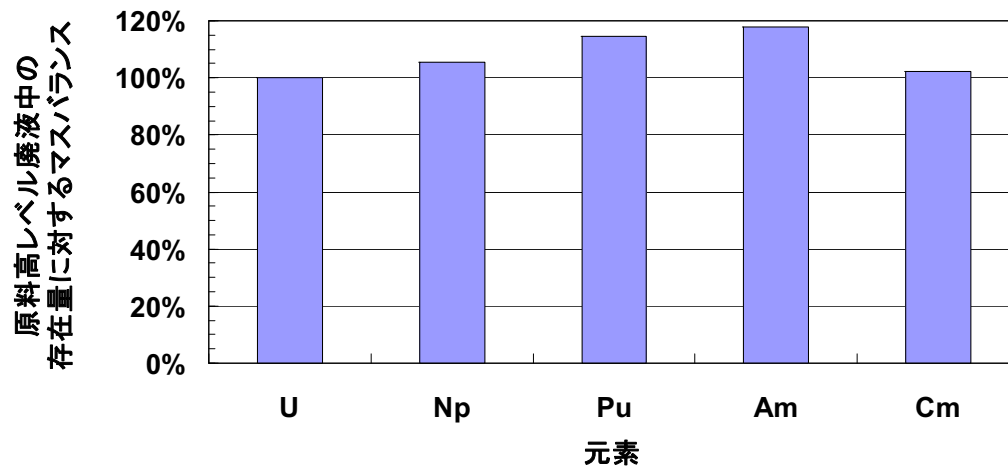
マグネシア製るつぼ
(内直径: 40mm、深さ: 76mm)

12

高レベル廃液からのTRUの分離 —還元抽出開始直後のマテリアルバランス—

各アクチニド元素のマテリアルバランス

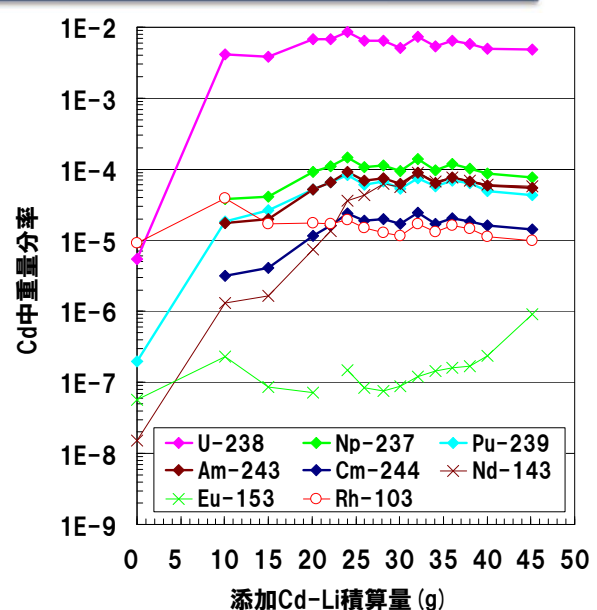
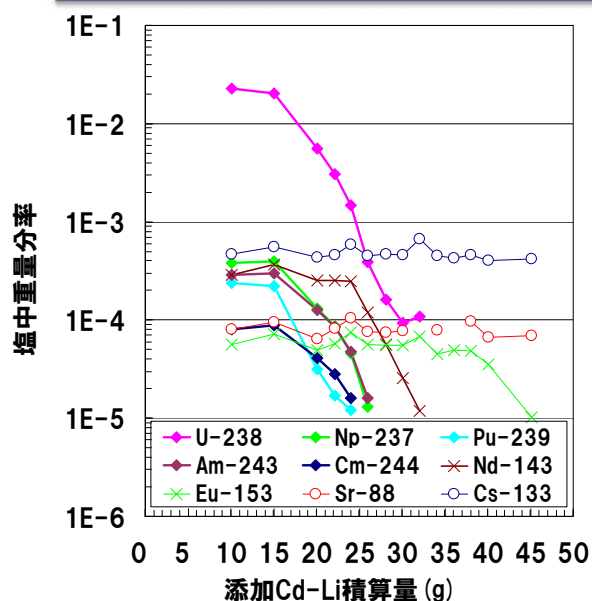
(塩相、Cd相中の存在量の和)



還元抽出試験開始直後のアクチニド元素のマテリアルバランス

13

高レベル廃液からのTRUの分離 — TRUの抽出分離(還元抽出) —

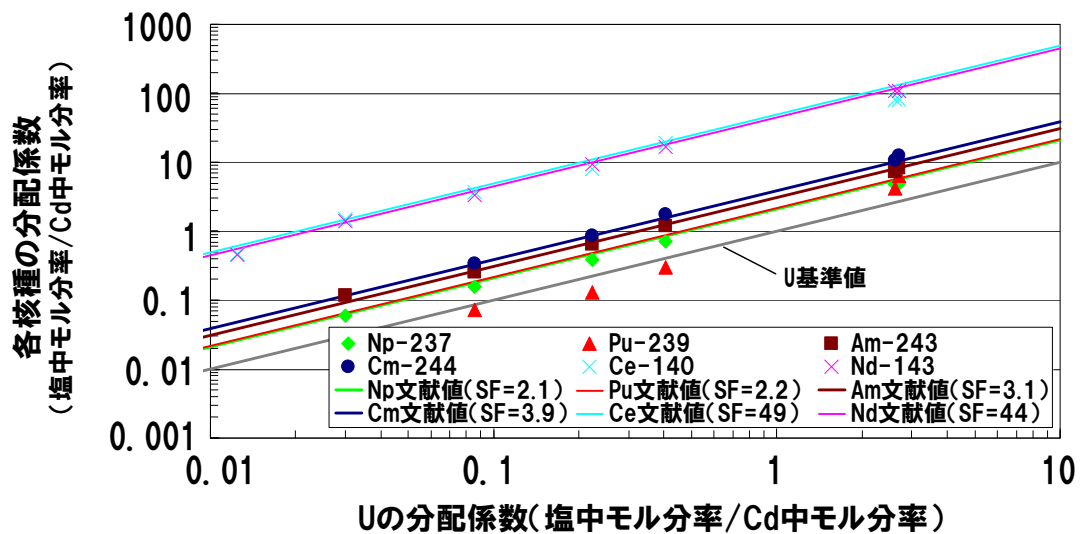


- 塩相中の元素は、アクチニド→3価の希土類FP→2価の希土類FPの順で還元され、Cd相に抽出
- アクチニド元素は塩相には残留せず、全量をCd相中に回収

溶融塩中ならびにCd中の元素濃度変化

14

高レベル廃液からのTRUの分離 － TRUの抽出分離(還元抽出) －



- ・Pu以外のTRU、希土類FPの分離係数は文献値とほぼ一致
⇒U、TRUと希土類FPはこれまでの知見通り分離できる

元素:MのUに対する分離係数(SF) =
$$\frac{Mの塩相中モル分率/Cd相中モル分率}{Uの塩相中モル分率/Cd相中モル分率}$$

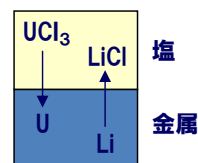
溶融塩/Cd系中での分離係数

還元抽出技術の開発 ー前回C&Rまでの成果ー

【還元抽出技術】

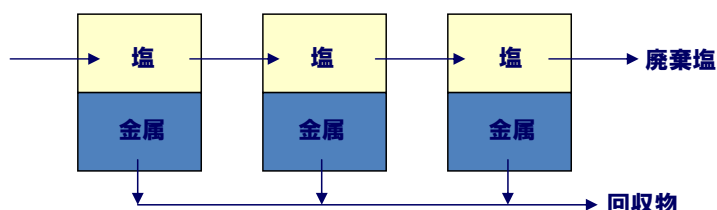
<基礎試験>

静置系での還元抽出試験により、希土類元素、アクチニド元素の分配係数を測定し、分離係数(相互の分配係数の関係)を明らかにした。



<分離実証>

TRUを用いた多回抽出(バッチ式での多段抽出)試験により、アクチニドの99%以上の回収と、希土類との分離を同時に達成できることを明らかにした。



<プロセス検討>

これらの結果をふまえ、還元抽出を中心とする乾式分離プロセス全体のマスバランス評価を実施した。

LiCl-KCl/Bi系および/Cd系での分離係数(実験値)
Nd基準: 小さいほど金属に抽出されやすい。

	LiCl-KCl/Bi系	/Cd系
U	0.00065	0.016
Np	0.0051	0.045
Pu	0.0076	0.056
Am	0.015	0.067
Ce	0.89	1.1
Pr	0.99	0.93
Nd	1	1
La	2.7	2.9
Gd*)	11	4.0

LiCl-KCl/Bi系(500℃)での5回の多回抽出による各元素の回収結果

	実験値	計算値
U	99.3%	100.0%
Np	99.9	99.99
Pu	99.9	99.99
Am	99.7	99.81
Ce	20.5	18.82
Pr	20.9	17.13
Nd	16.3	16.97
La	6.85	6.735
Gd*)	7.52	1.706

*) ICP-MS分析において、GdはNdOの干渉を受ける。

還元抽出工学化技術の開発 ―単段抽出機の開発―

<目標>

金属燃料の乾式再処理プロセスにおいて、電解精製槽の使用済塩からアクチニドを99.9%以上の高効率で回収でき、かつ遠心抽出器(パイロコンタクター:ANL)に比べて構造が単純で、複雑な運転制御を必要としない撹拌槽式の抽出装置を開発する。

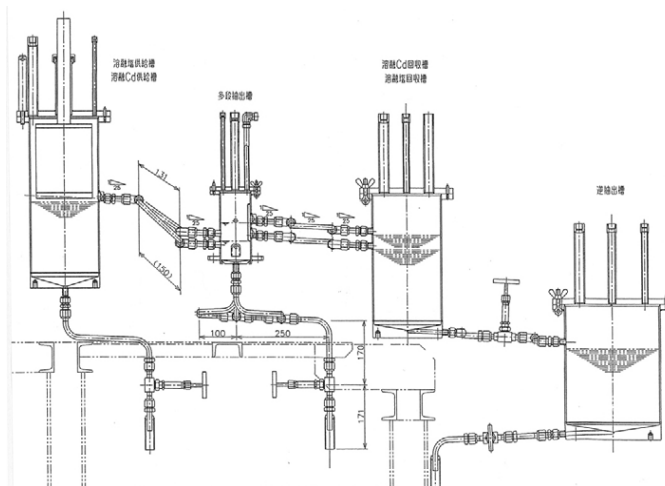
このうち、連続抽出器については、単段および向流3段の装置を製作し、

(1) 一定の低流量で塩およびCdを抽出器に供給でき、(2) 抽出器から塩とCdを完全に分離して回収でき、(3) 高い回収率と分離係数が得られることを明らかにした。



・塩及びCdの装荷量: 各5リットル、
処理量: 各3リットル/2-5時間

→ 現在設計している乾式再処理プラント
での浴塩処理量: 約50リットル/日)



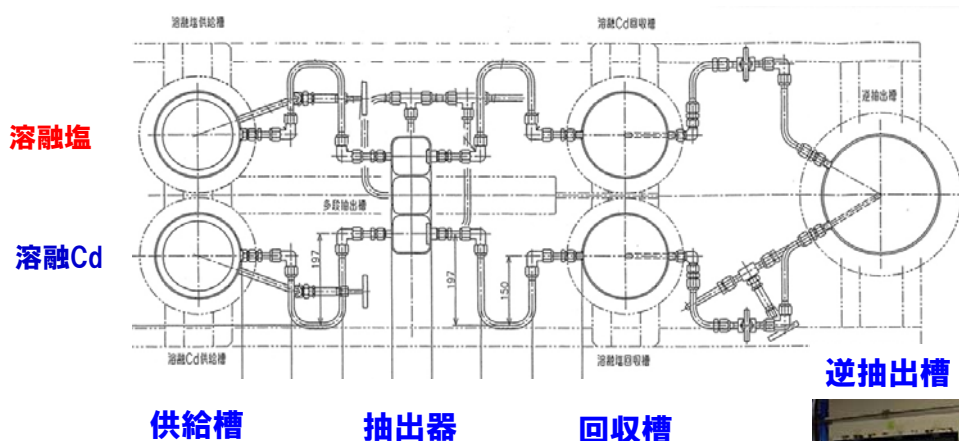
供給槽

抽出器

回収槽

逆抽出槽

還元抽出工学化技術の開発 ―向多段抽出機の開発―



供給槽

抽出器

回収槽

逆抽出槽

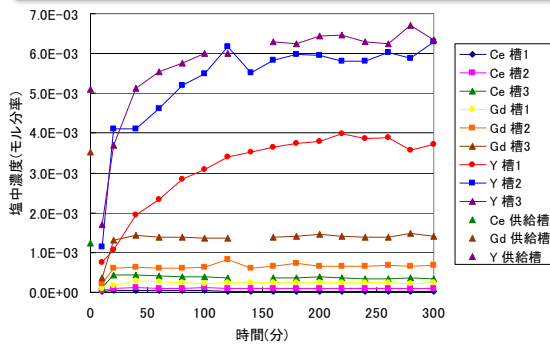
容量: 溶融塩 240ml 溶融Cd 360ml

撹拌: 塩相、界面、Cd相の3段のインペラを1軸で廻す。

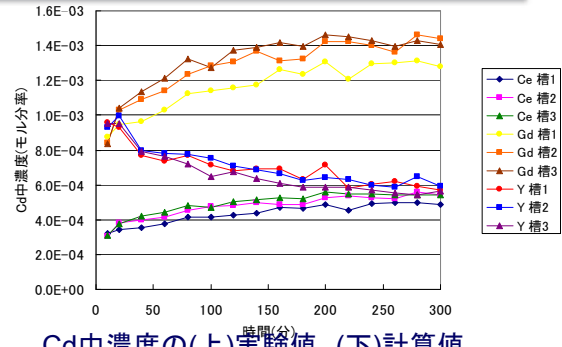
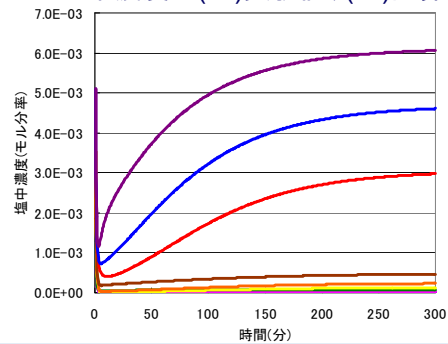
サンプリング: 上部のサンプリング孔よりステンレス管を挿入して吸引採取



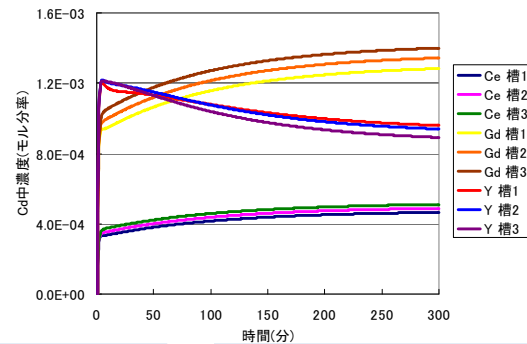
還元抽出工学化技術の開発 ―抽出試験結果と計算値―



塩中濃度の(上)実験値、(下)計算値



Cd中濃度の(上)実験値、(下)計算値



回収率(%)

	Ce	Gd	Y		Ce	Gd	Y
塩中	2.1	6.7	72.7		2.0	6.6	76.4
Cd中	103.5	94.9	26.4	→	98.0	93.4	26.7
合計	105.6	101.6	99.1		100.0	100.0	100.0

(規格化)

Ceに対する分離係数

	実験結果	分配平衡
Gd	0.28	0.27
Y	0.0073	0.0091

まとめ

実高レベル廃液試験

- 化学プロセス確証のため、実高レベル廃液を出発物質として脱硝・塩素化・還元抽出のプロセス連続試験を実施し、全てのTRU元素をほぼ100%液体カドミウム中に回収することができた
- 各工程でのアクチノイド元素、FP元素の挙動は、コールドならびにTRU使用試験の知見(単元素試験、模擬廃液試験)とほぼ一致した
- ―脱硝、塩素化工程での元素揮発挙動
- ―各元素の分配挙動
- ―単段における分離係数

還元抽出工学化技術開発

- 高温のCd、塩を連続的に一定流量で供給しそれぞれを混合することなく、個別に回収できる単段の抽出器を開発した
- 引き続き3段の向流抽出器を開発し、単段抽出器での試験と同様に、運転できることを確認した
- Uの模擬物としたCeについて98%の回収率が得られ、単段での分配平衡を超える分離係数が得られた
- 本研究成果によって還元抽出技術が工学規模で成立することが確認できた

総括(2000年C&R)に対する進捗

総括(分離技術)

- 溶融塩電解法及び分離プロセスと同様の還元抽出法を考えている
 - 再処理の主工程に当たる電解精製技術については国際共同研究を通してプロセスの成立性を確認しており、工学規模の試験段階にあるものの、酸化物の還元技術や塩廃棄物処理技術についてはプロセスの成立性の確認が必要であることから①プロセス構築・成立性実証段階にあると考えられる
- 国際共同研究により実廃液試験を行いTRU分離プロセスの確認を行った
→工学的な適用が可能な向流多段抽出装置を開発した
→塩廃棄物処理についてはプロセスの成立性を確認した(次回以降報告)

技術的課題

- 実際に超ウラン元素や実廃液を用いて、分離プロセス全体を通したプロセス実証試験を進める必要がある。
- 小規模であるがプロセス実証試験を実施した。
- 平成14年度までに超ウラン元素研究所との共同研究などを実施する予定となっている
- 本試験は当初標記年度に予定していたが、18,19年度に実施した
- 今後必要となる工学規模の試験に当たっては、他機関との協力体制が不可欠である。
- 工学装置の開発は実施しているが、ホット試験で実施するには我が国には適切な施設が整備されていないのが現状である
- 当面は、塩化物や活性金属に対する高耐食性材料の開発、溶融塩などの高温の液体の輸送技術の検討、二次廃棄物発生量の評価などが課題である。
- 抽出工程での材料は、鉄性のもので課題はないと考えるが、塩化炉の材料、塩・カドミウムの蒸留工程(乾式再処理)では適切な材料の開発、選定が必要である(セラミックス系ならびに多層構造の材料開発中、次回以降報告)。塩リサイクル技術に関してはゼオライト処理法を開発中である

日本原子力研究開発機構における 分離技術に関する研究開発の現状について

平成20年11月13日

日本原子力研究開発機構

1

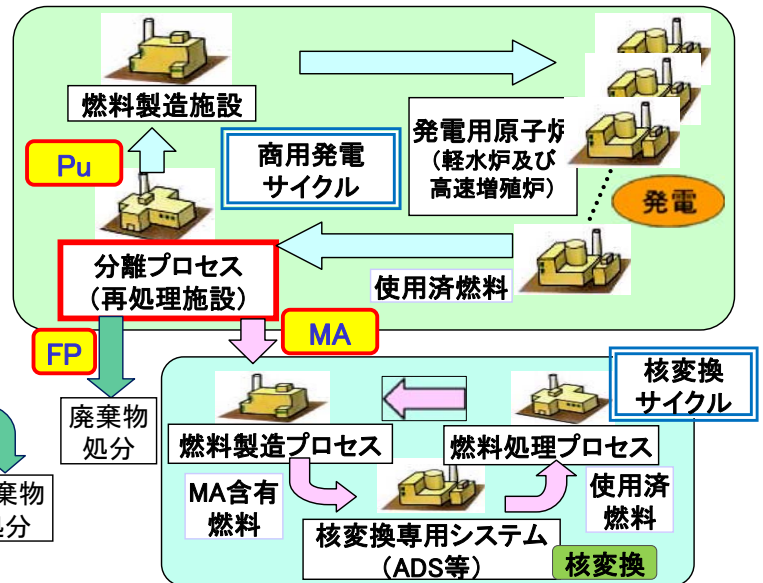


内 容

- (1) はじめに
- (2) 平成12年当時の研究開発状況
- (3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応
- (4) 基礎基盤研究における新分離法開発
- (5) FaCTプロジェクトにおけるMA分離技術開発
- (6) まとめ

2

階層型



- ・旧原研、旧サイクル機構ともに、発電用原子炉の燃料処理・分離プロセスには湿式を採用
- ・二法人統合後は、一体的に分離プロセスの研究開発を推進

3



```

graph TD
    A[溶解] --> B[ヨウ素]
    A --> C[U粗分離]
    C --> D[U]
    C --> E[U-Np-Pu分離]
    E --> F[U, Pu, Np]
    E --> G[Am, Cm+RE分離]
    G --> H[RE以外のFP]
    G --> I[Am, Cm/RE分離]
    I --> J[Am/Cm分離]
    I --> K[RE]
    J --> L[Am]
    J --> M[Cm]
    I --> N[Tc-PGM分離]
    H --> N
    N --> O[Tc]
    N --> P[PGM]
    N --> Q[Sr-Cs分離]
    Q --> R[Sr, Cs]
    Q --> S[他のFP]
  
```

The flowchart illustrates the nuclear fuel cycle process. It begins with '溶解' (Dissolution), which leads to 'ヨウ素' (Iodine) and 'U粗分離' (Uranium rough separation). 'U粗分離' leads to 'U' and 'U-Np-Pu分離' (Uranium-neptunium-plutonium separation). 'U-Np-Pu分離' leads to 'U, Pu, Np' and 'Am, Cm+RE分離' (Americium, Curium, and rare earth elements separation). 'Am, Cm+RE分離' leads to 'RE以外のFP' (FP other than RE) and 'Am, Cm/RE分離' (Americium, Curium, and RE separation). 'Am, Cm/RE分離' leads to 'Am/Cm分離' (Americium/curium separation) and 'RE'. 'Am/Cm分離' leads to 'Am' and 'Cm'. 'Am, Cm/RE分離' also leads to 'Tc-PGM分離' (Technetium-PGM separation). 'RE以外のFP' also leads to 'Tc-PGM分離'. 'Tc-PGM分離' leads to 'Tc', 'PGM', and 'Sr-Cs分離' (Strontium-caesium separation). 'Sr-Cs分離' leads to 'Sr, Cs' and '他のFP' (Other FP).

要素技術の組み合わせで様々な分離
プロセスが構築される

(2) 平成12年当時の研究開発状況

旧JAERIにおける状況 -4群群分離プロセスの開発-

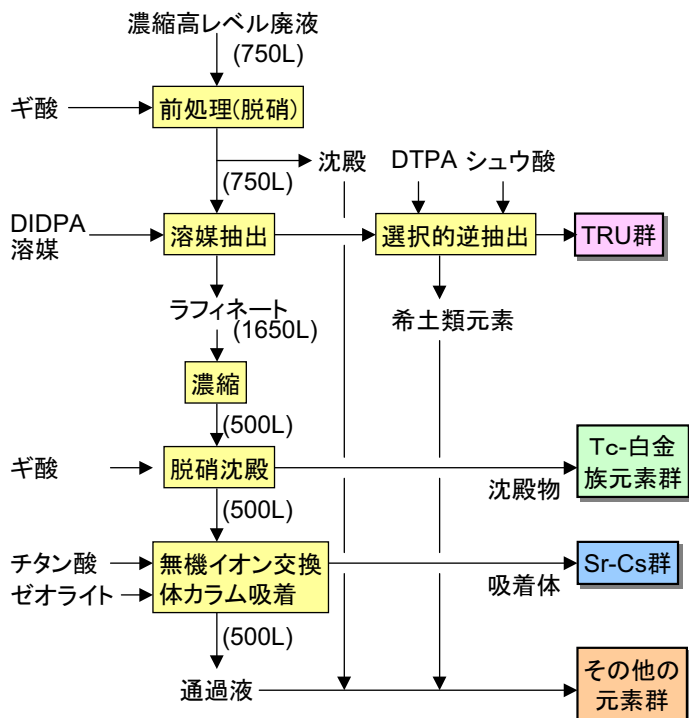


図 4群群分離プロセスのフローシート

カッコ内: 軽水炉使用済燃料(33,000MWd/t) 1tonより発生する高レベル廃液を処理する際の取扱い量(リットル)

- 4群に分離

- ① 超ウラン元素(TRU)群 (Npも対象)→核変換
- ② Tc-白金族元素群→有効利用(備蓄)、Tcは核変換
- ③ Sr-Cs群: 発熱性元素→分離による廃棄物減容
- ④ その他の元素群→高密度固化

- 濃縮高レベル廃液を対象とする

- 再処理(Purex)に影響を与えない

- 前処理: 脱硝法 硝酸濃度を約0.5M、Zrの除去
但し、沈殿が生成

- NUCEF(燃料サイクル安全工学研究施設)のホットセルに、実プラントのおよそ1000分の1の規模の群分離試験装置を整備。これを用いて、模擬高レベル廃液によるコールド試験、少量の実高レベル廃液を用いたホット試験を実施。

- 想定どおりの分離性能が得られることを確認

- 各分離フラクションの組成、プロセス規模、二次廃棄物発生量等を評価

- プロセス規模はPUREX法再処理の30~35%と推定された。

5

(2) 平成12年当時の研究開発状況

旧JNCにおける状況

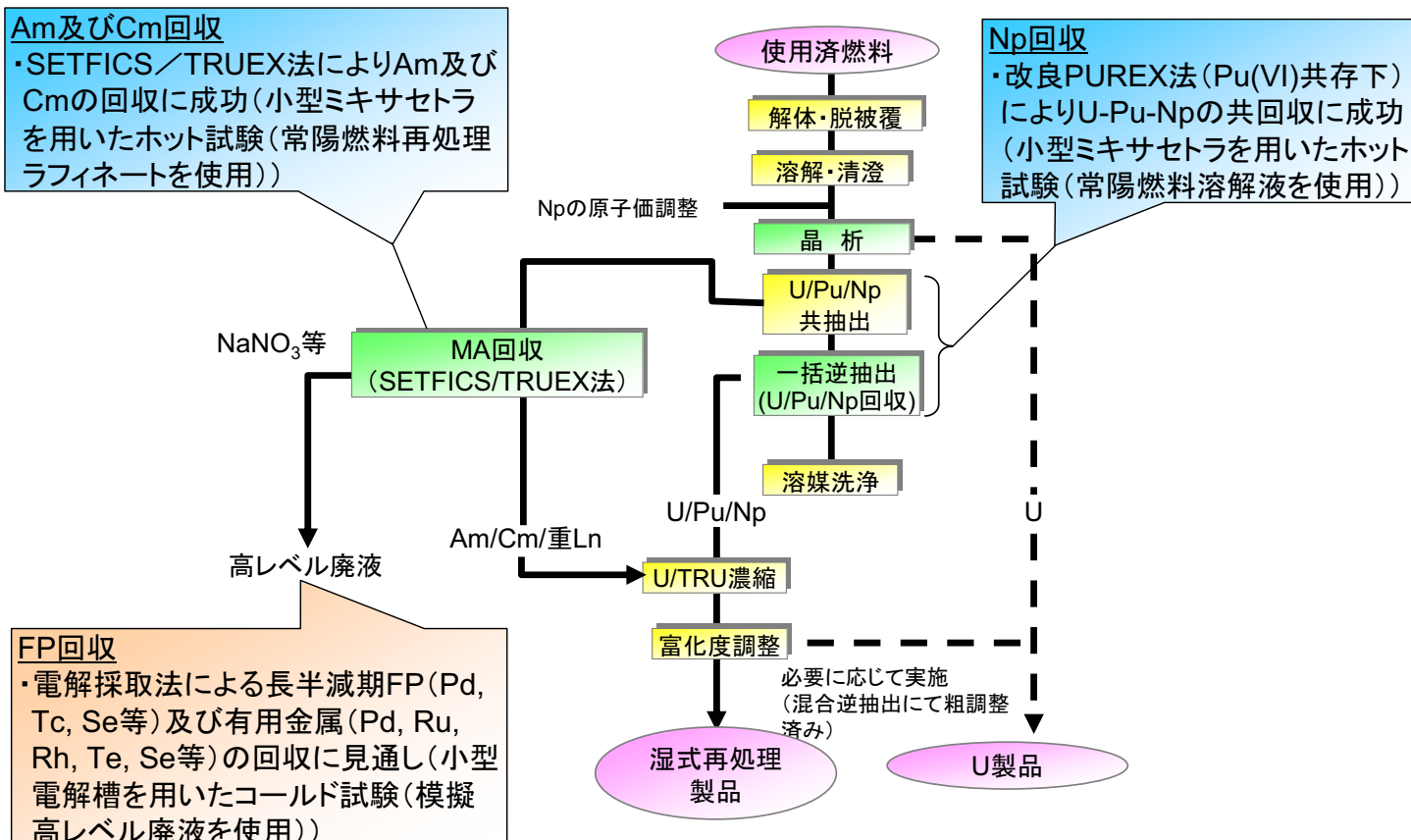


Am及びCm回収

・SETFICS/TRUEX法によりAm及びCmの回収に成功(小型ミキサセトラを用いたホット試験(常陽燃料再処理ラフィネートを使用))

Np回収

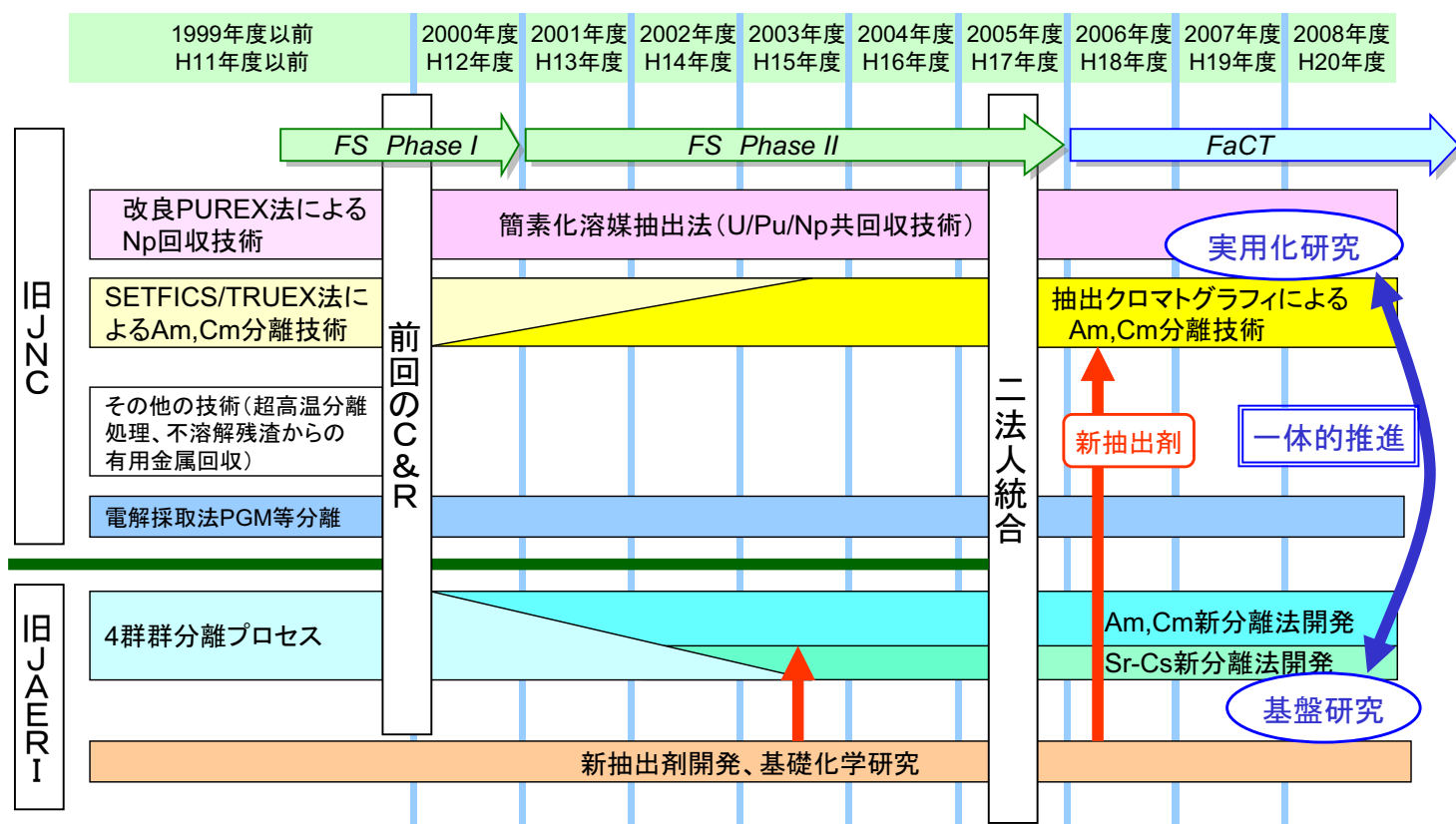
・改良PUREX法(Pu(VI)共存下)によりU-Pu-Npの共回収に成功(小型ミキサセトラを用いたホット試験(常陽燃料溶解液を使用))



6

(3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応

研究開発の経緯



7

(3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応

分離要素技術開発の取り組み



	平成12年頃までの取り組み		現在の取り組み	
	旧JNC	旧JERI (4群群分離プロセス)	実用化研究 (NEXT法)	基礎基盤研究
U粗分離	改良PUREX法	(PUREX法を前提とする)	・晶析法	・沈殿法(ピロリドン誘導体)
U-Np-Pu分離			・TBPIによる共抽出法	・モノアミド抽出法
Am,Cm+RE分離	・TRUEX-SETFICS法 (CMPO抽出)	・DIDPA抽出法	・抽出クロマトグラフィ (抽出剤候補: CMPO, TODGA)	・溶媒抽出法(DGA系抽出剤)
AmCm/RE分離	・SETFICS法 (CMPO抽出)	・DIDPA抽出-DTPA逆抽出法	・抽出クロマトグラフィ (抽出剤候補: R-BTP, HDEHP, TRPEN, CMPO, TODGA)	・溶媒抽出法(高機能フッ素系希釈剤使用)
Am/Cm分離	—	—	—	・イオン交換法(3級ピリジン樹脂—塩酸系)
Sr-Cs分離	—	・無機イオン交換体吸着法(ゼオライト、チタン酸)	—	・イオン交換法(3級ピリジン樹脂—硝酸・エタノール系)
PGM分離	・電解採取法	・脱硝沈殿法 ・活性炭吸着法	—	・新規吸着剤 ・抽出クロマトグラフィ ・ナノ分離剤担持複合吸着剤
				・電解採取法

NEXT法: New Extraction System for TRU Recovery

8

(3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応

旧JAERIにおける指摘事項への対応(4群群分離プロセス)

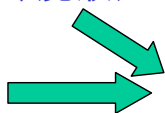


C&Rでの課題	課題への対応
実廃液を用いたプロセス実証試験の実施	濃縮実廃液を用いたプロセス実証試験を実施 主工程一連の試験で元素分離性能の確認 Am, Cm: 抽出率 >99.998%, 逆抽出率 99.98% Np: 抽出率 98.2%, 逆抽出率 >99.93% PGM沈殿率 >99%、Tc沈殿率 96.6%、Sr、Cs除染係数: 10^4 , 10^6 模擬廃液と実廃液とで元素挙動に違いなし。遠隔操作上の問題なし <div>実験室規模では高回収率を実証</div>
マイナーアクチノイド(MA)とREの分離法の開発	DIDPA抽出-DTPA逆抽出法の再評価 新抽出剤による分離法検討
二次廃棄物発生量の低減に向けた技術開発	塩フリー試薬による溶媒洗浄法の検討 リンを含まない抽出剤による分離法の検討
分離後の各群の精製・処理。試薬等の再利用技術	未着手。新しい分離法の研究を優先実施。

プロセスの評価

- ・経済性向上には、DIDPA抽出工程の前処理における沈殿生成の回避が有効と推定
- ・現状のDIDPA-DTPA法では、廃液処理の効率化等に限界

新抽出剤の開発に成功



新分離法の研究を実施

4群群分離プロセスは比較対象とする

9

(3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応

旧JNCにおける指摘事項への対応



C&Rでの課題	課題への対応
Np回収、Am及びCm回収(改良PUREX法及び改良TRUEX法)	
実廃液を用いたプロセス実証試験(遠心抽出器への適合性評価)	実液を用いた小型遠心抽出器による向流抽出試験を実施。基本性能を確認。
より効率のよいMA/Ln分離法の開発	より効率的な分離に向けて抽出クロマトグラフィの開発に着手
プロセス設計のためのシミュレーション技術開発	プロセス条件最適化に向けた計算コードの利用・改良
二次廃棄物の低減化技術開発	ソルトフリー試薬の導入による二次廃棄物低減
FP回収(電解採取法)	
実廃液を用いた試験実施	トレーサーレベルの実溶解液を用いた試験を計画(平成21年度)
メカニズム解明、電解採取条件最適化	模擬廃液を用いた試験によるメカニズム解明及びこれを踏まえた電解採取条件最適化
工学装置検討	—

(4) 基礎基盤研究における新分離法開発

Am,Cm+RE分離ージグリコールアミド(DGA)抽出剤の開発ー



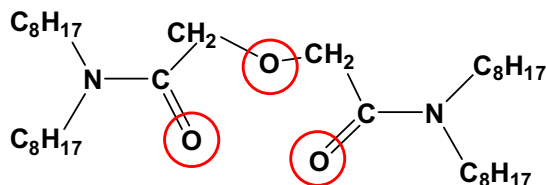
従来のAm,Cm+RE抽出剤の問題点

- ・有機リン化合物(DIDPA, CMPO等)：二次廃棄物発生
- ・酸性抽出剤(DIDPA等)：酸濃度低下が必要、沈殿生成
- ・2座配位抽出剤(CMPO, マロンアミドなど)
抽出能力の不足、逆抽出が非効率的



上記を解決する3座配位抽出剤TODGAを開発

- ・抽出、逆抽出が効率的、ドデカンに易溶
- ・アミド系化合物(CHON原則)：廃棄物低減



TODGA：テトラオクチルジグリコールアミド

→FaCT計画における抽出クロマトグラフィでの利用も検討中

→欧州でもTODGAの利用法を活発に研究開発

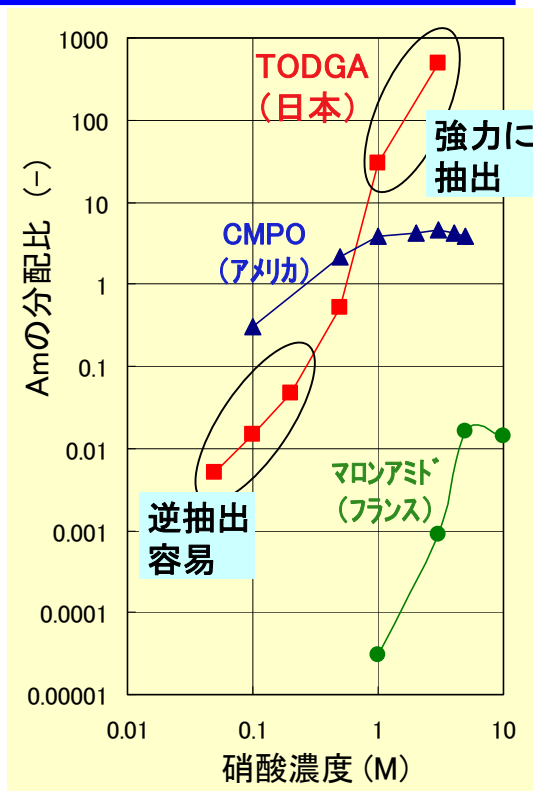


図 有力なAm,Cm+RE分離用抽出剤の比較

11

(4) 基礎基盤研究における新分離法開発

Am,Cm+RE分離ーDGAによる抽出分離プロセスの開発ー

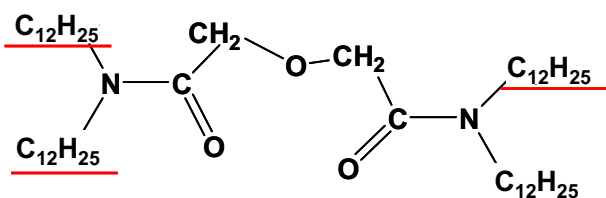


分離プロセス開発の要点のひとつ：

第三相生成を防止した上で、**抽出容量**の拡大



TODGAよりも抽出容量が約5倍の
TDdDGAを開発



TDdDGA：テトラドデシルジグリコールアミド
(ドデシルDGA)

分離プロセスフロー(残留するU, Pu, Npも考慮)

高レベル廃液(硝酸1-2M)

An(III),An(IV)抽出 → FP, U(VI)

An(III)逆抽出 → Am, Cm, RE

An(IV)逆抽出 → Np, Pu

※An(III):Am, Cm An(IV):Np, Pu

- ・バッチ抽出試験で有効性を確認
- ・現在、模擬溶液による連続抽出試験を実施中
回収率、除染係数等を確認する



今後、Am等を用いた試験を実施。プロセス最適化を図る。
さらには、実液による試験が必要

本結果は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した平成19年度「新規抽出剤・吸着剤によるTRU・FP分離の要素技術開発」の成果です。

12

(4) 基礎基盤研究における新分離法開発

Am,Cm/RE分離技術開発

従来のAm,Cm/RE分離法：錯化剤を利用する抽出分離法

水溶液中での錯形成能の違いを利用してREからAm,Cmを分離

例： DIDPA/DTPA (ジエチレントリアミン五酢酸) 4群群分離法 (旧JAERI)
CMPO/DTPA (ジエチレントリアミン五酢酸) SETFICS (旧JNC)
マロンアミド+HDEHP/HEDTA DIAMEX/SANEX (仏CEA)

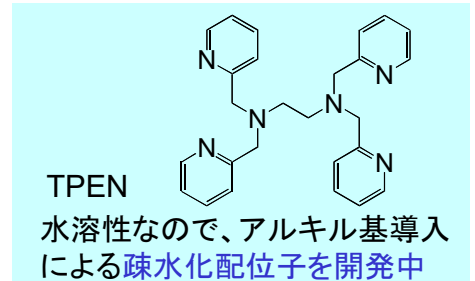
問題点：・元素量の多いREが有機相に残るため、その後処理の負担が大。
・pH領域での錯形成を利用するため、酸溶液での分離は難しい。
・錯化剤、pHを維持するための緩衝液などが二次廃棄物となる。



世界的傾向：ソフトドナー系抽出剤を利用する分離法の研究開発

※ソフトドナー：窒素(N)、イオウ(S)などの配位子 ↔ ハードドナー：酸素(O)
ソフトドナー抽出剤はREよりもAm,Cmと良く結合

- ・Nドナー多座配位抽出剤TPENの研究
- ・オリゴピリジン型配位子、キラリティー制御型配位子、大環状配位子の研究
- ・ハイブリッド型抽出剤ピリジンアミド(PDA)の開発



TPEN: N,N,N',N'-tetra(2-methylpyridyl)ethylenediamine

13

(4) 基礎基盤研究における新分離法開発

Am,Cm/RE分離 —PDA抽出剤の開発—

これまでの窒素ドナー系抽出剤の問題点

- ・配位能力が小さく、Am,Cmの分配比が小さい。
- ・pH領域でしか分離性能が発揮されない。
- ・化学的安定性が低い。



ハイブリッド型抽出剤ピリジンアミド(PDA)

高濃度硝酸でのAm,Cm/RE分離可能、
化学的に安定

5M硝酸での分配比

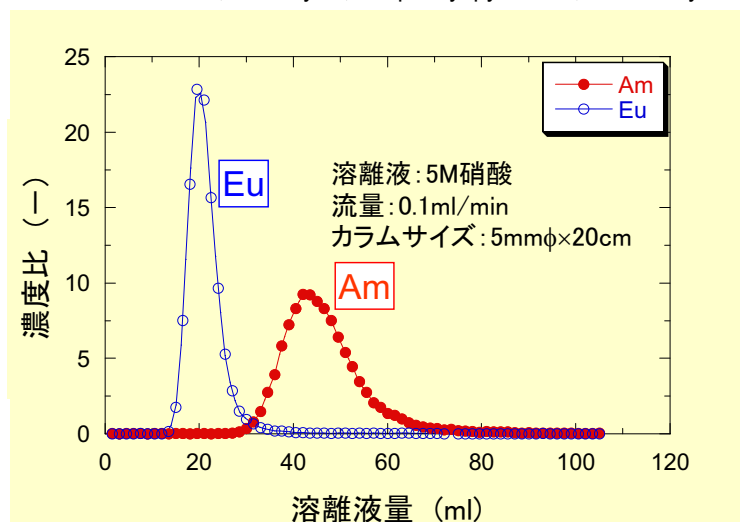
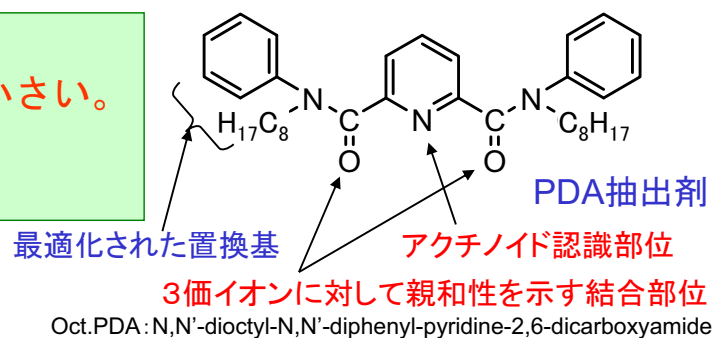
Am: 22.8, Nd: 4.8, Eu: 7.8, Gd: 8.4

分離係数 Am/Nd: 4.8, Am/Gd: 2.7

抽出クロマトグラフィ小規模カラム試験で
AmとEuとの相互分離を確認(5 M硝酸)



スケールアップ検討、実液試験が必要



本結果は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した平成19年度「新規抽出剤・吸着剤によるTRU・FP分離の要素技術開発」の成果です。

14

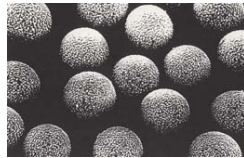
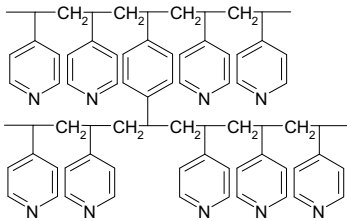
Am/Cm分離 —三級ピリジン樹脂吸着法—

Am/Cm分離の意義

- ・ Cmの発熱・中性子発生が大きく、Cmを分離すればAmの取扱い非常に楽になる。
- ・ Cmで最も存在比の多い同位体は、Cm-244であり、その半減期は18.1年である。
- ・ Cmを分離後、保管すれば、Cm-244はPu-240に崩壊し、このPu-240を核変換する方が格段に効率的である。

→ Cm分離、遅延リサイクル

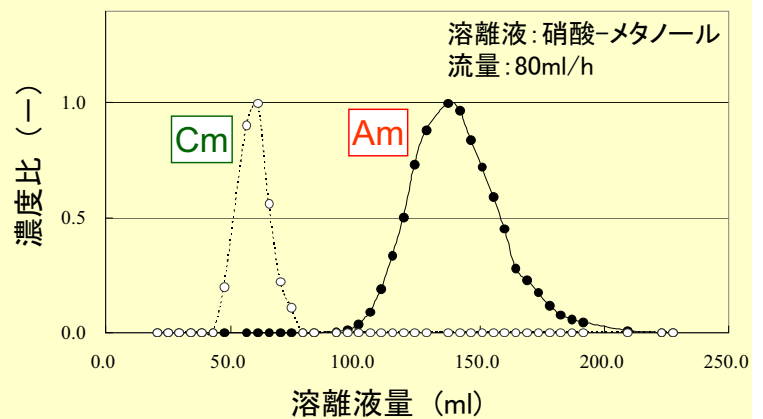
三級ピリジン樹脂吸着分離法



多孔性シリカ
ビーズ表面に
コーティング

- ・ 東工大で開発したソフトなイオン交換樹脂
- ・ 硝酸-アルコール溶液系でAm/Cm分離が可能
- ・ 高燃焼照射済燃料を使用した試験を実施

実液小規模試験で、Cm-Am間の
分離係数として $> 2.2 \times 10^3$ を達成



15

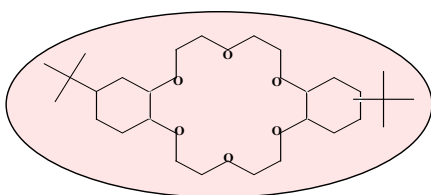
Sr-Cs分離技術開発

これまでのSr-Cs分離技術の問題点

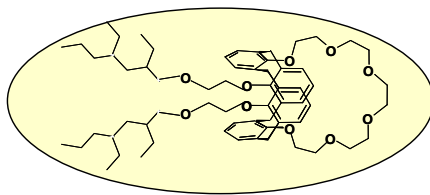
- ・ 無機イオン交換体吸着法：酸濃度低、pH高の溶液で吸着（特にSr）
- ・ 溶媒抽出法：特殊な希釈剤、廃液処理困難



- ・ 高濃度硝酸溶液で使用可能な無機吸着剤の研究
Cs吸着剤では水熱合成酸化物に可能性(左図)。
Sr吸着剤については「酸性」溶液で使用可能まで
- ・ 抽出クロマトグラフィの研究
※希釈剤不要、高純度分離の可能性大
Sr用: クラウンエーテル、Cs用: カリックスクラウン

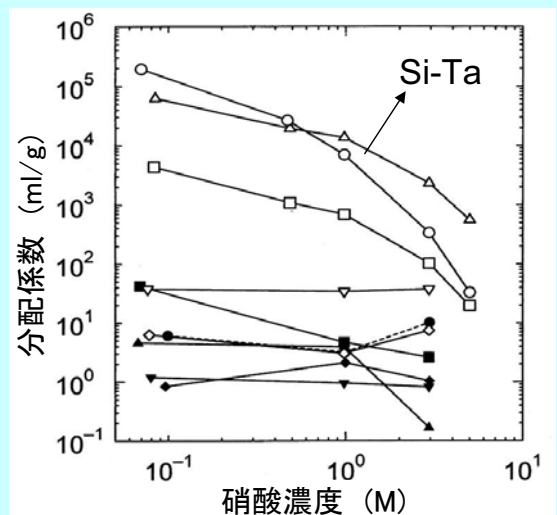


DtBuCH18C6 (Sr吸着剤用)



Calix-crown R14 (Cs吸着剤用)

Cs吸着分配比測定結果 Si-Ta混合酸化物



固化法の検討も必要

16

(4) 基礎基盤研究における新分離法開発

Sr-Csの分離 抽出クロマトグラフィ カラム試験結果



模擬FP+RI(Am, Np, Tc), Puの溶液を用いた
カラム試験を実施。

→プロセス構築の可能性を確認する。

Cs吸着カラム試験

抽出剤：Calix-crown R14

改質剤：1-ヘキサデカノール

Feed：4M硝酸溶液

Sr吸着カラム試験

抽出剤：DtHexCH18C6

改質剤：1-ドデカノール

Feed：2M硝酸溶液

分離プロセス構想

アクチノイド分離後液

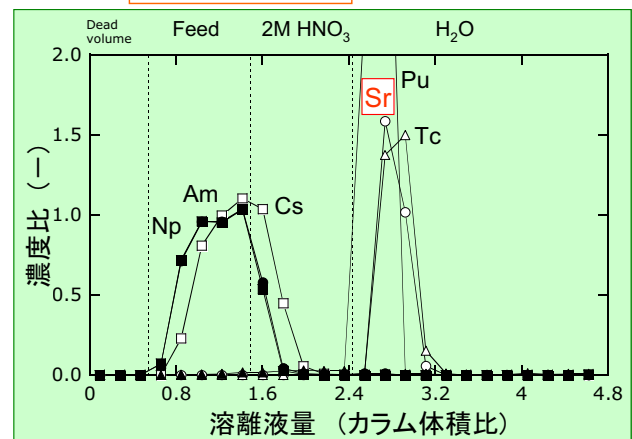
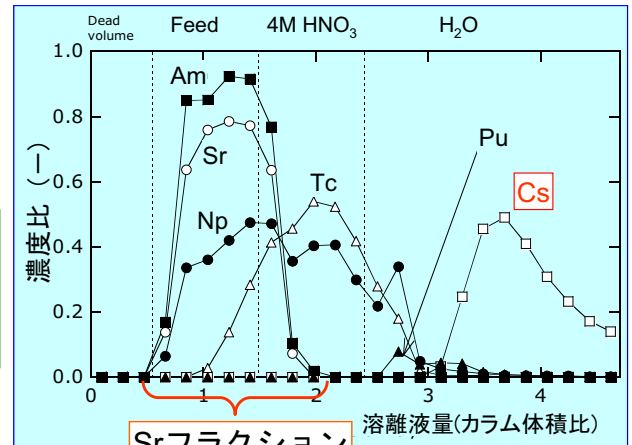
Cs吸着分離 → Cs 高除染分離

Srフラクション → Pu

Sr吸着分離 → Sr 混入する可能性のある元素はTcのみ
(α 核種混入無し)

他のFP, Am

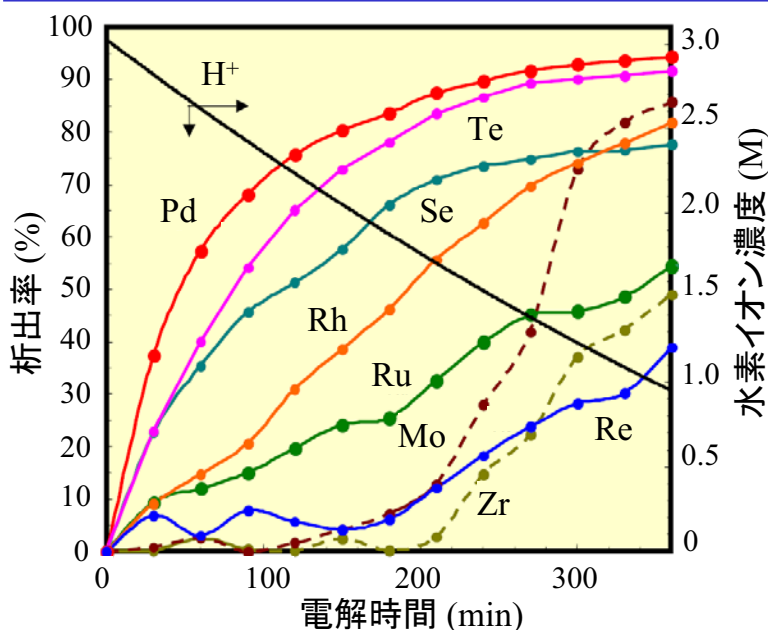
本結果は、特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した平成19年度「新規抽出剤・吸着剤によるTRU・FP分離の要素技術開発」の成果です。



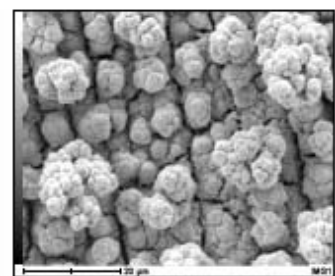
17

(4) 基礎基盤研究における新分離法開発

PGM等の分離（電解採取法）と利用



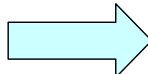
- ・模擬高レベル廃液(2.5M硝酸)からは REDOX 電位列に従って析出するが、 RuNO^+ 、 ReO_4^- 及び TcO_4^- の析出率は 30~50%と低い。
- ・しかし、Pdの添加で回収率向上が可能。
- ・ $\text{H}^+ < 2\text{M}$ で Mo 及び Zr が共沈。回収可能



4種混合析出マイクロ触媒

- ・共存イオン(Pd^{2+} , Rh^{3+})の触媒効果によって Ru, Re, Tc の析出率が飛躍的に向上 (Pd, Rh 添加による回収率向上が可能)
- ・非貴金属触媒の探索、実HLLWへの適用研究を行う(今後)

利用研究
への展開



- ・回収希少金属の電気化学利用
- ・混合析出希少金属の触媒利用(高水素製造触媒活性を確認)
- ・ CO_2 還元触媒としての利用検討(今後)

18

FaCTにおける燃料サイクルシステムの設計要求

・高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT)における設計要求(考え方)

- 安全性(信頼性)、持続可能性、経済性、核不拡散性等を指標
- MA回収及びFP回収については以下を考慮

・MA回収

FBRサイクルからの廃棄物の潜在的有害度を国内外の次世代軽水炉サイクルシステムと比較して大きく低減する

← 回収率として、U:99.9%以上、TRU:99.9%以上

(TRUは、Pu、Np、Am、Cm の総和)

・FP回収

FP(Sr, Cs, Mo, 白金族類)の分離回収によるガラス固化の合理化を行い、高レベル廃棄物の発生量を六ヶ所再処理施設の発生量の1/5とする

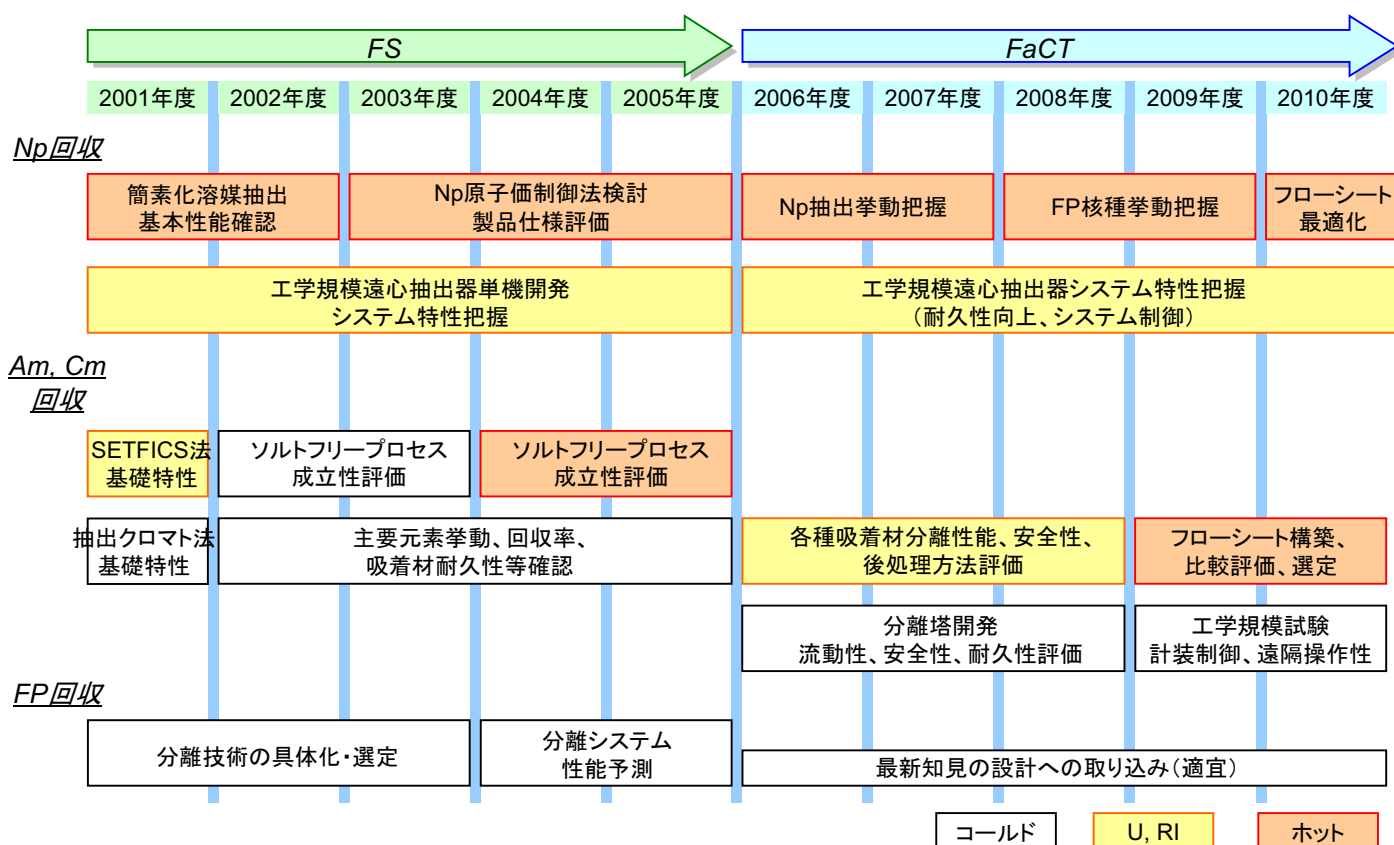
← 目安としての目標値:

発熱FP(Sr, Cs)、Mo、白金族(Ruなど)の回収率:各々90%以上

注:上記の達成を目指した研究開発計画に基づく、要素技術開発の進捗及び設計検討内容の妥当性について、外部委員による評価を予定している

19

FS及びFaCTスケジュール(MA及びFP回収関連)



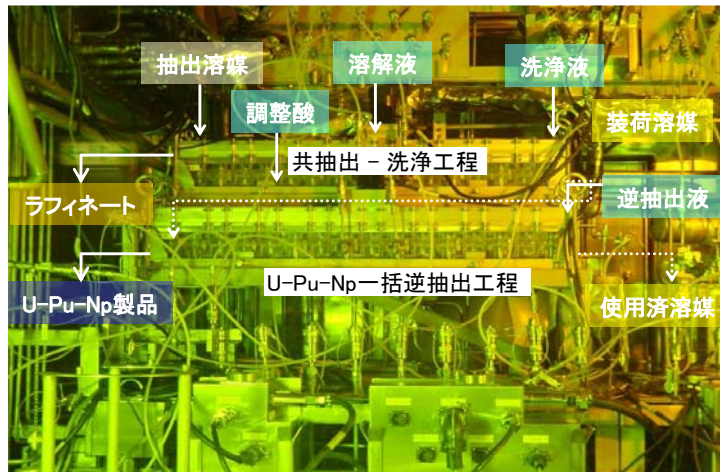
20

Np回収に関する開発状況

U-Pu-Np共回収プロセス開発(簡素化溶媒抽出開発)

➤ U-Pu-Np 共回収条件の検討

- 抽出シミュレーションコードによるフローシート設計
- 小型遠心抽出器を用いたホット試験(常陽燃料溶解液を使用)
 - DF(全 γ): $\sim 10^4$
 - U及びPu回収率: $\sim 99.9\%$
 - Np回収率: $\sim 99\%$ (ラフィネートへの損失率として1%程度)



簡素化溶媒抽出ホット試験

◆抽出シミュレーションコード MIXSET-Xを用いたフローシート設計

- 抽出器内におけるNp原子価の変化(及びその反応速度)を考慮
- 段効率及び温度の影響を考慮

◆小型遠心抽出器を用いた向流抽出ホット試験

- ローター径: 30 mm(外径)
- ローター回転数: 2,500 – 3,500rpm
- 最大流量: 5.5 L/h
- ホールドアップ量: 25 ml/ステージ
- 16ステージ/バンク

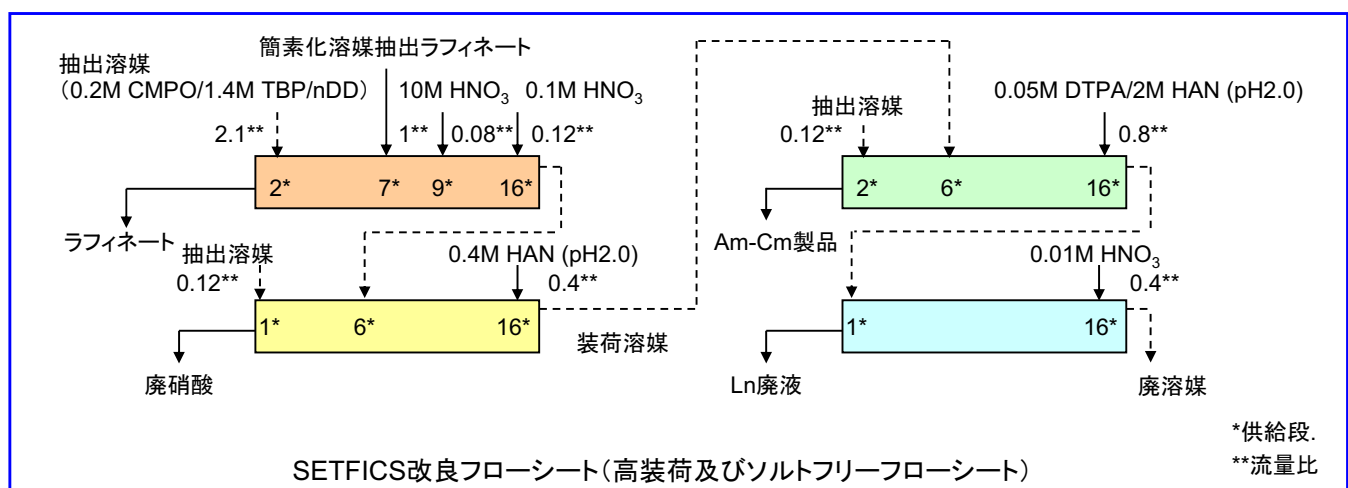
21

Am及びCm回収に関する開発状況

溶媒抽出によるAm-Cm回収プロセス開発

➤ SETFICS(Solvent Extraction for Trivalent f-elements Intra-group Separation in CMPO-complexant System)フローシート条件の改良

- 高金属装荷条件(溶媒組成の変更(TBPの高濃度化))
- ソルトフリー試薬の採用(塩析剤としてHANを使用)
- 小型遠心抽出器を用いたホット試験(常陽燃料再処理ラフィネートを使用)
 - $DF_{Cs} > 3100$, $DF_{Pr} > 10$, $DF_{Nd} \sim 1.8$, $DF_{Sm} \sim 1.9$
 - Am及びCmの損失率 $< 1\%$



22

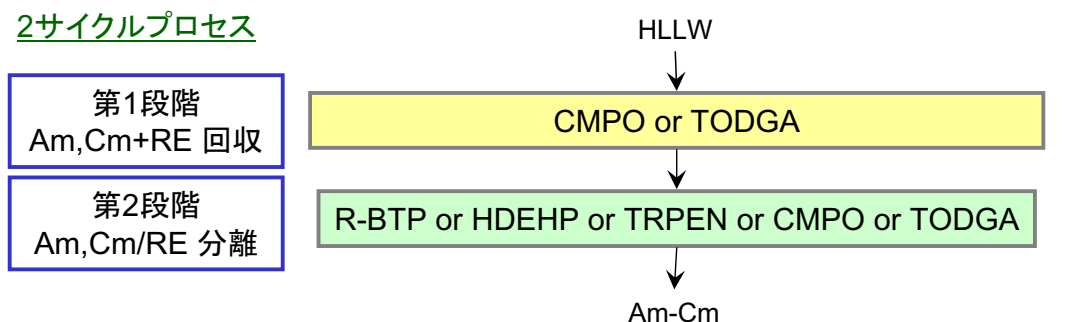
Am及びCm回収に関する開発状況

抽出クロマトグラフィによるAm-Cm回収プロセス開発

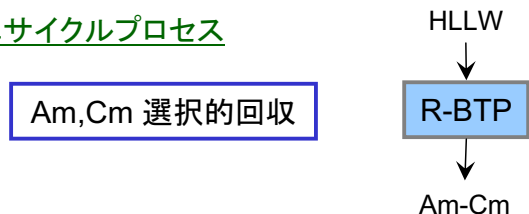
➤ より高性能なAm-Cm回収プロセスの確立に向けた検討

- より効率化(経済性向上)が期待できる抽出クロマトグラフィの適用を検討
- 代表的な抽出剤(CMPO, TODGA, R-BTP, HDEHP, TRPEN)を担持した吸着材を対象とした比較評価
- 分離性能、安全性及び吸着材後処理の観点から総合的に評価・選定

2サイクルプロセス



単サイクルプロセス



比較評価対象とするプロセス構成

23

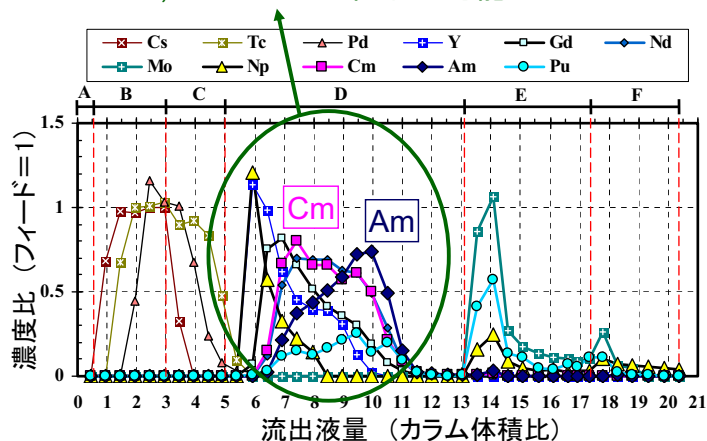
Am及びCm回収に関する開発状況

抽出クロマトグラフィによるAm-Cm回収プロセス開発

➤ 分離性能比較評価

- バッチ試験による基本データ取得
- カラム試験による吸着溶離挙動取得

Am, Cm+REとして回収が可能

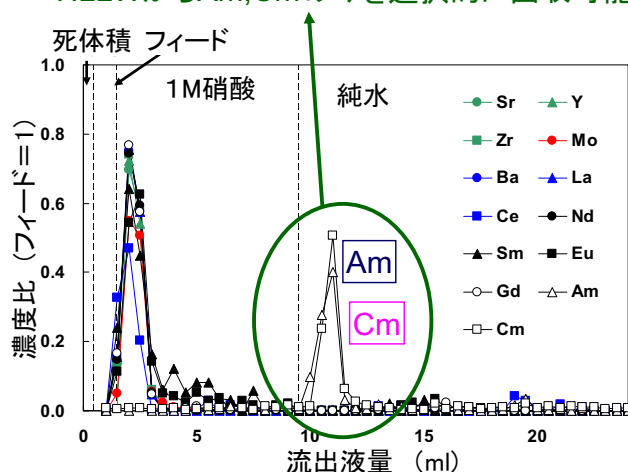


CMPO吸着材カラムによるカラム試験(RI試験)の結果

カラム: ϕ 10mm \times h150mm、温度: 50°C、流速: 1ml/min
 A: 死体積 B: フィード液(約25ml)、C: 4.76M硝酸、D: 純水、
 E: 0.5Mシュウ酸、F: 0.1M炭酸ナトリウム

本結果は、旧電源開発促進対策特別会計に基づく文部科学省からの受託事業として、日本原子力研究開発機構が実施した平成19年度「抽出クロマトグラフィ法によるMA回収技術の開発」の成果です。

HLLWからAm, Cmのみを選択的に回収可能



R-BTP (iHex-BTP) 吸着材カラムによるカラム試験 (ホット試験) の結果

カラム: 分析用微小カラム(BV: 2cm³)、流量: 約0.1ml/min
 供給液組成: ふげんUO₂燃料再処理廃液(ラフィネート)の硝酸濃度を1Mに調製

24

Am及びCm回収に関する開発状況

- 抽出クロマトグラフィによるAm-Cm回収プロセス開発
 - MA回収フローシート構築
 - ←各吸着材を用いたMA回収用フローシートの構築・比較評価
 - ←取得・蓄積したデータを基に総合的に評価し、最適なMA回収フローシートを選定
- 抽出クロマトグラフィによるAm-Cm回収機器開発
 - 分離塔開発
 - 流動性(固体・液体・気体)、安全性(火爆・閉塞)、耐久性(分離性能等変化)評価
 - 工学規模試験
 - ←計装制御(火爆・閉塞対策等)、遠隔操作性(吸着材充てん・拔出等)評価

プロセス開発における総合評価の項目(案)

分類	評価項目	評価すべき量
分離性能I(吸着材)	吸着・溶離特性	分配係数
	飽和吸着容量	飽和吸着容量
	溶出特性	溶出液量
安全性	耐酸性	飽和吸着容量、分配係数等
	耐放射線性(γ線)	飽和吸着容量、分配係数等
	耐熱性	分解開始温度、反応熱等
使用済吸着材処理	回収特性	回収率
分離性能II(フローシート)	回収率	Am及びCm回収率
	除染係数	FP等の除染係数
	溶液種類・量	用いる化合物の種類、プロセス流体量等

* 評点は合計100点とする。分離性能I(吸着材)、安全性、使用済吸着材処理は、複数の抽出剤を用いる場合には、低い点数を持って合計を算出する。

25

(6) まとめ

今後の取り組み

FaCT計画におけるC&R

【2010年度末】

☆採用する各革新技术の決定

Np回収: 簡素化溶媒抽出法

Am及びCm回収: 抽出クロマトグラフィ

【2015年度末】

☆実証燃料サイクル施設(再処理+燃料製造)の概念設計

☆実用燃料サイクル施設(再処理+燃料製造)の概念設計

☆実用化までの研究開発計画の提示

MA分離プロセスの成立性検討
(処理能力、回収率、除染係数
工学的安定性、安全性、装置)

代替技術の検討
抽出剤等の基盤研究
FP分離の基礎的検討
周辺技術の開発

実証施設で採用するMA分離プロセスの決定
(FP分離プロセス付加の検討)

さらにその先を想定すれば

【2030年度頃】

MA分離を含むパイロットプラント: 実証燃料サイクル施設

生ずる課題を解決するための検討(工学的、基盤的)

【2050年度頃】

MA分離を含む商用プラント: 実用燃料サイクル施設

実用施設的设计

26

補足資料、参考資料

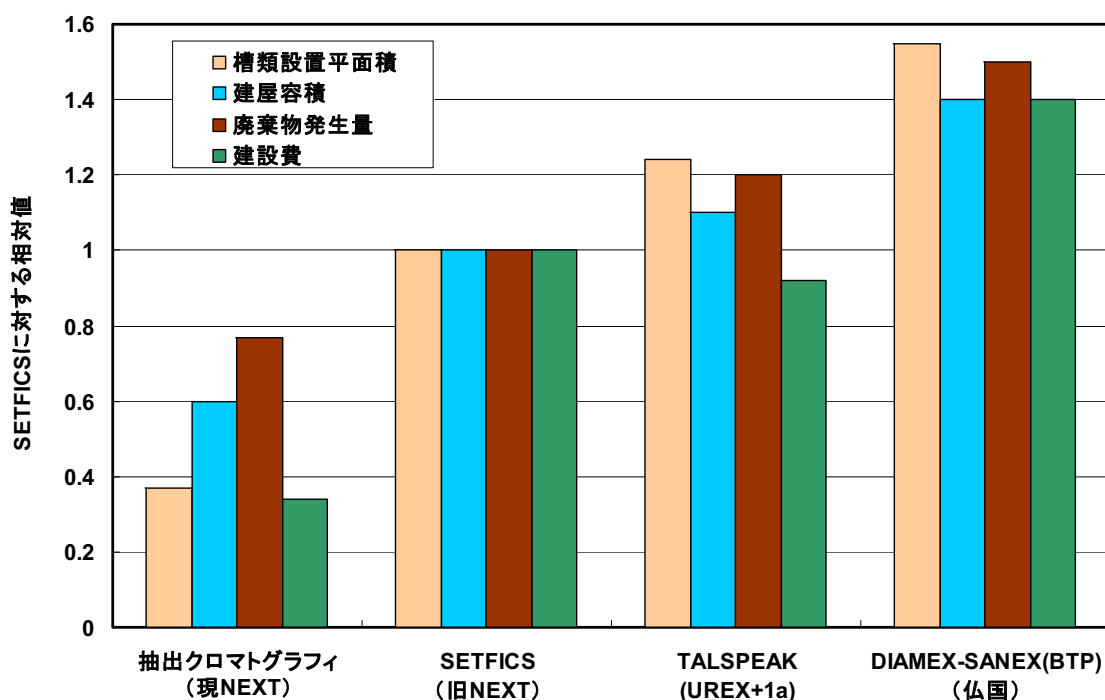
27

NEXT法Am-Cm回収における抽出クロマトグラフィの選択



- 溶媒抽出によるAm-Cm回収プロセス開発

➤ より効率化(経済性向上)が期待できる抽出クロマトグラフィの適用を検討



200tHM/y再処理プラントにおける高レベル廃液処理量での比較

28

2006 2010 2015頃
H22 H27頃

高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCTプロジェクト)

期待する成果

- 採用する各革新技術の決定
 - ✓ 簡素化溶媒抽出法 (U-Pu-Np共回収)
 - ✓ 抽出クロマトグラフィ (Am及びCm回収)

期待する成果

- 実証燃料サイクル施設の概念設計
- 実用燃料サイクル施設の概念設計
- 実用化までの研究開発計画の提示

- 長期的課題 (基礎的な研究開発)
 - ✓ FP回収

- 長期的課題 (基礎的な研究開発)
 - ✓ FP回収

チェック&レビュー^{*1}

*1 クライテリア (成果目標) は以下のとおり

- U-Pu-Np共回収: 最適一括回収プロセス条件の確立
 所定の処理能力、安定運転、耐久性について遠心抽出器の成立性を提示
- Am及びCm回収: 所定の処理能力、回収率、除染係数が達成できるフローシートの提示
 装置安全性、所定の処理能力、安定運転成立性の提示

チェック&レビュー^{*2}

*2 クライテリア (成果目標) は以下のとおり

- U-Pu-Np共回収: ホット工学試験が開始できること
 Am及びCm回収: ホット工学試験が開始できること

29

溶媒抽出法と抽出クロマトグラフィ

溶媒抽出法: 抽出剤を含有する有機相と硝酸溶液等の水相との間の分配平衡が元素により異なることを利用する分離法。

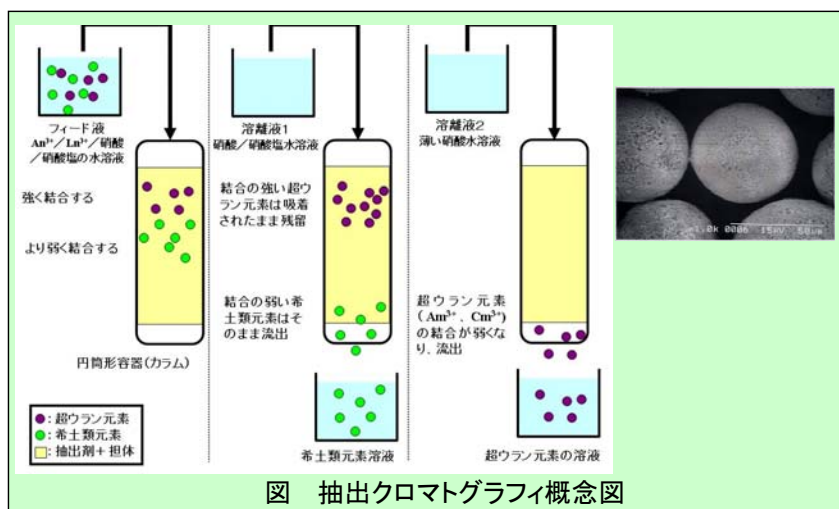
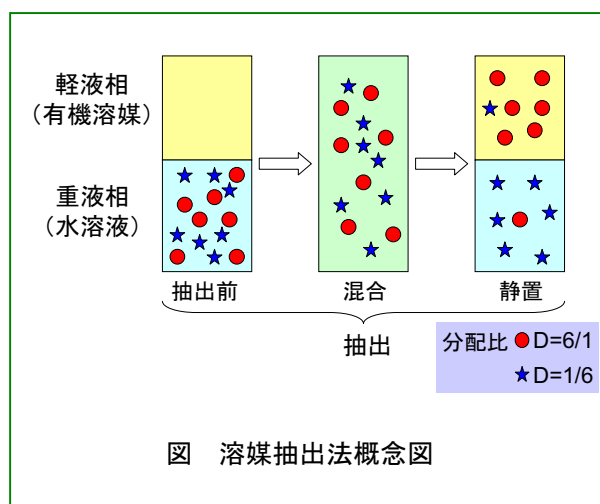
利点: 連続多量処理が容易。高い回収率と高い分離度。工業的な経験が豊富。

課題: 取扱液量増大、装置規模拡大の可能性。希釈剤の選択。第三相生成防止。

抽出クロマトグラフィ: 抽出剤を適当な単体に保持し、固液間抽出で分離。

利点: 希釈剤不要。特に高い分離度。装置がコンパクト (抽出剤の高密度充填)

課題: 原子力界での工業的な経験が少ない。遠隔操作、保守性。溶離液量増大の可能性。



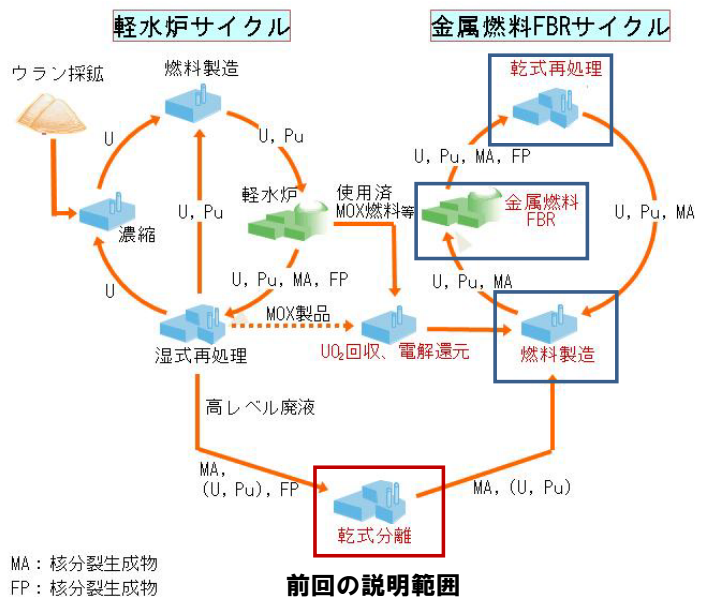
30



平成20年12月12日
(財)電力中央研究所

TRUの分離と金属燃料サイクル

- 湿式再処理から発生する高レベル廃液から乾式法によりウラン(U)、超ウラン元素(TRU)を分離(分離技術-1)
- U、TRUは燃料製造工程に供給して、金属燃料とする。
- 金属燃料高速炉で燃焼させる
- 使用済み燃料は乾式再処理で処理して、その製品は再び燃料製造工程に供給する(分離技術-2)
- 軽水炉サイクルで発生するTRUを金属燃料サイクルに閉じ込める



前回の説明範囲

今回の説明範囲

今後の研究開発の進め方

(分離変換に関する研究開発の現状と今後の進め方(原子力委員会バックエンド対策専門部会報告書より))

第5章：今後の研究開発の進め方

(1)分離変換技術と核燃料サイクル

- ・ 分離変換技術は、核燃料サイクルと不可分である。核燃料サイクルの検討にあたっては、**サイクルのどの部分にどのような分離変換機能を持たせることが核燃料サイクルとして最適か**の視点の検討が望まれる
- ・ 核燃料サイクルの検討の場に対し、**核燃料サイクルへの分離変換技術システムの導入シナリオを示すとともに、そのためのシステムを設計し、必要な要素技術を確認すること**である。
- ・ これまでの研究開発は、プロセスやシステムの設計に必要な基礎データを取得するための基礎研究が中心であり、**本技術の経済性を高い信頼性をもって評価できる段階にない**。
- ・ 今後、将来の核燃料サイクルにおいて具体的な位置づけがおこなわれるよう、**システムの全体構成について研究開発**を行うべきである。
- ・ その際、**技術の実現可能性や経済性**をはじめ、**研究開発の実施体制及び要因、資金、施設などの観点からフィージビリティスタディ**の実施が重要である。

(2)システム設計研究と要素技術開発

- ・ 省略



今後の研究開発の進め方 (2)

(分離変換に関する研究開発の現状と今後の進め方(原子力委員会バックエンド対策専門部会報告書より))

第5章：今後の研究開発の進め方(続き)

(3)当面の進め方

- ・ 我が国で研究開発が進められている**発電用高速炉利用型と階層型**とは、それぞれに特徴があり、核燃料サイクルのオプションに多様性を与えるものであることから、**当面は双方の技術開発を進める**ことが適当である。
- ・ 目標は、実現性のある核燃料サイクルへの**分離変換技術システムの導入シナリオを検討し、必要な技術を確認**することにある。
- ・ 今後は、システム設計や分離変換技術の**導入シナリオの検討**を進める。そのシナリオに従って、**一連のプロセスが成立することを実証するための基礎試験を進めるとともに、成立性の実証されたシステムについて安全性等に関するデータを取得するための工学試験を実施**する

(4)実施体制

- ・ コンセプト、炉系、システム等に違いはあっても、本技術に係る研究開発は共通課題が多く、3機関には研究開発成果の蓄積があることから、**3機関は協力を一層進め**、共通課題の解決に当たるべきである
- ・ 国内機関とも協力して**既存の研究施設を活用**するなど効率的に研究開発を進めること
- ・ 本技術に係る様々な研究開発について国際協力を進める動きがあることから、これらの枠組みに積極的に参加するとともに、**海外の研究施設を利用するなどして、効率的に研究開発を進めるべき**



前回(2000年)のC&Rから大きく進展した課題 —燃料製造、核変換、燃料処理—

- ①燃料製造:前回C&R時点で終了
- ②核変換:MA含有燃料の照射、照射後試験(進行中)
- ③乾式再処理:化学プロセス確認試験、要素技術の工学装置開発
- ④活性金属等に対する耐食材料の開発、高温の融体の輸送技術開発



今回の報告事項

燃料製造

- MA含有合金の特性
- MA含有燃料の製造

核変換

- MA含有燃料の照射
- MA含有合金燃料の照射後試験

燃料処理(核変換サイクル)

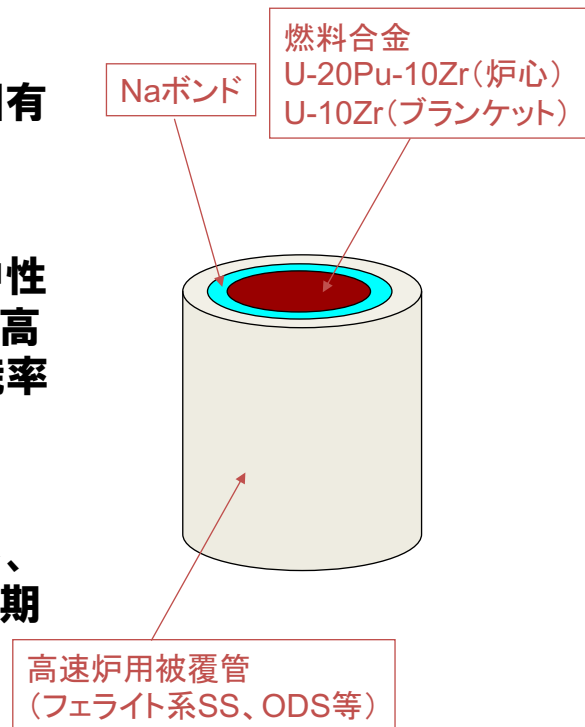
- 乾式再処理
 - 化学プロセスの開発
 - Puを用いた試験、実燃料によるホット試験
 - 工学化技術開発
 - 融体移送技術
- 使用済み塩処理
 - ゼオライトカラムによる塩の精製
 - ゼオライト → ソーダライト固化
- 高温耐食材料の開発

まとめ



金属燃料FBRの特徴

- 高い熱伝導性に起因する高い固有安全性
- 高い中性子エネルギー、高い中性子束のため酸化物燃料に比べて高いマイナーアクチニド(MA)燃焼率(変換率)
- 乾式再処理と射出成型に整合し、経済的な燃料サイクルの実現が期待できる



燃料製造

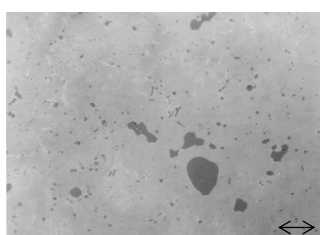
燃料製造

- **MA(Np, Am, Cm) 金属の製造**
 - NpO₂, Am₂O₃, CmO₂からの還元
 - 燃料合金とMAならびに希土類混合溶解
- **MA含有合金(U-Pu-Zr-MA) の特性**
 - 金属組織中でのAm, Cm, 希土類元素の分布
 - 熱伝導度
 - 熱膨張率
 - 照射条件を模擬した温度勾配下でのMA元素の再分布挙動
 - 照射温度条件模擬下でのMA元素のNaへの溶解挙動
 - 燃料合金とステンレス被覆材との化学的相互作用
- **MA含有燃料の製造**
 - U-Pu-Zr
 - U-Pu-Zr-MA-RE (RE:希土類元素)
 - U-Pu-Zr-MA

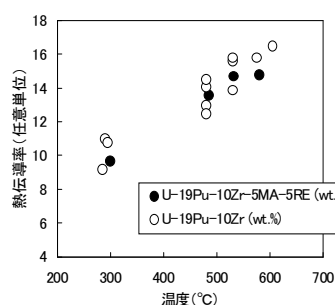


MAならびに希土類元素を添加した根拠とその合金の物性研究

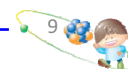
1. 軽水炉燃料再処理の高レベル廃液 (FP濃度高、MA濃度低) からMAを回収する
⇒ 実験結果から、**回収MAには同程度あるいはそれ以下の重量の希土類元素FP (RE) が随伴**すると判断
2. 回収したMAは、高速炉用の金属燃料 (ウラン-プルトニウム-ジルコニウム; U-Pu-Zr) に添加する
⇒ **MAは、ウラン (U)、プルトニウム (Pu) とともに高速炉でリサイクル**し、廃棄物としない
3. 燃料合金の物性研究 <EU超ウラン元素研 (ITU) との共同研究で実施>
 - ・高レベル廃液からの回収組成を模擬したMA、RE試料を作って用いた
 - ・**U-Pu-Zr-MA合金: アーク溶解で均一な合金が得られる** (MA添加割合25%まで確認)
 - ・**U-Pu-Zr-MA-RE合金: 添加量2%程度まで均一に溶解、5%でも均質な合金が製造可能**
熱伝導や弾性などの特性はU-Pu-Zrとほぼ同様
 ⇒ **U-Pu-Zr-MA-RE合金を、燃料として使用できると判断**



2%のMAと2%のREを装荷したU-Pu-Zr燃料合金の金相写真
100 μm

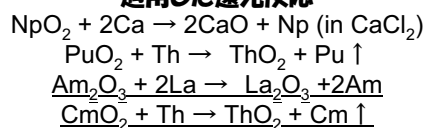


U-19Pu-10Zr-5MA-5RE (wt.%) 合金と U-19Pu-10Zr 合金の熱伝導率の比較



アメリシウム (Am)、キュリウム (Cm) 金属の製造

適用した還元反応



MA酸化物の金属への還元装置

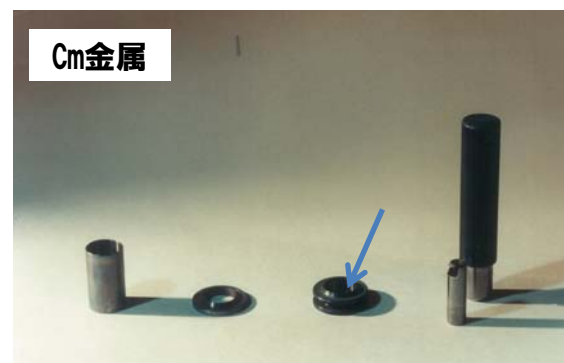
還元セル

ヒーター

電極



Am金属

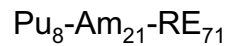


Cm金属

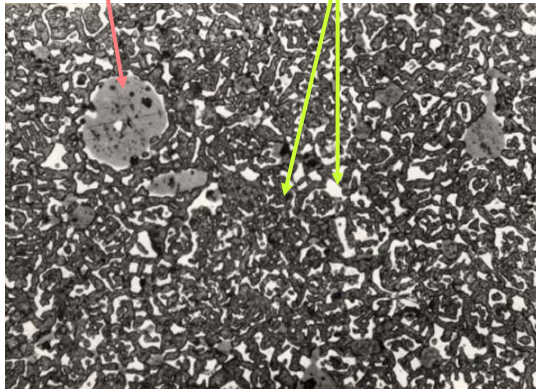
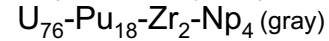
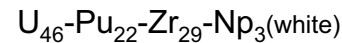


MA含有合金の金属組織

(析出物)

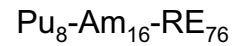


(2組成の母相)

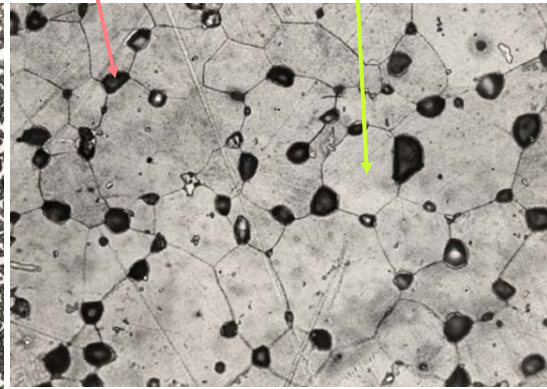
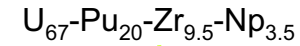


773K

(析出物)



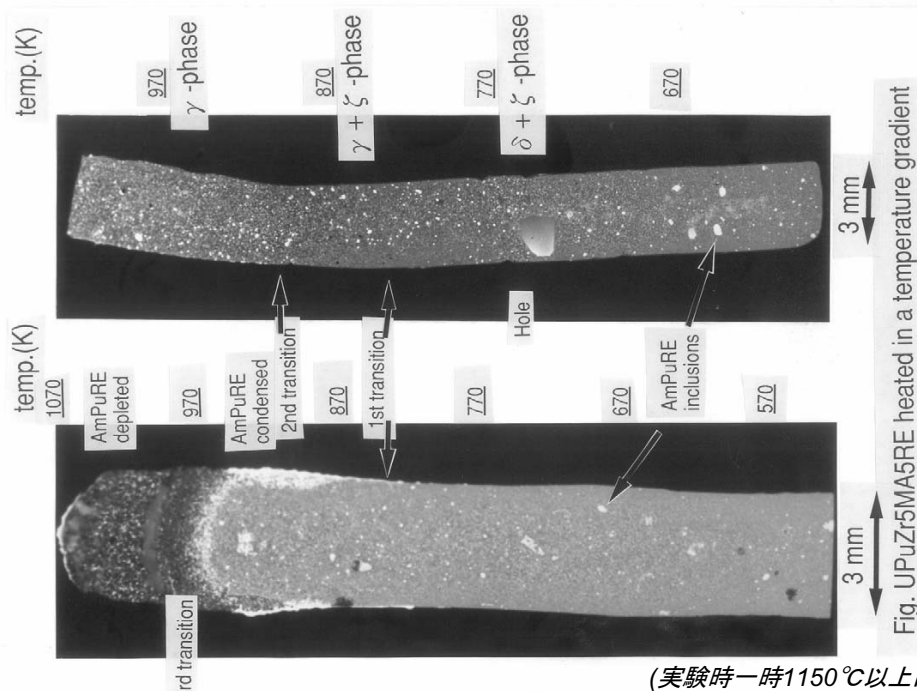
(母相)



973K

$\text{U}_{67}\text{-Pu}_{19}\text{-Zr}_{10}\text{-MA}_5\text{-RE}_5$ 合金の金属組織
(#Composition was determined by EPMA)

温度勾配下でのU-Pu-Zr-MA-RE合金中のアメリシウムの再分布



(実験時一時1150℃以上に上昇)

本来Amは合金中に均質にミクロレベルで均質に分散、REはAmと同一挙動
高温になりすぎると高温部から蒸発し中温度域に蓄積(下部写真)

(注) 白いスポット: Amの高濃度域

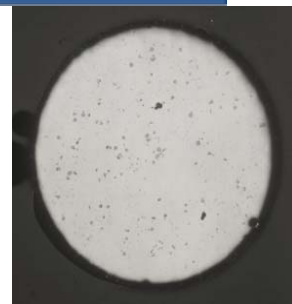
MA元素、希土類元素組成を含有する金属燃料と組織観察



金属燃料棒製造装置



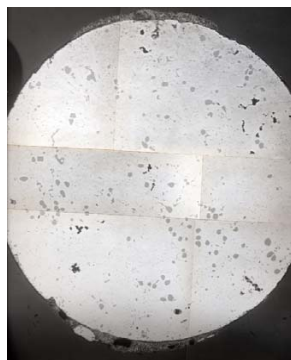
フェニックス高速炉照射用に作成した金属燃料棒の概観 (径6mm)



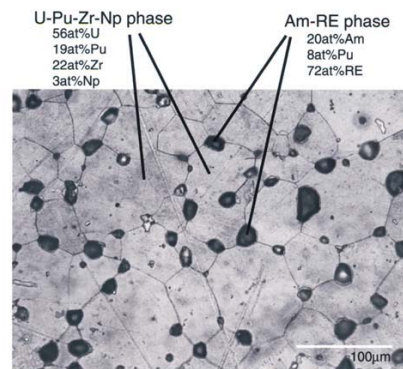
U-Pu-Zr-MA2%-RE2%



U-Pu-Zr-MA5%



U-Pu-Zr-MA5%-RE5%



U-Pu-Zr-MA5%-RE5%を973Kで3日間熱処理した後の微細組織

© Central Research Institute of Electric Power Industry

(EU超ウラン元素研究所との共同研究として実施)

13



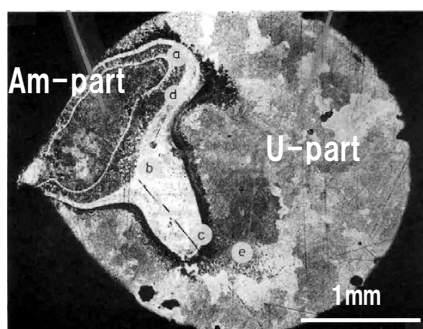
核変換TRU燃焼のための合金燃料設計と製造の基盤技術開発 (H18-20)

【目的】

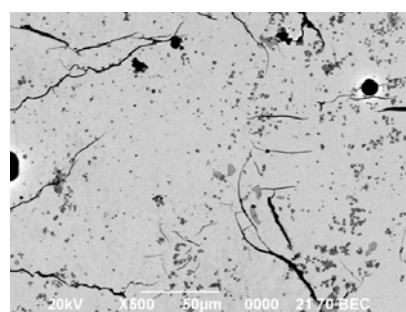
TRU含有合金の物性データベースを構築し、U-Pu-Zr-MA合金燃料として成立する組成範囲を明らかにする。また、その製造のための基盤技術を確立する。

【代表的な成果】

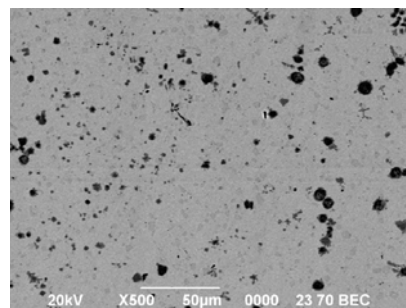
ほとんど相互固溶しないU-Amに対して、Puが共存することで、混合性が大きく向上するため、燃料合金が成型できる見通しを得た。



アーク溶解後のU-Am合金試料
(相互にほとんど溶解していない)



U-45Pu-5Am合金試料 (焼鈍:923K,50時間)



U-64Pu-7Am合金試料 (焼鈍:791K,50時間)

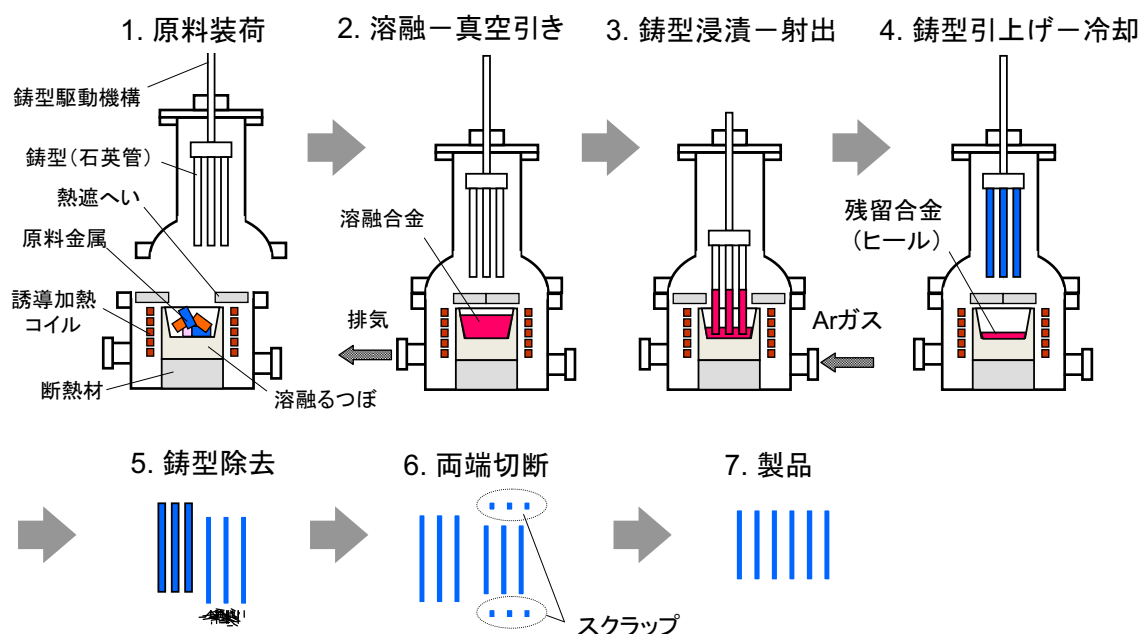
JST公募事業で実施

© Central Research Institute of Electric Power Industry

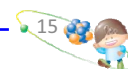


工学規模での金属燃料製造技術（射出鑄造）

➤ 射出鑄造法による燃料スラグの製造



© Central Research Institute of Electric Power Industry

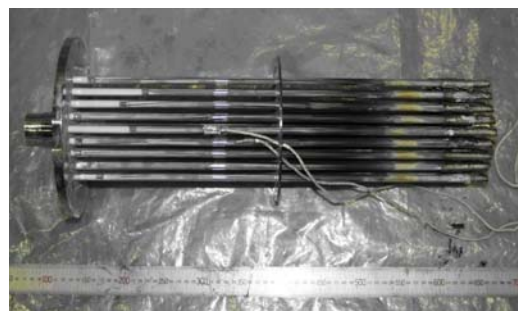


工学規模の金属燃料射出鑄造装置



射出成型試験設備の外観

20kgのU-Zrを溶解
→ 50本以上の合金スラグを射出
(6mm-φ, 500mm-L)
(ヒール残量 < 溶解量の30%)

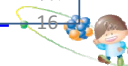


射出後のモールド束

付記: U-Zr- (0.5-1%) RE、や白金族系元素を入れた合金の射出鑄造試験も実施

電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として、電力中央研究所が実施した平成15年度「金属燃料の乾式再処理プロセスの合理化に関する技術開発」の成果です

© Central Research Institute of Electric Power Industry



核変換

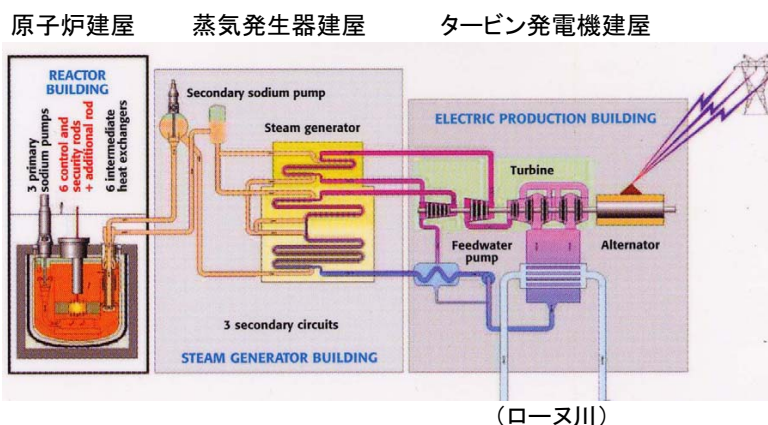
核変換

- MA含有燃料の照射(仏高速炉フェニックス)
- MA含有合金燃料の照射後試験
 - ー非破壊検査(フェニックスのホットセル)
 - ーフェニックス(仏マルクール)からEU超ウラン元素研(独カールスルーエ)への輸送(2回完了、1回予定)
 - ー破壊検査
 - 燃焼度測定
 - FPガス分析
 - 金属組織
 - MA元素の分布挙動
 - MA元素の濃度(核変換率)

17

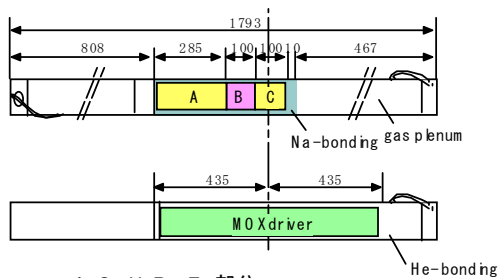
仏高速炉フェニックス

南仏マルクール、ローヌ河畔
ナトリウム冷却タンク型高速原型炉
混合酸化物燃料、出力250MWe
1974.7年運転開始
(2003.9運転再開、2008年閉鎖予定)



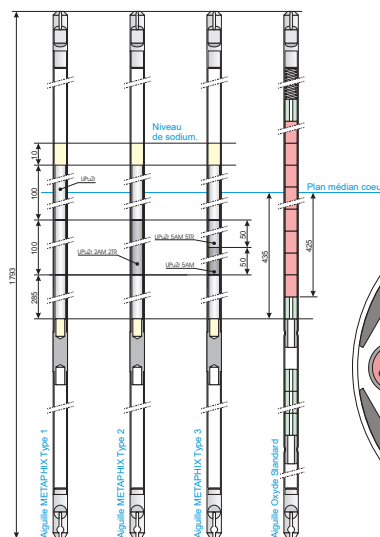
MA添加燃料ピンと照射キャプセル

- ・ 3 種類の金属燃料ピン
- ・ 金属燃料
 - U-Pu-Zr
 - U-Pu-Zr +2MA2RE
 - U-Pu-Zr +5MA
 - U-Pu-Zr +5MA5RE
- ・ ナトリウムボンド
- ・ 17 の標準燃料ピン

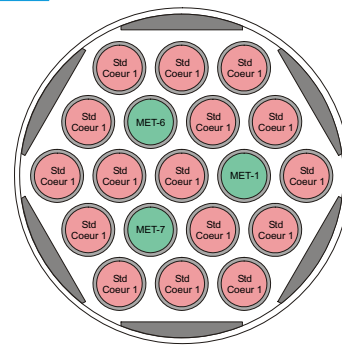


A, C : U-Pu-Zr 部分
 B : U-Pu-Zr-MA-RE 部分
 燃料ピン径 = 6.55mm
 被覆管材 = 15/15Ti cw

(a) ピン内の金属燃料の配置

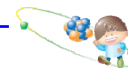


(b) ピンの外観図



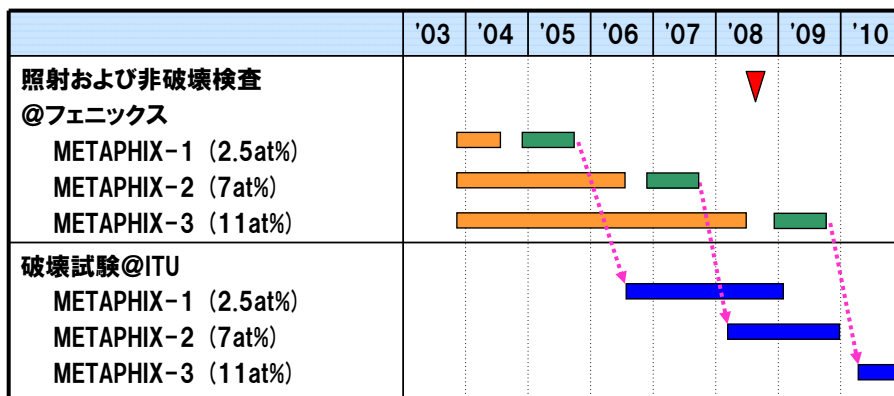
(c) 照射キャプセル

© Central Research Institute of Electric Power Industry



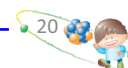
MA添加金属燃料ピンのフェニックス照射試験計画

- MA核変換の実証、MA含有低除染燃料の照射挙動の把握が目的
- 1994年までに試験燃料製造、2003年に仏国Phenix炉にて照射開始
 - 2008年6月に照射を終了、最高燃焼度約11at.%を達成



H. Ohta, et al, Proc. GLOBAL 2005, Tsukuba, Oct.9-13 (2005).

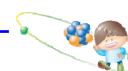
© Central Research Institute of Electric Power Industry



フェニックスでの照射条件

	METAPHIX-1	METAPHIX-2	METAPHIX-3*
照射期間 [day]	193	574	965
線出力密度 [W/cm]	273-323	258-313	205-275
被覆管最高温度 [°C]	551-555	522-541	-
取出しピーク燃焼度 [at.%]	2.5-2.7	6.6-7.2	9.6-10.5
高速中性子照射量 [10^{22}cm^{-2}]	3.4	9.8	16.0

*: CEAによる2008年3月時点での評価値(照射は2008年5月に終了)



燃料処理

燃料処理(乾式再処理)

・再処理

- 化学プロセスの開発
- Puを用いた試験、実燃料によるホット試験
- 工学化技術開発
- 融体移送技術

・使用済み塩処理

- ゼオライトカラム
- 電解により使用済み塩中のFPを処理

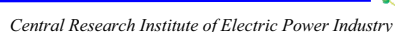
・高温耐食材料の開発

乾式リサイクル技術に関する主要技術



実HLW脱硝塩素化試験(自主)

乾式再処理技術の主要工程



アクチニド、希土類元素の酸化還元電位

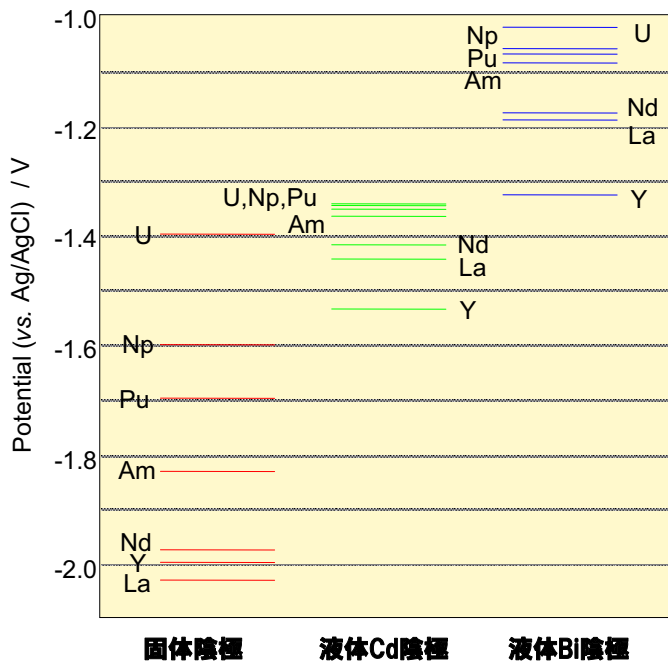


Table Separation factors of actinide and rare earth elements with respect to Nd

	Solid cathode	Cd cathode	Bi cathode
U	2.0×10^{11}	25	1300
Np	2.1×10^7	28	200
Pu	2.7×10^5	18	130
Am	710	10	67
Y	0.37	0.0053	0.0012
La	0.090	0.28	0.59
Nd	1	1	1

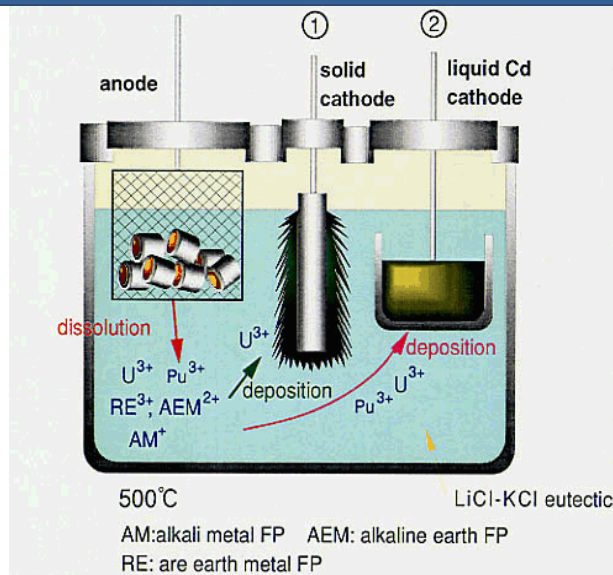
Fig. Reduction potentials of actinide and rare earth elements for the solid cathode, liquid Cd cathode and liquid Bi cathode in LiCl-KCl eutectic salt at 773 K.
($X_{M \text{ in salt}} = X_{M \text{ in Cd}} = X_{M \text{ in Bi}} = 0.001$)

Y.Sakamura *et al.*, *Proc. GLOBAL '99*, August 29-Sept. 3, 1999, Jackson Hole, WY, USA.

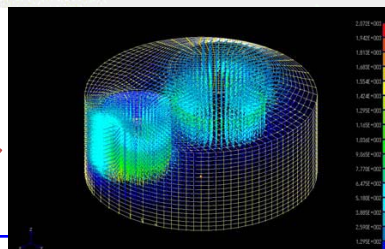
電解精製/電解槽開発

陽極 固体陰極開発

ウラン試験



シミュレーション コード開発



液体カドミウム陰極

模擬組成試験

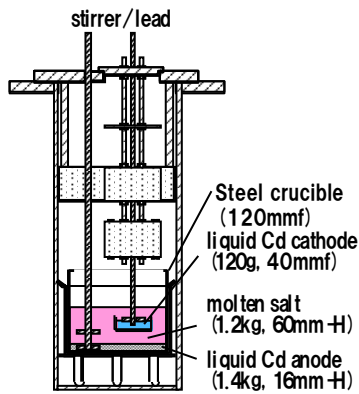


電解精製技術の開発 —Pu回収技術—

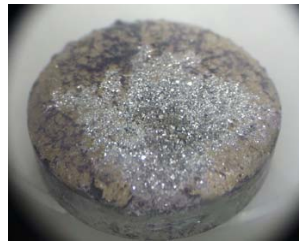
F/S施設設計で仮定されている液体Cd陰極
へのアクチノイド回収速度
: 1.2t-An/y(電解精製装置1基あたり)
→陰極電流密度に換算すると
約125mA/cm²

Puを用いた電解精製試験の目的

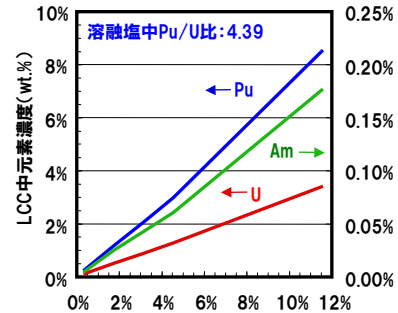
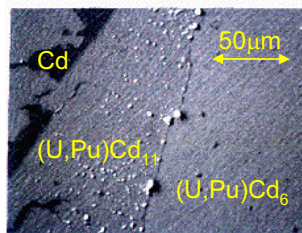
- ・るつぽ材料、攪拌方法などの条件最適化
- ・上記回収速度目標値の達成
- ・溶融塩中U/Pu比、共存希土類FPの影響把握



Pu用の電解精製試験装置
(U,Puを100g使用)



回収された液体Cd陰極インゴット
(Cd: 120g, 回収U+Pu: 14.7g)



電解に伴う液体Cd陰極組成の変化

「JAEAとの共同研究」超ウラン元素の乾式リサイクルに関する基礎研究」成果

27

乾式再処理プルトニウム試験(プロセス連続試験)

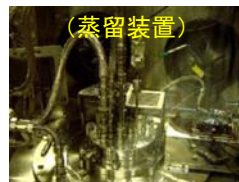
目的: 酸化物燃料を出発物質とする、還元⇒電解⇒蒸留⇒製品
化の連続プロセス試験に基づく、成立性確認と物質収支の把握



(Li還元装置)



(電解精製装置)



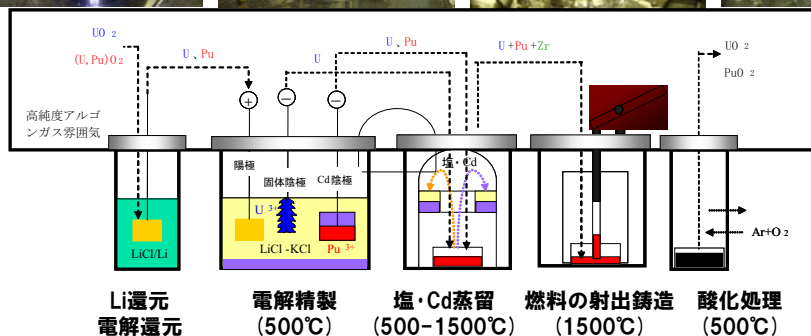
(蒸留装置)



(燃料射出成型装置)

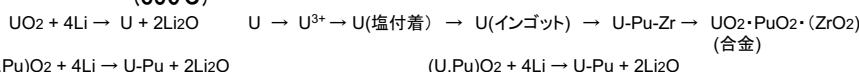


(酸化装置)



GBXの仕様

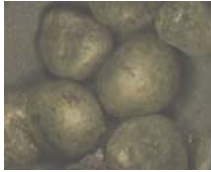
アルゴン雰囲気: 8.3m³
取扱最大放射能: 2.22x10⁸ Bq
最大取扱核物質質量: 220g (Pu+U²³⁵)



JAEAとの共同研究成果

28

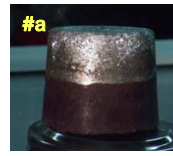
MOXペレットからのプロセス連続試験



電解還元により金属に転換されたMOXペレット



固体陰極に回収されたウラン



液体陰極に回収されたウラン+プルトニウム+アメリシウム

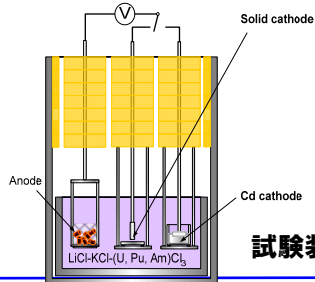
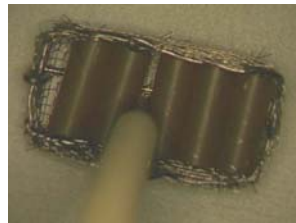
Pu impurity : <0.1ppm
Am impurity : ~0.5ppm



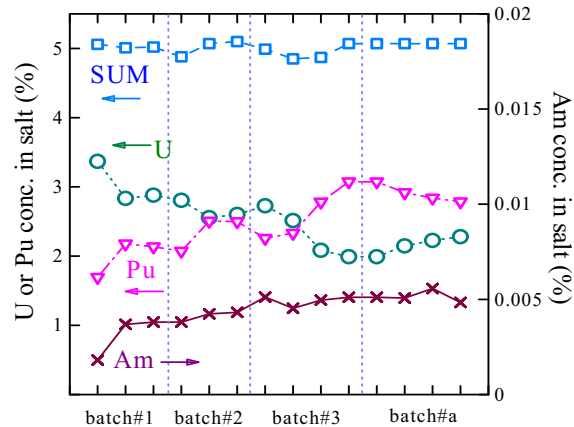
回収されたウラン金属



回収されたウラン、プルトニウム合金



試験装置



連続試験中の熔融塩中のアクチノイドの濃度

JAEAとの共同研究成果

© Central Research Institute of Electric Power Industry

EU超ウラン元素研究所に設置したホット試験施設 —実廃液・照射燃料試験設備—



試験装置の概観



ホットセル外観

- 1999~ 乾式分離試験(HLW脱硝・塩素化・MA分離)
- 2001~ 酸化物燃料還元技術開発
- 2007~ 照射燃料による乾式再処理試験

超ウラン元素研究所(ITU)との共同研究、1名を派遣



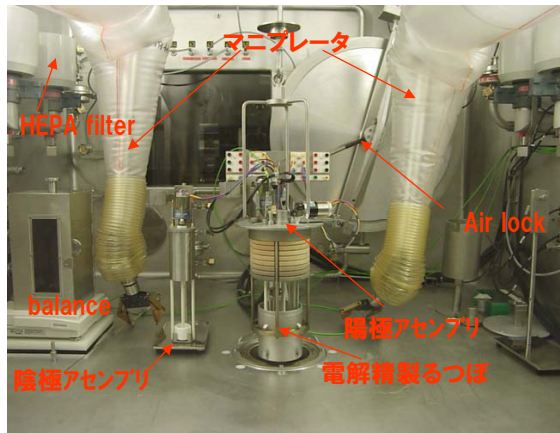
(セル内部)

ITUとの共同研究成果

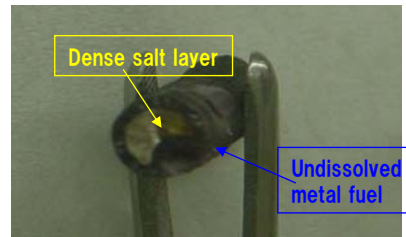
© Central Research Institute of Electric Power Industry

電解精製 —U-Pu-Zr燃料試験—

Phenix照射用のU-Pu-Zr燃料の一部を利用した小規模電解精製試験
⇒ 陽極での燃料溶解、陰極でのU, Pu析出挙動を確認



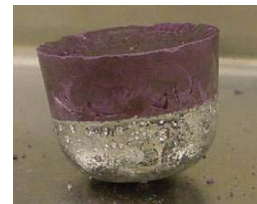
電解精製試験装置 (ITU)



電解精製後の燃料試験片



固体陰極析出物



Cd陰極析出物

ITUとの共同研究成果

31

© Central Research Institute of Electric Power Industry

電解精製工学技術の開発 —U回収速度の向上(1)—

F/S施設設計(棒状陰極/陽極個別配置)
で仮定されているU回収速度
: 6.4t-U/y (電解精製装置1基あたり)
→電極構造物単位体積あたりに換算すると
 $\text{約}8.8\text{g-U/h}\cdot\ell$

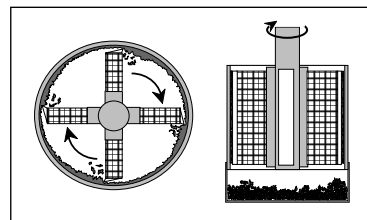


析出物掻き取り式電極開発による達成目標

- ・施設設計上の目標値の4倍の処理速度
($35.2\text{g-U/h}\cdot\ell$)
- ・貴金属FPの除染性能確保



0.73kg-U
CRIEPI-Toshiba test result



電解槽内径: 380mm
陰極内径: 250mm
電極占有体積: 約 25ℓ
使用塩浴(LiCl-KCl)量: 60kg
装荷U量: 最大10kg程度/バッチ
最大電解電流: 900A

工学規模電解精製試験装置

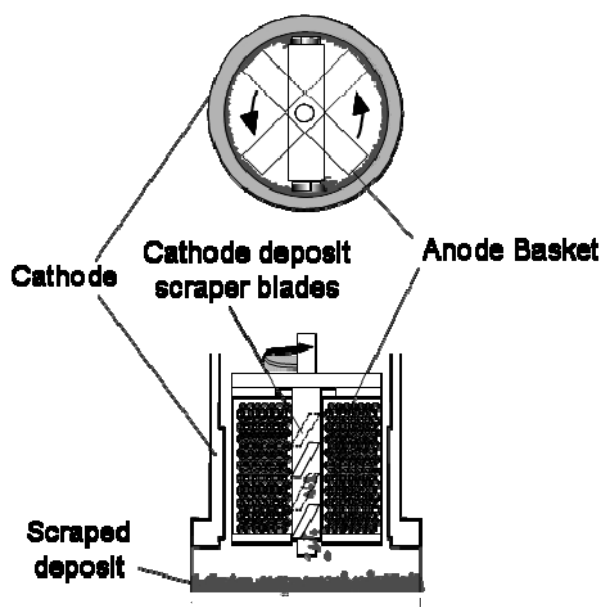


文科省委託事業「金属燃料の乾式再処理プロセスの合理化に関する技術開発」成果

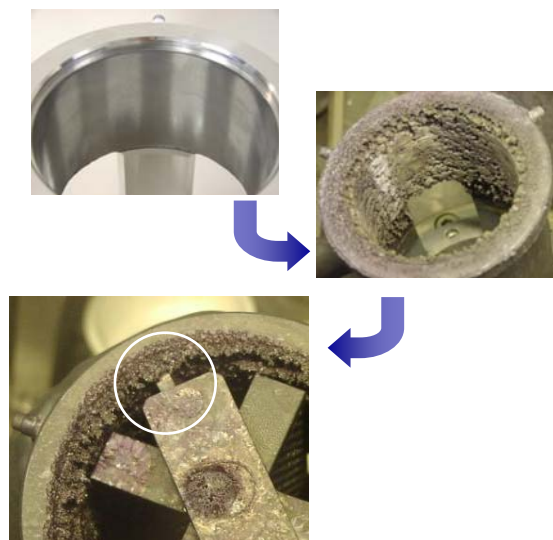
32

© Central Research Institute of Electric Power Industry

電解精製工学技術の開発 —U回収速度の向上(2)—



電解精製槽の概念図
(剥ぎ取り治具付)



治具の刃により析出したウラン金属をは
ぎとっている様子

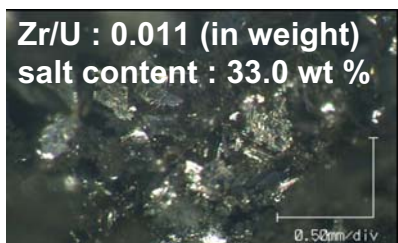
(Cathode deposit was pressed to cathode by
scraper blades)

はぎとられた金属は電解槽底部で回収

電解精製工学技術の開発 —U回収速度の向上(3)—



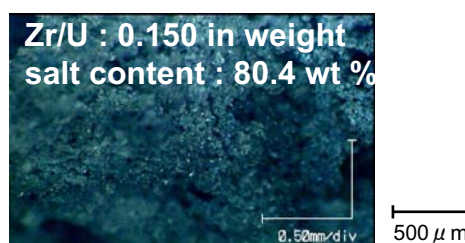
Zr/U : 0.011 (in weight)
salt content : 33.0 wt %



Collected product after 1st scraper
operation (most U-rich product)

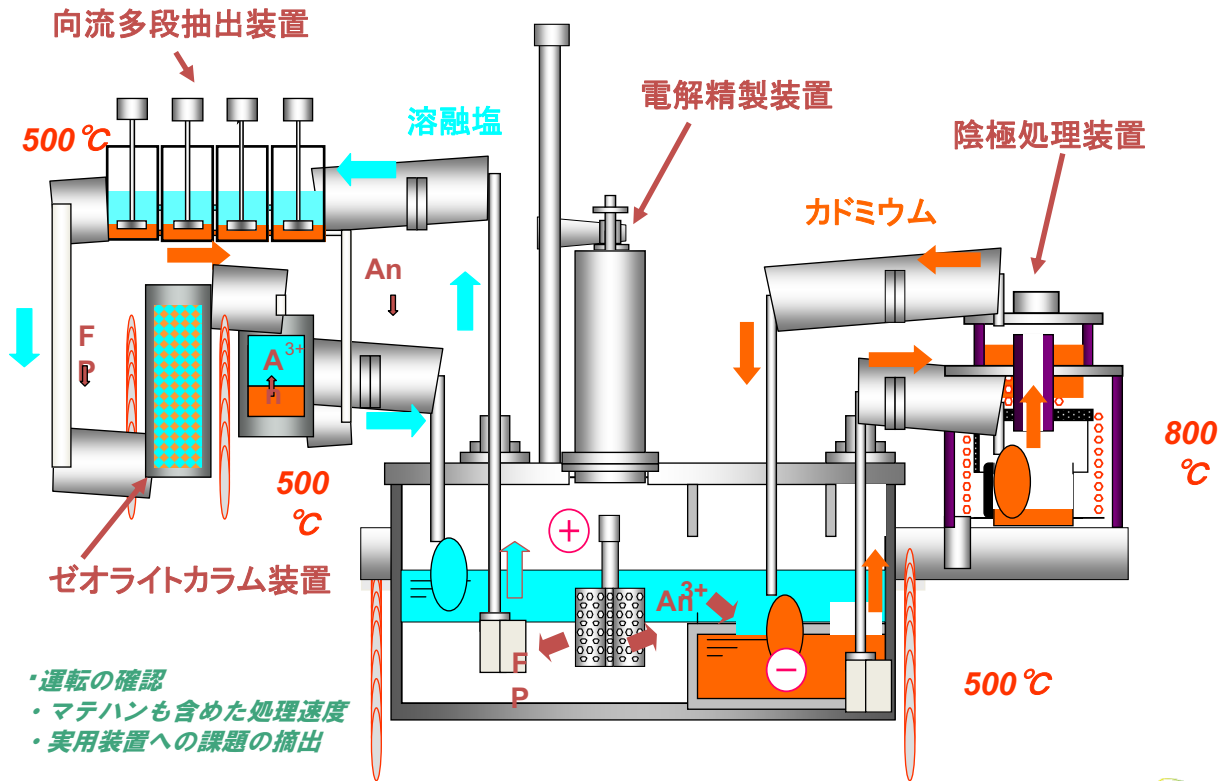


Zr/U : 0.150 in weight
salt content : 80.4 wt %



Collected product after
3rd scraper operation

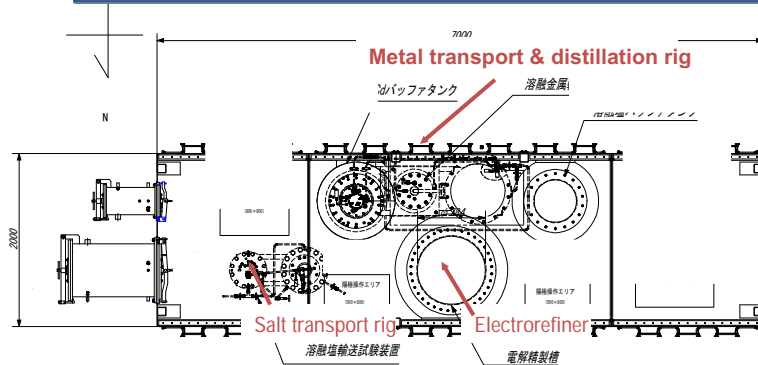
融体遠隔移送装置・高速度処理技術の開発
 —電解精製装置、陰極処理装置、抽出器、ゼオライトカラムの設計・製作・試験—



© Central Research Institute of Electric Power Industry



融体遠隔移送装置・高速度処理技術の開発
 —GBX外観と機器の構成—



塩移送リグ



金属移送・蒸留装置



大型アルゴン雰囲気グローブボックス

MEXT公募, 2004~



© Central Research Institute of Electric Power Industry

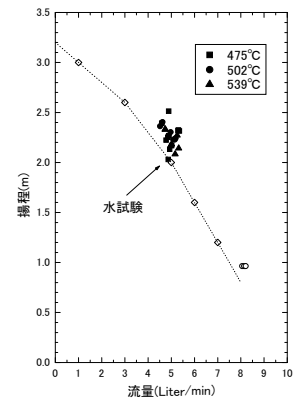
融体遠隔移送装置・高速度処理技術の開発 —GBX外観と機器の構成—



溶融塩輸送試験での溶融塩の吐き出し



配管からの溶融塩の漏れ



遠心ポンプでの揚程と流速の関係

MEXT公募, 2004~

37

融体遠隔移送装置の開発 —電解精製装置、溶融Cd移送・蒸留試験—

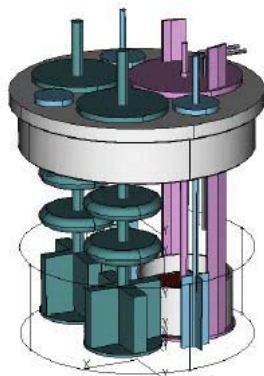
平成19年度の目標

模擬物質(Puと物性の近いGd)を用いた試験により、
成立性と処理速度を評価する。

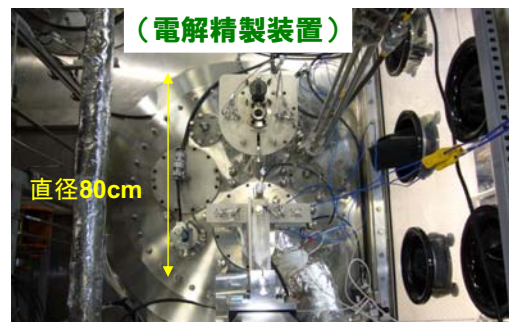
成果

陰極に回収したGdを溶融Cd-Gdをほぼ100%の物質収支で
液輸送し、陰極処理により金属Gdが回収できることを実証。

大型装置での電解速度(電流密度)と溶融Cd-Gdの輸送速
度を評価し、概念設計検討によりその処理速度を評価。



電解槽概念図



MEXT公募, 2004~

38

塩処理・固化、高温耐食材料の開発

使用済み塩の精製

- ゼオライトカラムへの通液によるFP元素の除去

使用済み塩の固化

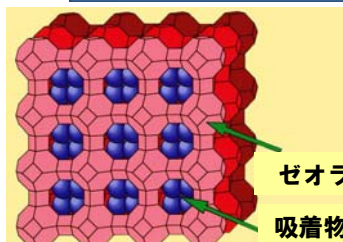
- FP除去後の塩の人工鉱物固化
- FPの鉛への回収とガラス固化(革新技術)

高温耐食材料の開発

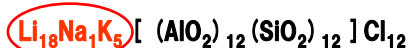
- 塩蒸留用るつぼの開発
- 射出鋳造用るつぼの開発

39

ゼオライトへのFP元素の吸着試験



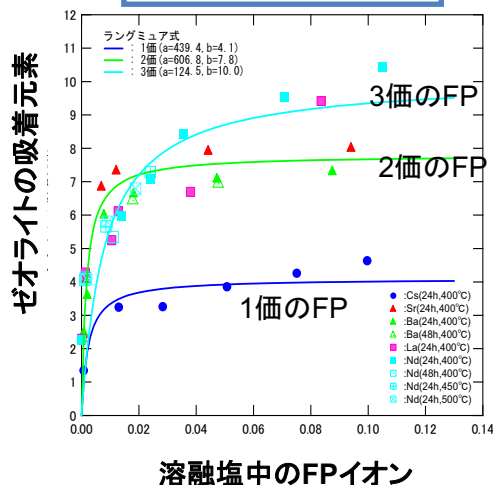
低Naゼオライトの代表的な組成



*ゼオライト単位セル当たりのFP元素の当量(12molSi当たり)

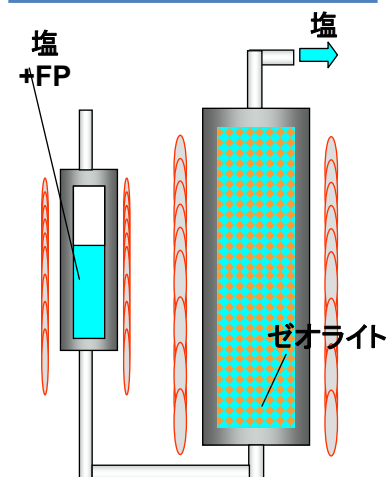
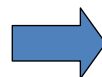
使用済み塩中のFPイオンと置換し、
FPがゼオライトに吸着

バッチ試験



ゼオライトカラム試験

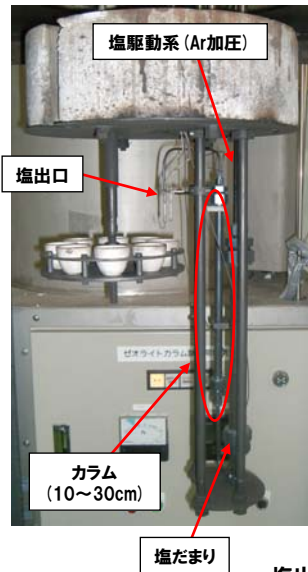
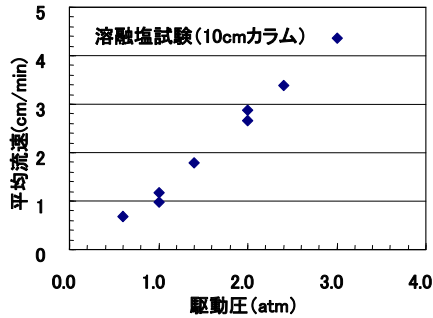
- 吸着性能の向上
- 処理速度の向上



ゼオライトカラムの開発

中規模カラム試験装置(～100g/hr)による、
カラム性能(イオン交換速度)を評価する。

カラム運転条件(圧力、ゼオライト装荷方法
等)を絞り込み、イオン交換試験に着手。

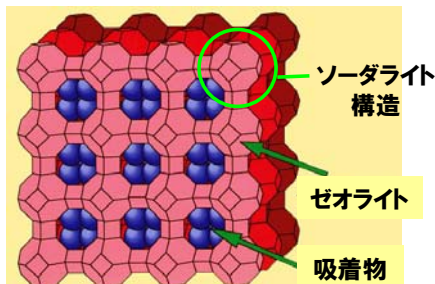


塩出口に配置したターンテーブルと液位センサーにより
吐出塩を分取し、塩組成の変化を測定

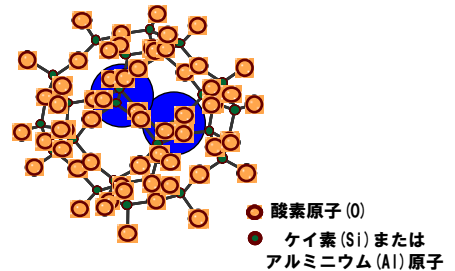
廃棄物処理/国化技術開発: ゼオライトカラム(塩の除染)の開発

© Central Research Institute of Electric Power Industry

ガラス結合ソーダライト固化体の製造試験



新ゼオライト、
ガラス原料を添加
↓
昇温 & 加圧



ソーダライトのカゴ構造内に
FP塩化物が取り込まれ、
ガラス結合ソーダライト固化体に



HIP法によるガラス結合ソーダライト
(最高860℃、100MPa)



PC法によるガラス結合ソーダライト
(最高910℃、700kgf/m²)

- いずれの方法でも均質な固化体を製造
- 製造した固化体の対浸出性は、ガラス固化体と同等以上

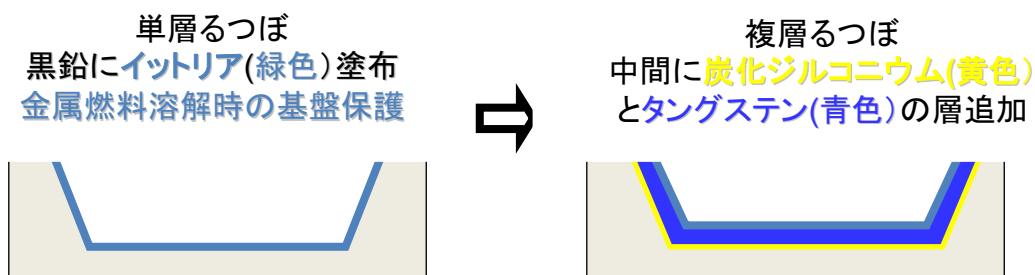
射出鑄造工程用るつぼの開発(1)

【背景】

従来の黒鉛にイットリア塗布したるつぼでは黒鉛がイットリアと反応すること、再塗布時のブラスト処理により黒鉛の減肉が大きいことが、黒鉛の再使用回数が限定される(10回程度) 廃棄物発生量の増加

【対策】

タングステンがイットリアと反応しないこと、硬度が高いことより、
黒鉛に炭化ジルコニウム塗布; + ; タングステンにイットリア塗布
の複層るつぼを開発し、再使用回数を増大させ廃棄物量を低減する



射出鑄造工程用多層るつぼの開発(2)

【試験】

ウラン溶解試験にてイットリアがタングステン基盤を保護することを確認
実機形状のるつぼの製作および高繰返し加熱試験にてるつぼ材料間
の反応、るつぼの変形損傷が無いことを確認

【結論】

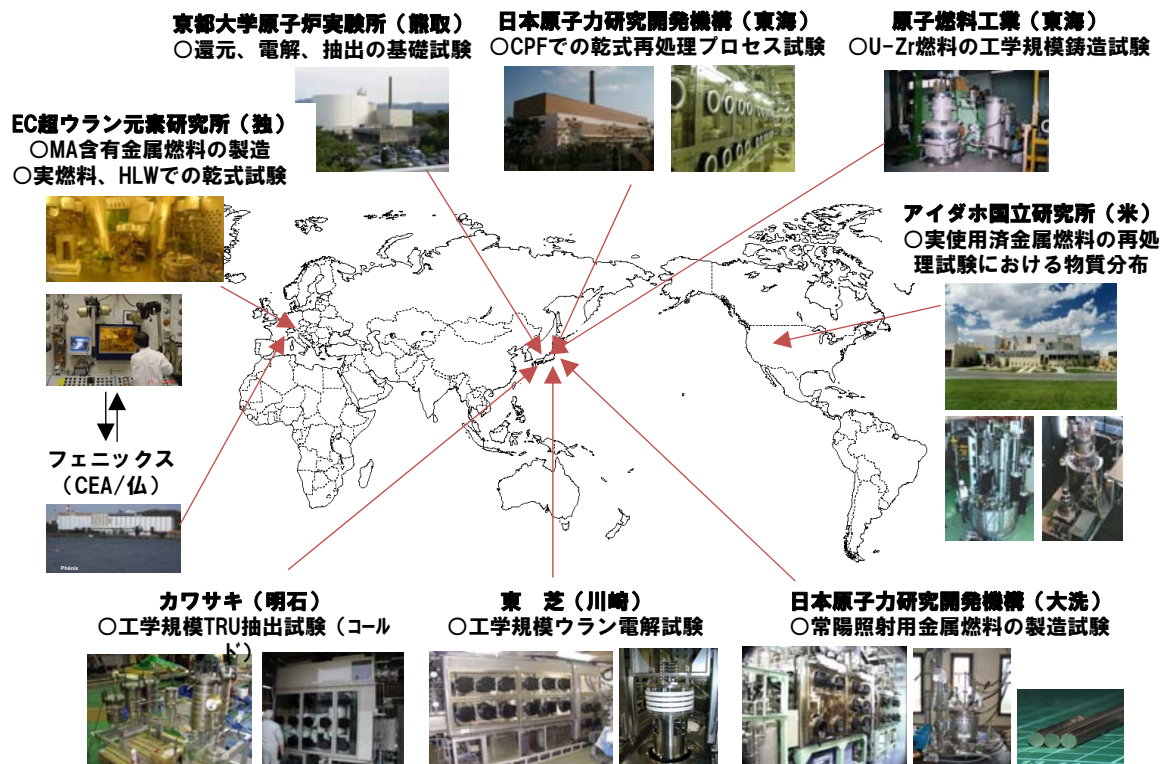
るつぼの高繰返し再使用の可能性があり廃棄物が低減すると判断



高繰返し試験(800°C-1,600°C、150回)後のるつぼ材料の外觀



国内外機関との連携による研究の推進



© Central Research Institute of Electric Power Industry

45

まとめ

燃料製造

- ・ 5%程度までのMA含有金属燃料の物性を測定することにより成立性を確認した
- ・ フェニックス炉での照射試験のためMA無、2wt%、5wt%含有する金属燃料棒を溶解により作成した

核変換

- ・ 2003年末から2008年にかけて3種類の金属燃料を、低、中、高燃焼度まで仏高速炉フェニックスで照射した
- ・ 非破壊検査によりいづれの燃料とも健全に燃焼したことを確認した
- ・ MA含有燃料の照射特性もこれまで実施した観察項目内では、通常のU-Pu-Zr合金燃料と特段の差は認められなかった
- ・ MAの核変換挙動は今後測定する予定である

燃料処理（乾式再処理）

- ・ 化学プロセスとしての成立性は確認した。現在使用済み燃料、フェニックス照射燃料を使った小規模でのリサイクル試験を予定している
- ・ 主要な工程について実用規模で利用できる装置開発を行っており、一部のプロセスについては初期の目標以上（電解精製による回収速度）を達成した
- ・ 遠隔運転が可能な融体移送方法を開発している
- ・ 1000℃以上の高温プロセス（塩、カドミウム蒸留、射出燃料製造）に利用できる多層構造のるつぼの開発を行った

© Central Research Institute of Electric Power Industry

46

今後の課題等

本技術に関する今後の課題

- MA変換挙動の確認(フェニックス照射燃料)と金属燃料照射実績の蓄積(常陽照射)
 - 工学規模の装置開発と実証試験
 - 処理容量の増大化方策(10-20トン規模から数十トン規模へ)
 - システムの安全性確保の論理とそのデータの取得
 - 核物質管理法の構築
 - 経済性評価
-
- 今後の本技術の我が国での位置づけ(現在は基礎、基盤技術として電中研独自の投資(一部提案型公募研究利用)で実施)
 - 本研究開発に対する国内における連携の強化
 - 国内での乾式・金属燃料開発に関する施設は整ってなく、今後本研究開発を実施するためには、国内での関連施設整備が望まれる

関連事項

- 米国は次世代燃料サイクル技術として湿式、乾式双方を同等に位置づけ研究開発を実施している(湿式法より乾式法の技術基盤が米国にはあり)、但し次期政権下での取組姿勢は未確認
- インド、中国、(韓国)は本乾式プロセスを高速炉燃料処理の主プロセスと位置づけ、積極的な研究開発を展開している

補足資料

金属燃料開発の経緯と現状

➤ 現在実施中または準備中の世界の主要な燃料照射試験

照射炉	実施機関	特徴	燃料形態	組成	現状
常陽(日)*	JAEA	MA含有MOX	酸化物	(U,Pu,MA) O ₂	照射中
	JAEA	もんじゅ燃料	酸化物	(U,Pu,Am) O ₂	照射終了
	JAEA	ODS被覆管燃料	酸化物	(U,Pu) O ₂	準備中
	電中研-JAEA	金属燃料	金属	U-Pu-Zr	準備中
ATR(米)**	INL	MA含有燃料 (AFC-2)	酸化物	(U,Pu,MA) O ₂	照射中
			金属	U-Pu-Zr-MA-RE	照射中
Phenix(仏)**	電中研-ITU	MA含有金属燃料	金属	U-Pu-Zr-MA-RE	照射終了
BOR-60(露)	JAEA-RIAR	ODS被覆管燃料	酸化物顆粒	(U,Pu) O ₂ -U	照射中

*現在トラブル停止中 **上記の他、ターゲット燃料の照射試験など実施中

MA添加燃料を装荷した大型均質炉心の特性

	高速炉 リサイクル燃料	2%MA 添加燃料	5%MA 添加燃料
Pu富化度 [wt.%]	14.5	14.1	13.6
MA添加率 [wt.%]	0.5	2.0	5.0
MA変換率* ¹ [wt.%]	-	45.4	50.8
ボイド反応度* ² [\$]	7.9	8.4	9.2
ドブラー係数[10 ⁻³ Tdk/dt]	-4.1	-3.8	-3.2

*¹: (MA装荷量-MA取出量)/MA装荷量 × 100%

*²: ドライバー燃料領域のダクト内冷却材ナトリウムを全てボイド化。ピン非均質効果を考慮。

仮想的な炉心損傷事故時における即発臨界回避のための
ボイド反応度目安制限値 ~10\$^{注)}。

大型均質炉心では、炉心安全性の観点から、MA添加率を
5wt.%以下に抑えるべき。

^{注)} 電力中央研究所研究報告T01002(2002)

内部ブランケットを装荷した大型非均質炉心によるMA変換特性の比較

MA添加率 [wt.%]	2.0	5.0	10.0	30.0
Pu富化度 [wt.%]	19.8	19.4	18.6	15.0
増殖比	1.10	1.10	1.06	1.02
ボイド反応度* [\$]	5.1	5.6	6.5	10.1
ドップラー係数 [10^{-3}Tdk/dt]	-4.1	-3.6	-2.9	-1.4

*: ドライバー燃料領域のダクト内冷却材ナトリウムを全てボイド化。
ピン非均質効果を考慮。

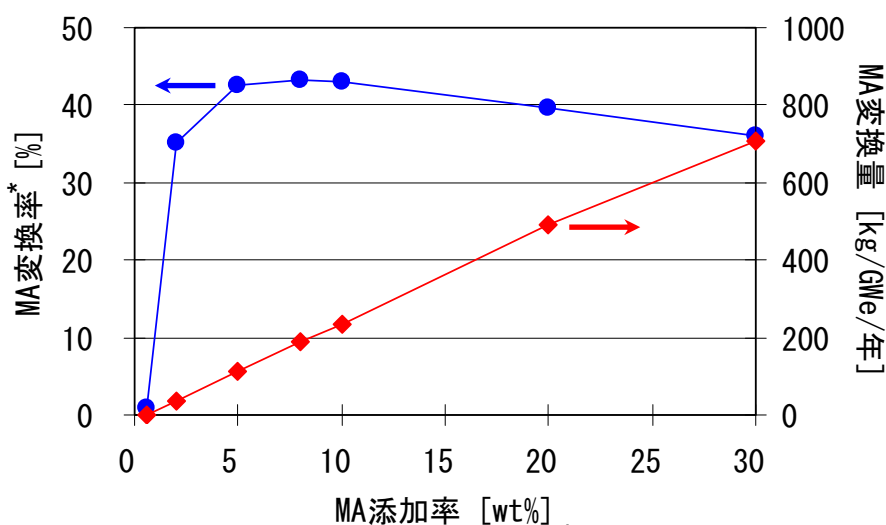
内部ブランケットを装荷した大型非均質炉心では、

~30wt.%以下までボイド反応度は実用的な範囲に収まる

一方、ドップラー係数が大幅に低減

→ 詳細な過渡解析に基づく評価が必要

大型非均質装荷炉心によるMA変換特性解析結果



*: $(\text{MA装荷量} - \text{MA取出量}) / \text{MA装荷量} \times 100\%$,

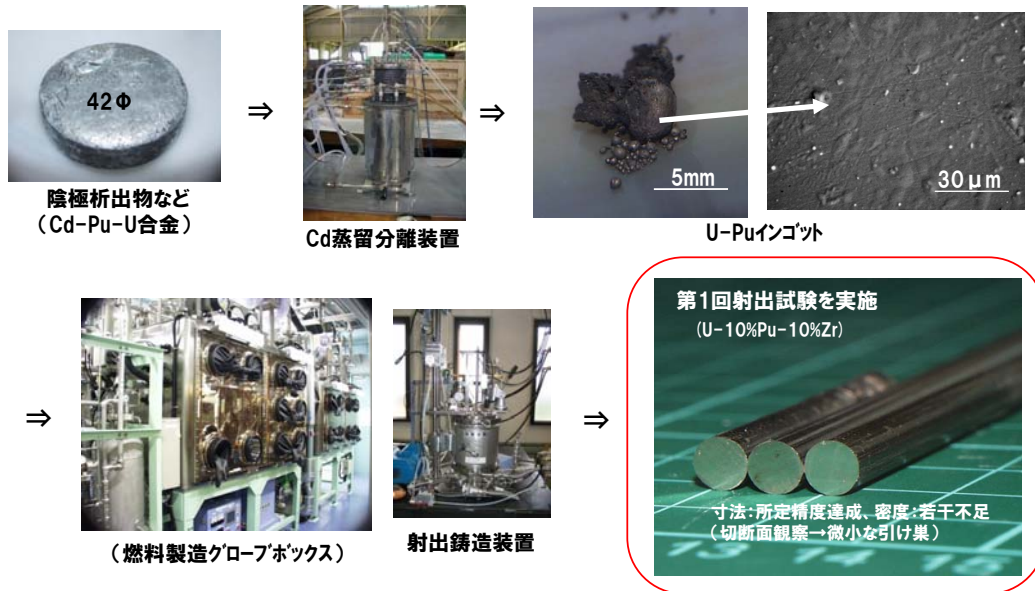
MA添加率(装荷量)の増加に伴い、MA変換量は増加。

一方、MA変換率は5-10wt.%のMA添加率でピークに。

(高濃度MA添加炉心では、炉内中性子束が低下)

金属燃料の制作 (常陽照射試験計画)

- 原子力機構大洗に設置した、電解精製・射出鑄造等の試験装置を活用
- 先月、初めてU-Pu-Zrの射出試験を実施
- 2007年度までに10ピン程度製作し、照射開始(低・中・高燃焼度で取出、分析)



塩廃棄物処理法の開発: ガラス固化のための酸化物転換

目的

アルカリ、アルカリ土類、希土類金属FPを含む塩化物廃棄物からガラス固化体を製造する。

ガラス固化体の製造手順

- ① 熔融塩電解により、液体鉛中に活性金属元素を抽出(陽極では塩素ガス発生)
- ② 活性金属-鉛合金を酸素と反応させて、活性金属を酸化物スラグ相に抽出
- ③ 酸化物スラグ相からガラス固化体を製造

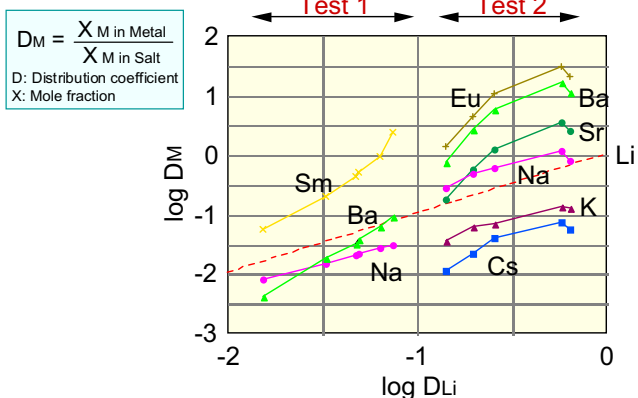
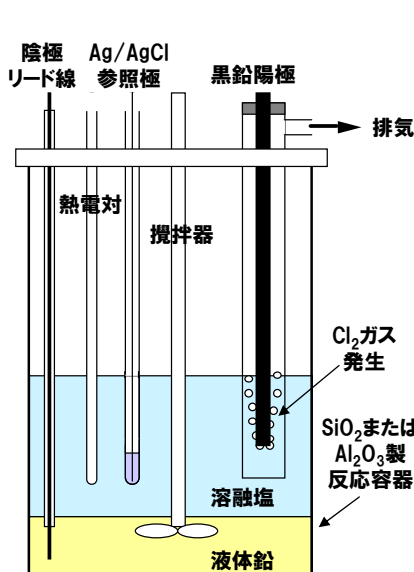


図 電解時における活性金属の熔融塩/液体鉛間の分配

まとめ

- ・希土類及びアルカリ土類金属元素は鉛中に抽出されやすい。
- ・Cs及びKは塩中に残留する。
- ・塩中のCs組成が大きくなるとCsも鉛中に回収される。
- ・固体陰極を用いればNaが選択的に回収される。

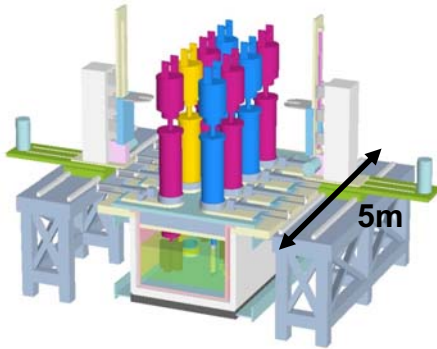
図 鉛陰極を用いた電解装置 (600-700℃)

実用電解精製装置の概念設計

38tHM/yの処理速度を有する乾式再処理プロセス機器の概念設計検討

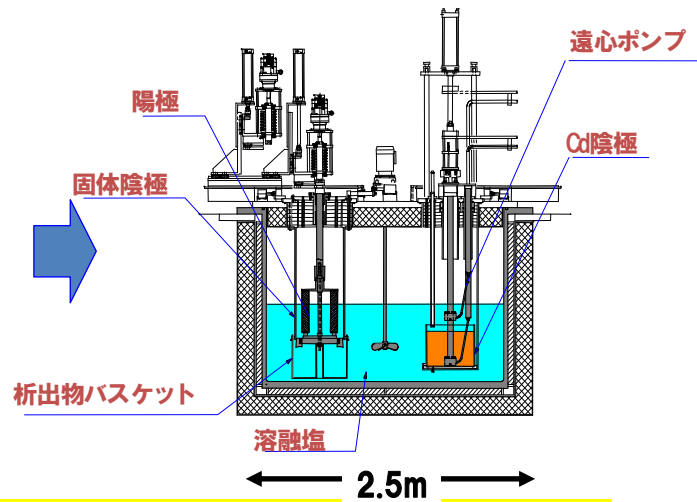
○FSフェーズIIでの設計

4極対
(L:5.0m×W:2.4m×H:3.9m) × 5基



○今回の開発成果等を反映した設計

2極対
(L:2.5m×W:2.5m×H:3.1m) × 2基



アルゴンホットセルの容積が約30%低減



日本原子力研究開発機構における 核変換技術に関する研究開発の現状について

平成20年12月12日

日本原子力研究開発機構

1



内 容

- (1) はじめに
- (2) 平成12年当時の研究開発状況
- (3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応
- (4) 実用化戦略調査研究(FS)と
実用化研究開発(FaCT)の概要
- (5) 原子炉システムの開発
(MA核変換の炉心設計研究と照射試験)
- (6) 燃料製造システムの開発
(簡素化ペレット法製造技術開発)

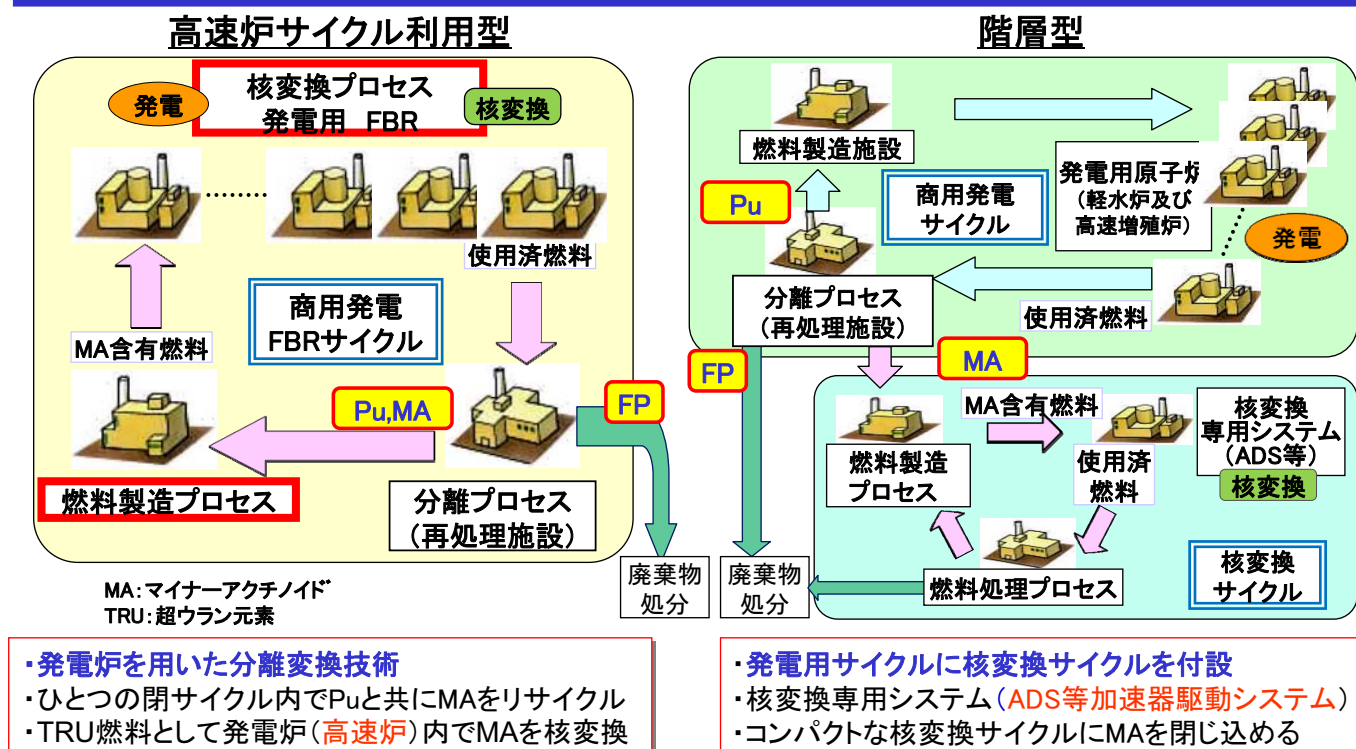
2

(1) はじめに

3

(1) はじめに

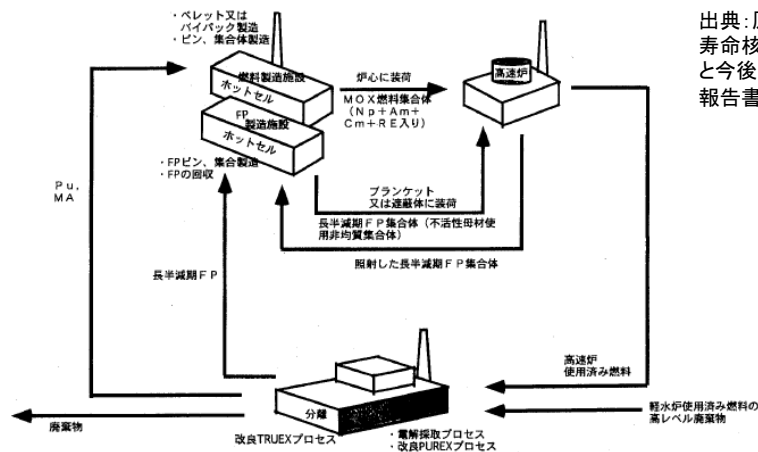
高速炉サイクル利用型と階層型



・旧原研では階層型、旧サイクル機構では高速炉サイクル型について研究開発を実施

4

	元素	特徴
超ウラン元素 (TRU)	マイナーアクチニド ネプツニウム アメリシウム キュリウム プルトニウム	長寿命核種あるいは長寿命核種の親核種で、 α 線を放出するため放射能毒性が高く、もしも体内に取り込まれると比較的影響が大きい。
核分裂生成物	テクネチウム ヨウ素	テクネチウム99及びヨウ素129は長寿命核種であり、地層処分した場合には地下水を介して地層中を移行しやすい。



出典：原子力委員会バックエンド対策専門委員会『長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方』(2000年3月)(以下『2000年C&R報告書』とする)

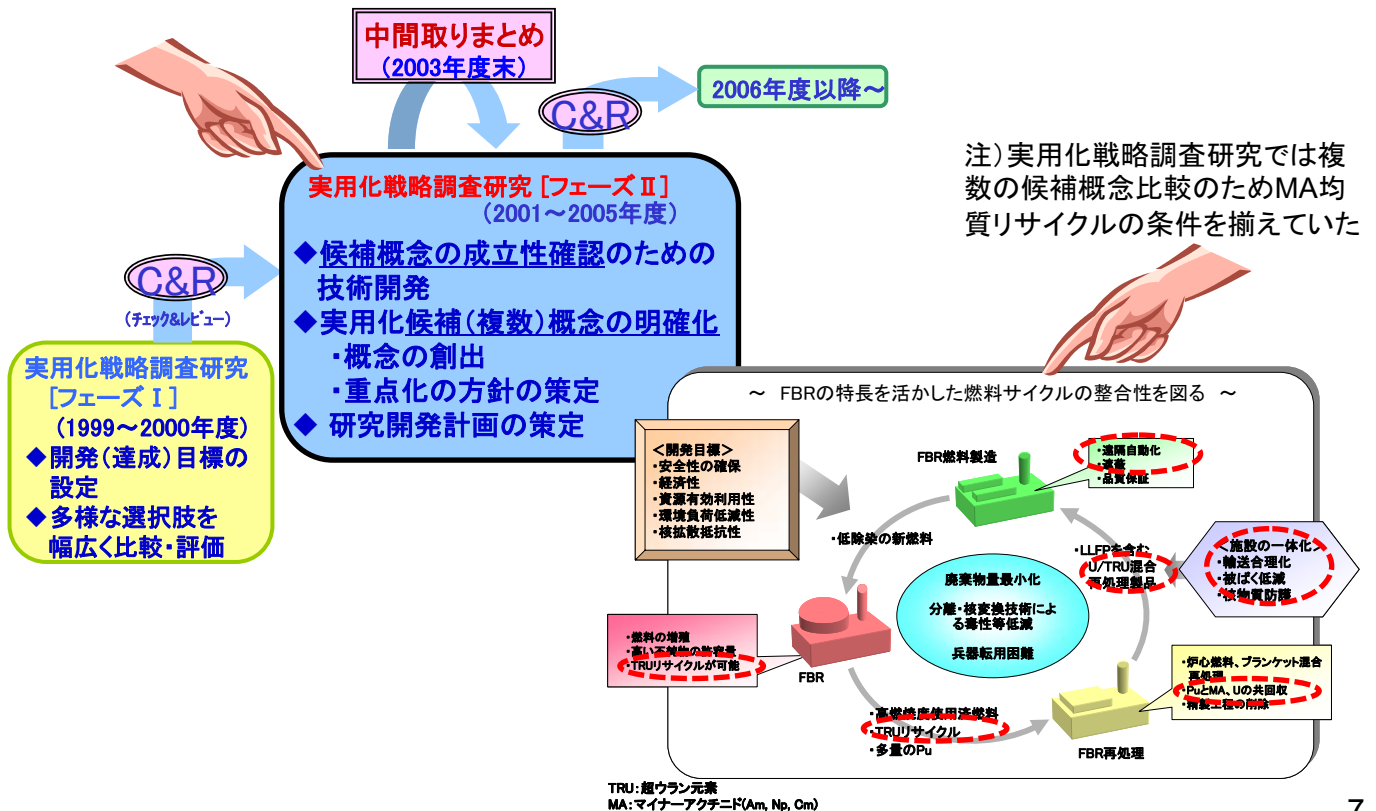
注) 2000年当時の対象元素
核分裂生成物の核変換については、実用化戦略調査研究の国によるチェックアンドレビューを踏まえ2050年頃の実用化以降の目標とし、2006年から実施している実用化研究開発では対象としていない

分離変換を組み込んだ核燃料サイクルの例

(2) 平成12年当時の研究開発状況

(2) 平成12年当時の研究開発状況

高速炉サイクル利用型核変換に係る平成12年当時の状況



7

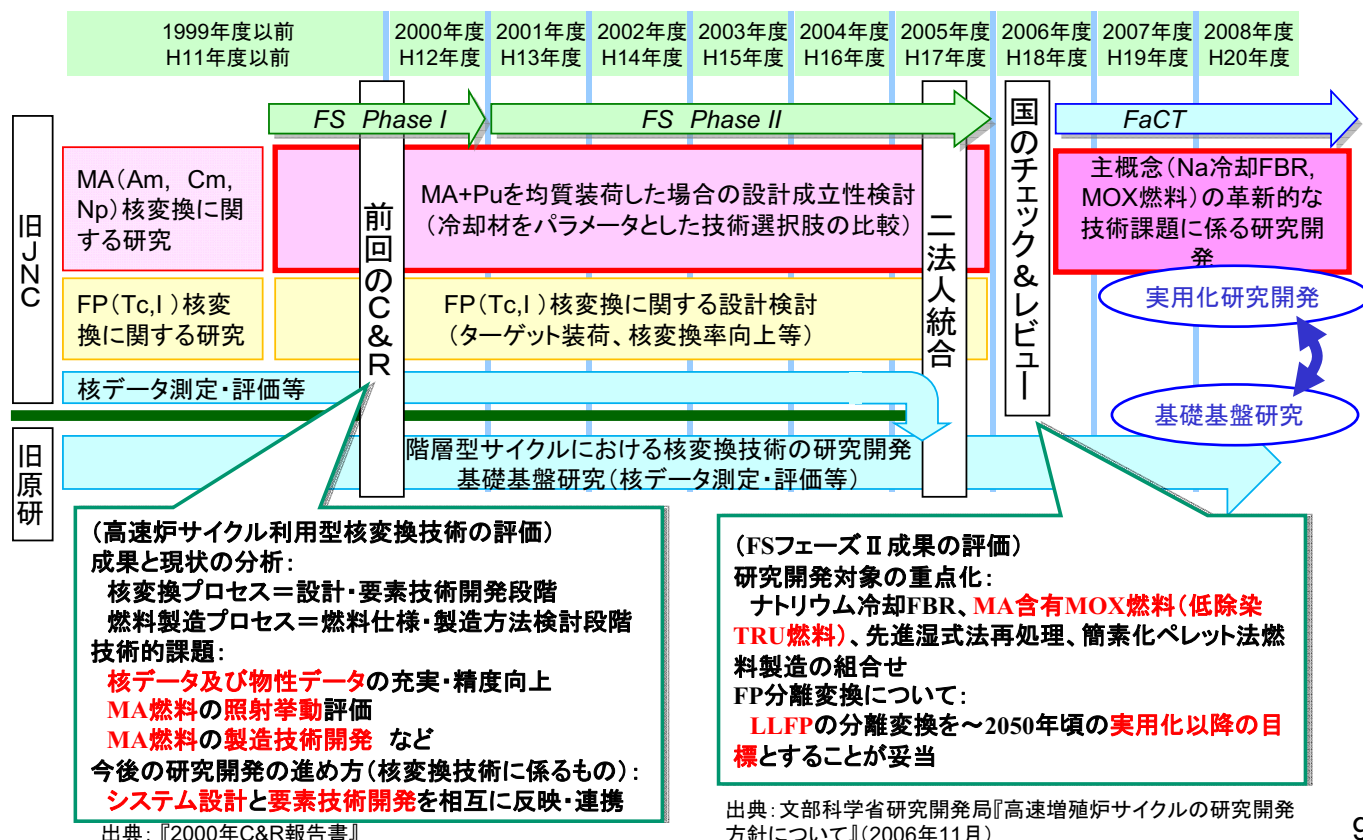


(3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応

8

(3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応

高速炉サイクル利用型核変換に係る研究開発



9

(3) C&R後の取り組みと指摘事項への対応

高速炉サイクル利用型核変換への指摘事項対応



C&Rでの課題		課題への対応		
		実用化戦略調査研究(～2005)	実用化研究開発(2006～)	その他
システム設計		MA+Puを均質装荷した場合の炉心燃料設計及び燃料製造施設設計の成立性検討	実用施設及び実証施設の概念設計(2015年まで、要素技術開発を適宜反映)	
		FP(Tc, I)核変換に関する設計検討		
要素技術開発	核データ及び物性データの充実・精度向上	基礎基盤研究として実用化戦略調査研究及び実用化研究開発とは別の枠組みでMAの核データの測定・評価を実施(当面の設計は既存最新データを使用)		
	MA燃料の照射挙動評価	Pu-MOX燃料にMAを添加したペレットの照射試験に着手	同左ペレットの長期照射試験等を計画中 GACIDプロジェクト(計画中)	
	MA燃料の製造技術開発	Pu-MOX燃料にMAを添加したペレットの製作試験によるセル内遠隔製造上の課題抽出	遠隔燃料製造技術開発 低除染TRU燃料取扱技術開発	
	その他			高濃度Am含有MOX燃料に係る研究開発を実施
電子線加速器を用いた核変換		2000年C&R以前のサイクル機構発足において、フロンティア研究の一部として位置付けられていた電子線加速器を用いた核変換の研究開発を事業の整理と重点化の観点から中止 FP核種の(γ, n)反応断面積については、基礎基盤研究として実用化戦略調査研究及び実用化研究開発とは別の枠組みで実施		

第4回検討会報告

第5回検討会報告

10

(4) 実用化戦略調査研究(FS)と 実用化研究開発(FaCT)の概要

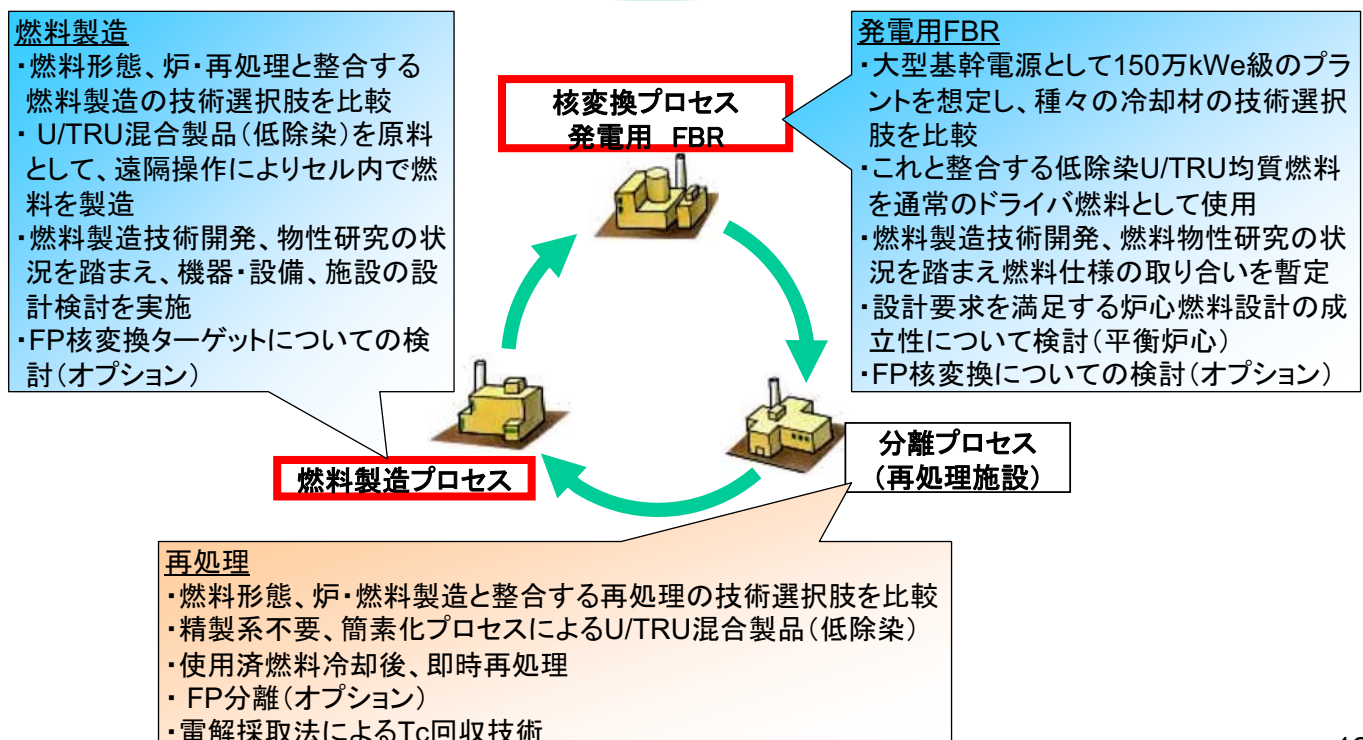
11

(4) 実用化戦略調査研究(FS)と実用化研究開発(FaCT)の概要

実用化戦略調査研究における候補技術比較の考え方







FBRサイクルの実用化戦略調査研究




12


高速増殖炉、燃料形態、燃料サイクルの組合せ

主概念


燃料形態 再処理	簡素化ペレット	振動充填	射出鑄造	被覆粒子
先進湿式	     	 	—	 
酸化物電解	—	 	—	—
金属電解	 	—	 	—


 酸化物燃料


 金属燃料


 窒化物燃料

N-15濃縮窒素回収や窒化などの工程を付加することで適用

 ナトリウム冷却炉

 ヘリウムガス冷却炉

 鉛-ビスマス冷却炉

 水冷却炉

副概念

(5) 原子炉システムの開発 (MA核変換の炉心設計研究と照射試験)

原子炉システムの技術総括

●有望なシステム概念

- ナトリウム冷却炉が最も有望な概念である
- ヘリウムガス冷却炉は多様なニーズに対応可能な概念である

	ナトリウム冷却炉	ヘリウムガス冷却炉	鉛ビスマス冷却炉	水冷却炉
設計要求への適合可能性	全ての設計要求に対して、高いレベルで適合する可能性がある。金属燃料を採用した場合にはさらなる炉心性能の向上が見込める。	全ての設計要求に対して適合する可能性があり、高温熱源としての魅力をも有する。	全ての設計要求に対して適合する可能性がある。	資源有効利用性および環境負荷低減性に制約がある。上記以外の設計要求に対しては、適合する可能性がある。
技術的実現性	開発課題が明確であり、また代替技術を準備することができることから、高い確度で実現性を見通すことが可能	実現性を見通すためには、概念成立性に係わる課題を解決することが必要		実現性を見通すための課題が炉心燃料関連に限定
(国際的視点)	国際協力を期待することが可能 GIFでの活動が活発で、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。また、共同開発による革新技術のブレークスルー、開発分担による効率的開発が期待できる。	国際協力を期待することが可能 GIFでの活動により、国際標準の概念へ発展していく可能性がある。また、概念成立性に係わる課題が解決されれば、技術的実現性をより向上させることができる。	国際協力を期待することが困難 GIFでの活動において開発を主導する国が無く、概念成立性に係わる課題をブレークスルーできる可能性が低い。	国際協力を期待することが困難 GIFでの候補概念に取り上げられていないため、現状では基礎的な研究協力内容に限定される。

は優れた部分

15

FSにおける炉心燃料設計のねらい

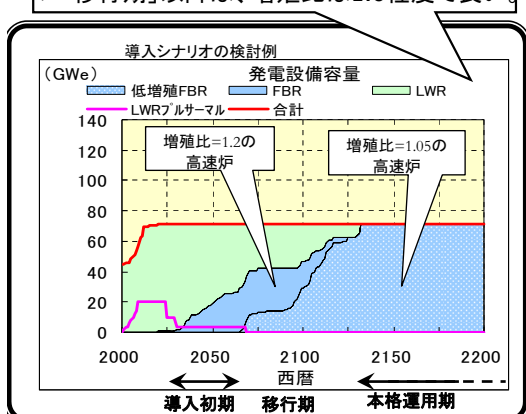
炉心燃料設計の主なねらい

- ◆ 高燃焼度燃料 [Na冷却炉ではODS被覆管適用] (経済性)
 - ◆ TRU燃焼、低除染燃料の使用 (経済性、環境負荷低減、資源有効利用)
 - ◆ 増殖要求に柔軟に対応する (経済性、資源有効利用)
 - ◆ 本格運用期にはLLFP核変換対応可能性を追求する (環境負荷低減)
- [炉心の安全性確保は大前提]

LLFP: 核分裂生成物長寿命核種
(Long Lived Fission Product)

- 燃料費は発電コストの1/3程度 (プラントコンパクト化、取出平均燃焼度150GWd/tの場合)
- 増殖比=1.2程度ではブランケットが燃料費の大半
→ ブランケット削減により経済性が向上できる

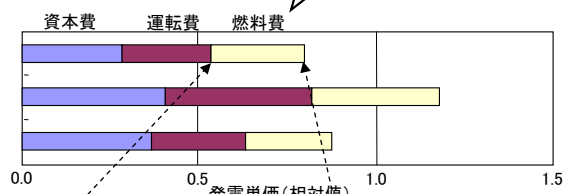
- 「導入初期」には、増殖を行うとともに、軽水炉からのMAを受入れる。
- 「移行期」以降は、増殖比は1.0程度で良い。



発電コスト評価の内訳(フェーズ1評価例)

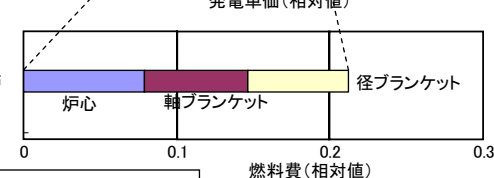
発電単価の内訳

ナトリウム冷却炉大型炉
鉛ビスマス冷却炉中型炉
ヘリウム冷却炉大型炉



燃料費の内訳 (増殖比=1.2)

ナトリウム冷却炉大型炉



注1) 再処理は先進湿式法、燃料製造は簡素化ペレット法
注2) 将来LWRの発電単価を基準

(5) 原子炉システムの開発(炉心設計研究)

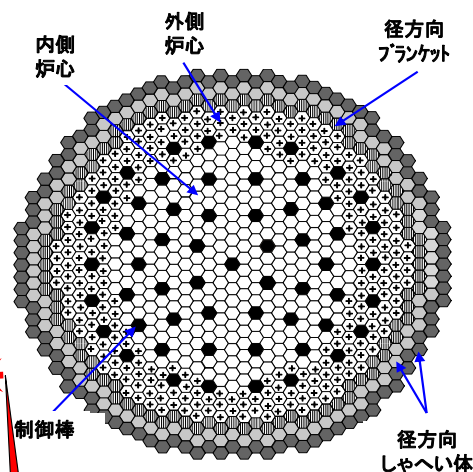
酸化燃料大型炉心(1500MWe級)の設計研究



炉心核特性

項目		増殖炉心	平衡サイクル炉心
出力	(MWt)	3,570	←
運転サイクル長さ	(ヶ月)	26	←
燃料交換バッチ数 [炉心 / 径ブランケット]		4 / 4	4 / ー
プルトニウム富化度 [Pu/HM] (wt%)	内側炉心	18.3	18.3
	外側炉心	20.9	21.1
燃焼欠損反応度 (% Δk/k')		2.3	2.5
増殖比		1.10	1.03
取出平均燃焼度 (GWd/t)	炉心	147	150
	炉心+ブランケット	90	115
ピーク線出力 (W/cm)		398	411
炉心部比出力 (kW/kg-MOX)		41	41
ピーク中性子照射量 ^{*1} (n/cm ²)		5.0×10^{23}	4.9×10^{23}
核分裂性Puインベントリ (t/GWe)		5.7	5.8
ドブラ係数 ^{*2} (Tdk/dT)		-5.7×10^{-3}	-5.8×10^{-3}
ナトリウムボイド反応度 ^{*2} (\$)		5.3	5.3

*1 E > 0.1MeV *2 EOEC



炉心配置
(増殖炉心)

平均燃焼度(ブランケットを含む)が
従来になく高い炉心を設計できた

17

(5) 原子炉システムの開発(炉心設計研究)

TRU組成変動に関する検討



TRU組成変動モデルケース

[単位:wt%]

核種	高速炉多重 リサイクルTRU [設計標準]	軽水炉使用済燃料回収TRU組成モデルケース			
		組成①	組成②	組成③	組成④
Pu-238	1.1	1.9	2.1	1.8	2.1
Pu-239	54.1	47.2	44.5	41.6	43.4
Pu-240	32.1	24.0	23.8	32.4	24.3
Pu-241	4.3	2.4	1.2	3.2	1.2
Pu-242	3.9	7.0	7.7	8.5	8.1
Np-237	0.5	6.4	7.5	0.9	7.4
Np-239	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Am-241	2.0	9.4	11.3	8.4	11.4
Am-242m	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Am-242	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Am-243	1.0	1.5	1.8	2.5	2.0
Cm-242	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Cm-243	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Cm-244	1.0	0.2	0.1	0.7	0.1
Cm-245	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0
Pu合計	95.5	82.5	79.3	87.5	79.1
MA合計	4.5	17.5	20.7	12.5	20.9
fissile合計	58.4	49.6	45.7	44.8	44.6
fertile合計	41.6	50.4	54.3	55.2	55.4

組成①: 30年貯蔵したLWR使用済燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUと20年貯蔵したALWR使用済燃料(60GWd/t)から回収したTRUを9:1(再処理量比例)で混合
 組成②: 70年貯蔵したLWR使用済燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUと40年貯蔵したALWR使用済燃料(60GWd/t)から回収したTRUを3:7(再処理量比例)で混合
 組成③: 40年貯蔵したPuサーマル使用済燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUとFBR使用済燃料から回収したTRUを5:5(再処理量比例)で混合
 組成④: 110年貯蔵したPuサーマル使用済燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUと90年貯蔵したLWR使用済燃料(45~49GWd/t)から回収したTRUと40年貯蔵したALWR使用済燃料(60GWd/t)から回収したTRUを0.5:1.9:7.6(再処理量比例)で混合
 [Puサーマル:ウラン=0.5:9.5, LWR:ALWR=2:8]

組成①

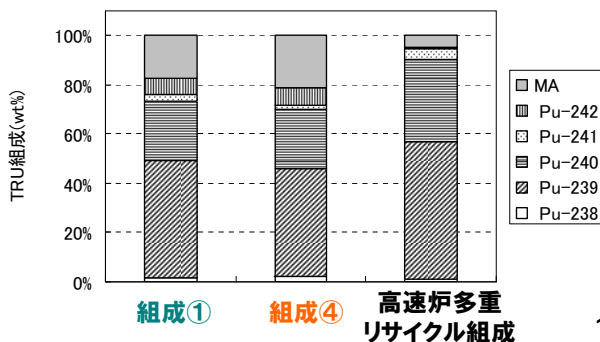
高速炉移行期序盤の軽水炉再処理施設からのTRU製品

LWR使用済ウラン燃料(30年貯蔵)
ALWR使用済ウラン燃料(20年貯蔵) } 9:1で混合

組成④

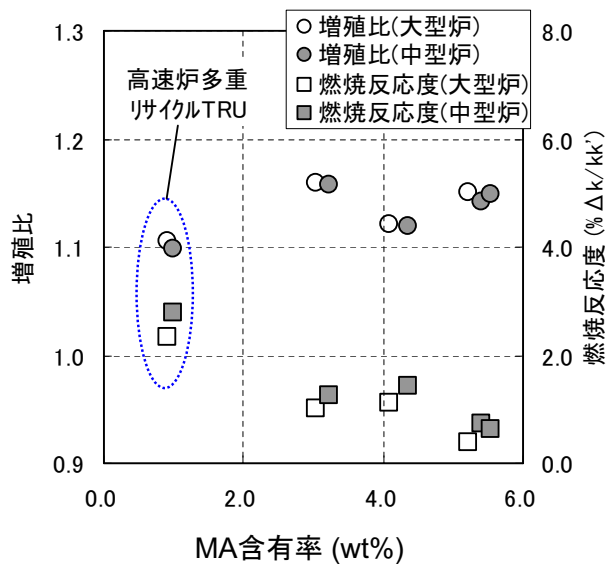
高速炉移行期終盤の軽水炉再処理施設からのTRU製品

LWR使用済ウラン燃料(90年貯蔵)
ALWR使用済ウラン燃料(40年貯蔵)
LWRプルスーマル使用済燃料(110年貯蔵) } 1.9:7.6:0.5で混合

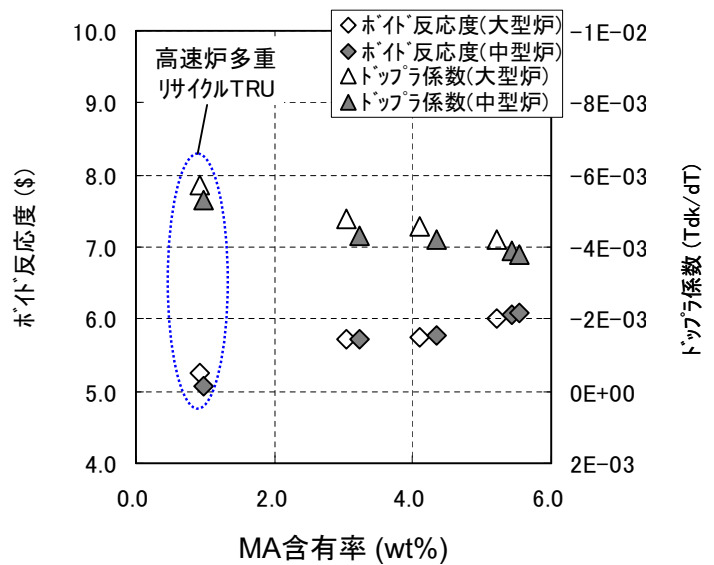


18

TRU組成変動に関する検討(核特性への影響)



MA含有率と増殖比・反応度の関係

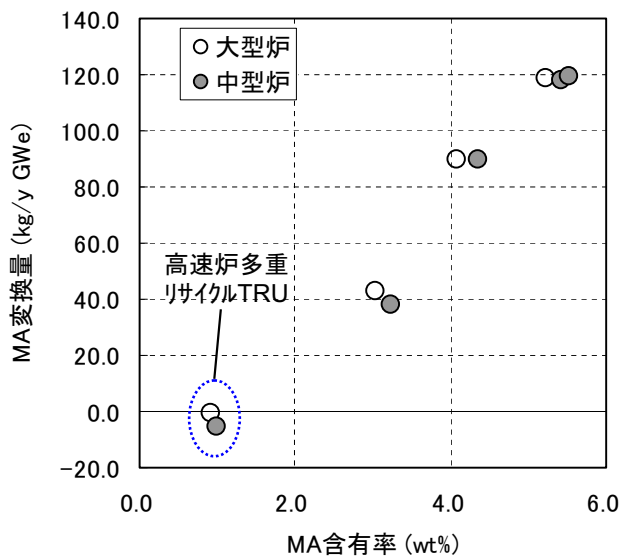


MA含有率とボイド反応度・ドップラ係数の関係

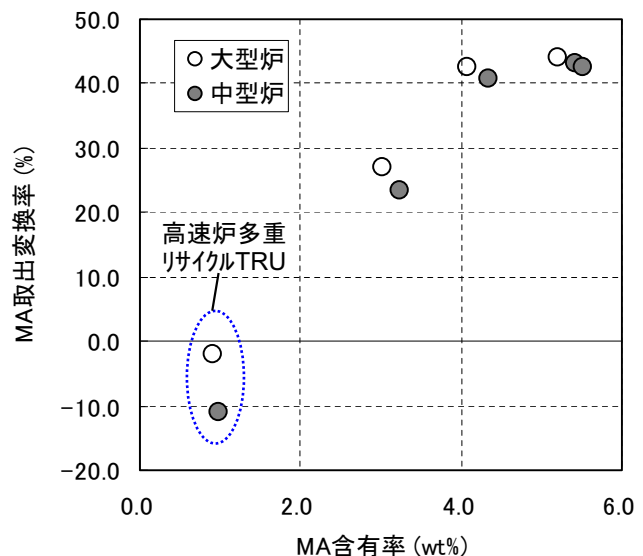
TRU組成変動に対し、MA含有率が5%程度以内であれば、核的には炉心設計成立性を見通すことができる。

19

TRU組成変動に関する検討(MA核変換特性)



MA含有率とMA変換量(年間、電気出力あたり)の関係



MA含有率とMA取出変換率の関係

MA含有率が3~5wt%の場合、MA変換量で50~100kg/y GWe程度、MA取出変換率で30~40%程度を達成可能。

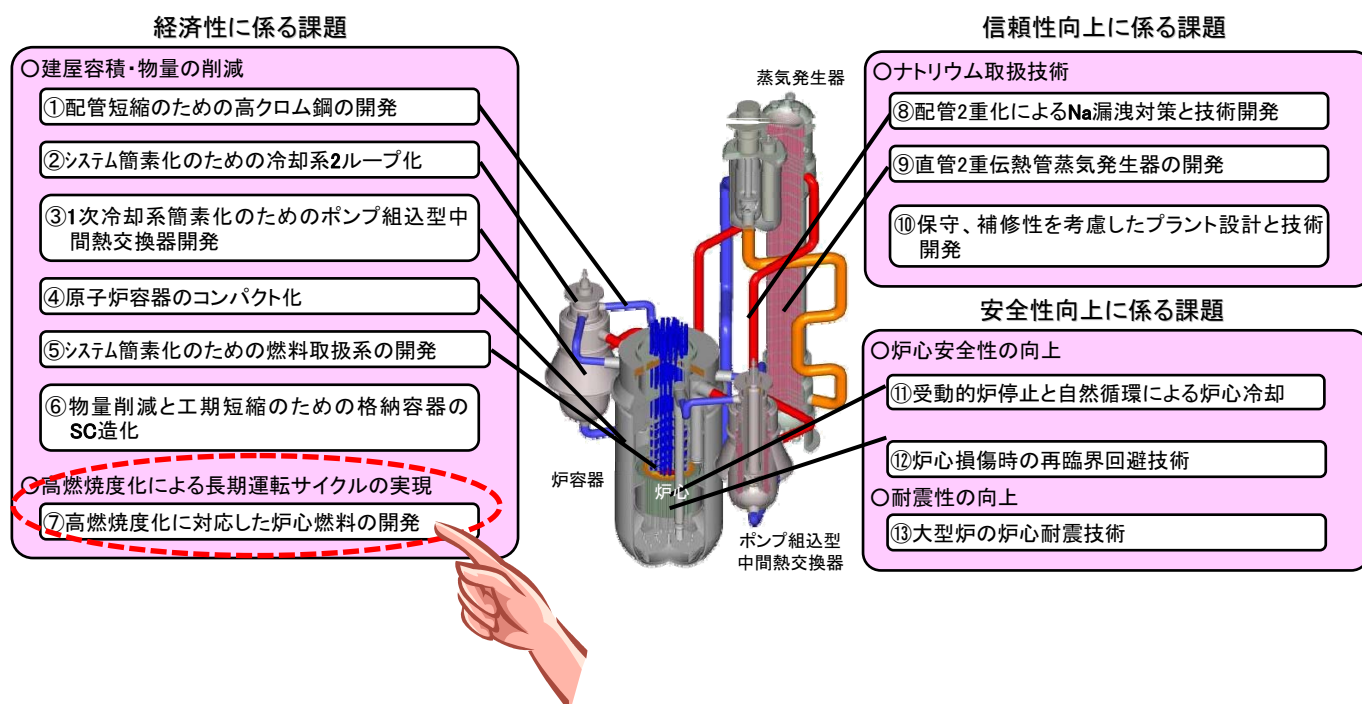
20

炉心設計研究のまとめ

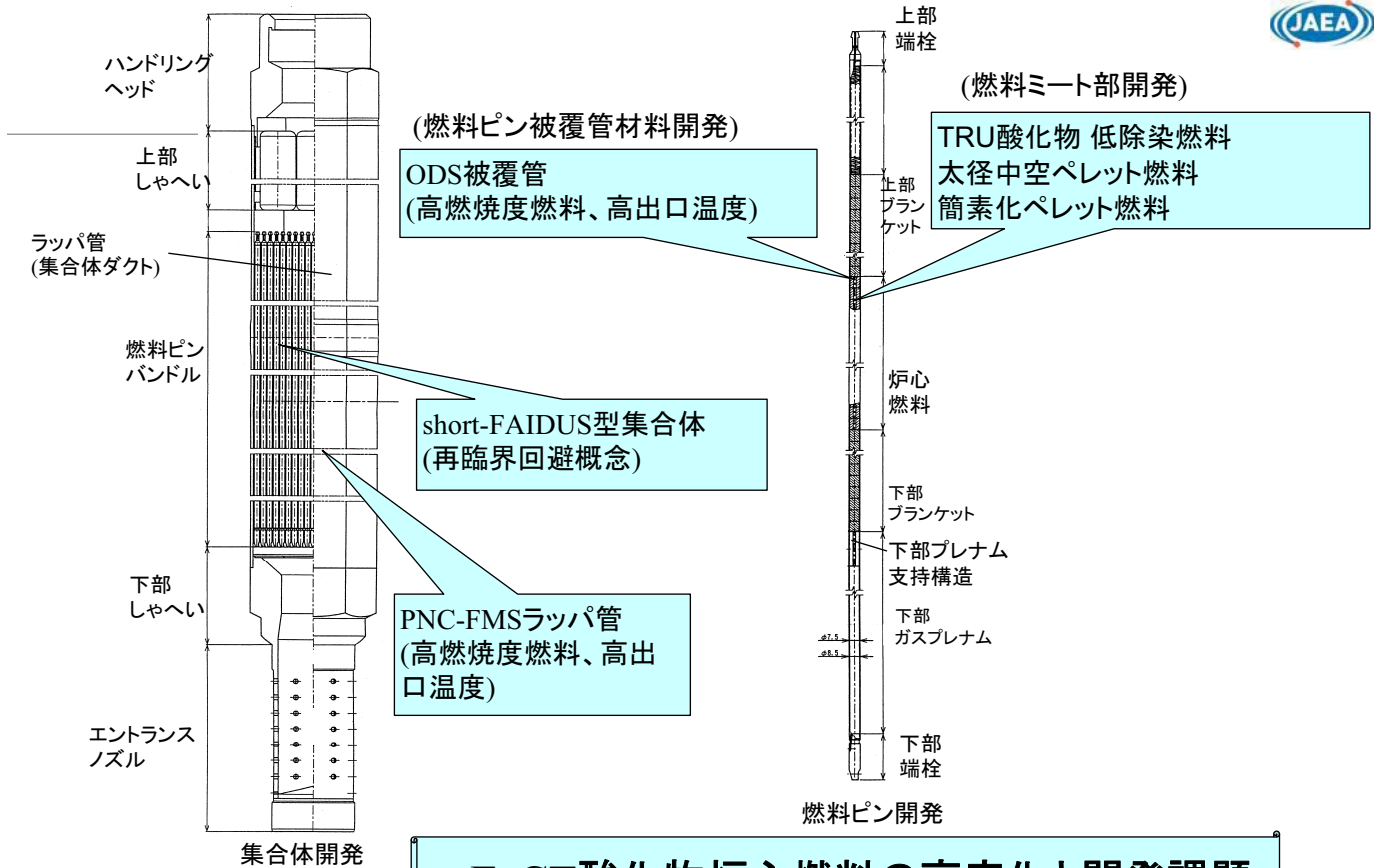
- 安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性及び核拡散抵抗性を開発目標の指標とし、技術的実現性を含め候補技術を比較検討した結果、原子炉システムとしては酸化物燃料Na冷却炉が最も有望であることを明らかにした。
- 酸化物燃料大型炉心(1500MWe級)の設計研究を行い多様な設計要求を満足できる見通しのある参照炉心概念を定めた。
- 均質炉心体系でのMAリサイクルでは、LF移行期における変動(軽水炉使用済燃料の種類・燃焼度・貯蔵期間と処理割合)を考慮しても、MA含有率は5%程度までになるとの見通しを得た。
- MA含有率が5%程度までの均質炉心体系の炉心における増殖比・燃焼反応度・ドップラー係数・ボイド反応度などを評価した結果、所要の設計要求を満足しつつ、30~40%のMA変換が達成できるとの見通しを得た。

21

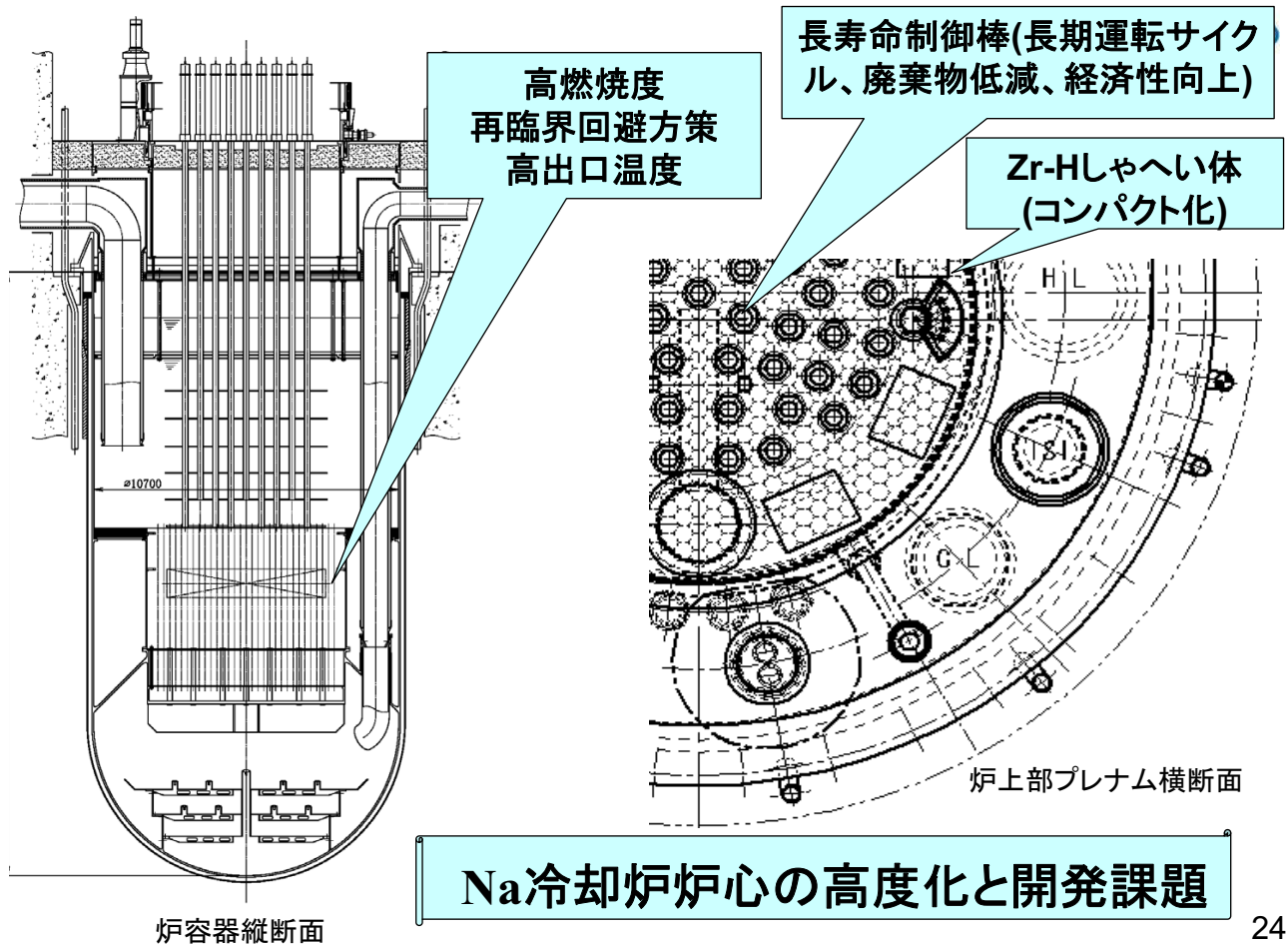
高速増殖炉主概念に係る13課題



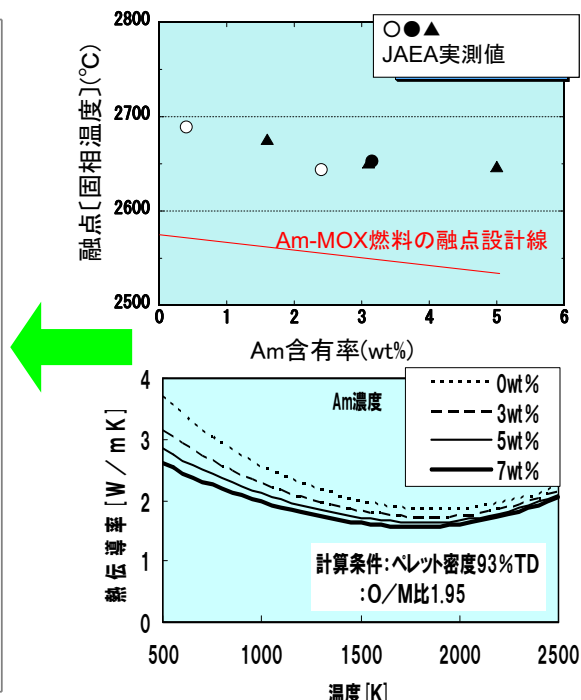
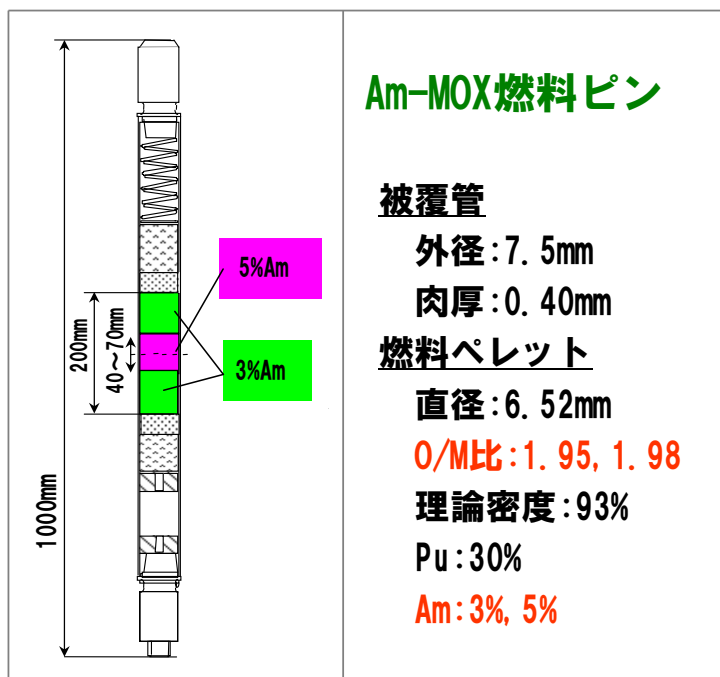
22



FaCT 酸化物炉心燃料の高度化と開発課題



「常陽」でのAm照射試験 —MA含有燃料の設計—

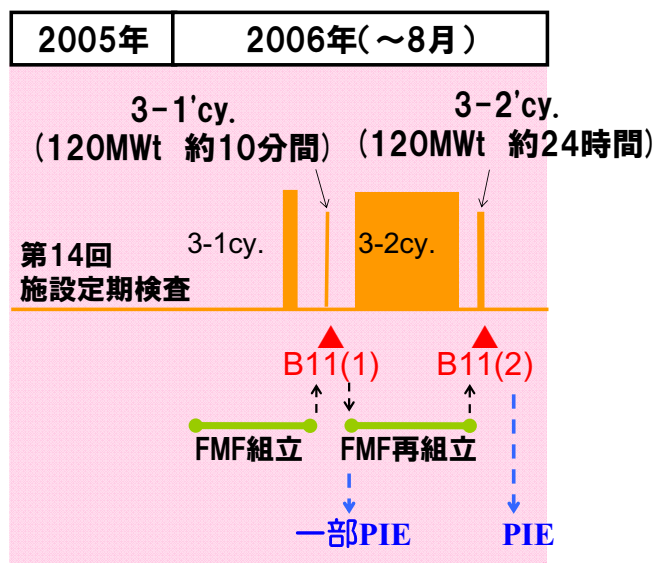


物性測定・評価の成果を反映し、実機で照射するためのMA含有燃料を設計、許認可を取得した。(MA含有燃料の設計技術の基礎を構築)

出典: 曾我ほか、日本原子力学会2006秋の大会、G04

27

「常陽」でのAm照射試験 —短期照射試験の実施—



「常陽」において、Am-1照射試験における短期照射試験を実施した。
 MA-MOX燃料としては世界最高の線出力密度(約430 W/cm)を達成した。

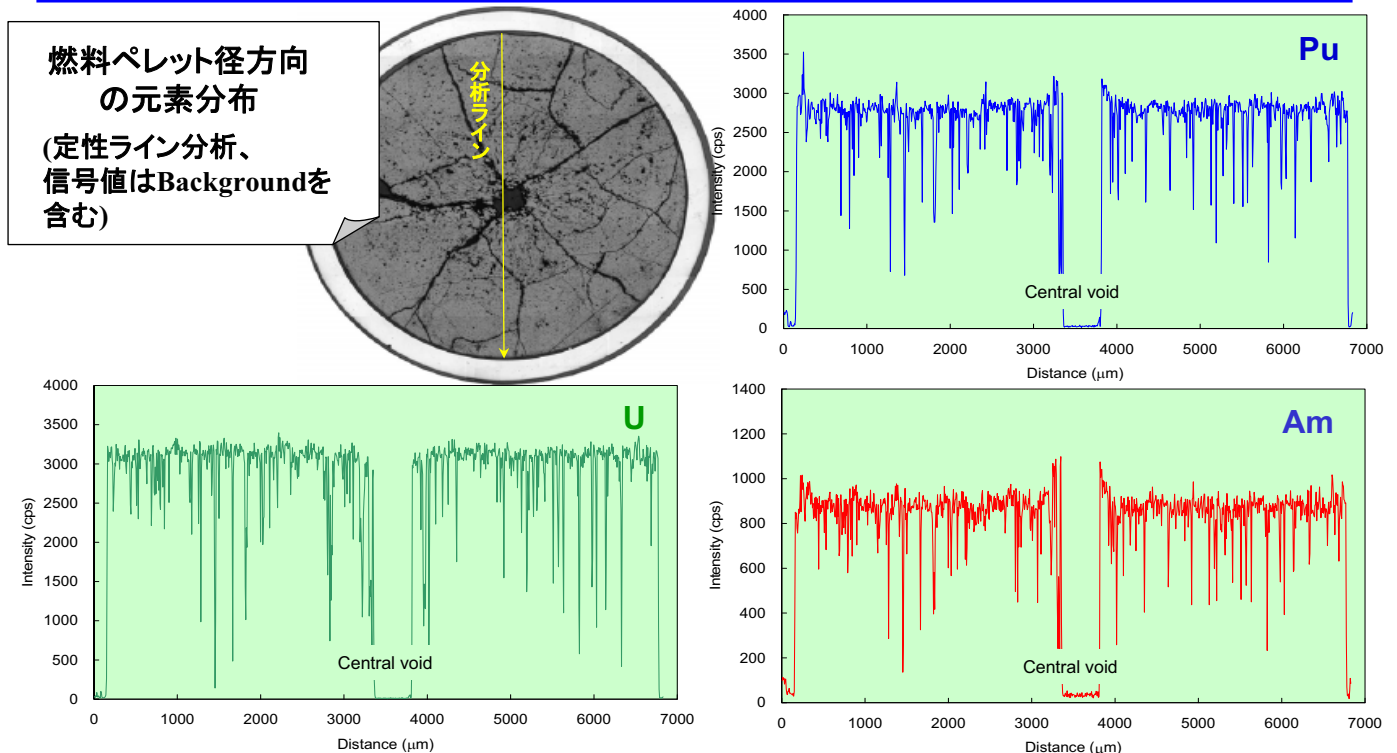
- B11(1): 10分間照射 → 2006年5月照射終了
 → 一部燃料ピンのPIE
 → 残りの燃料ピンを「常陽」に再装荷(B11(2))
- B11(2): 24時間照射 → 2006年8月照射終了 → PIE

出典: 高松ほか、日本原子力学会2006秋の大会、G05

28

(5) 原子炉システムの開発(照射試験)

「常陽」でのAm照射試験 — 照射後試験結果例 —



MA含有燃料の熱設計上重要な高線出力におけるMA元素の再分布データ(O/M比依存性を含む)が、初めて得られつつある。

29

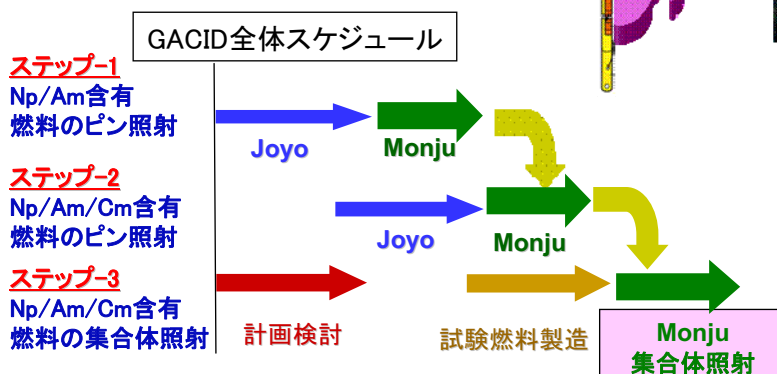
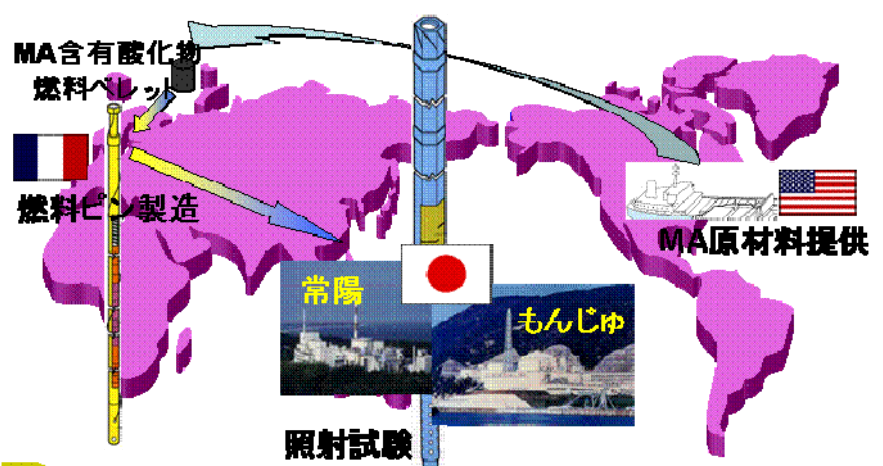
(5) 原子炉システムの開発(照射試験)

GACID計画



目的: 高速増殖炉の実用炉用燃料として有力なマイナーアクチニド(MA)含有燃料(TRU燃料とも言う)を、「もんじゅ」及び「常陽」を利用して実証

- 高速増殖炉で燃焼させることによりMA全量リサイクルの可能性を実証
- 3ステップで段階的に実施
- Generation International Forum／ナトリウム冷却高速炉プロジェクトの一つ



GACID: Global Actinide Cycle International Demonstration

30

照射試験のまとめ

- 3～5%のMA含有MOX燃料ペレットの試作に成功した。
- 試作した燃料ペレットを用いて照射試験集合体を製作し、「常陽」を用いた照射試験を開始した。短時間照射(10分照射及び24時間照射)は完了し、照射後試験データが得られつつある。現在までのところ通例のMOX燃料ペレットと大幅に異なる照射挙動は示されていない。
- 今後国際協力(GACID計画等)も活用し照射試験データの充実を図る。

(6) 燃料製造システムの開発 (簡素化ペレット法製造技術開発)

● 有望なシステム概念

- 先進湿式法＋簡素化ペレット法が最も有望な概念である
- 金属電解法＋射出鑄造法は多様なニーズに対応可能な有望概念である

	先進湿式法＋ 簡素化ペレット法	金属電解法＋ 射出鑄造法	先進湿式法＋ 振動充填法（※）	酸化物電解法＋ 振動充填法
設計要求への 適合可能性	全ての設計要求に対して高いレベルで適合する可能性があり、スケールアップ効果のため大規模施設の経済性が高い。	全ての設計要求に対して適合する可能性があり、小規模施設の経済性が高い。	全ての設計要求に対して適合する可能性がある。	全ての設計要求に対して適合する可能性がある。
技術的実現性	実現性を見通すことが可能	実現性を見通すことが可能だが、インフラ整備が必要なことから比較的長期の開発を要する見込み	実現性を見通すことが可能	技術的課題が多く開発に長期を要する
(国際的視点)	国際協力を期待することが可能 〔フランスではホットラボなどによる関連研究を実施〕	国際協力を期待することが可能 〔米国ではホットラボなどによる研究を実施〕	国際協力を期待することが困難 〔積極的に開発する国はない〕	国際協力を期待することが可能 〔ロシアではホットラボなどによる関連研究を実施〕

 は優れた部分

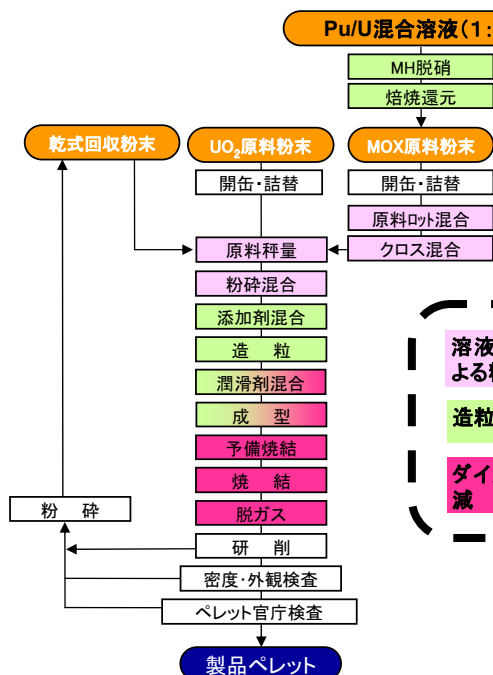
（※）ヘリウムガス冷却炉用の窒化物被覆粒子燃料の製造には、この振動充填法の工程の一部である「ゲル化法」が用いられるが、対応する燃料サイクル概念の開発については、高速増殖炉システム開発の進捗により被覆粒子窒化物燃料の概念が固まった後に着手することが効率的である。

33

開発目標の指標	開発目標	設計要求
安全性	同時代の軽水炉燃料サイクルシステムと同等以上	施設内での放射性物質の大規模放出事象発生 $<10^{-6}$ /プラント・年
経済性	将来の軽水炉の発電単価に比肩すること	再処理＋燃料製造 ≤ 0.8 円/kWh(処分費込み ≤ 1.1 円/kWh)
資源有効利用性	持続的に核燃料を生産するとともに、多様なニーズへ対応できること	U及びTRUの回収率 $\geq 99\%$
環境負荷低減性	放射性廃棄物による負荷を低減すること	廃棄物発生量が軽水炉燃料サイクル施設と同等以下(要求)、 $1/10$ (目標) U及びTRUの廃棄物への移行率 $\leq 0.1\%$ (目標)
核拡散抵抗性	核物質防護及び保障措置への負担軽減	Puが単独で存在しない 難接近性

34

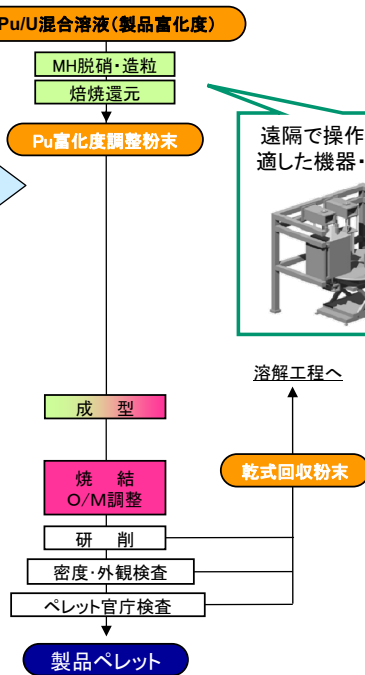
現行のペレット燃料製造プロセス



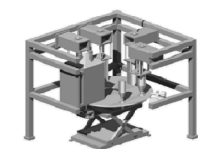
簡素化ペレット法燃料製造プロセス

多くの工程を削減

溶液段階でのPu富化度調整技術による粉末取扱工程の削減
造粒工程改良技術による工程の削減
ダイ潤滑型成型技術による工程の削減

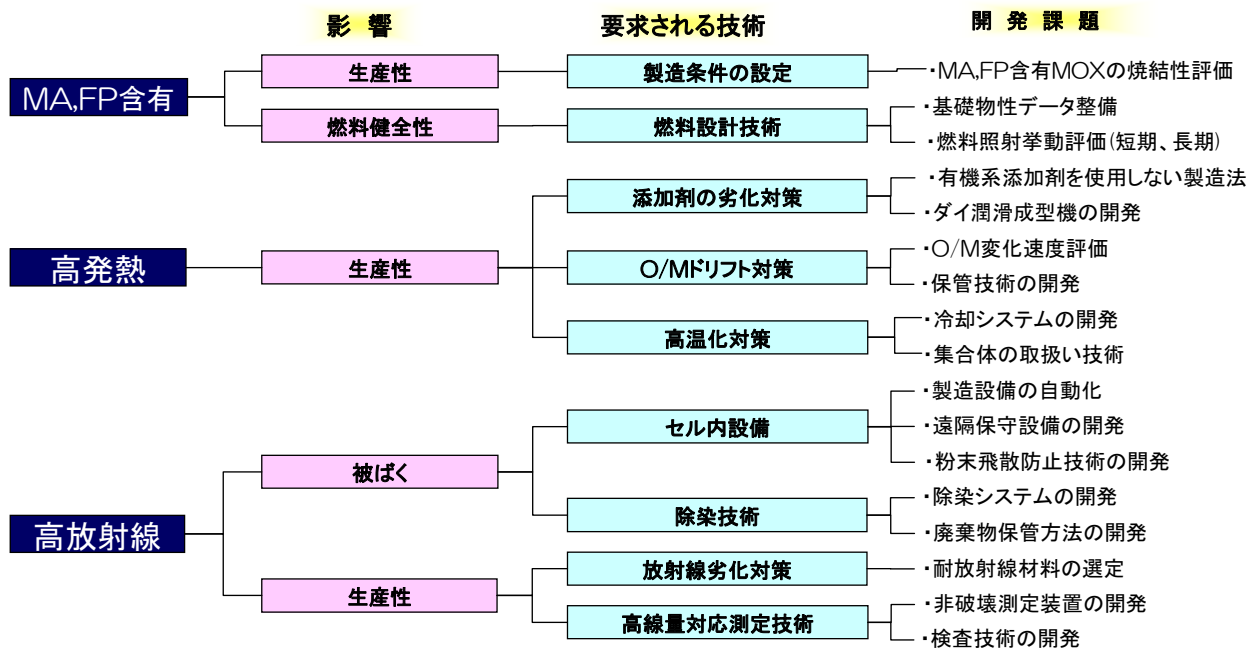


遠隔で操作する工程に適した機器・設備を検討



35

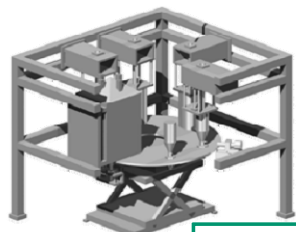
■ 低除染TRU燃料に起因する技術開発課題



36

脱硝・転換・造粒一元処理技術開発

遠隔で原料調整を行うためのターン
テーブル式脱硝・転換・造粒設備



脱硝試験: 脱硝容器、条件を検討



円筒容器の脱硝体

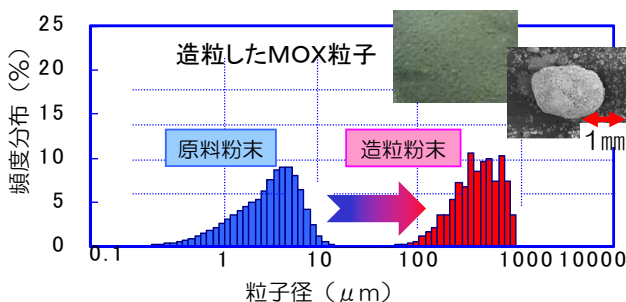


浅皿容器の脱硝体

造粒試験: 造粒にバインダーを用いない方法により微粉末を造粒し、直接成型に適した原料とする



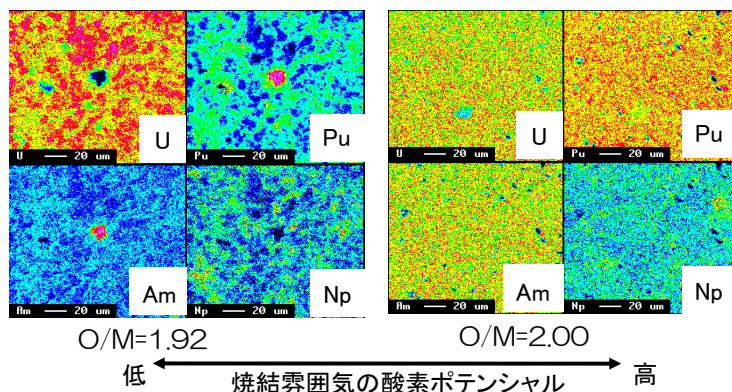
転動造粒装置



37

MA(Np,Am)含有MOXペレットの焼結特性評価

➤ 焼結性へのNp、Amの影響を確認



・高酸素ポテンシャル下で焼結することにより均質性の良いペレットをすることができる。

→ その後、加熱還元により低O/M比に調整。

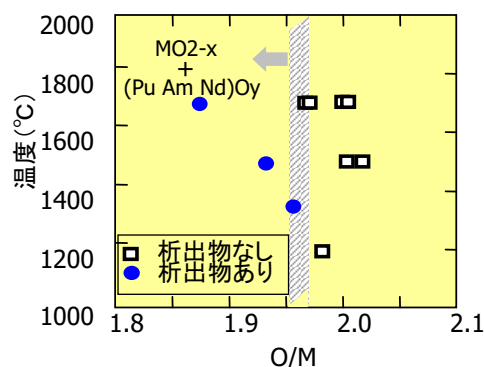


2%Np/2%Am-MOXペレット



5%Am含有MOX

➤ FPの代表元素としてNdを添加し、焼結性への影響を確認



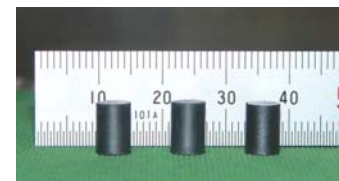
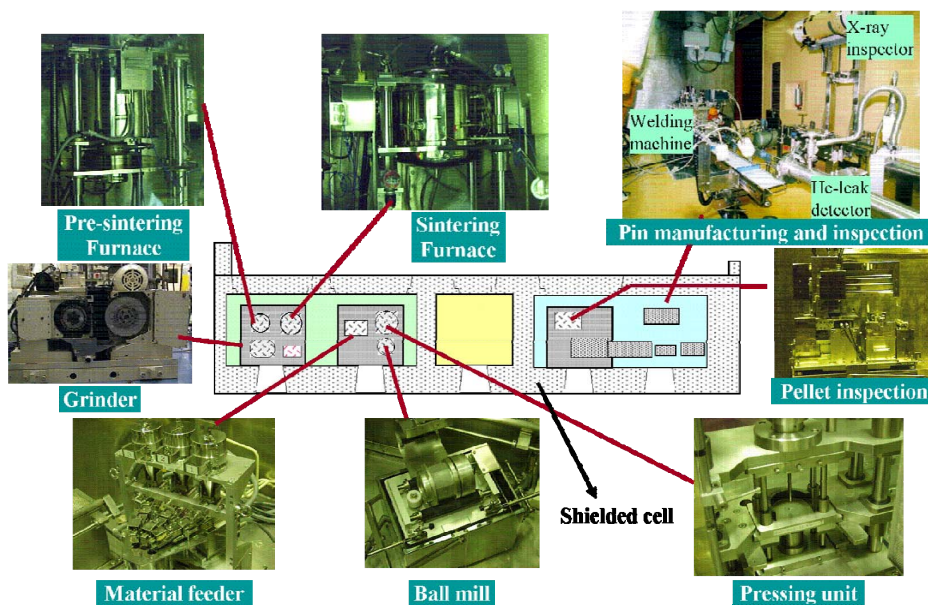
・O/M=1.96以下で(Pu,Am,Ln)系酸化物が析出する。

・析出物は約80%がPuであるものの、そのサイズは10 μm 程度(Puスポット仕様は<100 μm)であるため、照射挙動への影響はほとんどないと予想される。

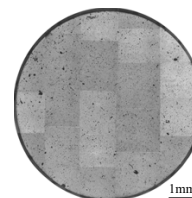
38

(6) 燃料製造システムの開発

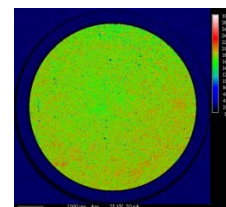
Am添加MOX燃料ペレットのセル内製造



作製したペレット外観写真



金相写真



Am分布 EPMA測定

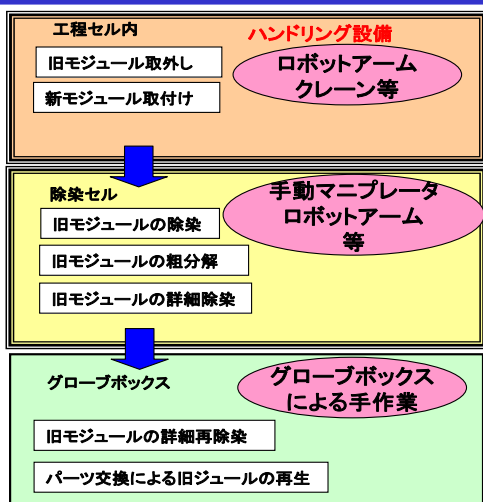
ホットセルにおける小規模遠隔燃料製造ライン

既存の小規模ホットセル(大洗AGF)を利用し
照射試験用MA含有MOX燃料ペレットをセル内で製造

39

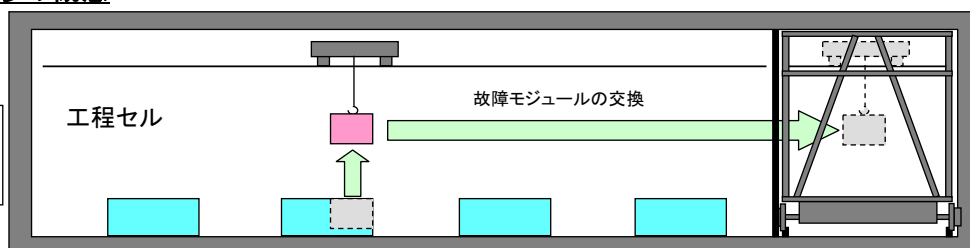
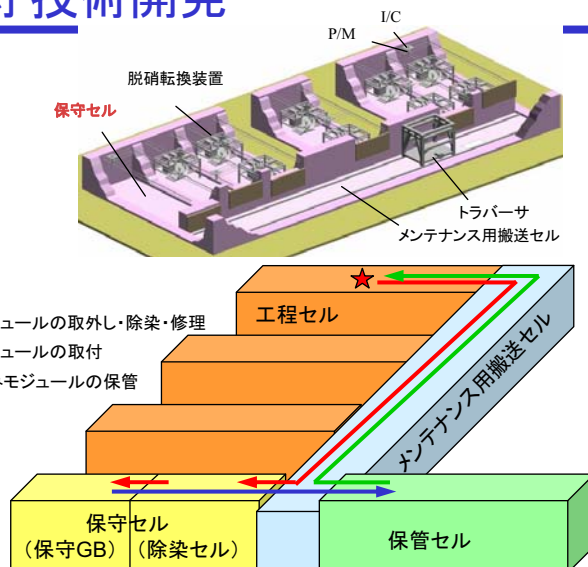
(6) 燃料製造システムの開発

セル内設備遠隔保守技術開発



遠隔による保守・補修の概念

モジュール化設備の開発
ハンドリング設備の開発



メンテナンス用搬送セル

40

まとめ

- 燃料製造システムとしては、簡素化ペレット法が最も有望であることを明らかにした。
- 簡素化ペレット法実用化に必要な革新技術を6課題に整理し、2010年革新技術の採否判断、2015年同成立性見極めと実用施設及び実証施設の概念設計結果の提示を目指す実用化研究開発を開始した。
- ウラン試験・小規模MOX試験や照射試験用MA添加MOX燃料ペレットの試作などにより、脱硝・転換・造粒一元処理や焼結・O/M調整技術開発などを含む簡素化ペレット法技術開発を進めている。
- 並行して、高発熱TRU燃料取扱いに必要なセル内遠隔保守技術や高発熱燃料取扱技術の開発を進めつつある。

日本原子力研究開発機構における 核変換技術に関する研究開発の現状について — 階層型 —

平成20年12月19日

日本原子力研究開発機構

1

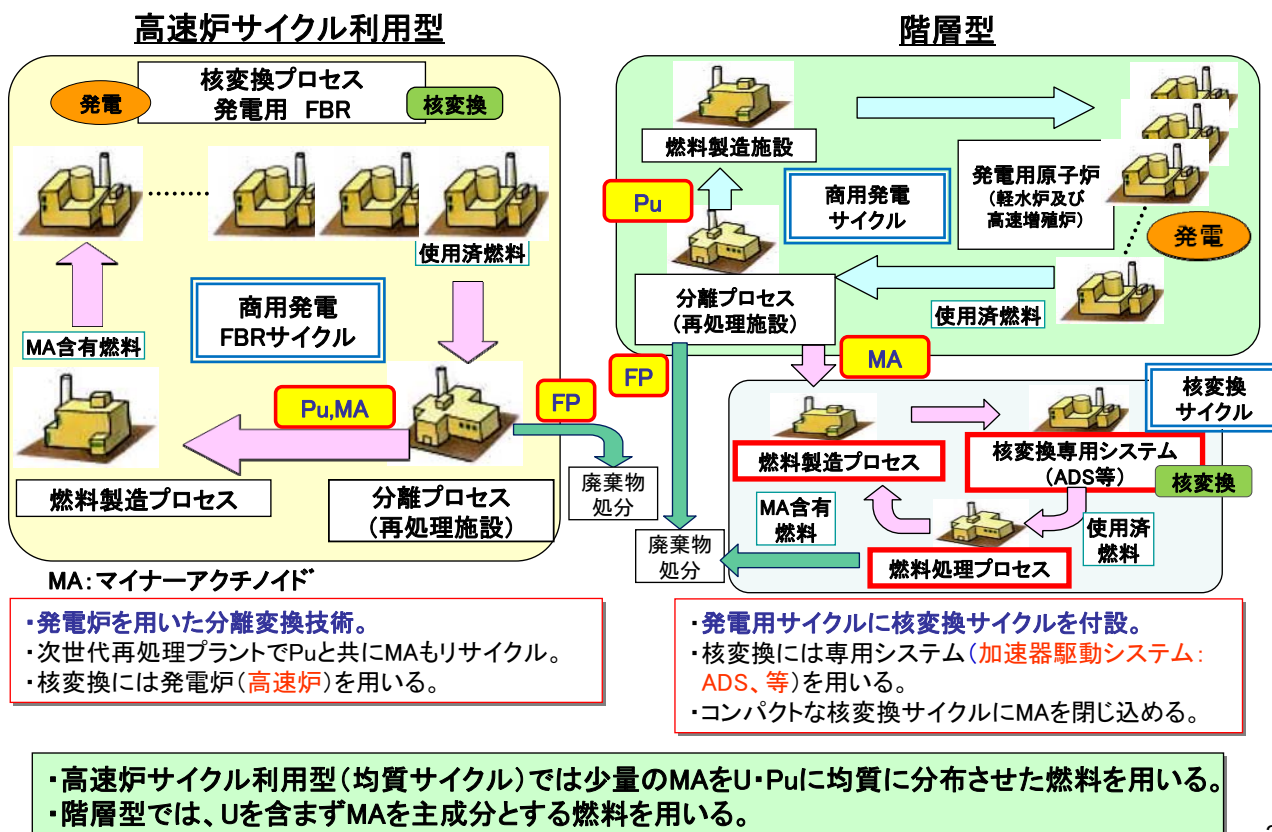
内 容

- (1) 研究開発の経緯
- (2) 平成12年のC&Rでの要求事項と対応状況
- (3) ADSに関する研究開発
- (4) ADS用燃料と乾式処理に関する研究開発
- (5) 国際協力
- (6) まとめと今後の進め方

2

(1) 研究開発の経緯

高速炉サイクル利用型と階層型



3

(1) 研究開発の経緯

平成12年のチェックアンドレビューまで

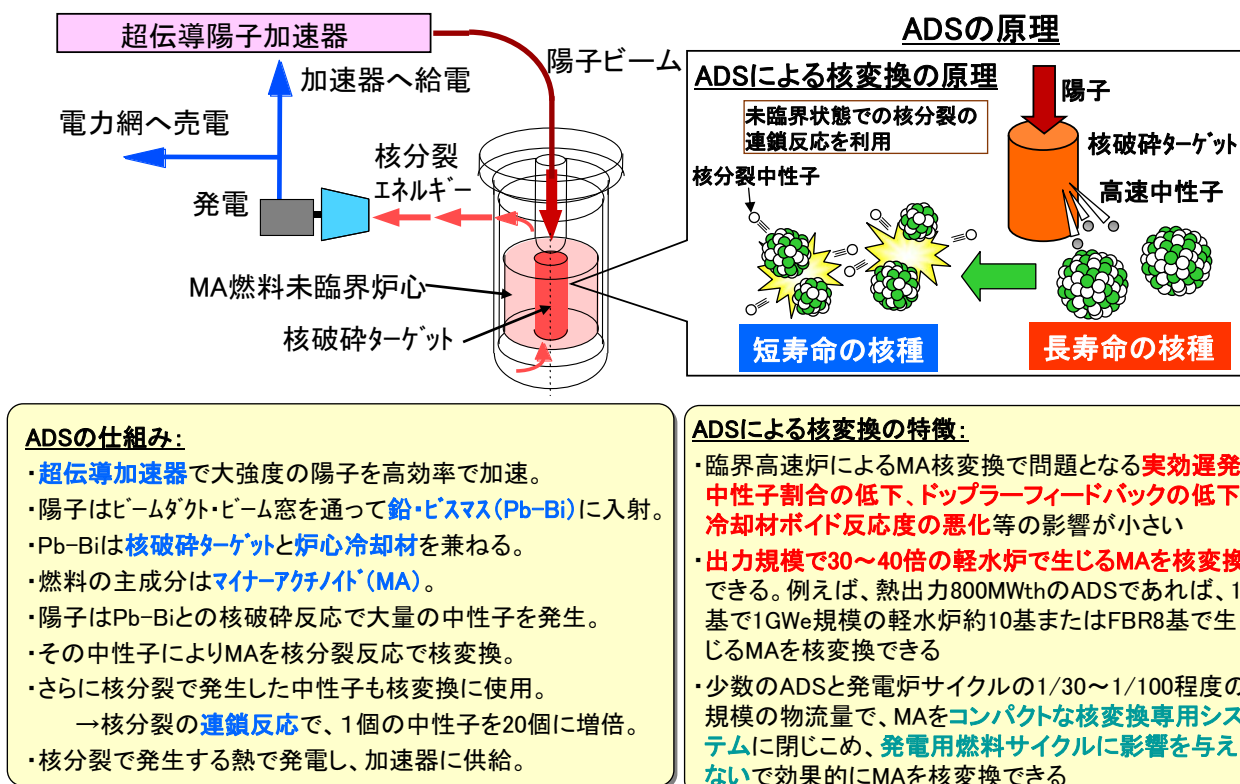
- 昭和63年の「群分離・消滅処理技術研究開発長期計画」(オメガ計画)
 - 消滅処理分野 → 原子炉(炉物理・物性、FBR応用、専焼高速炉)
加速器(陽子加速器、電子加速器) (下線部は旧原研の所掌)
- 平成12年までの主な経緯
 - 陽子加速器利用
陽子で直接的に核変換するのでは、エネルギー収支が成立しないことが問題
→ 加速器中性子源の中性子を増倍しながら核変換できる加速器駆動システムへ
 - 専焼高速炉
ドップラーフィードバックが小さい、実効遅発中性子割合が小さい等の問題
→ 未臨界状態とすることで、反応度係数や遅発中性子割合の影響を低減
 - 核変換専用燃料
中性子スペクトルを硬くでき、熱伝導度の良い金属燃料と窒化物燃料を選択
→ MAの安定性と組成に対する柔軟性に優れた窒化物を第1候補に
 - 冷却材
Na、Pb、Pb-Bi、He を検討
→ 冷却材ボイド係数や冷却能力の観点から、Pb-Biを第1候補に

MA窒化物燃料・鉛ビスマス冷却・加速器駆動未臨界システム(ADS)を第1候補に

4

(1) 研究開発の経緯

ADSの概念と特徴



5

(2) 平成12年のC&Rでの要求事項と対応状況

ADSに関する平成12年のC&Rでの要求事項と対応状況

前回オメガ計画チェックアンドレビューでの記載	対応状況
ADSによる核変換プロセスについては、従来の原子炉と構造や制御方法が異なるため、システムの安全性の実証、大電流陽子加速器の開発が課題である。当面は、炉心設計やシステム制御方法の開発、ビーム窓の開発、構造・材料の設計、核データやモデルの整備・検証が重点課題である。	<ul style="list-style-type: none"> ➢ ADSに関する安全性確保の考え方等の検討を実施するとともに、高速増殖炉の安全解析コードを用いた検討を実施中。しかし安全性の実証には、実験炉級ADS等の専用施設が必要。 ➢ 加速器開発では、超伝導クライオモジュールの試作やADS用陽子加速器の設計検討を進めるとともに、J-PARC用加速器の建設・製作・試運転を進めてきた ➢ 炉心設計では、未臨界であることに起因する出力分布ピークの平坦化等の核設計検討、被覆管最高温度の低減化、ビーム停止事象の影響評価等を実施 ➢ ADSの制御方法の検討では、加速器出力の調整によりシステムを制御する手法を検討 ➢ ビーム窓については、座屈強度の確保のための設計検討を進めるとともに、Pb-Biループを製作して伝熱流動試験等を実施。欧州等とのMEGAPIE国際共同実験でメガワット級Pb-Bi核破砕ターゲットの成立性を示した。 ➢ その他、材料試験(腐食試験、照射試験)等を実施 ➢ JENDL核データファイルの整備や核データの積分テストを実施

6

(2) 平成12年のC&Rでの要求事項と対応状況

核変換用燃料に関する平成12年のC&Rでの要求事項と対応状況

前回オメガ計画チェックアンドレビューでの記載	対応状況
MA窒化物燃料の照射データの蓄積、発熱対策、窒素-15の経済的濃縮法の開発等が課題である。当面は、MA窒化物燃料の試作及び照射試験を進める。	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 燃料製造工程でMAによる発熱が特に問題となる工程について、除熱法の基礎的な検討を実施 ➤ 大学への委託研究により窒素-15濃縮法の基礎的検討を進めたが、経済的濃縮法の開発には至っていない ➤ Pu-Am-Cm系、Np-Pu-Am-Cm系、Pu-Am-Cm-Zr系等のMA含有窒化物を調製するとともに、MA含有窒化物の物性測定を実施中 ➤ JMTRにおいてUフリーの(Pu,Zr)N及びPuN+TiN燃料の照射試験を実施し、照射後試験データを取得。また、CEAとの研究協力の下で、高速実験炉フェニックスにおけるMA窒化物燃料の照射試験を開始
燃料処理プロセスについては、 電解精製試験、回収したMAの再窒化試験 を進める。	<ul style="list-style-type: none"> ➤ MA窒化物や燃焼度模擬窒化物の電解精製における陽極溶解と液体Cd陰極への回収を確認するとともに、電気化学的データを取得 ➤ 蒸留窒化法を開発して、電解精製後の液体Cd陰極からPuN、AmN等を調製。さらに、再窒化した粉末を原料として窒化物ペレットを調製

7

(3) ADSに関する研究開発

主な国内協力機関

未臨界炉技術

三菱重工業：未臨界炉設計
名古屋大学：未臨界度測定技術
京都大学：KUCA未臨界実験

鉛ビスマス技術

三井造船：鋼材腐食・伝熱流動
北海道大学：超音波流速測定
東北大学：不純物除去技術・酸素濃度センサー
東京工業大学：核破砕生成物予測精度向上・Po除去技術

核破砕材料技術

東京大学、京都大学、九州大学：照射影響評価

超伝導LINAC

高エネルギー加速器研究機構 (KEK)、三菱重工業：超伝導空洞開発等
三菱電機：加速器設計

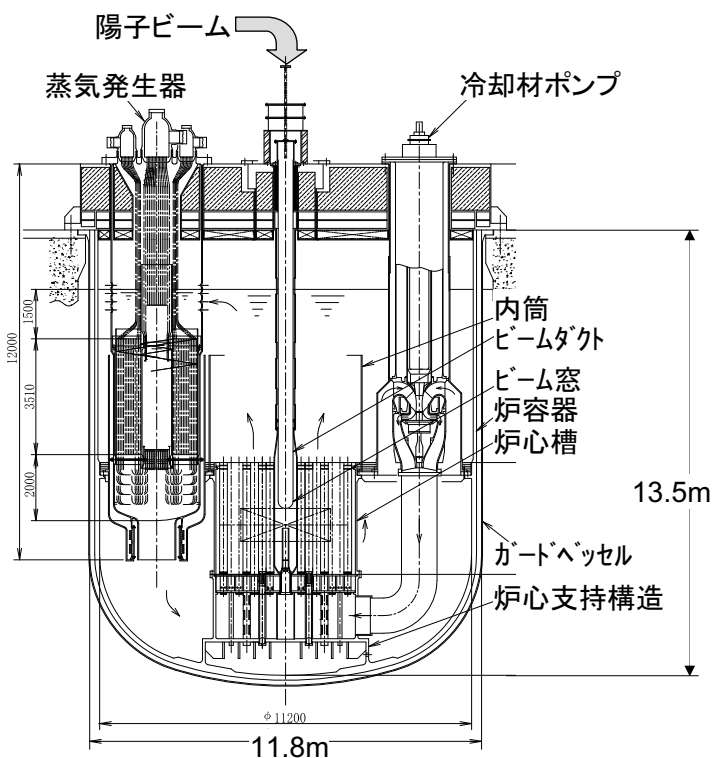


8

(3) ADSに関する研究開発

概念設計

- ・ 陽子ビーム : 1.5GeV
- ・ 核破砕ターゲット : Pb-Bi
- ・ 冷却材 : Pb-Bi
入り口 : 300°C、出口 : 407°C
- ・ 最大 $k_{\text{eff}} = 0.97$
- ・ 熱出力 : 800MWt
- ・ MA初期装荷量 : 2.5t
- ・ 燃料組成 :
(MA + Pu)N + ZrN
- ・ 核変換効率 :
10%MA / 年
- ・ 燃料交換法 : 600EFPD, 1 バッチ
- ・ 主循環ポンプ : 2基
- ・ 蒸気発生器 : 4基
- ・ 崩壊熱除去計 : 3系統



9

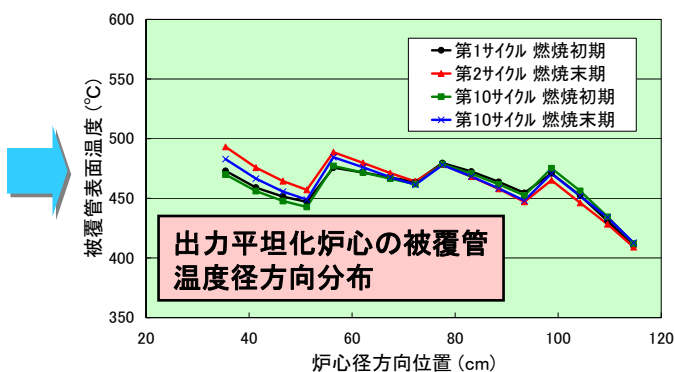
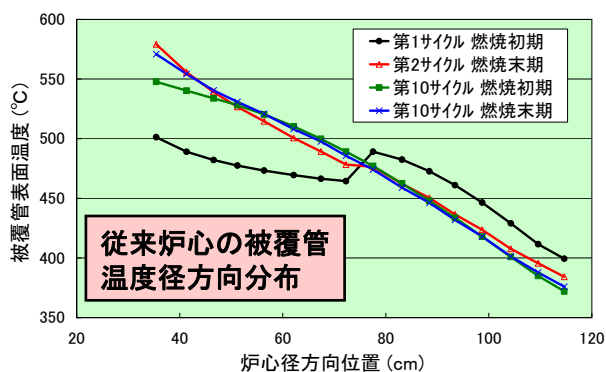
(3) ADSに関する研究開発

ADS 出力分布平坦化の検討

目的： 初期燃料のPu富化度を2領域化することでピーキング抑制を図ってきたが、それだけでは被覆管最高温度が600°C近くとなっていた。この温度では鉛ビスマス冷却材による腐食が問題となる。そこで、燃焼反応度変化の抑制と径方向出力分布の平坦化により、被覆管最高温度を低減する

研究内容：

- 不活性母材(ZrN)の添加率を燃焼サイクル毎に調整して燃焼反応度変化を抑制
- 多領域化(ZrN添加率又はピン径)によって出力分布を平坦化
- 必要な陽子ビームが過大とならないように最適化



成果と今後の課題：

- 被覆管最高温度を100°C近く低減。これにより、鉛ビスマスによる腐食に対処できる見込み
- 燃料サイクルの工程上現実的な不活性母材の添加割合調整法の検討が必要

10

(3) ADSに関する研究開発

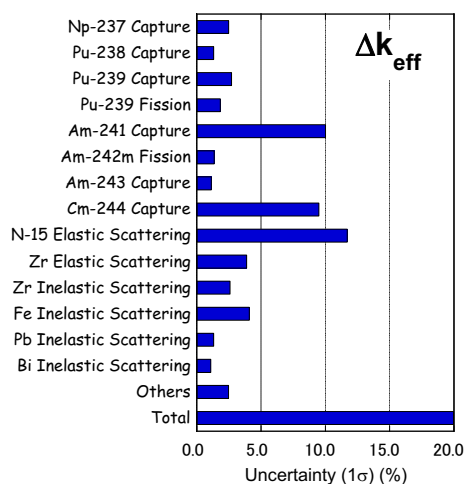
核設計精度の評価と未臨界度監視技術の開発

目的: ADSは、**MA燃料を大量に用いて未臨界で運転**するため、従来の原子炉とは大きく異なる概念

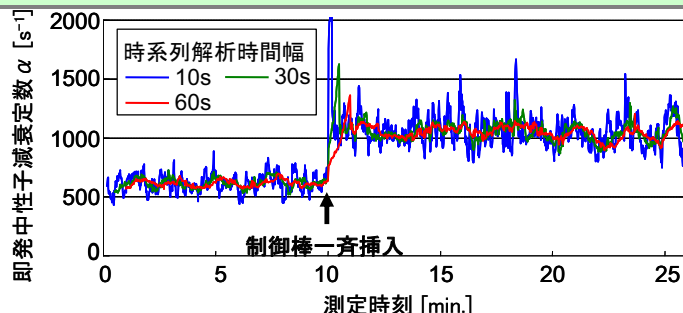
- ❑ 従来の**核データ**や**核設計手法**の適用性の把握
- ❑ 出力、出力分布、安全性等に大きく影響を及ぼす**未臨界度の監視技術**の開発

研究内容:

- ❑ 核データの**共分散データ**と**感度解析手法**を組み合わせた核設計精度の評価
- ❑ **KUCA**、**FCA**を用いたADSの未臨界度監視の基礎実験



燃焼反応度の不確かさの評価結果



KUCA実験におけるパルス運転中のRossi-α法の適用例

成果と今後の課題:

- ❑ 精度向上が必要な核種・反応は特定できたが、ADSの実効増倍係数の精度が通常の高速炉と同程度との結果が出るなど、**MAの共分散データの見直しが必要**と考えられる
- ❑ **未臨界度監視の基礎的な見通しは得られた**
- ❑ 今後、**MA装荷臨界・未臨界実験による核設計精度の検証**や**出力運転時の未臨界度測定技術の確立が必要**

11

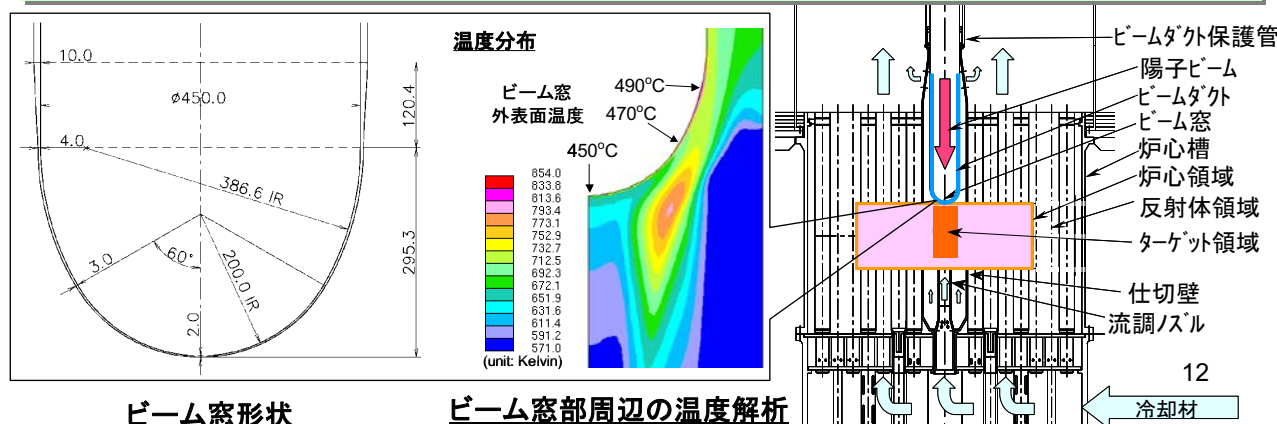
(3) ADSに関する研究開発

ビーム窓の設計検討

目的: 陽子ビームによる発熱、熱衝撃、鉛ビスマスによる静圧、腐食、照射損傷などに耐える設計が要求される**ビーム窓**について、成立性の高い概念を創出する

研究内容:

- ❑ 球殻を組み合わせるビーム窓概念の創出と、流調ノズルの設置による有効冷却の確保



ビーム窓形状

ビーム窓部周辺の温度解析

成果と今後の課題:

- ❑ ビーム窓外表面温度を**500℃以下**に抑制できる見込みを得た。
- ❑ 安全率3程度で**座屈に対する健全性が確保**できることを確認 (設計外圧1.0 [MPa])
- ❑ 先端部の板厚が1.4~2.4[mm]で成立するが、腐食を考慮して**2.0~2.4[mm]を最適範囲**と設定
- ❑ 今後、さらに、鉛ビスマス中の腐食、熱流動、照射データの蓄積が必要 → 各種試験を実施中

なお、欧州では、「窓無し概念」の研究開発が盛んであり、情報の交換を実施中

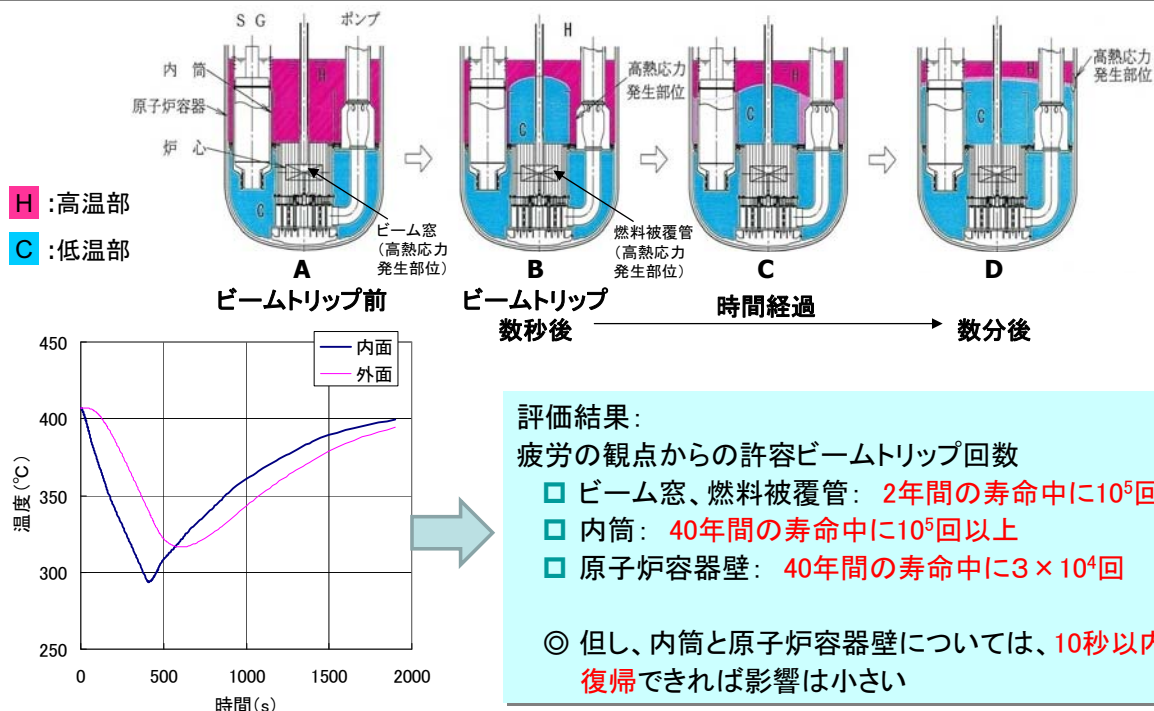
12

(3) ADSに関する研究開発

ビームトリップ事象の影響検討 (1)熱応力解析

目的: 予想される**加速器の頻繁な停止に対して、未臨界炉心の健全性を評価**する

□ 評価部位: ビーム窓、燃料被覆管、内筒、原子炉容器壁



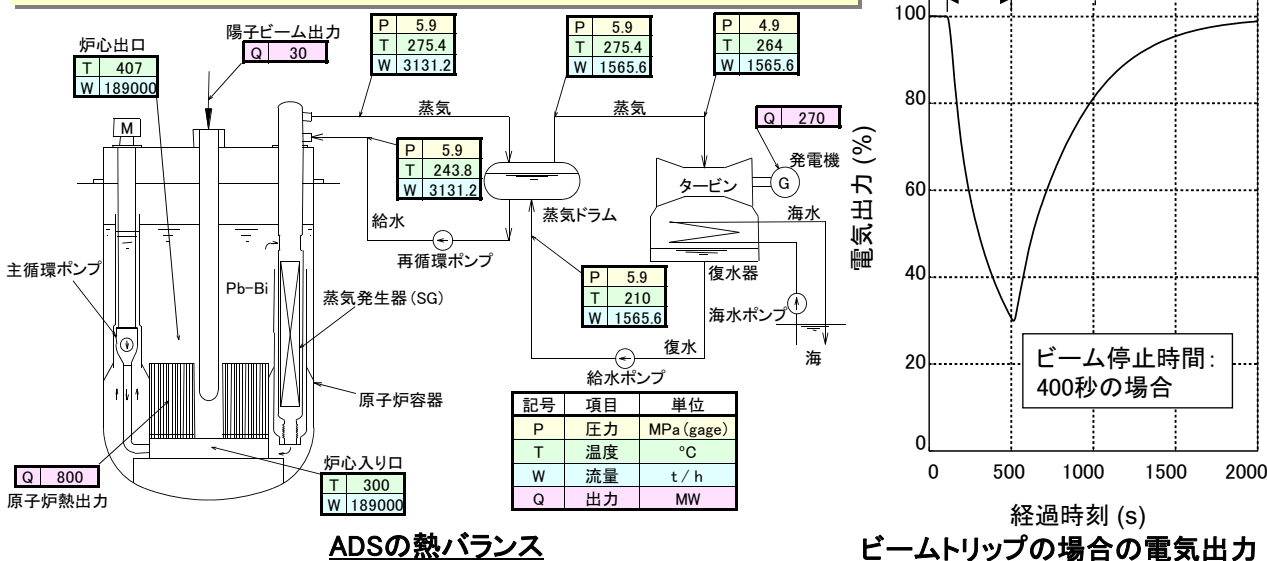
ビームトリップ時の原子炉容器壁の内外面の温度変化

13

(3) ADSに関する研究開発

ビームトリップ事象の影響検討 (2)発電系の過渡解析

目的: 頻繁に起こると予想される短時間のビーム停止では**発電系を停止する必要のないシステムを構築**する



研究内容:

□ 蒸気ドラムを有する**飽和蒸気サイクル**を採用し、ビームトリップに対する応答を検討

評価結果:

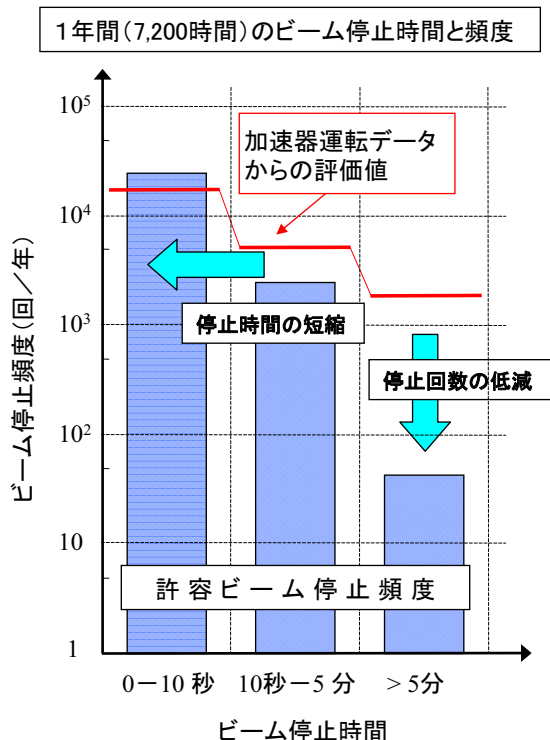
□ 400秒以内のビーム停止であれば、タービンを止めずに対処が可能

14

(3) ADSに関する研究開発

ビームトリップ事象の影響検討 (3)加速器信頼性評価との比較

目的：現状の加速器ビーム停止頻度から推定されるADS用加速器の停止頻度と、ADSの許容ビームトリップ頻度を比較し、今後の研究開発の方向性を示す



研究内容：

既存の加速器(※)の運転データを解析し、その結果に基づいて、ADS用加速器の場合のビーム停止頻度を推定する。

※ イオン源：LANSCE、高周波系：KEKB

対応方策：

- 素早いビーム復帰
- 余裕の有る設計
- 冗長なシステム
- 自己診断・修復システム
- 保守・管理の徹底

但し、冗長なシステムは高コストになることに注意を要する

成果と今後の課題

- ビーム停止頻度低減の目標を、ビーム停止時間毎に明確化
- 今後、機器の単体試験や、J-PARC加速器の運転を通じて、停止回数低減方策の研究を進める

なお、欧州の研究では、1秒以上のビーム停止頻度を3回/3ヶ月程度に低減可能と試算

15

(3) ADSに関する研究開発

ADSの安全性予備的検討

目的：冷却材ポンプ停止時にビーム停止に失敗する場合(ULOF)等、事故時の影響を把握する

研究内容：

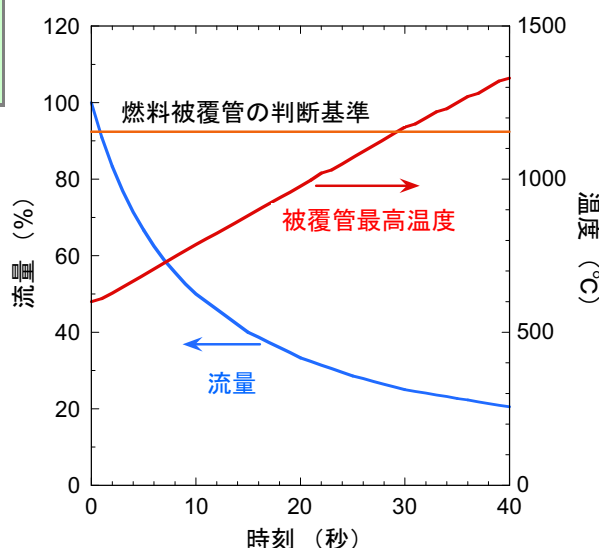
- ビーム窓の過渡解析
- 燃料被覆管温度の過渡解析

判断基準

- 燃料温度 $\leq 2700^{\circ}\text{C}$
- 被覆管温度 $\leq 1150^{\circ}\text{C}$
- CDF(累積損傷)値 ≤ 0.5
- 事故時冷却材バウンダリ温度 $\leq 650^{\circ}\text{C}$

判断基準に達するのに要する時間

流量半減時間	燃料温度	被覆管温度	CDF	冷却材温度
15 秒		43 秒	31 秒	96 秒
10 秒	84 秒	29 秒	22 秒	64 秒
5 秒	46 秒	16 秒	12 秒	35 秒



ULOF時の燃料被覆管最高温度の変化
(ポンプ流量半減時間:10秒)

成果と今後の課題：

- ポンプ停止後10秒程度以内に加速器を停止する必要があることが分かった。
- 燃料破損時の挙動等をSIMMER-IIIコードを用いて解析中

16

(3) ADSに関する研究開発

鉛ビスマス技術及び核破砕ターゲット (1) 全体概要

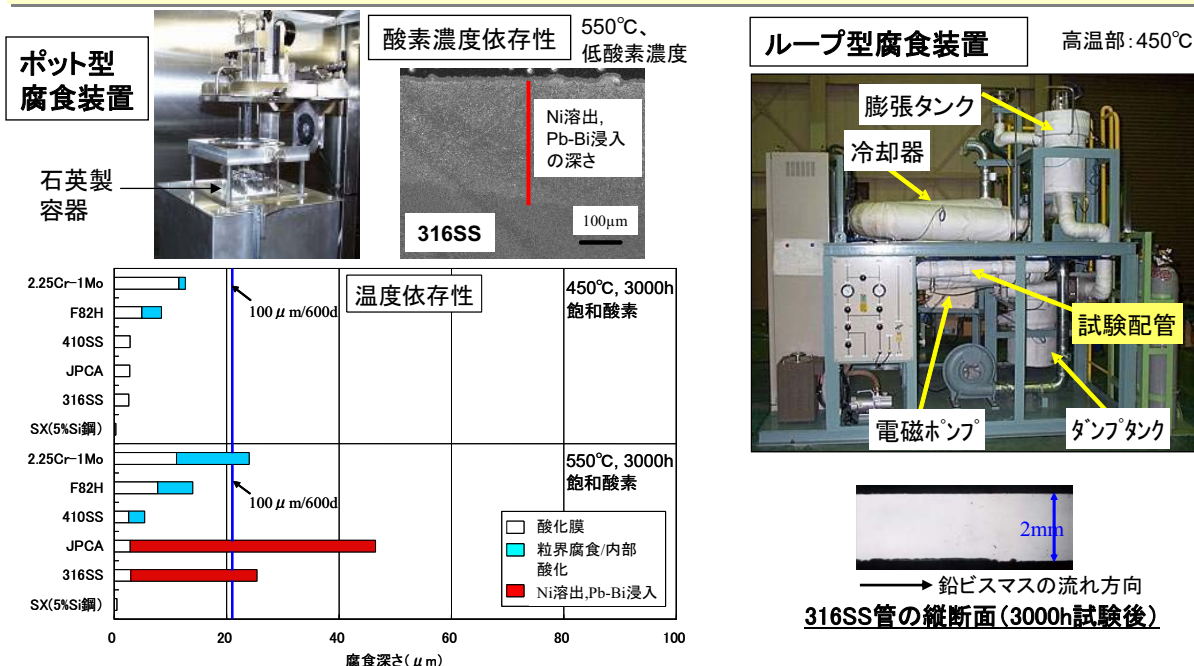
- 材料面から見たADSの特徴
 - 冷却材及び核破砕ターゲットとして鉛ビスマスを使用
 - ビーム窓が高エネルギーの陽子・中性子照射を受ける
(ビーム窓ありADS)
- 鉛ビスマス技術における課題
 - 鉛ビスマスによる鋼材の腐食特性の把握及び腐食量低減
 - 計測と制御技術(酸素濃度、流速など)
 - 熱流動及び熱伝達
 - 鉛ビスマス中の不純物挙動(Poなど)
- ビーム窓材における課題
 - ビーム窓材は陽子ビームによる発熱、鉛ビスマスによる腐食、応力、照射損傷に耐える設計が必要
 - ✓ 強度データ、熱特性、中性子照射データなどから、フェライト/マルテンサイト鋼(Mod.9Cr-1Mo,F82H)を第1候補に、オーステナイト鋼(316SS, JPCA)をバックアップ材料として設計
 - 高エネルギーの陽子・中性子照射を受けた材料の特性評価
 - メガワット級鉛ビスマス核破砕ターゲットの国際共同実験:MEGAPIE

17

(3) ADSに関する研究開発

鉛ビスマス技術及び核破砕ターゲット (2) 鋼材の腐食

目的: 鉛ビスマスによる鋼材腐食の特徴と腐食深さの把握と、腐食の低減方策の提案



成果と今後の課題:

- 腐食の温度・酸素濃度依存性を取得。腐食量低減には、SiやAlの添加、酸素濃度制御が有効
- ループ試験では流れの乱れによるエロージョン・コロージョンがあるとみられ、今後更なる検討が必要

18

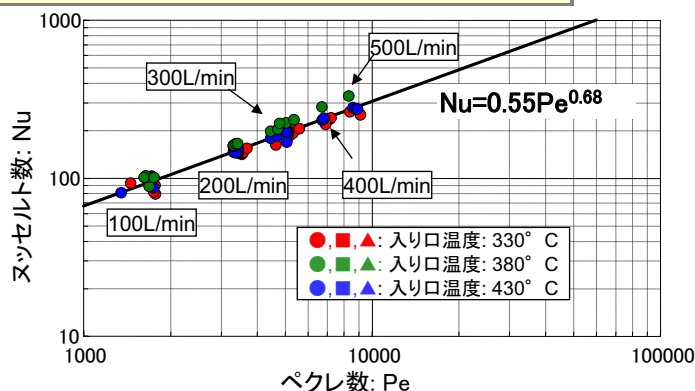
(3) ADSに関する研究開発

鉛ビスマス技術及び核破砕ターゲット (3)ビーム窓熱流動試験

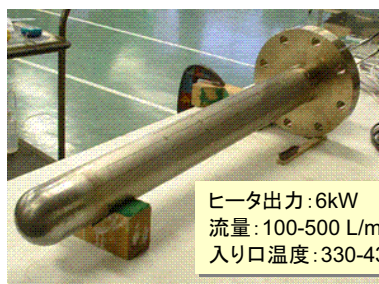
目的: ビーム窓成立性評価で重要な鉛ビスマスの伝熱流動特性を把握する



伝熱流動ループ全景



ビーム窓部平均の熱伝達の相関式



ビーム窓模擬試験体



オーバーフロー部の流況

成果と今後の課題:

- 先端部で温度の不安定挙動が観察されたが、全体的な熱伝達特性は、乱流モデルに低Re数型線形k-εモデルで精度良く予測可能
- 超音波流速分布計の開発を実施中
- 今後、グリッドスペーサを含めた被覆管の伝熱流動試験が必要

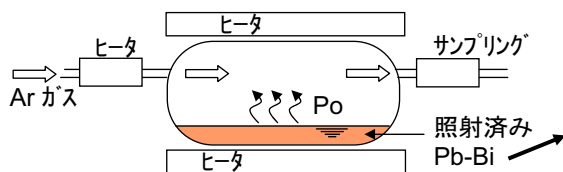
19

(3) ADSに関する研究開発

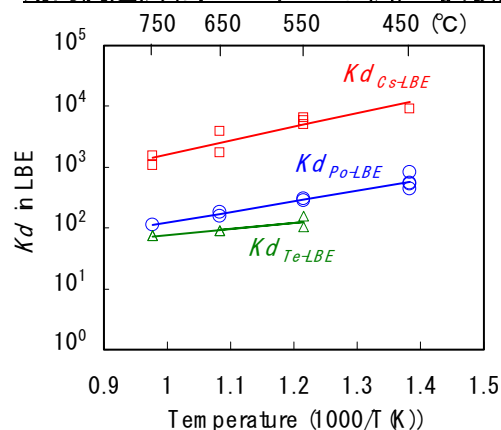
鉛ビスマス技術及び核破砕ターゲット (4)Po等蒸発試験

目的: Bi-209が中性子を吸収して生じるPo-210(半減期:138日)は揮発性のあるα線放出核種であり、取り扱いに注意を要する。鉛ビスマス中からの蒸発挙動のデータを取得し、整備する

JMTRIにて鉛ビスマスを照射してPo-210を生成し、動的流通法で気液平衡分配係数を測定



動的流通法(トランスパレーション法)の試験原理



Te, Cs, Poの気液平衡分配係数

成果と今後の課題:

□ Poの蒸発データの取得と定式化

$$\log P'_{\text{Po-LBE}} = 10.5357 + \log X_{\text{Po}} - 8,348/T$$

□ Po, Te, Csなどの不純物の鉛ビスマスからの蒸発データを取得し、活量係数、気液平衡分配係数を導出

□ 得られた熱力学的な係数より、液体鉛ビスマスから不純物の蒸発のしやすさを推定

□ 結果は、MEGAPIE国際共同実験の安全評価でも活用された

□ 今後は、事故解析に使用できる非平衡状態のデータ取得が課題

20

(3) ADSに関する研究開発

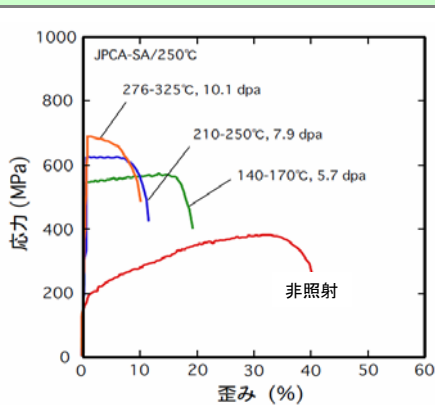
鉛ビスマス技術及び核破砕ターゲット (5) ビーム窓用材料

目的: 高エネルギーの陽子・中性子照射を受けた材料の特性データ整備

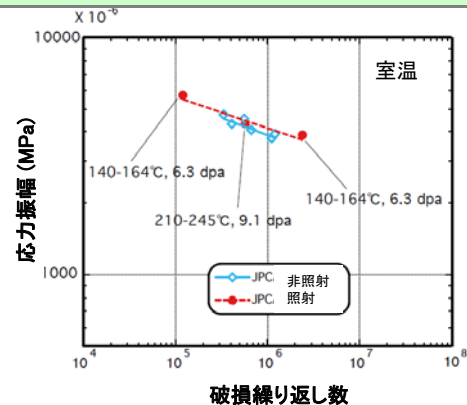
- 概念設計を行っている800MWthのADSのビーム窓材は、2年間に98dpaのはじき出し、1900appmのHeを生成する照射損傷を受ける

研究内容:

- スイスのポール・シェラー研究所 (PSI) の加速器により、580MeVの陽子照射を行った試料を用いて、照射後試験を実施



JPCAの引張り試験結果



JPCAの疲労試験結果

成果と今後の課題:

- 照射硬化が起こり、降伏応力が上昇、延性の低下もみられるが、それほど大きなものではない
- 照射条件の範囲では、陽子照射材の疲労寿命は非照射材とほぼ同等
- 今後、重照射材、高温照射材及びマルテンサイト鋼の照射後試験を実施

21

(3) ADSに関する研究開発

鉛ビスマス技術及び核破砕ターゲット (6) MEGAPIE国際共同実験

実験の概要とこれまでの成果:

- スイス・ポールシェラー研究所 (PSI) の加速器中性子源施設 SINQ を利用し、世界初のメガワット級液体鉛ビスマス核破砕ターゲットの成立性を実証
- スイス、フランス、ドイツ、ベルギー、イタリア、日、米、韓が参加
- 2006年8月17日に700kW (1.2mA × 580MeV) の入射に成功
- その後、供用を開始し、最高1.35mAで、12月21日まで運転
- 照射後の材料試験の準備中



陽子サイクロトロン



中性子源施設 SINQ

陽子ビーム



ターゲット本体

上部遮蔽

熱交換器

主流電磁ポンプ

バイパス流電磁ポンプ

主流パイプ管

鉛ビスマスの流れ

バイパス流パイプ管

ビーム窓

(ビーム窓入射口) D₂O冷却二重壁容器

22

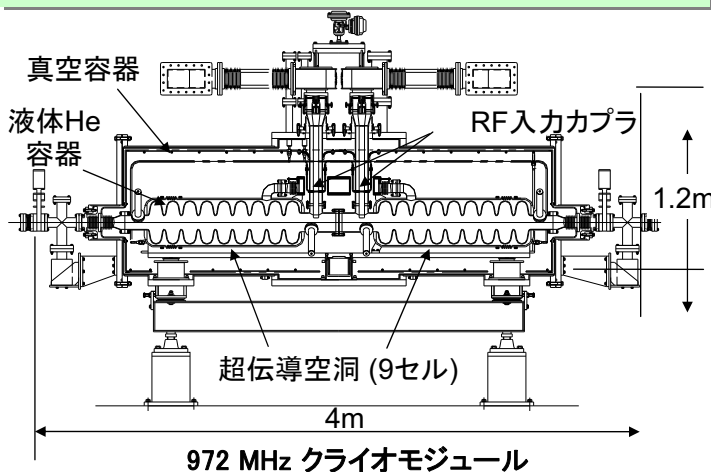
(3) ADSに関する研究開発

加速器の研究開発 (1) 超伝導線形陽子加速器の開発

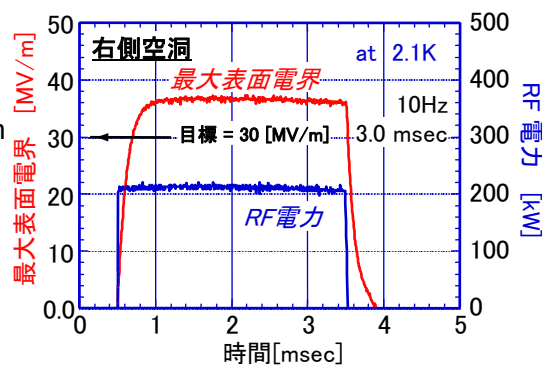
目的: ADS用加速器に必要な高出力(30MW)、高エネルギー効率(30%以上)、高信頼性を得るための
超伝導線形加速器を開発する

研究内容:

- 超伝導線形加速器の構成要素となる**クライオモジュール**を試作し、冷却性能、チューナー性能の確認等を実施した後、最大表面電界(目標30MV/m)を測定



超伝導空洞



クライオモジュールの試験結果

成果と今後の課題:

- 温度2.1Kにて**最大表面電界30MV/m以上**を記録し、高エネルギー部の技術成立性を実証
- 今後、低温断熱設計の改善、より短尺(現在は470mと推定)での加速方法を検討する必要がある

23

(3) ADSに関する研究開発

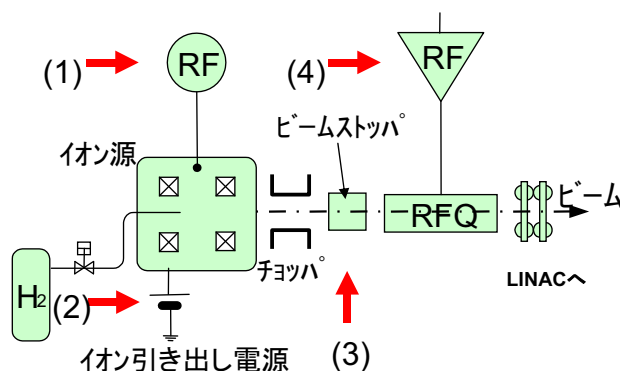
加速器の研究開発 (2) 超伝導線形加速器のシステム設計

研究内容:

- ADS用加速器システム全体の最適化設計を実施し、エネルギー効率、安全系としての加速器緊急停止系の検討を実施

加速器構成最適化後の所要電力

構成機器	所要電力
超伝導空洞のRF源	69.6MW
四重極電磁石	0.4MW
He冷凍機	16.5MW
100MeV入射加速器	10.0MW
ユーティリティ	9.7MW
合計	106.2MW (効率28%)



加速器初段部において多重性を有するシステム緊急停止系

成果と今後の課題:

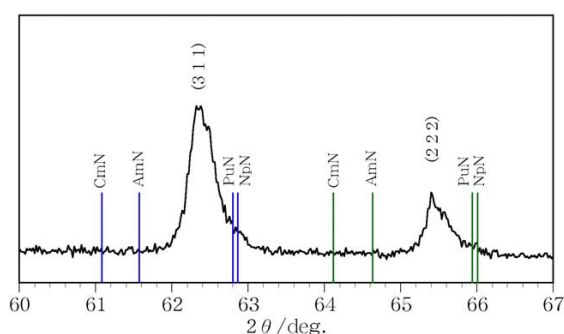
- システム設計によりADS用加速器(1.5GeV、30MW)の全体像(エネルギー効率、配置、緊急停止系、故障頻度等)を明確化し、ADS用加速器の基本データベースを構築
- 今後、短尺化、低エネルギー部の効率化、安定な加速器システムの実現(高電圧機器の信頼性向上)、最適エネルギーの選定、未臨界炉とのインターフェースの開発等が必要

24

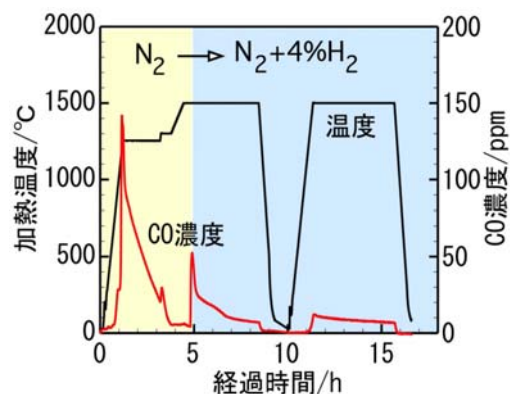
(4) ADS用燃料と乾式処理に関する研究開発

炭素熱還元法によるMA窒化物燃料の調製(1)

目的: 三元系、四元系を含む単相のMA窒化物固溶体を調製する。また、MA含有窒化物ペレットを調製して、種々の物性測定を可能とする。



調製した(Np,Pu,Am,Cm)NのX線回折パターン



二段階加熱による炭素熱還元反応



熱拡散率測定用(Np,Pu,Am,Cm)Nペレット(86%TD)

成果と今後の課題:

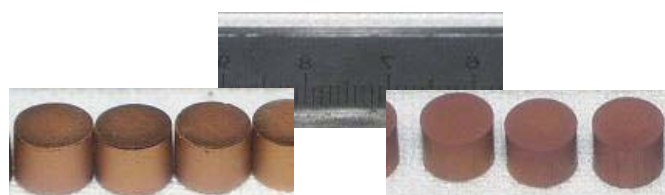
- ADS用燃料として重要な組成柔軟性の実証
- Amの蒸発を抑制した高純度窒化物固溶体調製技術の確立
- N₂雰囲気下の焼結(T<1953K)により、高密度(>85%TD)とAmの蒸発抑制を両立

25

(4) ADS用燃料と乾式処理に関する研究開発

炭素熱還元法によるMA窒化物燃料の調製(2)

目的: 希釈材(ZrN, TiN)を含有した窒化物を調製して特性を調べるとともに、物性測定、照射試験、乾式処理試験用試料として供給する。



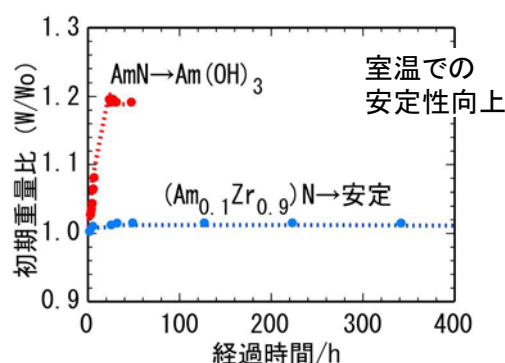
(Pu,Zr)N

PuN+TiN

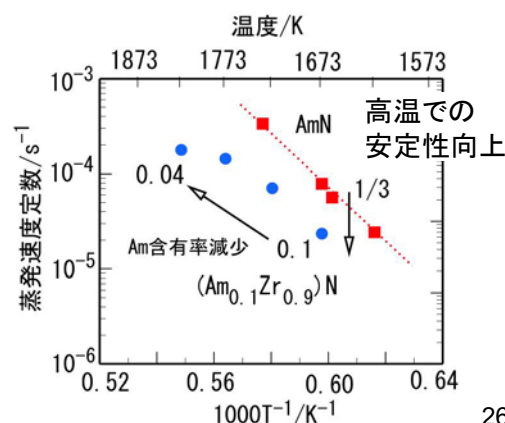
JMTR 照射試験用希釈材含有 Pu 窒化物ペレット

成果と今後の課題:

- 希釈材含有窒化物固溶体(ZrNの場合)、二相分散型窒化物(TiNの場合)を調製
- ZrN含有によるMA窒化物の化学的安定性向上を確認
- 高密度化、不純物(酸素、炭素)含有量低減化等について検討中



室温での安定性向上

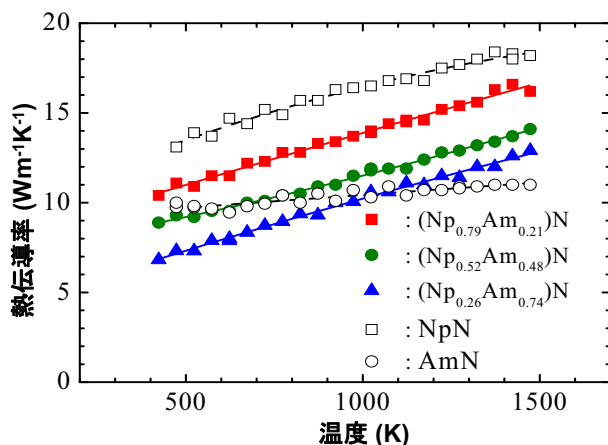


26

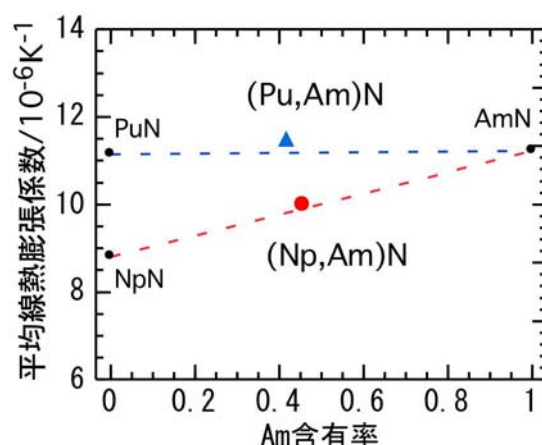
(4) ADS用燃料と乾式処理に関する研究開発

MA窒化物燃料の物性測定(1)

目的: これまで全く報告されていないMA含有窒化物の熱物性データを整備する。



NpN, AmN, (Np,Am)Nの熱伝導率



NpN, AmN, (Np,Am)N, (Pu,Am)Nの熱膨張係数

成果と今後の課題:

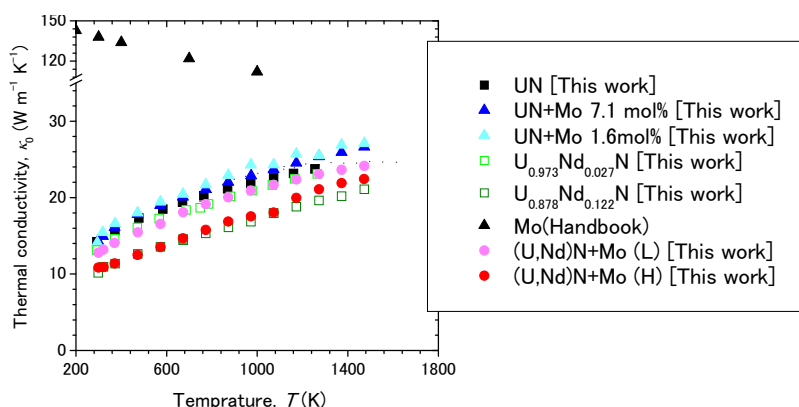
- 微小試料ならびに酸化防止対応を施した測定により高精度の熱物性測定を実現
- MA含有窒化物の熱膨張率、比熱、熱伝導率等の温度ならびに組成依存性に関するデータを取得
- MAを高含有しても窒化物燃料の特長である優れた熱物性が維持されることを確認
- 原子力機構で取得した熱物性値を中心とするデータベース作成を予定

27

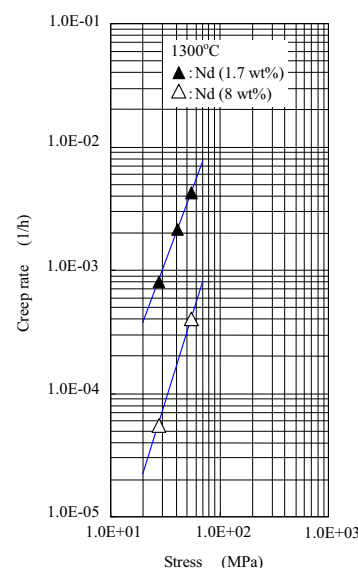
(4) ADS用燃料と乾式処理に関する研究開発

MA窒化物燃料の物性測定(2)

目的: FPの蓄積や希釈材の添加が窒化物の物性値に与える影響を評価する。



燃焼度模擬窒化物の熱伝導率(大阪大学との共同研究)(上)
とインデンテーション法で測定した熱クリープ速度(右)



成果と今後の課題:

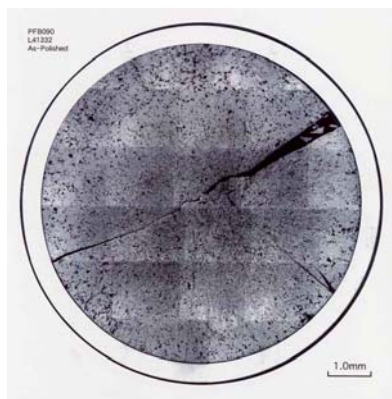
- 模擬FP元素を添加した燃焼度模擬窒化物の熱伝導率、熱クリープ速度等の物性値を取得
- 希釈材(ZrN, TiN)を添加したU窒化物の熱伝導率、熱クリープ等の物性値を取得
- 希釈材(ZrN, TiN)を添加したMA窒化物の熱伝導率等の物性測定を実施中

28

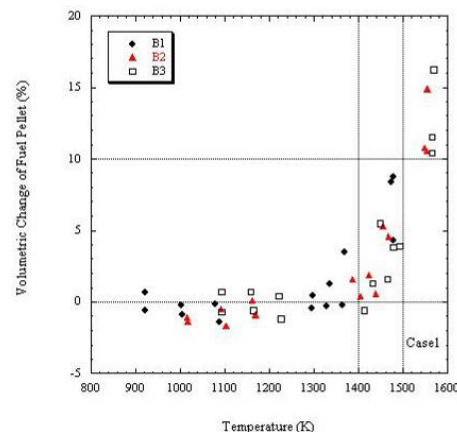
(4) ADS用燃料に関する研究開発

窒化物燃料の照射挙動評価(1)

目的: 「常陽」で照射した(U,Pu)N燃料の照射後試験により、照射挙動評価を行う。



「常陽」照射後(U,Pu)Nの断面写真



燃料温度と局所的スエリング率の関係

成果と今後の課題:

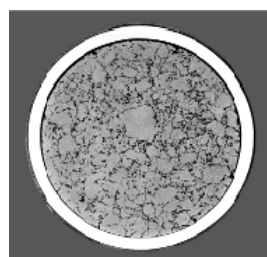
- ❑ 我が国で初めての窒化物燃料の高速炉照射試験により、低一中燃焼度(~4.5at%)までの健全性実証と照射挙動の把握
- ❑ 窒化物燃料の組織再編・FPガススエリング開始の“しきい温度”を評価
- ❑ 燃料と被覆管の機械的相互作用が顕著化する高燃焼度領域の健全性評価は今後の課題

29

(4) ADS用燃料と乾式処理に関する研究開発

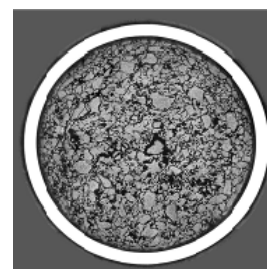
窒化物燃料の照射挙動評価 (2)

目的: 希釈材(ZrN, TiN)を添加したUフリー窒化物燃料の照射試験を実施し、照射挙動評価を行う。

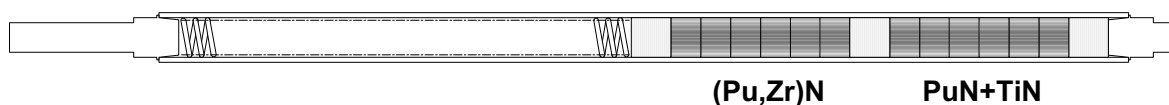


JMTR照射後(Pu,Zr)Nの断面写真

	(Pu,Zr)N	PuN+TiN
平均線出力	~41kW/m	~36kW/m
到達燃焼度(at%(Pu))	~15%	~17%
燃料最高温度(計算値)	~1273K	~1173K
スエリング率	3.6%	2.6%
FPガス放出率	1.6%	



JMTR照射後PuN+TiNの断面写真



成果と今後の課題:

- ❑ 希釈材としてZrN, TiNを添加した(Pu,Zr)N及びPuN+TiN燃料の照射試験をJMTRで実施し、照射条件下では添加した希釈材が窒化物燃料の照射挙動を阻害しないことを確認
- ❑ ADS用窒化物燃料では、添加する希釈材の熱特性により“Cold Fuel Concept”が体现する可能性を示唆

30

(4) ADS用燃料と乾式処理に関する研究開発

発熱対策・窒素-15濃縮に関する検討

目的： MA窒化物燃料製造時の発熱対策及び窒素-15濃縮に関する検討を行い課題を抽出する。

・実験炉級ADS用燃料製造工程の検討



・粉末貯蔵時における除熱法の基礎的検討
・燃料組立時における除熱法の基礎的検討
・輸送時における除熱法の基礎的検討

・窒素-15の濃縮・リサイクル技術の検討



・ADSを用いた窒化物燃料サイクルにおける炭素-14の生成量を評価
・窒素-15のリサイクル、回収技術と発電コストへの影響に関する基礎的検討
・窒素-15濃縮技術として、環状化合物固定化樹脂を用いた方法に関する基礎的検討(名古屋大学への委託研究)

成果と今後の課題：

- 粉末貯蔵時においては、平板形状容器を用いた液体中保管が有効
- 燃料集合体組立時においては、エントランスノズルからではなく、横方向からの強制冷却(空気)が有効
- 輸送時は、鉛ビスマス充填容器を用いた事業所内輸送を検討
- 工学的検討は今後の課題

成果と今後の課題：

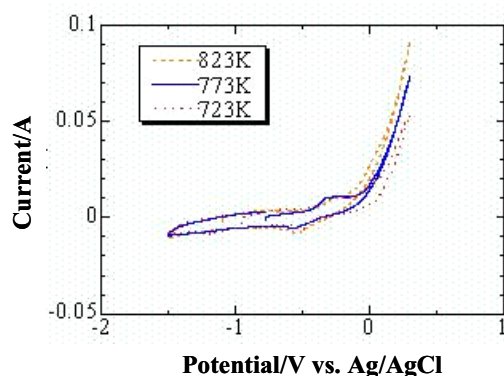
- 燃料製造工程では、窒素-15を閉鎖系で取扱うことが、発電コストへの影響を数%以内に抑える条件
- 窒素-15のリサイクル、回収技術としては、これまでも実績のある低温精留法が有望
- 経済性に優れ、環境負荷が小さく、規模拡大に適した窒素-15濃縮技術開発は今後の課題

31

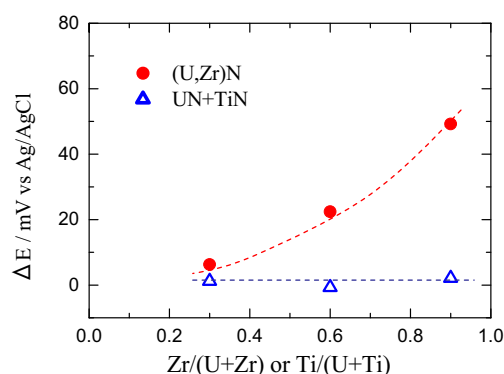
(4) ADS用燃料と乾式処理に関する研究開発

窒化物燃料の熔融塩電解試験

目的： 乾式処理プロセスの主工程となる熔融塩電解時のMA含有窒化物燃料の挙動評価を行う。



AmNの溶解挙動を示す電位－電流曲線
(AmNはUN, PuNより卑な電位で溶解し、液体Cd陰極中にはAmCd₆として回収される)



熔融塩中での静止電位に対する添加した希釈材濃度の影響(ZrNは窒化物と固溶体を形成するため濃度により静止電位が変化する)

成果と今後の課題：

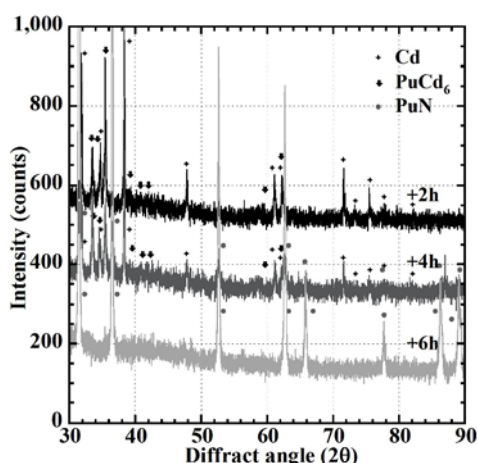
- AmNの熔融塩電解試験を行い、MA窒化物の陽極溶解、液体Cd陰極へのMA回収挙動を把握
- 燃焼度模擬窒化物の熔融塩電解試験を行い、窒化物燃料の電解挙動に対するFPの影響を把握
- 希釈材(ZrN, TiN)を添加した窒化物の電解試験を行い、窒化物燃料の電解挙動に対する希釈材添加の影響を把握

32

(4) ADS用燃料と乾式処理に関する研究開発

乾式処理工程からの窒化物調製

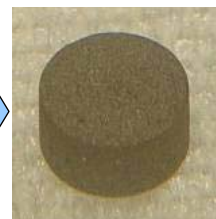
目的： 熔融塩電解で液体Cd陰極に回収したアクチノイドの再窒化技術を開発し、窒化物燃料の乾式処理プロセスの技術的成立性を示す。



(U,Pu)N 電解後の液体Cdの一部



蒸留窒化反応後に回収した(U,Pu)N 粉末



回収粉末から調製した窒化物ペレット

蒸留窒化反応によるPuN生成過程を示すX線回折パターン(左)
(N₂気流中、700°Cの加熱でCdの蒸留とPuの窒化が同時に進行)

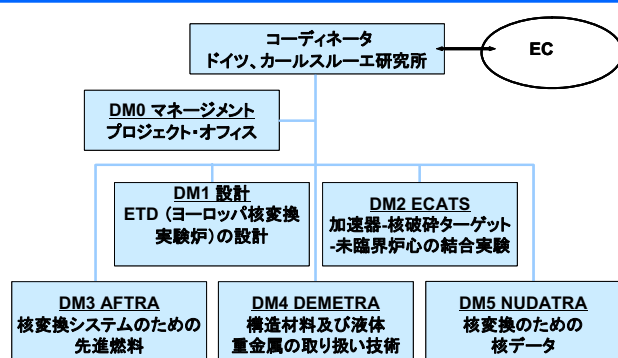
成果と今後の課題：

- 液体Cd中で安定化するMA, Puの再窒化に適用可能な蒸留窒化法を開発
- 蒸留窒化法によるAmN, PuN, (U,Pu)Nの生成とCdの蒸発除去を確認するとともに、蒸発窒化反応後に回収した窒化物粉末から窒化物ペレットを調製
- 窒化物燃料の乾式処理に特有な陽極溶解ならびに再窒化プロセスについてMA, Puを用いて実験室規模で技術的成立性を確認(工学的課題については多くの技術基盤を共有する金属燃料サイクルに関する研究開発成果の利用が可能)

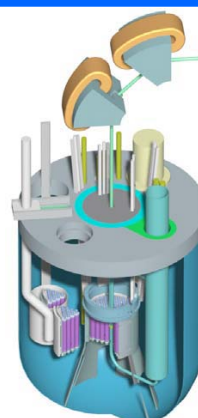
33

(5) 国際協力の現状

ADSに関する国際協力



欧州のADSの総合研究体EUROTRANSの組織



陽子加速器

加速器:超伝導LINAC
陽子ビーム:350MeV, 最大1.75MW
核破砕ターゲット:Pb-Bi(密なし型)
炉心冷却材:Pb-Bi
最大keff=0.9552(ks=0.96)
熱出力:52MWt
燃料初期装荷量:514kg
燃料組成:MOX(富化度30wt%)

ベルギーの照射試験用ADS:MYRRHA炉の概念

ADSに関する国際協力を通して、効率的に研究開発を推進

- 欧州のADSの総合研究体EUROTRANSへの参加
 - 燃料(酸化物-窒化物)、ビーム窓概念等で相補的な関係
- フランスCEAとの協力(燃料照射、未臨界炉物理実験等)
- ベルギー原子力センターとの協力(照射試験用ADSの設計、Pb-Bi中の材料照射等)
- MEGAPIE国際共同実験(鉛ビスマスを用いたメガワット級核破砕ターゲットの開発)への参加
- Asia ADSネットワークを形成しての情報交換
- IAEA, OECD/NEAなどのADS、鉛ビスマス研究への参画



欧、米、日の実験データ等を収集・編集したOECD/NEAの鉛ビスマス・ハンドブック(2007)

34

(6) まとめと今後の進め方

ADSに関する研究開発

- ・ ADSの設計研究については、熱出力800MWの鉛ビスマス冷却型概念について、出力分布平坦化、核設計精度の検証、未臨界度監視技術の開発、ビーム窓部の設計、ビーム停止事象への対処方策検討、事故時挙動解析等を通じて、成立性の高い概念を構築・提示してきた。今後、これらの設計研究に用いた様々なデータの検証・拡充を図りたい。また、熔融塩燃料ADS等、様々な炉心概念の探索も行う。
- ・ 鉛ビスマス技術及び核破碎ターゲットについては、鋼材の腐食試験、ビーム窓部の伝熱流動試験、Po等の蒸発挙動試験、陽子による照射試験を実施するとともに、MEGAPIE国際共同実験に参加して、メガワット級ターゲットの成立性を実証した。引続き、各種試験を着実に進め、データの蓄積を図る。
- ・ 加速器については、クライオモジュール試験や設計研究により、ADS用加速器の基本概念を構築した。今後、J-PARC加速器の運転を通じた陽子加速器技術の蓄積等を図る。
- ・ 熱出力800MWの実規模プラントに先立って、熱出力80MW程度の実験炉級ADSの建設が必要

35

(6) まとめと今後の進め方

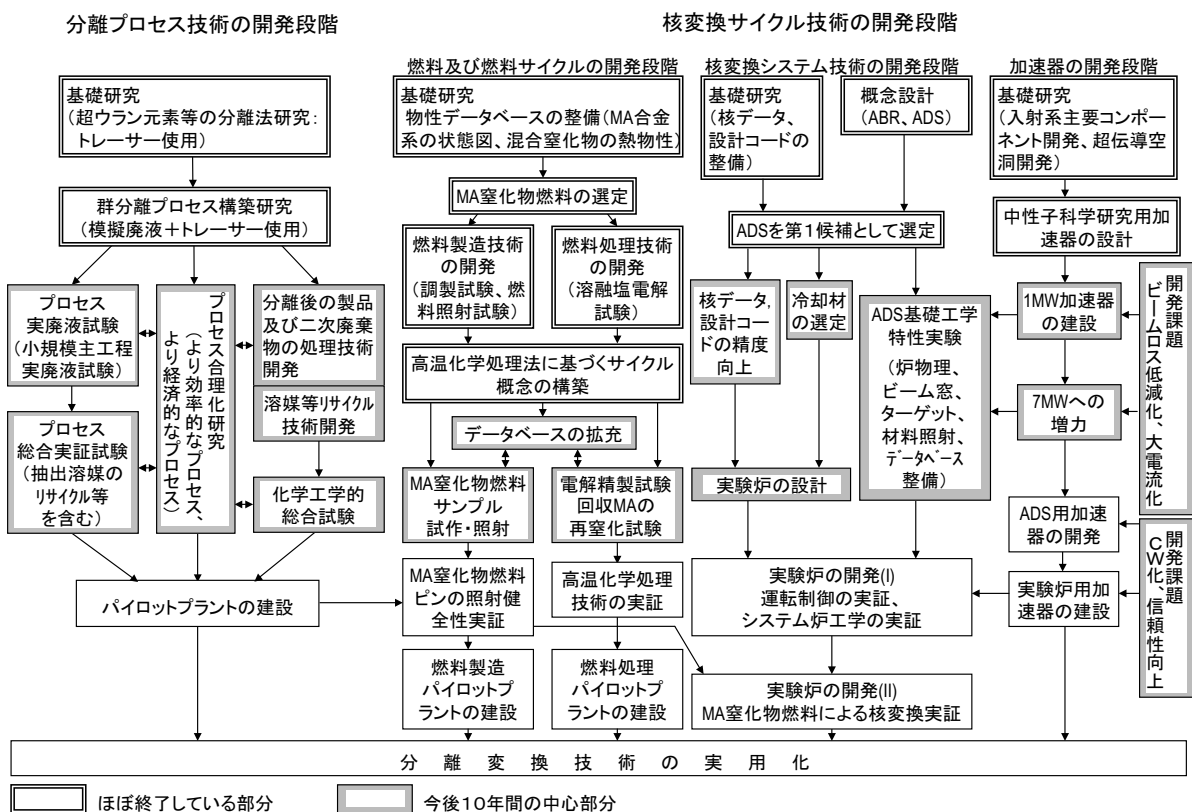
ADS用燃料と乾式処理に関する研究開発

- ・ 窒化物燃料製造プロセス及び燃料処理プロセスについては、これまでの研究によって実験室規模でのプロセス成立性を示すことができた。今後は、工学的規模への拡大に際しての課題を摘出する。
- ・ 窒化物燃料の物性測定については、炉心設計や挙動解析のためのデータが依然として不足しており、今後もデータの拡充を継続するとともに、Cmを含めたMA燃料データベースの構築を図る。
- ・ 窒化物燃料の照射挙動評価については、燃料の調達、施設及び研究資源等の制約から、当面は国際協力を活用した照射データの入手を優先する。
- ・ MA燃料の共通技術基盤確立のため、窒化物以外のMA燃料の物性測定や燃料中のHe挙動評価等に関する研究も実施する。
- ・ 研究の継続にあたっては、MAの入手が今後の課題の一つである。実廃液からの分離、Pu-241の崩壊で蓄積したAm-241の分離、海外からの調達等の方策について検討を進める。

36

(6) まとめと今後の進め方

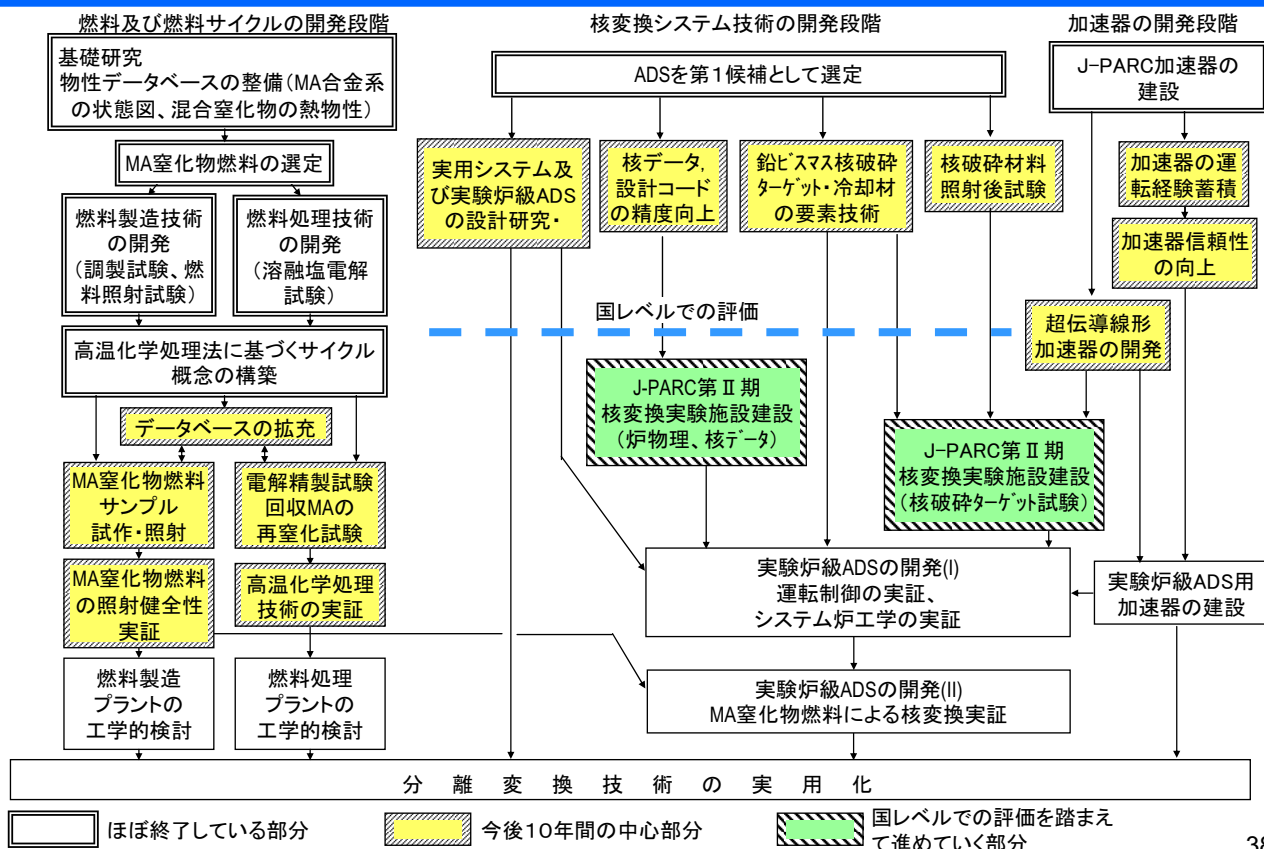
平成12年のチェックアンドレビューで提示したロードマップ



37

(6) まとめと今後の進め方

今後の計画



38

本報告には、旧電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として日本原子力研究開発機構が実施した平成14年度から平成16年度までの「加速器駆動核変換システムの技術開発等」及び平成14年度から平成18年度までの「窒化物燃料と乾式再処理に基づく核燃料サイクルに関する技術開発」の成果を含みます。

日本原子力研究開発機構における 核変換技術に関する研究開発の現状について — 共通基盤技術（核データ・炉物理） —

平成20年12月19日

日本原子力研究開発機構

1



共通基盤技術に関する平成12年のC&Rでの要求事項と対応状況

前回オメガ計画チェックアンドレビューでの記載	対応状況
<p>当面は、炉心設計やシステム制御方法の開発、ビーム窓の開発、構造・材料の設計、核データやモデルの整備・検証が重点課題である。(旧原研)</p> <p>マイナーアクチニド及び核分裂生成核種の核データ及び物性データの充実・精度向上、マイナーアクチニド燃料の照射挙動評価、マイナーアクチニド燃料製造施設による製造技術開発等が当面の課題である。(旧サイクル)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ➤ JENDL 核データファイルの整備や核データの積分テストを実施 ➤ MA及びLLFPの熱中性子捕獲断面積を系統的に測定するとともに、共鳴領域、高速中性子領域の核データ測定技術を開発 ➤ マイナーアクチニドサンプルの照射後試験解析による核データ検証やkgオーダーのNp装荷炉心解析などを実施



核変換技術の研究開発では、核変換の対象となるMAやLLFPの核データ整備、核設計コードの整備及び炉物理実験による設計精度の向上を進める。(平成17年10月 JAEA中期計画)

2

核データの測定研究

実績・成果の概要

・ MA及びFPの熱中性子捕獲断面積について、放射化法により、 $^{237,238}\text{Np}$, $^{241,243}\text{Am}$, 等の測定を実施するとともに、即発ガンマ線法により ^{93}Zr , ^{107}Pd 等のデータを整備した。世界初となるデータを多数取得するとともに精度向上に貢献した。

(平成17年原子力学会論文賞)

・ 共鳴エネルギー領域の中性子捕獲断面積を ^{237}Np , $^{241,243}\text{Am}$ について低エネルギー領域の範囲で測定した。

測定例1: Np-237 の熱中性子捕獲断面積

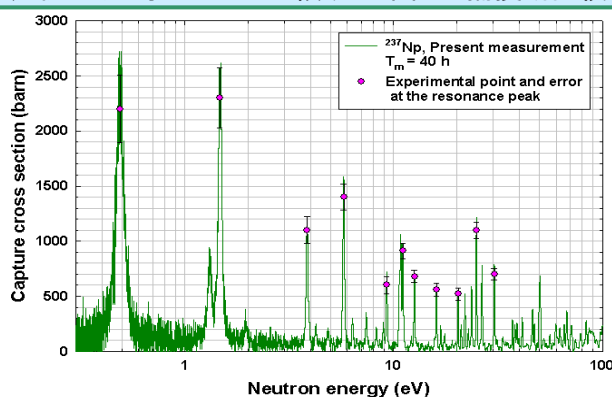
・ 測定値間及び評価値間に10%以上のバラツキが存在した。



・ 熱中性子捕獲断面積測定への第1共鳴の寄与を明確に分離するとともに、 γ 線分光、 α 線分光法を組み合わせることで従来の測定値間の矛盾の主要因を解明

この結果、測定値の信頼性が約2倍向上

測定例2: 共鳴エネルギー領域の中性子捕獲断面積測定



3

核データの測定研究

C&R以降のMA及びLLFP核データ測定研究の成果一覧

核種	核データ	成果
^{237}Np	熱中性子捕獲断面積	従来の測定値間の差異の原因を明確にし精度を2倍向上
^{237}Np	共鳴積分値	薄いCd箔内での照射で第1共鳴の寄与を明確に分離
^{237}Np	エネルギー依存性	0.005eV～約1keVまでの測定データ取得
^{238}Np	実効熱中性子捕獲断面積	世界初のデータ取得、2重中性子捕獲反応適用
^{241}Am	熱中性子捕獲断面積	Gd箔内での照射で第1共鳴の寄与を明確に分離
^{241}Am	共鳴積分値	従来の測定値間の差異の原因を明確化
^{241}Am	エネルギー依存性	約0.1eV～約100eVまでの測定データ取得
^{243}Am	実効熱中性子捕獲断面積	評価値より14%大きな値を提示
^{243}Am	エネルギー依存性	約0.01eV～約400eVまでの測定データ取得
^{99}Tc	熱中性子捕獲断面積	ガンマ線放出率の高精度測定により、精度向上
^{107}Pd	熱中性子捕獲断面積	即発 γ 線法により世界初のデータ取得
^{93}Zr	熱中性子捕獲断面積	即発 γ 線法により世界初のデータ取得
$^{166\text{m}}\text{Ho}$	熱中性子捕獲断面積	世界初のデータ取得、2段階照射
$^{166\text{m}}\text{Ho}$	共鳴積分値	世界初のデータ取得
^{137}Cs	熱中性子捕獲断面積	アイソマー生成断面積について世界初のデータ取得
^{90}Sr	熱中性子捕獲断面積	測定精度を2倍向上
^{90}Sr	共鳴積分値	照射技術・化学処理の向上により世界初のデータ取得

4

核データ測定技術の開発

実績・成果

- ・放射化法による測定技術を高度化し、系統的に熱中性子捕獲断面積測定に適用
- ・高エネルギーガンマ線分光法の開発(平成12年原子力学会論文賞)
- ・多重ガンマ線検出法の開発(平成15年原子力学会技術賞、平成16年文部科学大臣賞)
- ・検出効率の高い即発ガンマ線実験装置をJRR-3のビームホールに整備
- ・飛行時間測定(TOF)法に適用する検出器及び測定技術を開発
- ・J-PARC MLFのビームラインにTOF実験用ビームラインを整備
- ・高速中性子領域の測定技術を開発



TOF法に適用する高分解能検出器を開発
→ 共鳴領域の核データ @京大炉



J-PARC MLFのビームラインに
TOF実験用ビームラインを整備

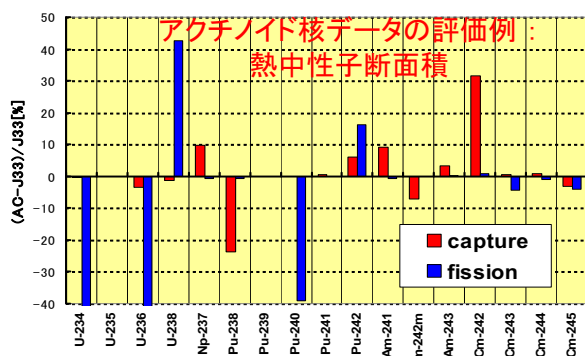
5

核データ評価研究

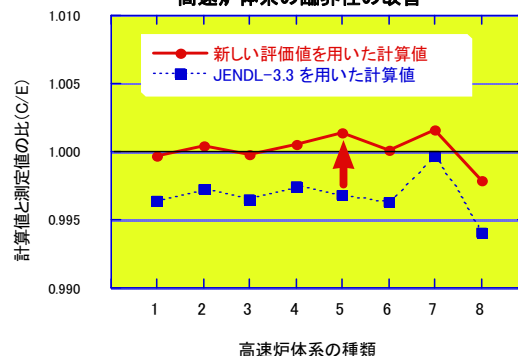
実績・成果

- ・ JENDL-3.3 (平成16年原子力学会論文賞)に、アクチノイド核種として ^{225}Ac から ^{255}Fm まで62核種の核データ整備
- ・ 79核種を対象を広げたJENDLアクチノイドファイル(JENDL/AC-2008)を整備
- ・ 最新の実験データを反映したJENDL-4を、整備中
- ・ 入射エネルギー3 GeVまでの、中性子及び陽子反応の核データを収納したJENDL高エネルギーファイルJENDL/HE-2007を整備
- ・ 計算コードCCONE (平成20年原子力学会特賞・技術賞), PODを開発

JENDL-3.3 からJENDL Actinoid File (2008年3月公開)への変更



JENDL Actinoid Fileについては、ベンチマーク計算を実施し、高速炉体系での臨界性等の予測性能の改善が見られる事を確認した。高速炉体系の臨界性の改善



6

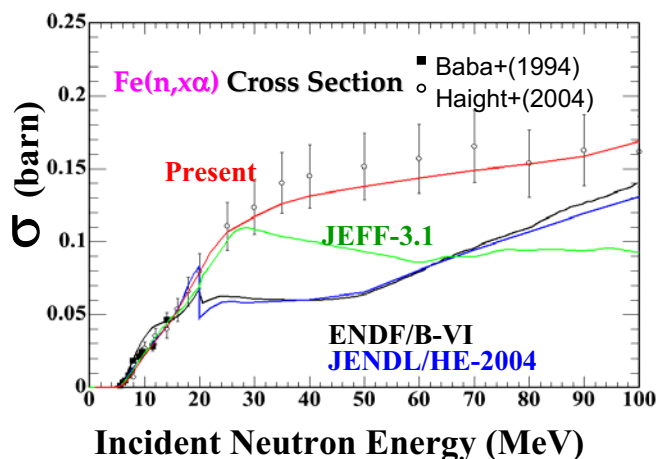
核データ評価研究

・入射エネルギー3 GeVまでの、中性子及び陽子反応の核データを収納したJENDL高エネルギーファイル JENDL/HE-2007を整備

1st priority (39)	<u>¹H, ¹²C, ¹⁴N, ¹⁶O, ²⁷Al, ^{50,52,53,54}Cr, ^{54,56,57,58}Fe, ^{58,60,61,62,64}Ni, ^{63,65}Cu, ^{180,182,183,184,186}W, ^{196,198,199,200,201,202,204}Hg, ^{204,206,207,208}Pb, ²⁰⁹Bi, ^{235,238}U</u>
2nd priority (43)	⁹ Be, ^{10,11} B, <u>^{24,25,26}Mg, ^{28,29,30}Si, ^{39,41}K, ^{40,42,43,44,46,48}Ca, ^{46,47,48,49,50}Ti, ⁵¹V, ⁵⁵Mn, ⁵⁹Co, ^{90,91,92,94,96}Zr, ⁹³Nb, ^{92,94,95,96,97,98,100}Mo, ^{238,239,240,241,242}Pu</u>
3rd priority (40)	² H, ^{6,7} Li, <u>¹³C, ¹⁹F, ²³Na, ^{35,37}Cl, ^{35,38,40}Ar, ^{64,66,67,68,70}Zn, ^{69,71}Ga, ^{70,72,73,74,76}Ge, ⁷⁵As, ⁸⁹Y, ¹⁸¹Ta, ¹⁹⁷Au, ²³²Th, ^{233,234,236}U, ²³⁷Np, ^{241,242,242m,243}Am, ^{243,244,245,246}Cm</u>
4th priority (10)	¹⁵ N, ¹⁸ O, ^{74,76,77,78,80,82} Se, ^{113,115} In

Red: Released in 2004 Blue: Released in 2007 Black: To be released

JENDL 高エネルギーファイルの整備に、改良した計算モデルを適用



積分実験解析の精度は不十分
未整備核種の評価が必要

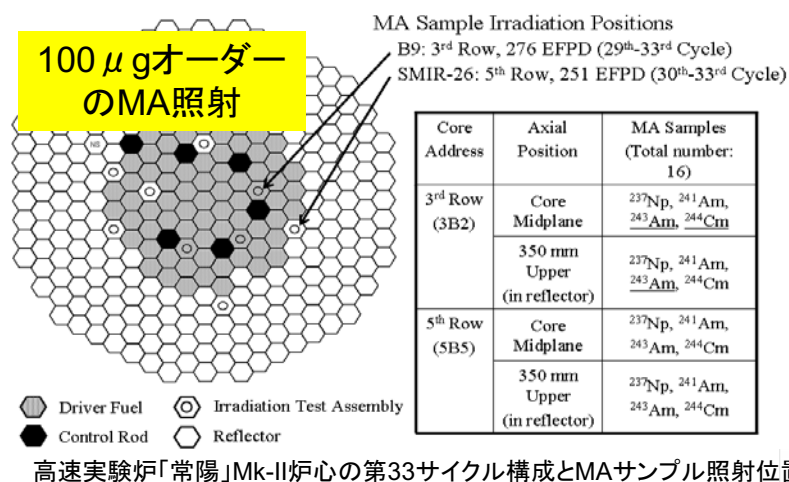
7

MA照射試験解析

実績・成果

・高速実験炉「常陽」及び英国の高速増殖原型炉PFRを用いて実施されたMAサンプル照射試験の解析・評価を実施

- ²⁴¹Amの捕獲反応の分岐比^{242m}Am/²⁴²Amについて、従来値の約0.80より、約0.85の方が確かなことを確認した
- 本実験解析のC/E値を用いて炉定数調整を行えば、MA核種の照射後原子数比(²⁴⁵Cm/²⁴⁴Cm²⁴³Am/^{242m}Am)などの予測精度が向上する可能性があることを見出した



高速実験炉「常陽」Mk-II炉心の第33サイクル構成とMAサンプル照射位置

^{242m}Am / ²⁴¹Am照射後残存比のC/E 値

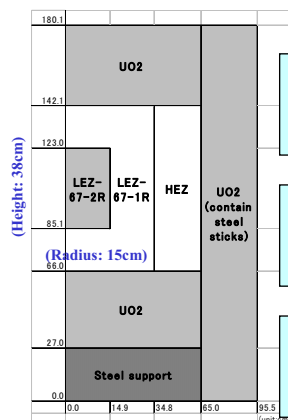
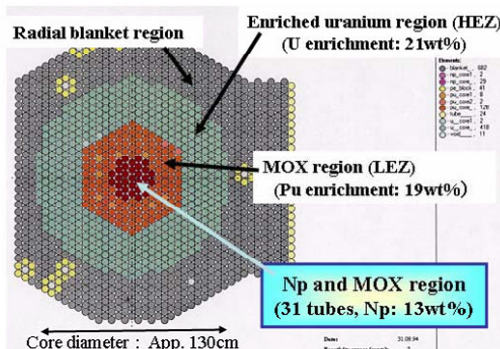
Isotopic Abundance Ratio	MA Sample	²⁴¹ Am Isomeric Ratio (g/(g+m)) IR	C/E Value				Experimental Error (1σ)
			JENDL-3.2	JENDL-3.3	ENDF/B-VI.5	JEFF-2.2	
^{242m} Am/ ²⁴¹ Am	²⁴³ Am (3rd Row, 350mm Upper)	0.88	1.04				
		0.85	1.28	1.30	1.19	1.32	2%
²⁴³ Am (3rd Row, Core Midplane)		0.80	1.67				
		0.88	0.81				
		0.85	0.99	1.07	0.94	1.15	<1%
		0.80	1.30				

MAを装荷した臨界実験解析

実績・成果

- 我が国には大量のMA核種を装荷した炉心臨界実験が存在しなかったため、ロシアIPPE研究所から、 $^{237}\text{NpO}_2$ を約10kg装荷した臨界実験データ入手し、世界の最新核データライブラリ3種と、我が国の詳細解析手法の組み合わせで解析を行った
- ^{237}Np の存在により中性子束スペクトルが硬くなり、Naボイド反応度や制御棒値が変動することが、実験及び解析の両面で確認できた
- 使用した我が国の汎用ライブラリJENDL-3.3、米国のENDF/VII.0、欧州のJEFF-3.1とも、 ^{237}Np の存在により解析精度が悪化する傾向はとくに見られなかった

大量の ^{237}Np を装荷した高速炉心の臨界実験



解析結果例: Naボイド反応度

JENDL-3.2(Np-237はJENDL-3.3)による解析
C/E値: 1.049
核データ起因誤差: 5.9%

既存積分データによる断面積調整の結果
C/E値: 1.052
核データ起因誤差: 2.3%

Np装荷臨界実験を加えた断面積調整の結果
C/E値: 1.031
核データ起因誤差: 1.9%

9

(5) 今後の方向性

核設計精度の目標設定と現状認識

フランスCEAのM. Salvatores博士による、核設計精度の目標と現状:

「第10回OECD/NEA分離変換に関する情報交換会議」(2008年10月、水戸)発表資料より抜粋

TRU燃焼高速炉: 金属燃料、Na冷却、U:Pu:MA = 39:50:11

MA燃焼ADS: 窒化物燃料、Pb-Bi冷却、U:Pu:MA = 0:32:68

核特性	目標精度	現状精度の評価		影響の大きい核種
		TRU燃焼高速炉	MA燃焼ADS	
実効増倍係数	0.3%	1.82%	2.94%	Pu-241, Am-241, Am-242m, Am-243, Cm-244, Cm-245
出力ピーキング	2%	0.4%	21.4%	Pu-241, Am-241, Cm-244, Cm-245
冷却材ボイド係数	7%	17.1%	15.5%	Pu-241, Am-241, Am-242m, Cm-244
燃焼反応度	300pcm	272pcm	1044pcm	(記載なし)

(1pcm = 0.001% $\Delta k/k$)

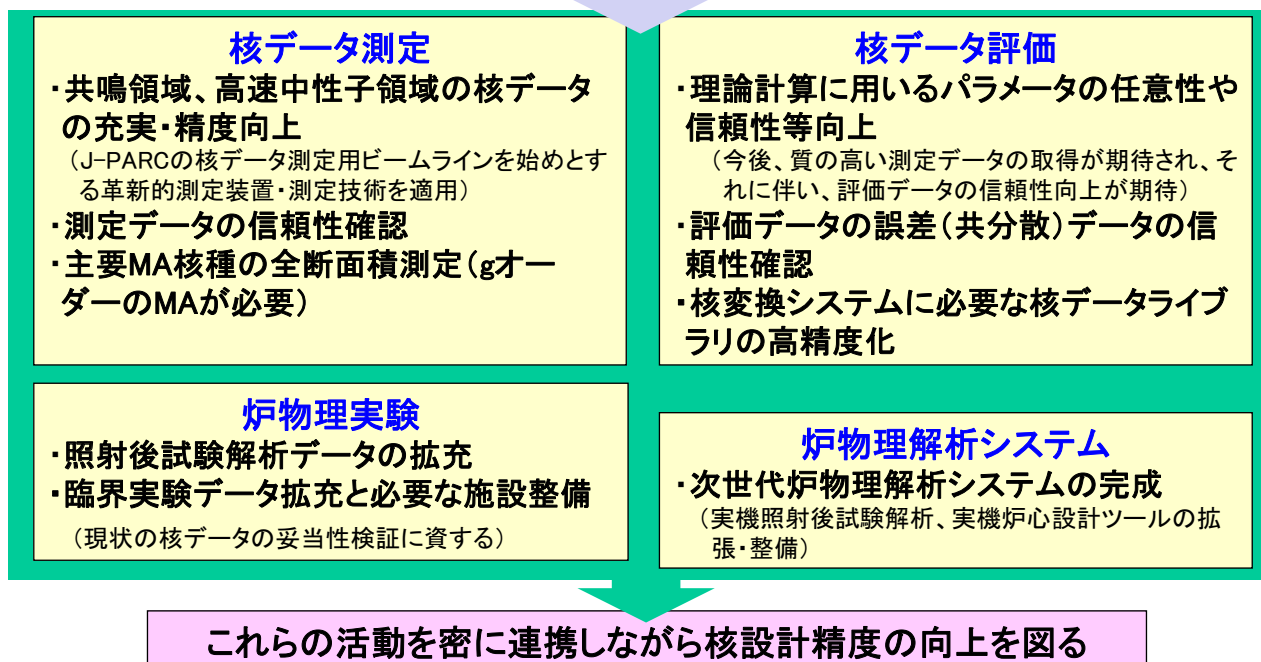
- ◆ 核変換システムの設計のためには、共分散データと積分実験の拡張を組み合わせることによる核データの精度向上が不可欠
- ◆ OECD/NEAのNSC(原子力科学委員会)では、
 - WPEC(燃料サイクルの科学的課題に関する作業部会)、
 - WPEC(国際核データ評価協力に関する作業部会)
 - WPRS(原子炉システムの科学的課題に関する作業部会)
 の共通課題として、核変換に関わる核データの共分散評価と積分実験に関する今後の国際的な取り組みについて検討中。

日本原子力学会では、「アクチノイドマネジメントに関する炉物理実験施設」研究専門委員会(主査: 東北大 岩崎智彦 准教授)を設置して、将来の炉物理実験施設の在り方について検討中。

10

核変換に関する核データ・炉物理の今後の方向性

- 核変換システムの実現のためには、更なる核データの精度向上と炉物理実験による検証が不可欠



11

謝辞

本報告書は、旧電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として、東京工業大学が実施した平成14, 15, 16, 17, 及び18年度「高度放射線技術による革新炉用原子核データに関する研究開発」の成果を含みます。

本報告書は、旧電源開発促進対策特別会計法及び特別会計に関する法律(エネルギー対策特別会計)に基づく文部科学省からの受託事業として、北海道大学が実施した平成17, 18, 19, 及び20年度「高強度パルス中性子源を用いた革新的原子炉用核データの研究開発」の成果を含みます。

12

日本原子力研究開発機構における 核変換技術に関する研究開発の現状について — 共通基盤技術(アクチノイド科学) —

- 実験設備・研究施設
- マイナーアクチノイド実験試料
- 基礎基盤データ
- 研究ネットワーク
- まとめ

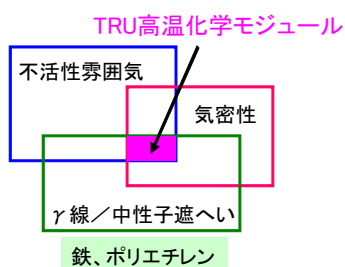
平成20年12月19日

日本原子力研究開発機構

実験設備・研究施設 (1/2) 超ウラン元素取り扱い設備・施設の整備

TRU高温化学モジュール
(原子力機構・NUCEF内)

平成15年2月完成



- 3基のホットセル(鉄+ポリエチレン遮へい)と1基のグローブボックス(含鉛アクリル遮へい)
- 高純度アルゴンガス雰囲気下で超ウラン元素の高温化学実験を実施できる
 - » Am-241、Am-243、Cm-244、Np-237
 - » Pu、U、使用済み燃料



塩化物調製装置



溶融塩電解槽



液体金属電極
処理装置



試料観察装置



酸化還元反応
測定装置



高温X線回折装置



高温誘導加熱炉

実験設備・研究施設 (2/2)

超ウラン元素取り扱い設備・施設の整備

超ウラン元素取り扱いグローブボックス
(含鉛アクリル遮へい)

- 酸化物、金属、窒化物の燃料に関する実験
- 乾式再処理に係る溶融塩に関する実験



乾式再処理実験用
原子力機構-電中研共同研究
(原子力機構・CPF内)
平成14年7月完成



熱物性測定用
(原子力機構・WASTE内)
平成16年3月完成



固体化学実験用
(原子力機構・AGF内)
平成18年12月完成



燃料物性測定用
(原子力機構・AGF内)
平成19年10月完成



金属燃料実験用
原子力機構-電中研共同研究
(原子力機構・燃料研究棟内)
平成16年6月完成



固体/溶融塩化学実験用
TRU高温化学モジュールの一部
(原子力機構・NUCEF内)
平成15年2月完成

3

マイナーアクチノイド実験試料 (1/2)

アメリシウム(Am)

- アメリシウム含有廃液からアメリシウムを分離・回収
 - ≫ NUCEF(原子力機構)
 - ≫ TODGA抽出剤を用いてアメリシウムを分離
 - ≫ シュウ酸沈殿-蒸発乾固-ばい焼-酸化物として回収
 - ≫ 純度 98~99.5%
- 実験試料として供給
 - ≫ TRU高温化学モジュールでの実験に使用



シュウ酸沈殿、蒸発乾固後



ばい焼後(AmO₂)



4

マイナーアクチノイド実験試料 (2/2)

ネプツニウム(Np)、キュリウム(Cm)

● ネプツニウム(Np-237、半減期:約214万年)

» セラミックス系実験試料

- 酸化物を原料として窒化物、炭化物、塩化物等を調製
- 熱物性・熱力学研究、溶融塩化学研究

» 合金・金属間化合物系実験試料

- 高純度Np金属調製技術(東北大金研)
- Np-Zr系、Np-Cd系状態図の研究(原子力機構-東北大共同研究)
- 超伝導化合物に関する先端基礎研究(原子力機構-東北大共同研究)



LiCl-KCl-NpCl₃塩化物
(NpCl₃: 20wt%)

● キュリウム(Cm-244、半減期:約18.1年)

» 原子力機構所有のCm-244

- 現状、Cm-244とPu-240の混合(Cm-244は半分以下)

» Cm-244の精製

- 20年度に予備実験、21-22年度に実施予定

» Cmの基礎実験試料として供給計画

- 京大炉ホットラボでの実験
- 原子力機構NUCEF、WASTEFでの実験



(Cm_{0.32}Pu_{0.68})O_{1.93} 焼結体

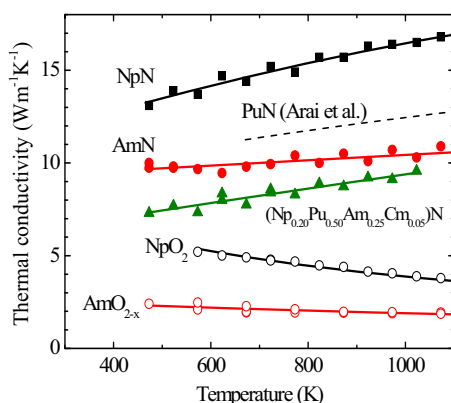
5

基礎基盤データ (1/5)

マイナーアクチノイド(MA)化合物の物性測定評価

● 特定の燃料組成にとらわれずに、自ら調製した試料を用いて幅広くMA化合物の物性を測定評価

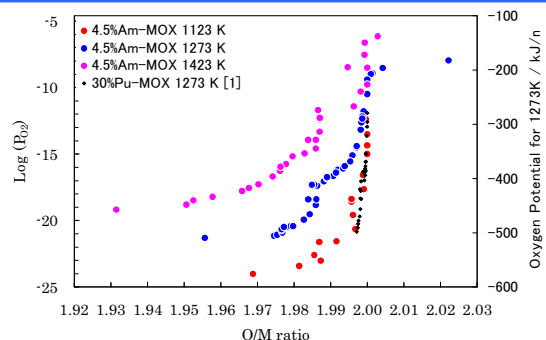
- » MA酸化物、窒化物の比熱容量、熱拡散率、熱伝導率
- » MA酸化物の酸素ポテンシャル



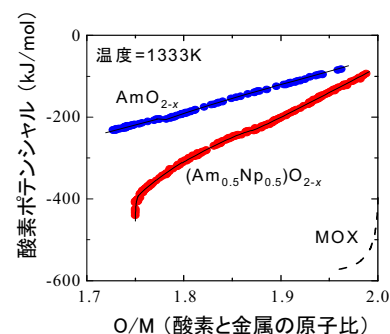
MA酸化物、窒化物の熱伝導率の温度依存性



AmN試料
(直径3mm)



Am-MOXの酸素ポテンシャルのO/M依存性



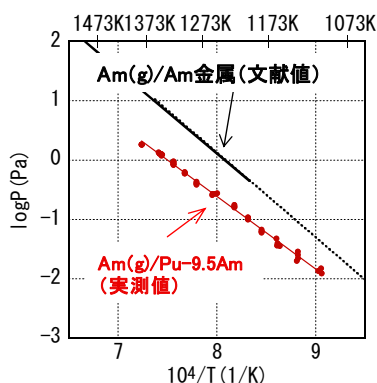
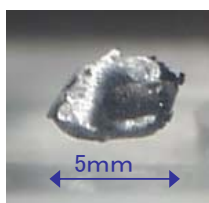
MA酸化物の酸素ポテンシャルのO/M依存性

6

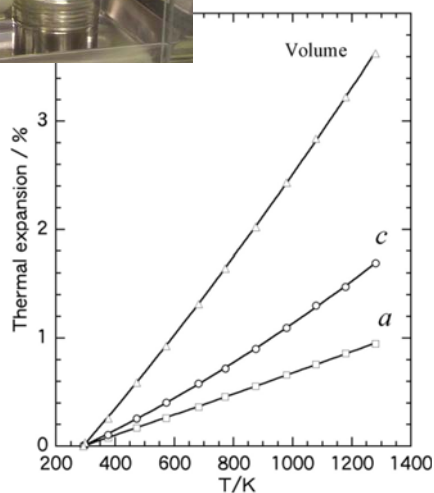
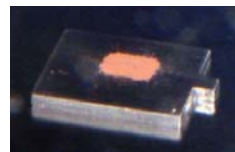
基礎基盤データ (2/5)

マイナーアクチノイド(MA)化合物の物性測定評価

- 特定の燃料組成にとらわれずに、自ら調製した試料を用いて幅広くMA化合物の物性を測定評価
 - MA酸化物、窒化物の熱膨張
 - MA合金の蒸気圧測定、状態図測定



Pu-9.5at%Am合金の外観とAm(g)蒸気圧測定結果



MA酸化物(Am_2O_3)の熱膨張

7

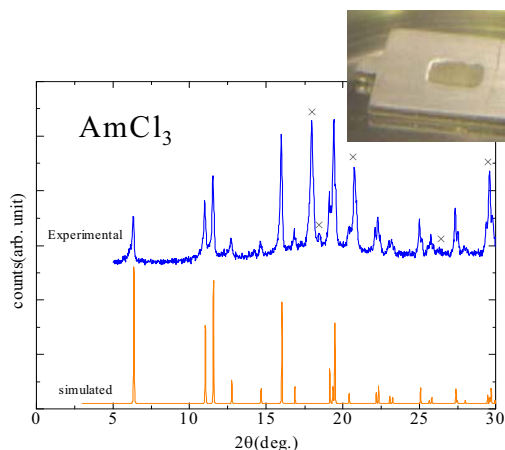
基礎基盤データ (3/5)

マイナーアクチノイドの溶融塩中の挙動測定評価

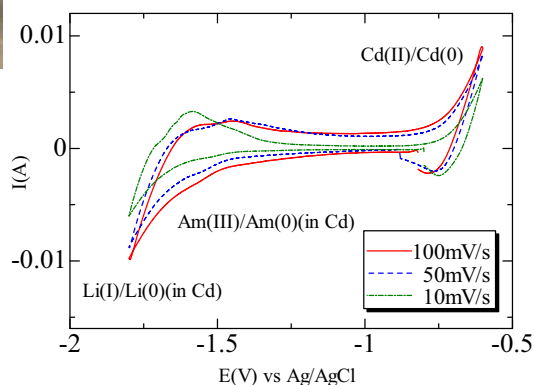
- 乾式再処理の基礎となるMAの溶融塩中の挙動を測定評価
 - アメリシウム塩化物の調製
 - アメリシウム挙動の電気化学的測定



TRU高温化学モジュールの溶融塩電解槽



腐食性ガス(Cl_2 、 HCl)を用いずにアメリシウム塩化物を調製



液体Cd陰極を用いたLiCl-KCl- AmCl_3 のサイクリックボルタモグラム

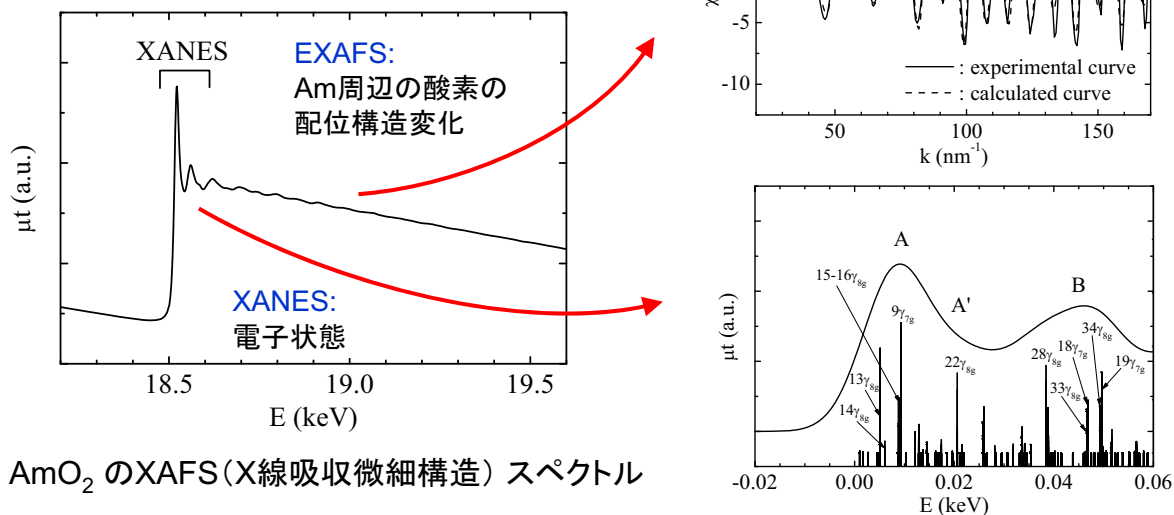
8

基礎基盤データ (4/5)

マイナーアクチノイド(MA)化合物の電子構造物性

- 放射光を利用したMA化合物の電子構造解析

- » アメリシウム酸化物の放射光XAFS測定
- » アメリシウム-ウラン酸化物の放射光XAFS測定実施中



9

基礎基盤データ (5/5)

マイナーアクチノイド(MA)化合物の電子構造物性

- 核磁気共鳴(NMR)法を利用したMA化合物の電子構造解析

- » ネプツニウム酸化物のNMR測定
- » アメリシウム酸化物、アメリシウム-ウラン酸化物のNMR測定を計画



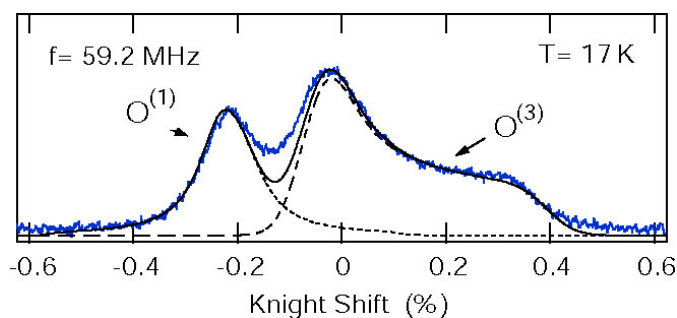
Np¹⁷O₂ の調製



NpO₂
(出発物質)



金属Np

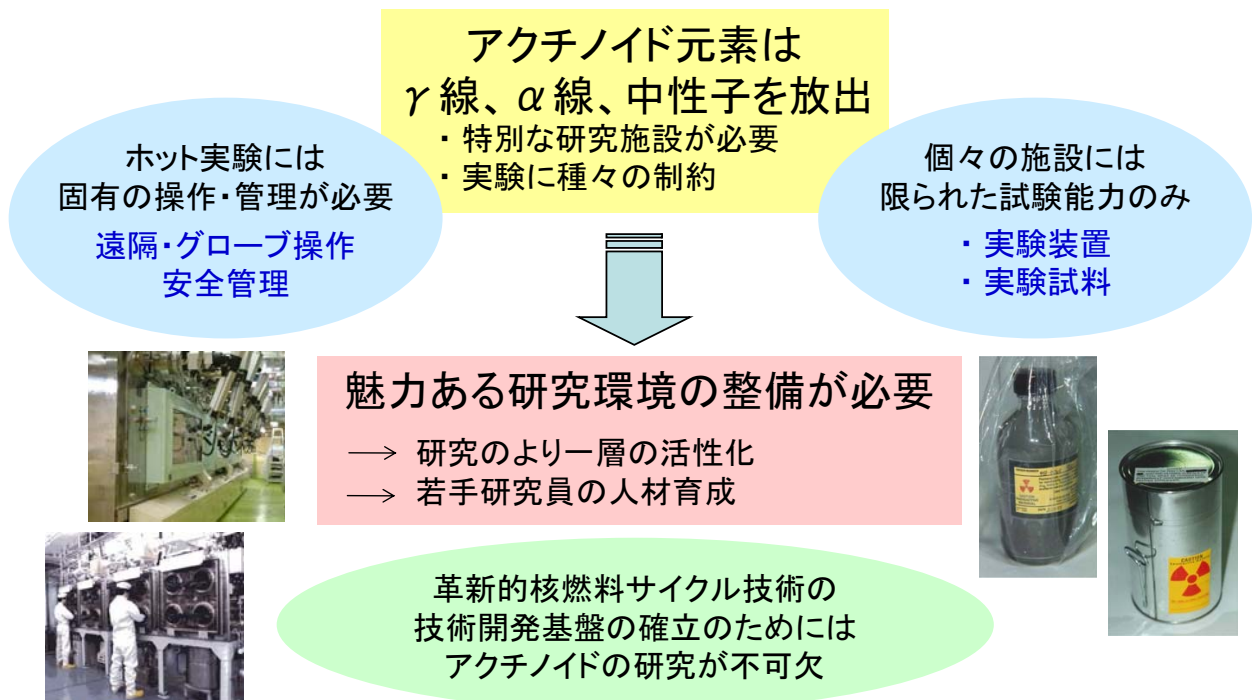


NpO₂ の¹⁷O-NMR スペクトル

10

研究ネットワーク (1/3)

アクチノイド研究の特徴と課題

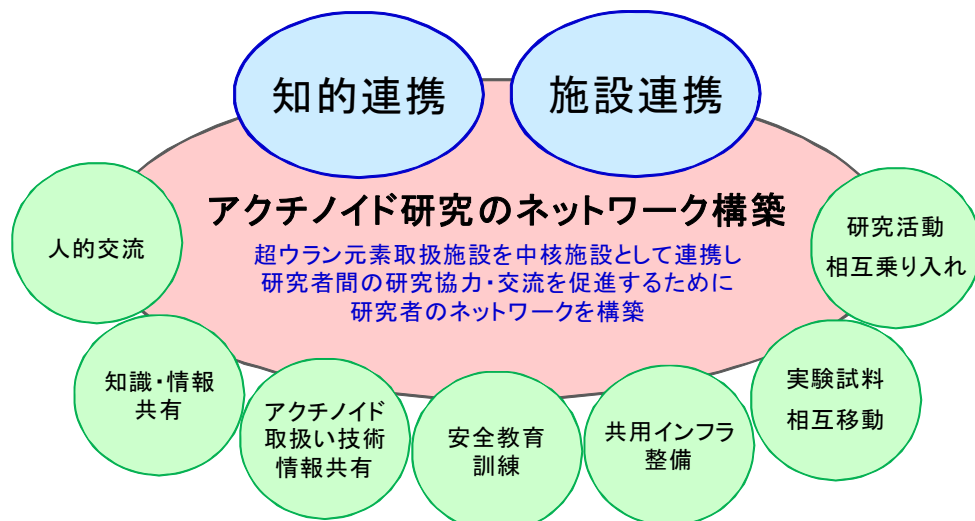


11

研究ネットワーク (2/3)

アクチノイド研究のネットワーク構築

- 日本アクチノイドネットワーク(J-ACTINET)の設立
 - » 平成20年3月に、8大学、原子力機構、電中研が発起人(事務局: 東北大)
 - » 原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブに採択された「広域連携ホットラボ利用によるアクチノイド研究」(研究代表: 原子力機構)を開始(平成20年10月)
 - » 研究交流会J-ACTINET2008を開催(平成20年10月)

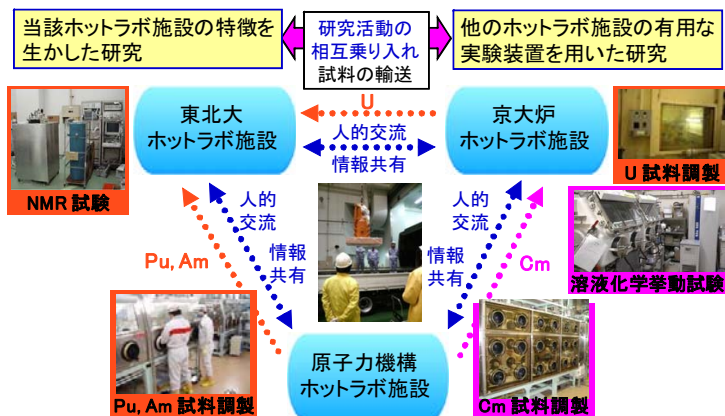


12

研究ネットワーク (3/3)

広域連携ホットラボ利用によるアクチノイド研究

超ウラン元素取り扱いホットラボ
施設の広域連携



ホットラボ施設の連携による
アクチノイド研究
(単独の施設では成し得ない
新たな研究領域へ展開)

まとめ

- 平成12年以降、複数の超ウラン元素取り扱い設備・施設を整備し、それまで実施できなかった、マイナーアクチノイドを含めた酸化物、金属、窒化物、ならびに溶融塩に関して、基礎物性データを取得してきた。
- これらの基礎的実験では、マイナーアクチノイドの取扱量は数10 mgから1 g程度である。実験に用いるマイナーアクチノイドは、外国からの輸入に依存しているが、一部は自ら分離して実験に供給した。
- 将来的には燃料集合体を製造できる施設が必要になるであろうが、現状では、それに向けて、ペレット製造レベルの実験で基礎基盤データの取得・拡充が必要であるとともに、自前でマイナーアクチノイドを供給する体制が必要である。
- 分離変換技術の開発を支えるアクチノイドの研究のより一層の活性化と若手研究員の人材育成のためには、現在ある超ウラン元素取り扱い設備・施設の連携と人的交流をとおした知的連携が必要である。

日本原子力研究開発機構における 核変換技術に関する研究開発の現状について — 核分裂生成物の核変換技術 —

- はじめに
- 高速炉による核変換
- ADSによる核変換
- 核変換ターゲットの研究開発
- まとめ

平成20年12月19日

日本原子力研究開発機構

はじめに 核変換の対象元素

	元素	特徴
超ウラン元素(TRU)	マイナーアクチニド ネプツニウム アメリシウム キュリウム プルトニウム	長寿命核種あるいは長寿命核種の親核種で、 α 線を放出するため放射能毒性が高く、もしも体内に取り込まれると比較的影響が大きい。
核分裂生成物	テクネチウム ヨウ素	テクネチウム99及びヨウ素129は長寿命核種であり、地層処分した場合には地下水を介して地層中を移行しやすい。

出典：原子力委員会バックエンド対策専門委員会『長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方』(2000年3月)(以下『2000年C&R報告書』とする)

長寿命核分裂生成物(LLFP)

Tc-99(半減期：約21万年)

(n, γ)反応の後、 β -崩壊して安定核種のRu-100に核変換

I-129(半減期：約1570万年)

(n, γ)反応の後、 β -崩壊して安定核種のXe-130に核変換

高速炉による核変換 (1/3)

LLFP核変換炉心の設計条件・性能要求

● 設計条件

» LLFP ターゲット・減速材

- ターゲット核種 : $^{99}\text{Tc} \cdot ^{129}\text{I}$ (+ ^{127}I)
- 減速材としてZr-H 採用

» プラント取合条件

- プラント取合条件は、**基準炉心***と同様
- 基準炉心から置換可能(集合体数、配列ピッチ、制御棒配置等保存)

* 基準炉心

FSフェーズⅡ前期検討の大型 Na 冷却代表炉心を対象

炉心熱出力	3,570 MWth
炉心出入口温度	550 / 395 °C
遮へい体外接円径	6.6 m
運転サイクル長さ	18ヶ月

● 性能要求

» 核変換特性

- 各LLFP 核種 ($^{99}\text{Tc} \cdot ^{129}\text{I}$) について、**サポートファクタ (以下、SF)* > 1.0**

» 炉心性能

- 基準炉心と同様の炉心性能を確保(増殖比>1.03、取出平均燃焼度 150 GWd/t等)

* サポートファクタ (SF)

LLFP 核種の変換/生成量の比、SF=1.0は自己生成した量を全て変換できることを意味する

● 制限条件

» LLFP 集合体・ピン (ターゲット・減速材) の健全性上重要な挙動

» LLFP ターゲット・減速材

- I の核変換により Xe ガスが生成 → **ピンガス内圧 が上昇**
- Zr-H は高温で解離し、生成された H_2 ガスは被覆管を透過して放出
→ **Zr-H 減速材の H/Zr 比低下**
- 隣接するドライバ燃料集合体との熱的条件の相違 → **出口温度差拡大**

3

高速炉による核変換 (2/3)

LLFP核変換集合体の設計

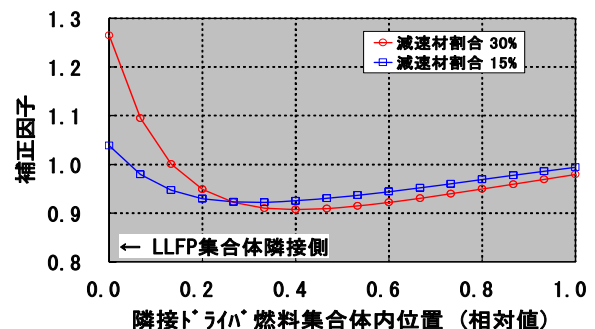
● 方針

» LLFP 核変換炉心の導入ペースに与える影響を防ぐため、LLFP装荷量の少ない**炉内装荷**を選択

» Iターゲットの溶融回避のため、高融点の **YI_3** を暫定的に選定

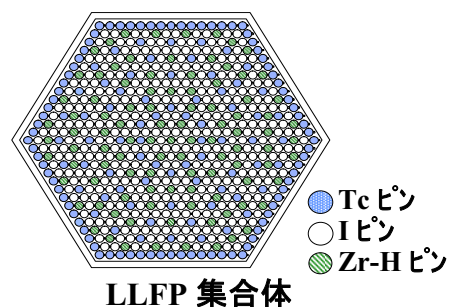
» 隣接ドライバ集合体の局所出力ピーク緩和のため、**減速材割合 15 %**を採用

» Zr-H ピンに、水素透過係数低減方策を考慮(水素バリア材等)



● LLFP 集合体・ピン仕様

項目	Tc ピン	I ピン	減速材ピン
化学形態	Tc	YI_3	$\text{ZrH}_{1.65}$
ピン本数割合 (%)	24.4	59.9	15.7
ピン外径 (mm)	5.5	5.5	5.5
スミア密度 (%TD)	80	50	90
ターゲットカラム長 (cm)	80	80	80



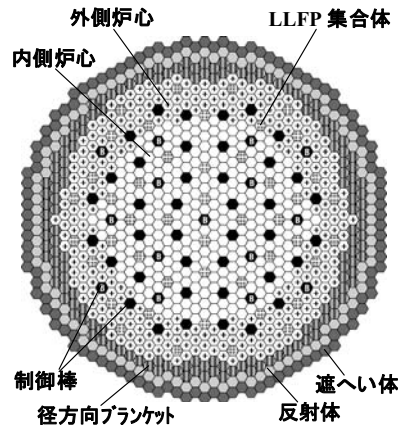
4

高速炉による核変換 (3/3)

LLFP核変換炉心の設計

● 核・熱・核変換特性

- » 1.0 以上の SF を満たすには、LLFP 集合体 46 体が必要
- » 基準炉心と比べ Pu 富化度は 4 wt%、燃焼反応度は 1% $\Delta k/kk'$ 程度増加
- » 必要な1次系冷却材流量は、基準炉心の104.6 %まで増加
- » 必要流量の増加は、主に燃焼反応度増加に伴う燃焼ミスマッチの増加による



項目	炉内装荷炉心	基準炉心
Pu 富化度 (wt%) (内/外)	25.1/28.0	21.5/24.1
燃焼反応度 (% $\Delta k/kk'$)	4.1	3.2
増殖比 (-)	1.04	1.16
	⁹⁹ Tc	¹²⁹ I
LLFP集合体数 (体)	46	-
照射期間 (サイクル)	4	-
核変換率 (%/サイクル)	5.1	4.1
	18.7	15.4
LLFPインベントリ (kg/GWt)	269	109
サポートファクタ (-)	1.01	1.04
LLFP集合体流量 (kg/s)	8.5	-
1次系必要冷却材流量 (%)	104.6*	100.0

LLFP (Tc-99、I-129) を核変換対象とした炉心設計検討を行い、基準炉心からの置換で、性能要求 (SF > 1.0、増殖比 1.03 等) を満足する炉心を構築可能な見通しを得た。

5

ADSによる核変換 (1/5)

軽水炉 (1,000 MWe) での核分裂生成物 (Tc、I) 発生量

- 軽水炉で生成されるテクネチウム-99及びヨウ素-129を対象に、加速器駆動システム (ADS) においてマイナーアクチノイド (MA) とともに核変換するシステムを検討

ADS1基で、軽水炉10基程度からのMAとFPを核変換するために必要な性能:

MA: 250, I: 56, Tc: 200 (kg/y/ADS)

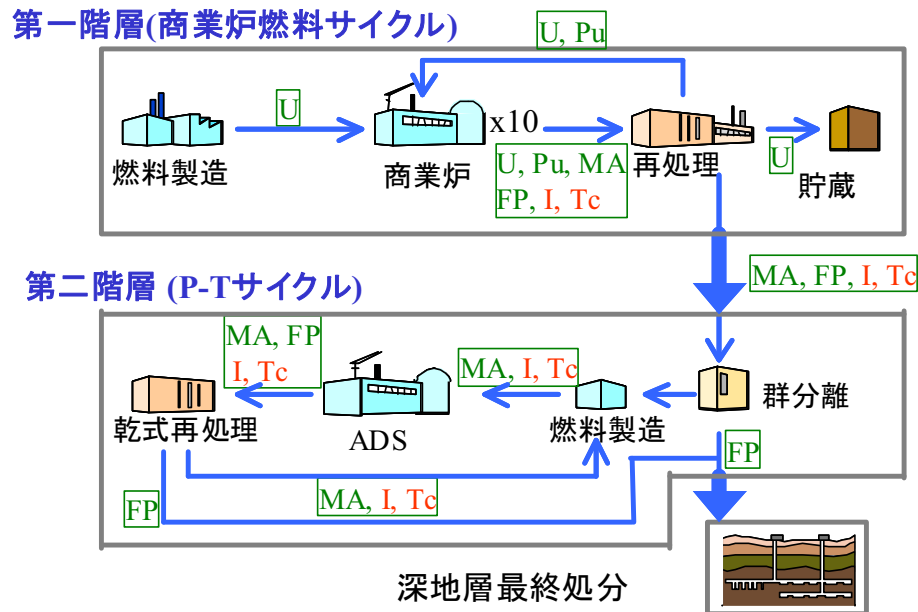
炉型	PWR-UO ₂	PWR-UO ₂
燃焼度 (GW-day)	33	60
冷却年数 (y)	5	5
MA (kg/y/plant)	22.20	26.30
¹²⁷ I + ¹²⁹ I (kg/y/plant) *	5.66	5.54
⁹⁹ Tc (kg/y/plant)	20.7	19.5

- 核分裂生成物のテクネチウムとしては、Tc-99以外の同位体はほとんど無視できる量である。
- 核分裂生成物のヨウ素としては、短半減期のI-131などを除くと、I-129のほかに安定核種のI-127があり、I-129は80数%である。

6

ADSによる核変換 (2/5)

FP核変換を含んだ階層型燃料サイクル



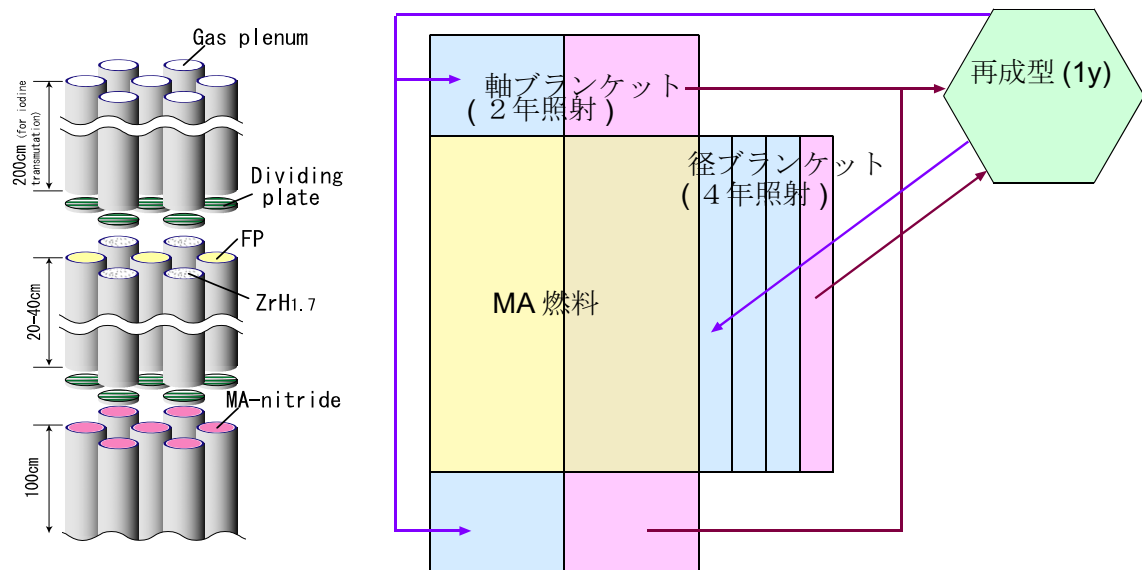
従来設計のADSの周辺に、FPをブランケットとして配した設計を用い、MAとヨウ素、あるいはMAとテクネチウムを同時に核変換する。

7

ADSによる核変換 (3/5)

FP装荷位置と照射期間

MA燃料と軸ブランケット



中性子の減速に用いる $ZrH_{1.7}$ はFPとは別のピンに封じる。

軸ブランケットはMA燃料と同時に取り出される。
径ブランケットは長期間照射する。

8

ADSによる核変換 (4/5)

テクネチウムの核変換性能

	軸	径	全体
ブランケット厚さ (cm)	20	13.5	
ZrH _{1.7} 体積比 (%)	80	90	
Tc初期装荷量 (kg)	904	645	1549
Tc捕獲断面積 (b)	2.80	4.51	
平均中性子束 (/cm ² /sec)	6.1E+14	2.7E+14	
核変換量 (kg/y)	40.0	20.5	60.5
核変換率 (%/yr)	4.42	3.18	3.91

- 余剰中性子が不足する為、200kg/y/ADSの核変換は達成不可能
- テクネチウムのみを核変換する場合、75kg/y/ADS程度が上限

9

ADSによる核変換 (5/5)

ヨウ素の核変換性能

	軸	径	全体
ブランケット厚さ (cm)	36.8	17.5	
ZrH _{1.7} 体積比 (%)	64	40	
ヨウ素初期装荷量 (kg)	1089	894	1983
I-129 捕獲断面積 (b)	2.15	3.06	
I-127 捕獲断面積 (b)	3.44	3.51	
平均中性子束 (/cm ² /sec)	5.4E+14	2.9E+14	
核変換量 (kg/y)	36.5	20.7	57.2
核変換比 (%/y)	3.35	2.32	2.88
ガスパレナム長 (cm)	200	190	

※ヨウ素形態CuI、理論密度80%

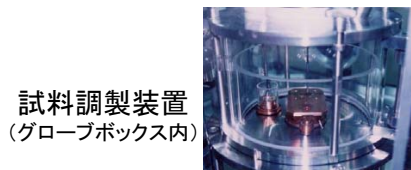
- ヨウ素のみを核変換する場合、目標となる56kg/y/ADSの核変換が達成可能

10

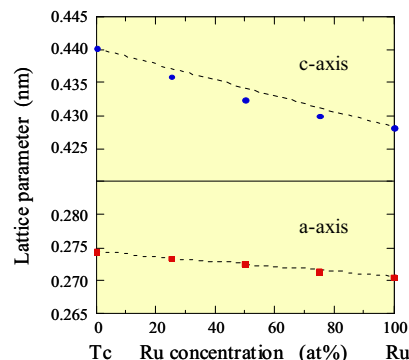
核変換ターゲットの研究開発 (1/2)

テクネチウムの核変換ターゲット

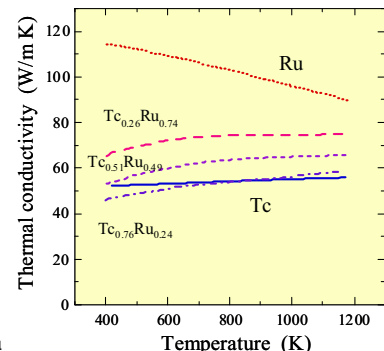
- 金属テクネチウムは核変換ターゲットの候補材
 - » テクネチウムの融点は 2430 ± 30 K
 - » 欧州の共同研究において金属テクネチウム棒の照射試験
 - 結晶学的異方性(六方晶)による照射成長が懸念されていたが、ほとんど生じず
 - » 核変換するとテクネチウム-ルテニウム合金
- 金属テクネチウムとテクネチウム-ルテニウム合金の調製と特性評価
 - » 格子定数、熱膨張、比熱容量、熱拡散率、熱伝導率



直径4 mm 直径5 mm
アーク溶解－鋳造法による試料調製



格子定数の組成依存性



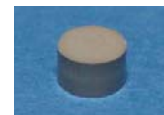
熱伝導率の温度依存性

11

核変換ターゲットの研究開発 (2/2)

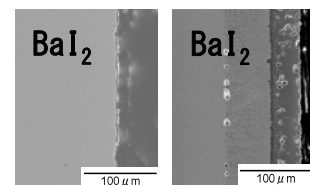
ヨウ素の核変換ターゲット

- ヨウ素I₂の融点は386.6 K、沸点は457.4 K
 - » このままの化学形では核変換ターゲットとして用いるのは困難
 - » 核変換生成物(Xe)は気体
 - » ターゲット材に適切なヨウ素化合物の選定が必要
 - 融点、中性子捕獲断面積、長寿命核種生成の有無、潮解性・吸湿性の有無、被覆管材との両立性など
- ターゲット候補材の特性評価（安定核種のヨウ素-127を使用）
 - » 被覆管材との両立性、熱伝導率等を測定評価
 - 適切な候補材を選定中



CuI試料

化合物	融点(K)	金属の融点(K)	長寿命核種の生成	化学的安定性	両立性
BaI ₂	984	1002	¹³³ Ba: 10.5 y	潮解性	課題あり
YI ₃	1270	1799	なし	潮解性	課題あり
MgI ₂	907	922	なし	潮解性	課題あり
CaI ₂	1052	1112	⁴¹ Ca: 1.03 x 10 ⁵ y	潮解性	課題あり
CuI	868	1358	⁶³ Ni: 100.1 y	大気中安定	課題あり



SUS316鋼 (反応なし) ODS鋼 (反応あり)

両立性試験
(600°C × 3000h)

12

まとめ

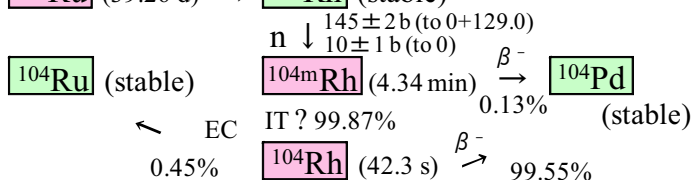
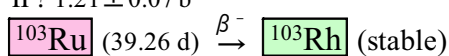
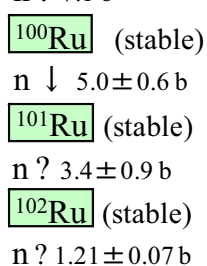
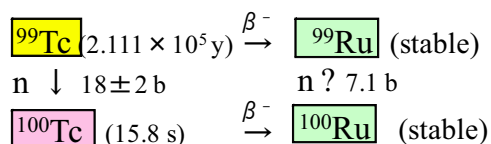
- 高速炉によるTc-99とI-129を核変換対象とした炉心設計検討では、基準炉心からの置換で、性能要求（SF>1.0、増殖比 1.03等）を満足する炉心を構築可能な見通しを得た。
- 加速器駆動システム(ADS)によるTc-99とI-129を核変換対象とした炉心設計検討では、ADS1基で、軽水炉10基程度からのTc-99とI-129ならびにマイナーアクチノイドを核変換するために必要な性能を満足する炉心を構築できなかった。核変換対象をI-129ならびにマイナーアクチノイドに絞れば、ADS1基で、軽水炉10基程度をサポートする炉心を構築できる見通しである。
- 金属テクネチウムは、核変換ターゲットの有望な候補材である。ただし、リサイクル技術の研究開発は今後の課題である。
- ヨウ素の核変換ターゲットとして適切な化合物等の選定は、今後の課題である。

13

参考資料

14

テクネチウム-99の核変換の経路



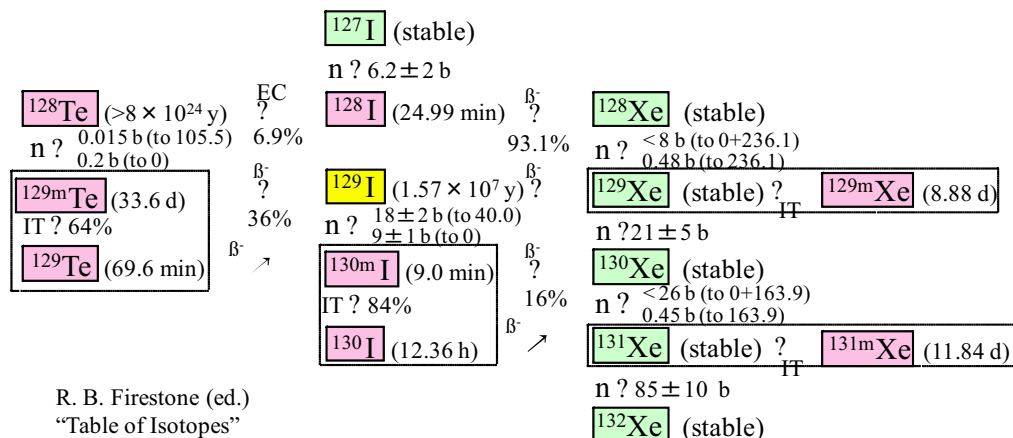
R. B. Firestone (ed.)
“Table of Isotopes”
8th edition (1996)

- Tc-99は、(n, γ) 反応により半減期 15.8 s のTc-100になった後に、β⁻崩壊して安定核種であるRu-100に核変換される。
- 生成されたRu-100が次々と(n, γ) 反応を起こしても、Ru-101、Ru-102と安定核種を生じる。
- Ru-103は放射性であるが、半減期 39.26 d で安定核種のRh-103になり、長半減期核種は生成されない。

15

ヨウ素-129(及びヨウ素-127)の核変換の経路

- I-129は、(n, γ) 反応により半減期9.0 m のI-130mまたは12.36hのI-130になった後に、β⁻崩壊して安定核種であるXe-130に核変換される。
- 生成されたXe-130が次々と(n, γ) 反応を起こしても、安定核種(Xe-131、Xe-132)または短半減期核種(Xe-131m、Xe-133、Xe-133m)しか生じない。
- I-127は中性子照射されても、I-129の場合と同様に、安定核種(Xe-128、Xe-129)または短半減期核種(Xe-129mなど)しか生じないこと、及び反応断面積は約6.2 b とI-129の場合よりも小さいことから、I-127とI-129が混合したものをターゲットとする。



R. B. Firestone (ed.)
“Table of Isotopes”
8th edition (1996)

16

MA非均質高速炉に関する 研究開発の現状について

平成**20**年**12**月**19**日

日本原子力研究開発機構

本研究は、特別会計に関する法律（エネルギー対策特別会計）に基づく文部科学省からの受託事業として、独立行政法人日本原子力研究開発機構が実施した平成17年度、18年度及び19年度「効果的環境負荷低減策創出の為に高性能Am含有酸化物燃料の研究」の成果です。

1

内 容

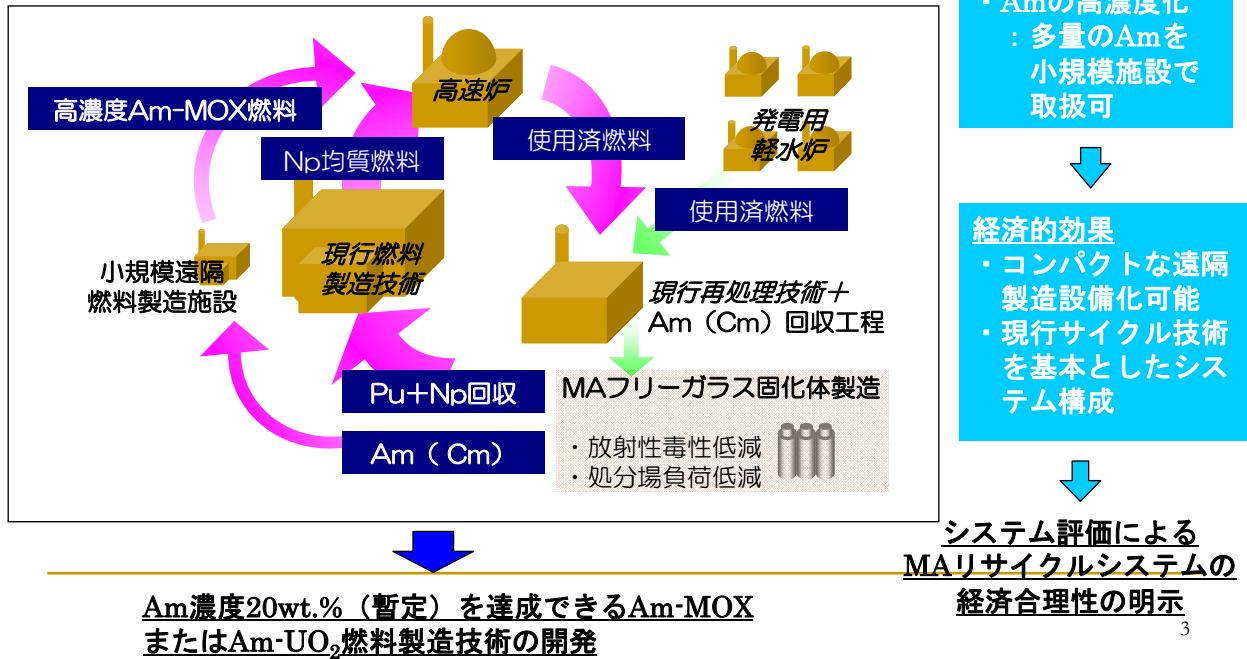
- (1) 背景・目的
- (2) 研究開発の全体像
- (3) システム概念の有効性評価
- (4) システムの枢要要素技術開発
- (5) まとめ

2

背景・目的

LWRからFBRへの移行期間の長期化 多数基LWRと少数基FBRの共存

⇒LWRから発生するMAによる環境負荷の軽減のため、
少数基FBRで集中的にMA燃焼(早期にMAリサイクルの実現)

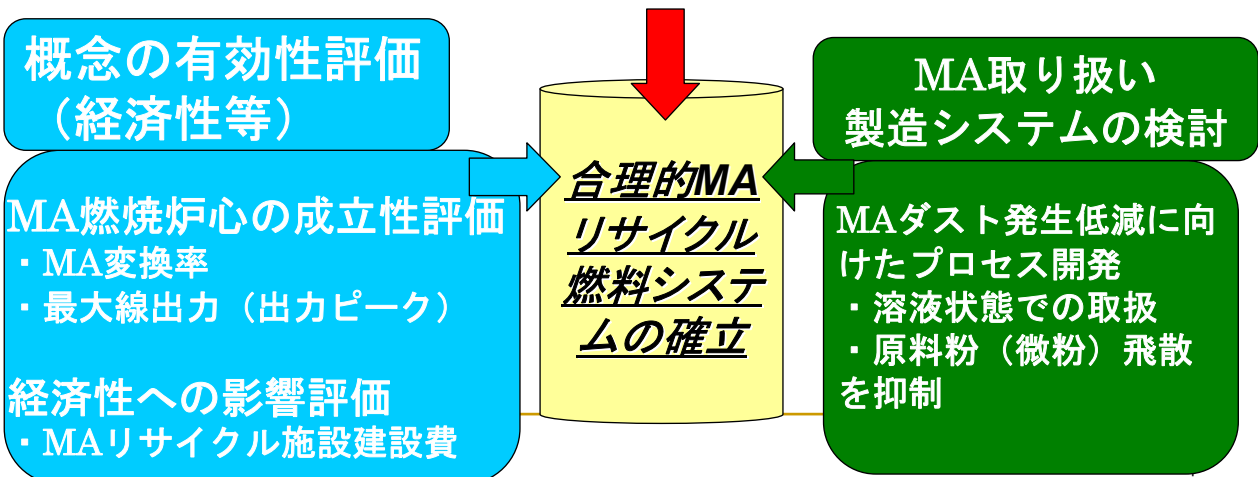


研究開発の全体像

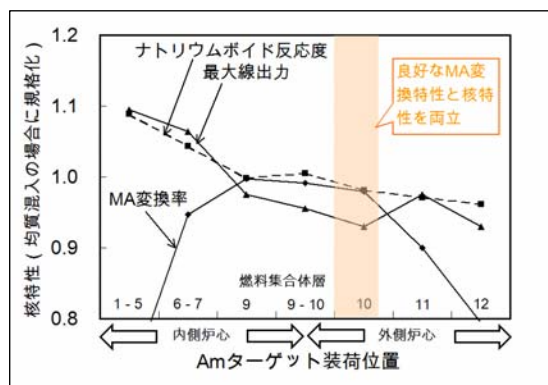
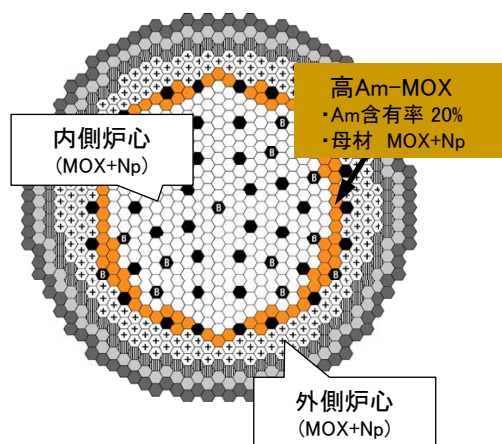
高性能・高濃度Am燃料製造技術開発

高濃度Am含有酸化物燃料の高性能化
FCCI特性改善⇒ U顆粒（酸素ゲッター）添加
熱伝導度改善⇒ Mo（高熱伝導度）顆粒添加

ホットプレス技術
を用いた燃料製
造技術開発



MA燃焼炉心の成立性検討



高Am-MOX装荷位置と核特性の関係

◆炉心構成の成立性

: 内側炉心/外側炉心の間に高Am-MOXをリング状に装荷

⇒ 発電炉としての炉心性能を損なわずに効果的な核変換の可能性

◆熱的成立性並びに燃料健全性

⇒ Heガス放出に起因するCDF対策として被覆管肉厚の増加が有効

経済性への影響評価

【目的】

燃料サイクル関連施設建設費等(燃料製造施設、MA回収設備)及びガラス固化に係る経済負荷の概略検討を行いMAリサイクルシステムの有用性を評価する。

【概要】

- ①LWRから発生するMA量及びMA処理のための燃料製造施設規模の検討
- ②Am-MOX、Np-MOX燃料製造施設の概念設計に基づく建設費検討
- ③他のMAリサイクル関連設備建設費(MA回収設備)を公開情報⁽¹⁾に基づき、施設規模より評価
- ④比較対象としてLWRリサイクル施設建設費(Puサーマル燃料製造)を公開情報⁽²⁾に基づき施設規模より評価
- ⑤MA回収に伴うガラス固化体関連設備費等(固化工程、貯蔵、輸送・処分)低減効果を公開情報⁽²⁾に基づき評価

【MAリサイクル規模の検討条件】

- LWR再処理規模: 800t/y
- 新燃料仕様(Pu富化度; 約20wt%、燃料部重量; 146kg/SA); FaCT参照
- 再処理対象燃料 ①使用済UO₂燃料 燃焼度 55GWd/t
- 使用済燃料冷却期間: 20年
- 新燃料のAm含有率: 20wt%

(1)「抽出クロマト法によるMA回収設備の概念検討」JNCTJ8400 2002-005

(2)総合エネルギー調査会電気事業分科会コスト等検討小委員会

経済性への影響評価

(MAリサイクル施設設計結果)

①800t/yLWR再処理から発生するMA及びPu量

- 632Np-kg/y、1,245Am(Cm)-kg/y、
8,800Pu-kg/y

②MAリサイクル関連施設規模

- 20%Am-MOX遠隔製造施設(ホットセル)
5.9t-HM/y
- Np-MOX製造施設(グローブボックス)
38.7t-HM/y
- MA回収設備 廃液処理量がFSの3倍

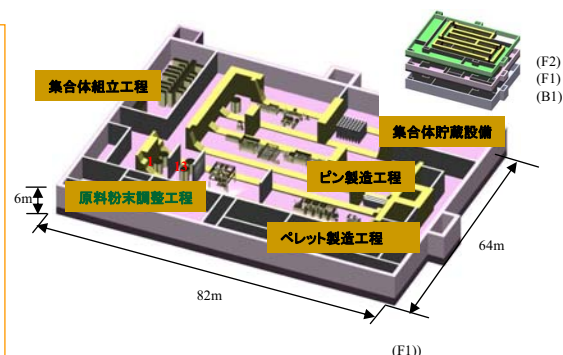
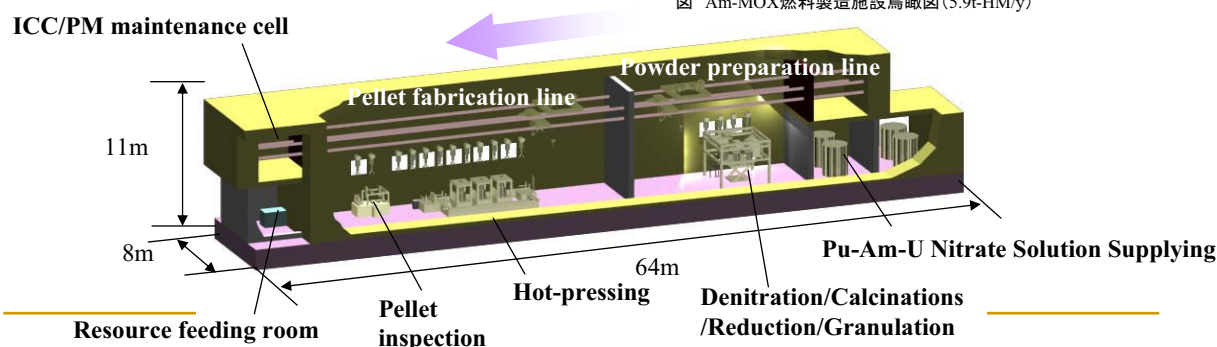


図 Am-MOX燃料製造施設鳥瞰図(5.9t-HM/y)



7

経済性への影響評価

(MAリサイクル施設建設費等)

MAリサイクル	施設 [生産規模]	建設費 (億円)	備考
	Am-MOX燃料製造 [5.9tHM/y]	520	設計研究による主工程設備機器付 帯設備構成、及び建屋サイズに基 づく建設コスト見積もり
	Np-MOX燃料製造 [38.7tHM/y]	620	同上
	MA回収設備	170	同一プロセス構成の過去の設計例 の基づく廃液処理量の比較に基づ く見積もり
	Total	1,310	
LWR燃料サイク ルにおけるPuリ サイクル	LWR-MOX 燃料製造施設 [163tHM/y]*	1,370	J-MOX製造施設建設コストに対す る生産規模の比較に基づく見積もり * LWR800t/yから発生するPu量に バランスするLWR-MOX(5.4%Pu富 化度)の生産規模

8

システム概念の有効性評価のまとめ

- 内側炉心と外側炉心の間に高Am-MOXをリング状に装荷する炉心構成により、発電炉としての炉心性能を損なわずに効果的に核変換を行えることを見出した。
- MAリサイクル概念のMA関連施設建設費 (Am-MOX/Np-MOX燃料製造、MA回収設備) は、MAリサイクルを行わない場合に必要となる大型LWR-MOX製造施設建設費と同程度となる。
- また、MA回収に伴うガラス固化体の処理処分コスト低減見積もりを行い、MAリサイクルの有効性を示した。

9

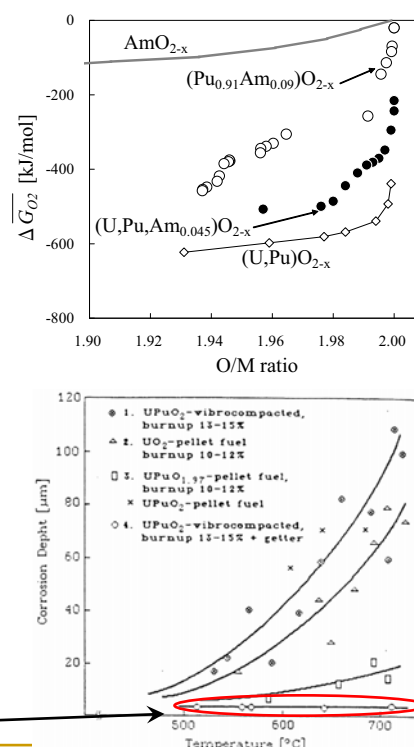
高性能・高濃度Am燃料製造技術開発

【目的】 高濃度Am含有に伴う熱伝導率低下の改善及び**酸素ポテンシャル制御を可能とする燃料製造技術開発**

ロシア型振動充填燃料用 ゲッター技術の知見

燃料顆粒に金属Uを主成分とする金属顆粒を数wt.%添加
・酸素ポテンシャル制御
・低温域の伝熱特性の改善

ゲッター添加により、FCCIを顕著に抑制



J.Nucl. Matt. 204(1993) 93-101

10

高性能・高濃度Am燃料製造技術開発

【目標燃料組成：5U-5Mo-(20Am-30Pu-40U)O₂】

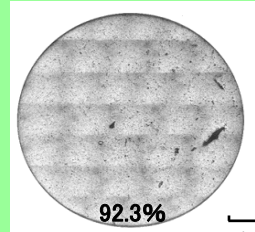
先行試験Ⅰ：(10Am-30Pu-60U)O₂ペレット焼結試験(冷間圧縮・焼結)

【製造条件】

- ・Pu富化度：30wt%
- ・粉碎時間：5～5.5hr
- ・成形圧：3.84t/cm²
- ・焼結温度：1,700℃×3hr
- ・焼結雰囲気：Ar-5%H₂+H₂O
(酸素ポテンシャル：-390kJ/mol)



10%Am-MOX



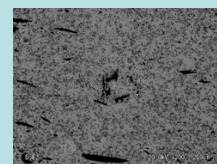
92.3%
T.D

1mm

先行試験Ⅱ：(5Mo-5U-UO₂)ペレット焼結試験(簡易ホットプレス)

【製造条件】

- ・Mo粒度：～1μm、・U顆粒度：～130μm
- ・成形圧：1t/cm²(加熱前)、加熱時(100kg/cm²)
- ・焼結温度：1,500℃×1hr
- ・焼結雰囲気：高純度He



1mm

11

先行試験結果のまとめ

Ⅰ (50Am, 50U)O₂粉末を原料とする冷間圧縮・焼結法により、10%Am含有MOXペレットを作製した。

- ① 低濃度Am含有MOXペレットと同等の焼結密度を得た。
- ② X線回折測定の結果、焼結体は固溶していることを確認した。
- ③ ペレット横断面のEPMA分析からAmは概ね均一に分布していることを確認した。

以上より、

実燃料母材の高濃度Am-MOXペレットの高密度化の可能性を得た。

Ⅱ 簡易ホットプレス法により5U・5Mo含有UO₂ペレットを製作した。

燃料健全性(高烧結密度、添加金属の均質分散、クラック発生防止)及び装置機能(燃料とパンチ等の焼きつき防止)を維持できる製造試験条件を得た。

Ⅲ 今後の予定

(Am,U)O₂原料粉末の性状把握及び最大20%Am含有MOXペレットの試作及び物性測定(酸素ポテンシャル、格子定数等)、実燃料(5U-5Mo-(20Am-30Pu-40U)O₂)の試作、物性データ(熱伝導度等)の取得

12

MA取り扱い製造システムの検討

【目的】遠隔製造に適した微粉飛散防止に優れる製造工程の開発

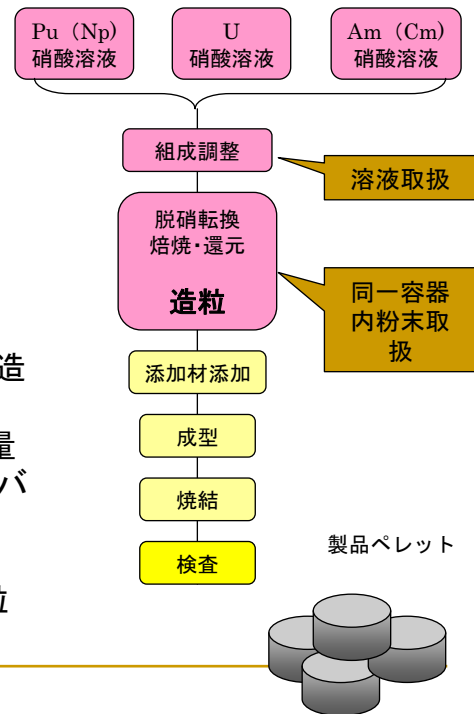
【造粒プロセス候補】

- ①転動造粒法：回転羽根等により粉末を回転させ粉末を凝集
- ②押出造粒法：混練物（粘土状）を小径口から、押出した紐状物質を回転板上での整粒（丸め）

【プロセス検討】

- ①両手法ともに、良好な流動性を有する造粒粉の製造が可能
- ②押出し造粒法は工程内における原料の滞留が少量
- ③押出造粒法で有機バインダを利用する場合には、バインダ除去のための予焼工程の導入が必要

押出造粒物焼結試験を行い、転動造粒法と押出造粒法の優劣を詳細に検討していく予定。



13

まとめ

■高濃度Am(Cm)含有MOX燃料によるMA非均質炉心の成立可能性及びMAリサイクルの施設建設費の評価より本概念の有効性を示した。

■UO₂等を用いた先行試験結果より実燃料(U、Mo添加高濃度Am含有MOXペレット)の製造試験条件を明らかにした。今後、実燃料製造試験及び試料の物性試験に基づく製造技術成立性評価を行う。

■MA取り扱いの中核技術である粉末制御のための造粒技術評価を実施している。

14

MA変換 －均質型／非均質型／階層型－ の特徴と課題について

日本原子力学会
分離変換・MAリサイクル研究専門委員会編集

原子力委員会研究開発専門部会
分離変換技術検討会資料
2009.1.21

報告の概要

- **MA変換概念の分類と呼称**
- **各概念の概要と特徴**
- **各概念の典型的なパラメータ**
- **各概念の特徴の比較**
- **各概念に共通する課題、固有の課題**
- **各概念の開発段階、課題の比較**
- **まとめ**
- **今後研究開発を進めるにあたって**

MA変換概念の分類と呼称

システム呼称	FBR均質型	FBR非均質型	ADS階層型
炉 型	FBR		ADS (加速器駆動未臨界炉)
燃料中の重金属に占めるMA濃度と装荷形態	低濃度(5%以下) 発電用燃料を兼用 炉心全体	やや高濃度(20～30%) MOX炉心の一部にMA ターゲット燃料を装荷	高濃度(50～80%) Uフリー窒化物燃料 炉心全体
MA燃料の再処理・再加工	発電サイクル設備で 一括処理	発電サイクル設備を 一部共用	発電サイクルと独立の MA専用サイクル 設備
備 考	MA濃度は、 最大 5% (移行期) 0.5 ～ 1% 前後 (平衡期)	我が国は、MA燃料のリ サイクル方式で開発 フランスは、MA燃料の ワンスルー方式も並 行して検討	MA専焼 (臨界) 炉は、 安全性の余裕が厳しい ため現在のところ検討 対象外

3

各概念の概要と特徴

4

FBR均質型の概要

➤ 基本概念：

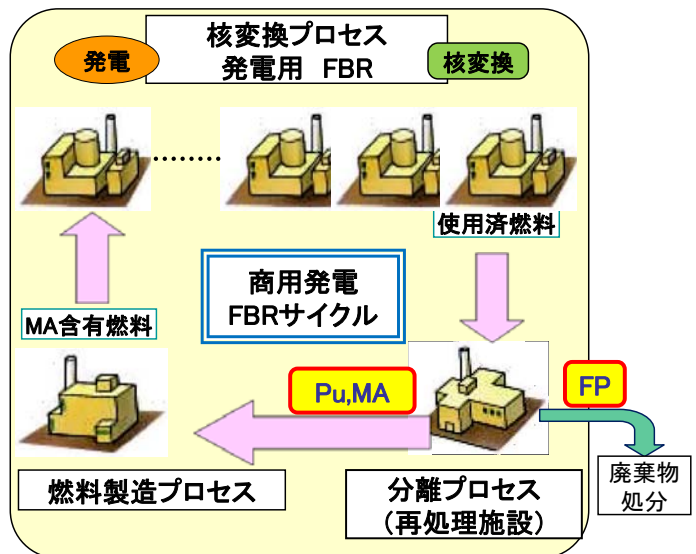
- ・ MAを高速炉燃料に低濃度で混合し、全ての発電用高速炉で燃焼

➤ 特徴：

- ・ MAを低濃度に抑えて影響を抑制
- ・ MAによる燃料の崩壊熱増加を最小限に抑制
- ・ 酸化物燃料：現状の技術基盤を足掛かりとして開発
- ・ 金属燃料：酸化物に比べ、中性子特性の観点からMA変換能力に優れる

➤ 検討例：

- ・ MA含有MOX燃料-Na冷却炉 (FaCT主概念)
- ・ MA含有金属燃料-Na冷却炉 (FaCT副概念)



5

FBR非均質型の概要

➤ 基本概念：

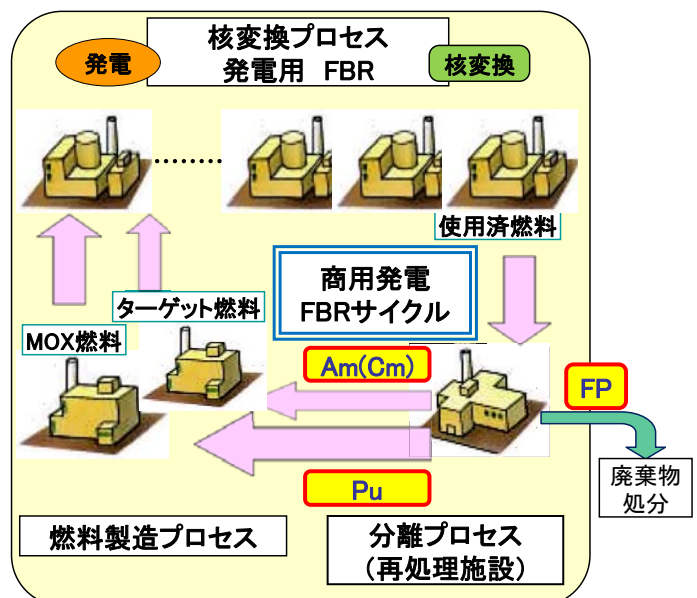
- ・ MAを比較的高濃度でターゲット燃料に含有し、高速炉で燃焼

➤ 特徴：

- ・ ドライバー燃料には現行技術(グローブボックスでの燃料製造)を利用
- ・ 少数の燃料体でMAを集中的に燃焼
- ・ 均質炉心と同等の核変換性能
- ・ MA燃料製造システムを小規模にできる

➤ 検討例：

- ・ 20%Am含有MOX燃料炉 (JAEA)
- ・ MA燃料ブランケット装荷炉心 (CEA)
- ・ Amターゲット燃やし切り概念 (長期間の照射で装荷量の90%を燃焼, CEA)



6

ADS階層型の概要

➤ 基本概念：

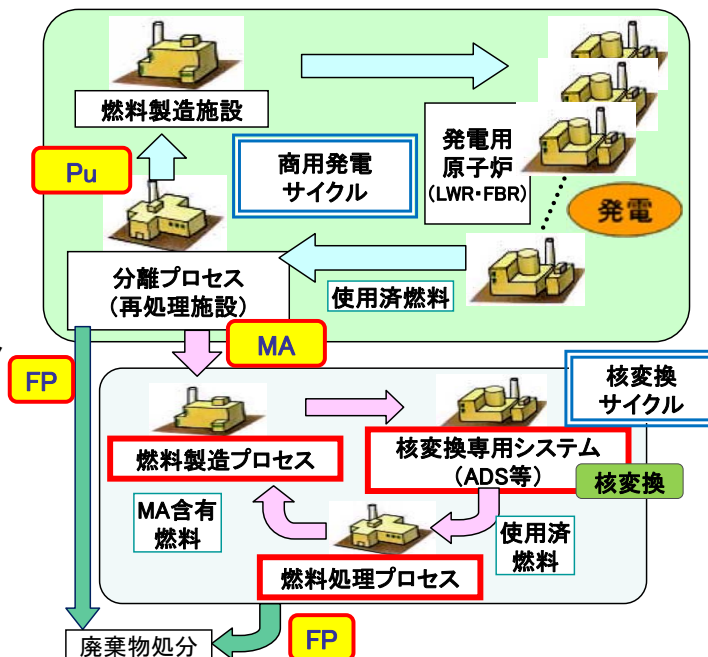
- MA主体の燃料を核変換専用システムにより燃焼する専用サイクルを構成

➤ 特徴：

- 核変換に最適化したADSに大量のMAを集中装荷して燃焼
- 関連施設を集約配置し、MAをサイト内に閉じ込めて発電サイクルから隔離するとともにMA燃料輸送の負担を最小化
- 発電サイクルの様々な炉型や燃焼・冷却履歴からの使用済燃料に柔軟に対応可能
- MAサイクルを発電サイクルから可能な限り分離

➤ 検討例：

- MA窒化物燃料—乾式再処理（JAEA）
- Pb-Bi冷却炉（JAEA, EU）
- Pb-Biターゲット/Heガス冷却炉（CEA）
- 分散型酸化物燃料（EU）
- 溶融塩炉（BNL, LANL, JAEA, ロシア, チェコ）



7

各概念の典型的なパラメータ

8

典型的なパラメータの比較

概念	FBR [参考: MA非装荷]	FBR均質型		FBR 非均質型	ADS 階層型
		MOX	金属		
熱出力 [GWt]	1.6*	3.57	3.9	3.57	0.8
燃焼度 [GWd/tHM]	90*	147	150	150	117
MA含有割合 [wt%] (内側/外側/ターゲット)	0/0/0	移行期: < 5 平衡期: ~1	移行期: < 5 平衡期: ~0.6	-/-/21.2	70.0/51.5/-
MA装荷量 [kg/基]	0	3,750	2,110	3,080	2,500
MA核変換量 [kg/GWt/年]	-	50	60	31	313
新燃料の発熱量 [W/kgHM] (移行期/平衡期)	4/3	15/9	15/3.6	54/155 (ターゲット)	300/385
新燃料の中性子放出量 [10 ⁶ n/s/kgHM] (移行期/平衡期)	0.3/0.2	32/26	32/7.1	140/560 (ターゲット)	660/1,010

*:原電実証炉

9

各概念の特徴の比較

-性能と必要な基数-

➤ FBR均質型の特徴

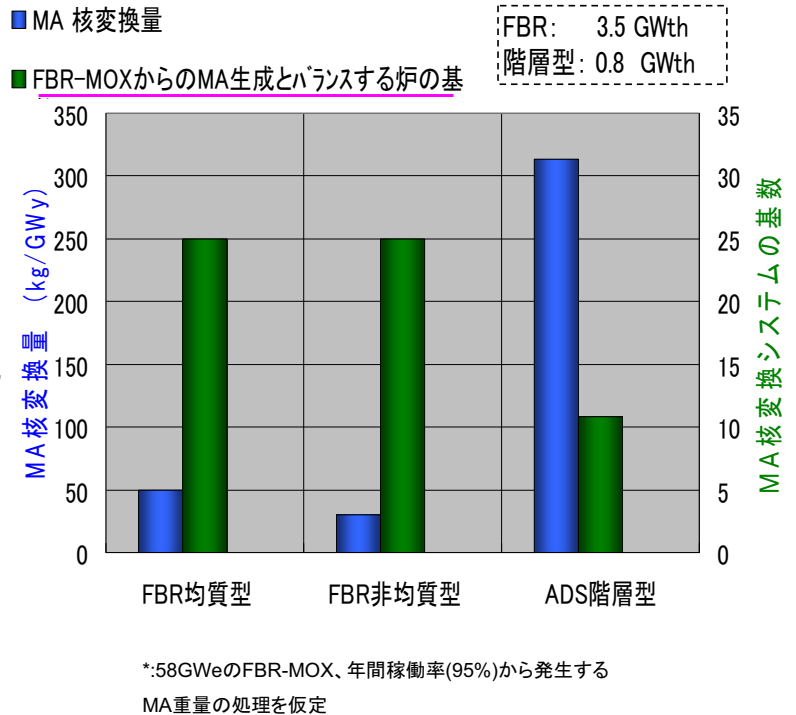
全ての発電炉にMAを装荷するため、MA含有率は低く抑えられ、MAによる核的な影響を最小化できる。MA含有割合は導入時期、導入基数により変動するが、平衡期のMA含有率は極めて低い(約0.5~1%)。

➤ FBR非均質型の特徴

MAターゲット集合体はMAを高濃度に含有(約20~30%)するが、安全性の観点から炉心中に占める割合が制限(約20~30%)される。このため、サイクル全体でのMA変換性能は均質型と同等となる。

➤ ADS階層型の特徴

出力当りのMA核変換量が最大であり、核変換効率が高い。ただし、1基あたりの熱出力がFBRより低いため、必要な基数が増加する。



11

-MA含有燃料の特性-

➤ 燃料組成

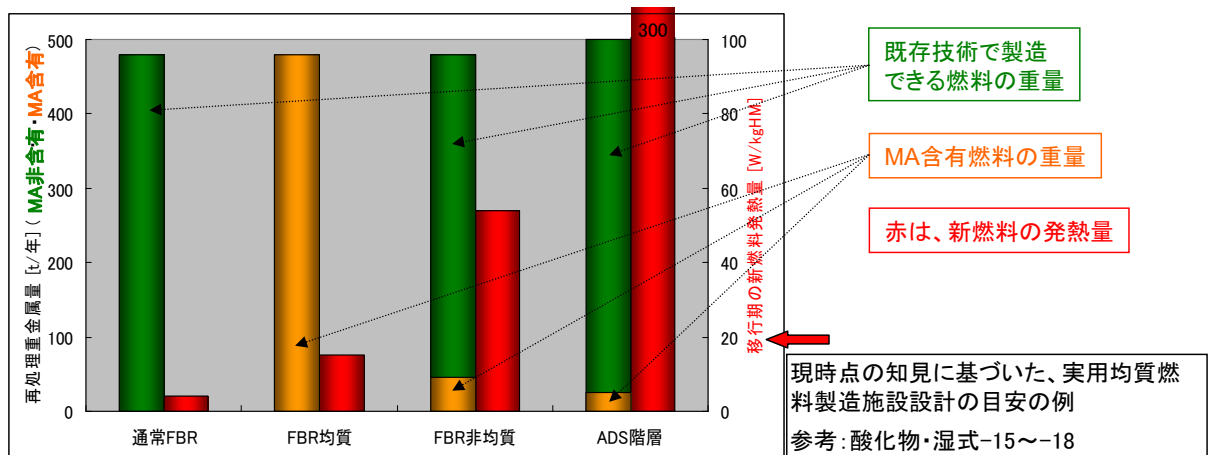
MA濃度増加は、核的な安全性の余裕とトレードオフの関係にある。FBRでは、炉心のMA濃度を抑制し、核的な安全性への影響を抑制する。ADSでは、核的な安全性を未臨界炉心により担保する。(MA濃度は、FBR利用型で<5%、ADS階層型で約60%)

➤ 発熱量について

MA濃度増加は、新燃料の発熱量とトレードオフの関係にある。また、いずれの型式でも、MA含有燃料はセル遠隔操作で取扱う必要がある。

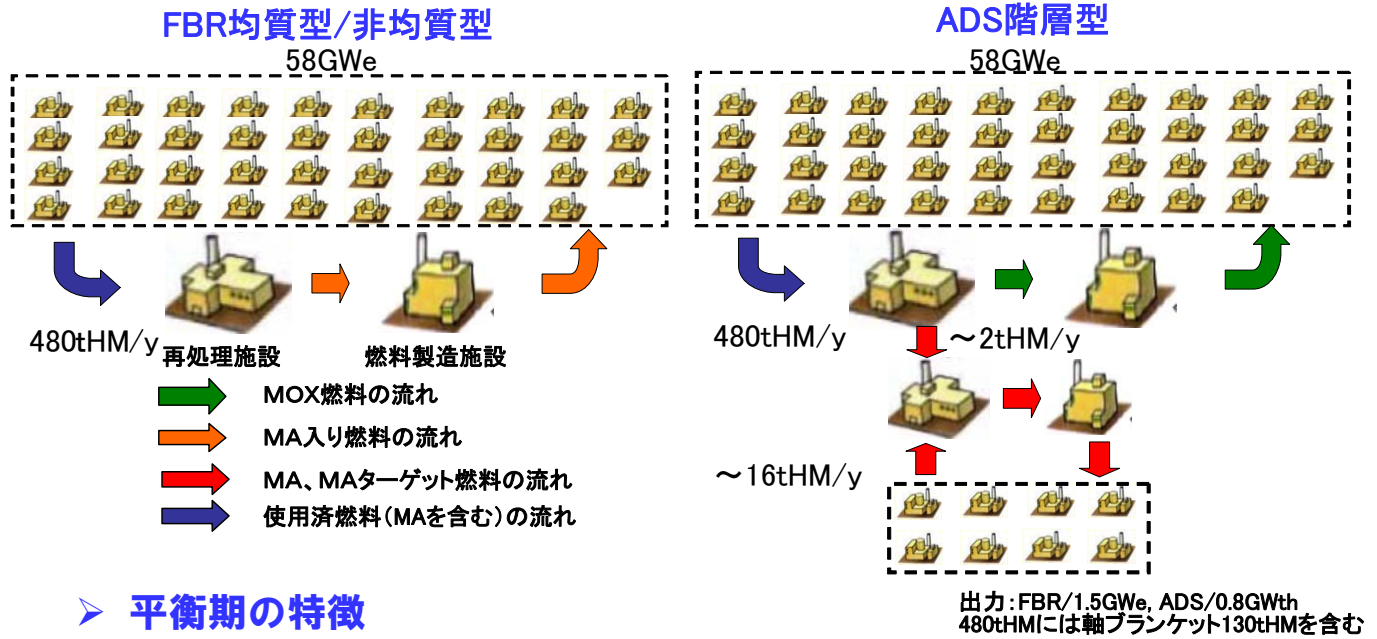
FBR非均質型では、FBR均質型に比べ、MA含有燃料の発熱量が約3倍に増加(単位重金属量あたり)するが、その取扱重量は大きく低減される。ドライバ燃料には、MA添加しない従来型FBRに関する既存技術(グローブボックス技術)が適用できる。

ADS階層型では、FBR均質型の10倍程度の発熱量(発電炉と異なる集合体設計による、第2回検討会資料2-3)になるが、発電サイクルの燃料には既存技術が適用できる。



-平衡期*のMAのシステムインベントリ-

*:移行期については、第3回検討会で議論



➤ 平衡期の特徴

FBR均質型の場合、ブランケット (劣化ウラン) を含め、**毎年約480 t** のアクチニドをリサイクルできる再処理、燃料製造施設が必要となる (発電量58GWeと仮定)。

ADS階層型の場合、MAは主に専用サイクルに集中される (**毎年約16t**)。専用サイクルの規模が小さいことから、施設を1サイトに集約し、発電サイクルから隔離する¹³概念が可能となる。

各概念の課題と開発段階

- タスクフォースでの作業 -

- 公開文献に基づく課題の整理
- 共通の課題と固有の課題の分類
- 開発段階の整理*と相互比較

(*: 開発段階の整理のために、TRL的な考え方に基づき、対象核種ごとの開発段階 (規模) マップを作成した。
しかし、暫定版)

各概念に共通する課題

(これまでの検討会で議論)

- 燃料/炉心
 - (MA燃料炉心の積分データ取得等による)
 - **核データ精度の向上** (現行：JENDL-3.3, JENDLアクチニドファイル)
 - MA燃料の物性測定 (再分布、FCCI、等) (燃料形態により重要となる物性及び測定範囲が異なる)
 - **Cm含有燃料の物性データ**の取得
 - **MA燃料の照射挙動**評価・解析 (ピン照射・バンドル照射)
- 再処理
 - U/Pu/MA/FP共存条件での**プロセス計量精度の向上**
 - MA回収率評価精度の向上、**廃棄物移行量の評価**
 - セル内遠隔操作技術の開発
- 燃料製造・輸送
 - **セル内遠隔操作技術**の開発
 - MA含有燃料取扱い技術 (高発熱・高放射線・MA粉末)
- 処分
 - **処分への影響評価の精度向上**
 - 潜在的有害度の低減効果の解析
 - TRU廃棄物等の副次的な廃棄物発生量評価精度の向上
 - **発熱性FP廃棄体概念に沿った効率的な処分概念**の構築

15

軽水炉燃料再処理から発生する高レベル廃液からの MA分離技術に固有の課題

(これまでの検討会で議論)

- 湿式分離
 - MA回収率の向上
 - MAと希土類FPの相互分離
 - 高温対応 (崩壊熱対策)
 - 廃液処理技術
 - 製品の転換技術
 - 発熱性FPの回収・廃棄体転換技術
- 乾式分離
 - 前処理工程 (脱硝・塩化物転換) での揮発物や残渣対策
 - 塩化物転換工程での容器材料寿命の向上 (現行評価：約1000時間)
 - 多段抽出工程 (MA回収) の機器開発
 - 塩廃棄物製造技術の開発、処分性能の評価
 - 乾式法の溶媒リサイクル技術の確立

16

FBR均質型(酸化物・湿式再処理)に固有の課題

(これまでの検討会で議論)

- 燃料/炉心
 - MA含有酸化物燃料の**照射健全性**の確認 (Amの再分布、等)
 - MA含有酸化物燃料の物性測定 (Am,Cm)
- 再処理
 - **抽出クロマトグラフィー技術** (Am,Cm回収技術、代替として溶媒抽出技術)
 - **Np分離**性能の向上
- 燃料製造・輸送
 - 脱硝・転換・造粒**一元処理技術**の開発 (個別の製造工程は実用化に目処)
 - **ペレット焼結・O/M調整技術**

17

FBR均質型(金属・乾式再処理)に固有の課題

(これまでの検討会で議論)

- 金属燃料/炉心
 - **炉心安全性(過渡事象)**に関する、検証データの蓄積及び評価手法の確立
 - MA含有金属燃料に**固有の燃料挙動**評価 (燃料成分の再分布、MAと被覆管の両立性、等)
 - MA含有金属燃料の基礎物性データベースの確立
- 乾式再処理
 - **高温融体や活性物質を含む低除染燃料の機器開発** (遠隔、マテリアルハンドリング) (Kg規模の小規模パッチを連続処理による乾式再処理では、ハンドリング技術開発が大きな課題)
 - 乾式再処理に適した**計量管理概念(技術)**の確立
 - 特有の廃棄物 (**塩廃棄物**、**金属廃棄物**) の製造技術
 - プロセスロス(ドロス等)からのアクチニド回収と溶媒リサイクル
(化学的に活性な重金属を取扱う乾式再処理では、不純物や坩堝材料との反応でドロスと言われる酸化物系の残渣が発生する)
- 金属燃料製造・輸送
 - **金属Am**の蒸発対策
 - 蒸留・射出鑄造での**坩堝材料**開発・寿命評価
 - 高温融体を含む遠隔・マテハン技術 (含：ボンドNa取扱い)
- 塩廃棄物処分
 - **特有の廃棄物の処分技術** (ガラス固化体に比べ低温・低密度)

18

FBR非均質型に固有な課題

(これまでの検討会で議論)

- 燃料/炉心
 - MAターゲット燃料で重要となる**物性測定** (密度、相分離、Am蒸発、等)
 - 金属添加物の有効性検証 (FCCI対策)
 - MAターゲット燃料の**照射挙動**評価 (Amスポット、等)
- 再処理
 - MAターゲット燃料の溶解性能の検証 (高濃度MAの溶解、金属添加物の挙動)
- 燃料製造・輸送
 - **最大Am濃度20%でのMOX及びUO₂焼結技術** (均質性、マイクロクラック、等)
 - 高Am濃度による**燃料劣化防止技術** (熱伝導度改善、酸素ポテンシャル制御、等)

19

ADS階層型に固有な課題

(これまでの検討会で議論)

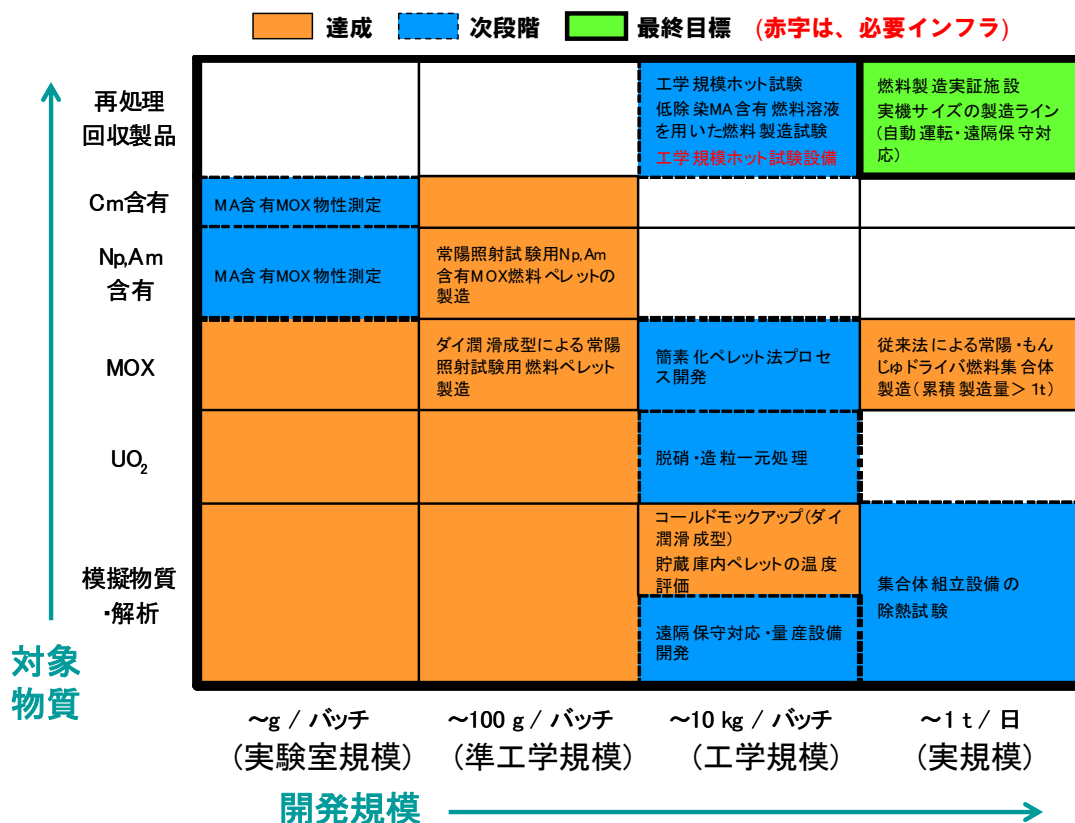
- ADS未臨界炉心
 - **未臨界炉物理** (未臨界度、ボイド反応度・ドップラー反応度、高エネルギー粒子の影響、実効中性子源強度、ビーム出力による炉出力のフィードバック制御、等)
 - **その他要素技術** (加速器技術、Pb-Bi取扱技術、等)
- ADS燃料
 - 窒化物燃料の**物性データベースの整備** (相状態、高温安定性、熱伝導度、等)
 - **N-15**の調達と濃縮・回収技術の開発
- 窒化物燃料再処理 (金属燃料の乾式再処理との相違)
 - 陽極溶解技術
 - **高濃度MA含有溶媒での電気化学・熱化学プロセス**
- 窒化物燃料製造
 - **再処理回収MAの窒化**
- 処分
 - **特有の廃棄物の処分技術**

20

各概念の課題の比較

21

開発段階マップの例（暫定版）-FBR均質型（MOX, **燃料製造**）



◎達成度について

暫定版では、現時点での開発実績を示す。UやPuでは工学規模の開発段階にあるが、MAは基礎・基盤段階に留まる。一方で、開発実績＝達成には議論が必要であり、今後、開発マップを精査することが不可欠である。

概念ごとの開発段階の比較 (燃料製造、暫定版)

達成 次段階 最終目標

FBR均質 (MOX)

FBR非均質

再処理 回収製品			工学規模ホット試験 低濃度MA含有燃料溶液 を用いた燃料製造試験 工学規模ホット試験設備	燃料製造実証施設 実機サイズの製造ライン (自動運転・遠隔保守対 応)
Cm含有	MA含有MOX物性測定			
Np,Am 含有	MA含有MOX物性測定	常照照射試験用Np,Am 含有MOX燃料ペレットの 製造		
MOX		ダイワ滑成型による常照 照射試験用燃料ペレット 製造	簡素化ペレット法プロセ ス開発	従来法による常照・もん じゅドライバ燃料集合体 製造(累積製造量>1t)
UO ₂			脱硝・造粒一元処理	
模擬物質 ・解析			コールドモックアップ(ダイ ワ滑成型) 貯蔵庫内ペレットの温度 評価	集合体組立設備の 除熱試験
	～g / バッチ	～100 g / バッチ	～10 kg / バッチ	～1 t / 日

再処理 回収製品	Am-Cm-MOXの焼結技術			実機プラント (MA燃料製造ラインはドラ イバーの約1/10規模)
Cm含有	高濃度(～20%) Amと微量 Cm添加による焼結技術 Cm燃料物の製造	Am-Cm添加技術の工学 的成立性 MA集約及びMA微粉末に 対応した試験設備	Am-Cm添加技術の工学 的成立性(MA粉末未扱い、 貯蔵・製造時の除熱、等)	
Np,Am 含有	5%Am-MOX、2%Np- 2%Am-MOXの遠隔製造 20%Am-MOXの製造 20%Am-MOXの劣化防止 技術開発	同上	同上	
MOX	既存技術の実績			
UO ₂	既存技術の実績			
模擬物質 ・解析	Am-Nd-MOX試験			
	～g / バッチ	～100 g / バッチ	～10 kg / バッチ	～1 t / 日

FBR均質 (金属)

金属燃料製造は、数十Kg規模のバッチ処理に基づくため、それ以上の規模での大型装置開発段階を経ずに実機を設計する。装置規模より、繰返し処理での歩留まりやドロス処理が重要となる。

ADS階層

再処理 回収製品	Phenix照射済燃料からの UPuZr合金製造(ITUとの共研)	乾式再処理小規模ホット試験 からの連続試験による合金製 造	燃料製造プロトタイプ (処理量は、HM約20Kg、 約十本/バッチ製造)	実 プラント
Cm含有	同上	同上		
Np,Am 含有	MAに固有の基礎データ取得 (Am系系、照射材料寿命、モ ールド廃棄物、ドロス処理)	照射燃料ピン製造と照射試験 燃料ピン製造機器開発 不活性雰囲気ホットセル	実機並装置を用いた製造試験 (米国との共同)	
UPuZr	母合金の基礎データ取得 プロセス条件の最適化	常照照射試験燃料製造 (6ピン、MOX乾式処理で調製)	照射燃料製造実績 (約600本、米国) 集合体照射燃料製造 (実機技術による)	
UZr	母合金の基礎データ取得 プロセス条件の最適化	工学装置による照射燃料製造実績(約1万本、米国) 工学規模試験装置による製造試験(約500本、UZr約70本/バッチ 製造、国内)		
模擬物質 ・解析	製造手法の評価・選定 増殖材料の選定 製造シミュレーション	Am対策模擬試験 複合材料増殖開発 ガラス結合セオライト ドロス処理技術 計量基礎技術	工学装置開発 遠隔装置開発 マテリアル技術開発 海陸両用輸送の国際協調 (大規模、大口径等開発)	
	～g / バッチ	～100 g / バッチ	～10 kg / バッチ	～10 kg x N バッチ

再処理 回収製品	乾式再処理製品からの (MA,Pu,Zr)Nの製造	乾式再処理小規模ホット試験か らの連続試験	パイロットプラント (MA約1Kg/日規模) 実機プラント (MA約10Kg/日規模)	
Cm含有	Cm物性測定燃料の製造 照射試験用ペレット製造 Cm貯蔵設備	照射試験燃料ピン製造 不活性雰囲気設備	集合体規模燃料製造	
Np,Am 含有	(Np,Am,Pu)N燃料の製造 Phenix照射試験用窒化物ペレ ット製造実績(海外)	照射試験燃料ピン製造 不活性雰囲気設備		
(U,Pu)N	常照及びAMTR照射試験用及び 物性測定用ペレット製造	照射試験燃料ピン製造 不活性雰囲気設備		
UN	模擬使用済み燃料試料の製造			
模擬物質 ・解析	模擬使用済み燃料試料の製造	工学技術基盤の確立	工学装置開発 マテリアル技術開発 N-15閉鎖系 大型セル	
	～g / バッチ	～100 g / バッチ	～10 kg / バッチ	～1t

開発のねらい (1/2)

概念	FBR均質(MOX/金属)	FBR非均質	ADS階層
MA変換 性能	・Puに随伴するMAを 低濃度で均質添加	・MAを専用集合体に集約 炉心平均では均質型と同等	・専用サイクル
安全性	<p>・FBR利用型では、変換性能(30-60kg/GWt/年)に大きな差異はない(ADSでは約10倍の性能)</p> <p>・均質型はMAを低濃度に保つことを重視、非均質型はMA集約することでMOX燃料製造には既存技術を適用する、階層型は専用サイクル構築によるMAの効率的な燃焼をねらう(重視する観点が異なる)</p> <p>・MA5%以内に抑制</p> <p>・いずれの概念でも、MA変換と核的安全性の裕度がトレードオフの関係にあり、FBR利用型ではMA濃度を抑制して安全性を担保するのに対し、MA濃度が高い階層型では常に未臨界であることで安全性を担保する</p>		
核不拡 散性	・MA均質添加で、 接近や取扱い困難	・ターゲット燃料への接近やその取 扱いが困難 (ドライバ燃料は従来通り)	・MA燃料への接近やその取り扱い が困難 (発電炉燃料は従来通り)
経済性	<p>・OECD/NEAの検討によると、いずれの概念でも、MA添加により燃料サイクルの経済性は低下するが、現時点での評価では燃料サイクル全体に与えるコストアップは、ワンスルーに比べて20%以内であり、概念間の差異は評価の信頼性の内の範囲内である(第3回技術検討会で報告)</p> <p>・MAを添加しないブランケットへの対応が必要となる(混合再処理等)</p> <p>・一方で、いずれの概念でもMAリサイクルによりPuの検認が難しくなるため、MAリサイクルと核不拡散性の関係については今後の検討が必要</p> <p>・いずれの概念でも、MAを添加した燃料に関する研究は基礎的な段階にあり、研究開発コストが必要となる</p> <p>・いずれの概念でもMAの一時貯蔵は不可欠であり、コスト増加の要因となる(MA変換技術の導入が遅れると、一時貯蔵コストも増加する)</p>		

開発のねらい (2/2)

概念	FBR均質(MOX/金属)	FBR非均質	ADS階層
MA燃料の 輸送・保管	・全集合体にMA装荷	・専用集合体にMA装荷	・ADS燃料にのみMA装荷
	<ul style="list-style-type: none"> ・均質型では、全集合体に発熱・放射線対策を施し、輸送・保管を行う(コロケーションにより輸送負担を低減する概念もある) ・非均質型や階層型では、FBRのドライバー燃料の輸送・保管に現状技術が適用可能である ・MA混合に伴う発熱・放射線対策の実績はほとんど無いため、技術的ハードルが高く、非均質や階層型では強制冷却技術等の課題が大きい ・階層型では、ADSを集中立地し、MA燃料輸送をサイト内に限定する概念も取りうる 		
処分への 影響	・高レベル廃棄物の発熱量低減と潜在的な有害度低減による処分の効率化を目指す	・均質(MOX)に準ずる	・専用サイクル廃棄物は均質(金属)に準ずる
	<ul style="list-style-type: none"> ・共通課題として、いずれの概念でも、処分への影響評価(処分場有効利用など)の精度向上、潜在的有害度低減効果の評価、TRU廃棄物への移行量の評価精度の向上が重要である ・この観点からは、再処理方法の相違により重要な課題が異なる(MOX・湿式では、ガラス固化体への影響評価、金属(or窒化物)・乾式では固有の廃棄物の技術開発と処分評価) ・発熱性FPの処理処分、LLFP(L,Tc,等)の処理処分にに基づく処分への影響評価も重要である 		
国際協力	・MA含有燃料照射試験、等	・模索中	・EUとの包括的研究協力、等
	<ul style="list-style-type: none"> ・いずれの概念でも、国際協力を進めている ・均質型では、我が国の施設や知見に基づき、我が国を中心とした国際協力が進展している ・非均質型は、現在、模索中であるが、欧州などが国際協力を示している ・階層型は、ADSの研究を進めるEUのEUROTRANS計画に参加している 		

25

核データ・基礎物性

概念	FBR均質(MOX/金属)	FBR非均質	ADS階層
現状(実績)	<ul style="list-style-type: none"> ・核データ: JENDLアクチノイドファイル(日本、各概念共通) ・常陽での核データ取得 ・基礎物性: MA<5%での基礎物性測定(熱伝導度、融点、など) 	<ul style="list-style-type: none"> ・核データ: JENDLアクチノイドファイル(日本、各概念共通) ・基礎物性: 高濃度MA含有MOXの密度、相分離、Am蒸発、等を実施 	<ul style="list-style-type: none"> ・核データ: JENDLアクチノイドファイル(日本、各概念共通) ・高エネルギーファイル、粒子挙動解析コード、など ・基礎物性: Np,Am,Cm含有窒化物燃料データベース整備
クリティカルな 技術課題 (詳細は、開発主体による取り纏めを参照)	<ul style="list-style-type: none"> ・積分実験による核データ検証と解析精度の向上 ・標準燃料(MOXやUPuZr)とMA添加燃料の諸物性の差異の評価 	<ul style="list-style-type: none"> ・核データは均質型と同様(より高い精度が必要) ・高濃度MA含有MOXの物性データベースの整備・構築 	<ul style="list-style-type: none"> ・核データは均質型と同様(より高い精度が必要) ・未臨界体系での炉物理特性把握と予測精度の向上 ・MA装荷臨界/未臨界実験 ・MA含有窒化物燃料の基礎物性データベース構築
	<ul style="list-style-type: none"> ・いずれの概念でも、MA核データの微分測定、あるいは積分実験による核データの検証が不可欠であり、既存施設の活用が望まれる(MA核データの精度が核特性に与える影響は、FBR均質<FBR非均質<ADS階層の順に増加する) ・いずれの概念でも、Cmの基礎物性データ取得はほとんど進んでいない(金属や窒化物で部分的なデータあり)ため、今後のデータ取得が不可欠である 		
必要インフラ	<ul style="list-style-type: none"> ・MA核データ測定施設 ・MA核データ積分実験施設(臨界集合体、照射試験炉) ・燃料基礎物性測定施設(既存施設の活用が望まれる) 	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・高濃度MA取扱い設備 	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・未臨界高速中性子場 ・核破砕中性子源(陽子ビーム) ・大強度核破砕ターゲットに関する開発設備

26

燃料製造

概念	FBR均質(MOX/金属)	FBR非均質	ADS階層
開発方針	・遠隔セル技術 (簡素化ペレット法/射出鑄造法)	・ドライバー燃料: 既存のグローブボックス技術 ・ターゲット燃料:遠隔セル技術	・発電サイクル:既存GBX技術 ・専用サイクル:遠隔セル技術
現状(実績)	・MOX:常陽・もんじゅ用MOX燃料製造実績、照射試験用MA含有燃料の製造実績、集合体組立時の除熱試験 ・金属:母燃料は工学規模での製造実績(米国)、照射燃料ピン製造実績(国内、国際共研)、MAIに関しては要素技術開発中	・MAターゲット燃料に係る固有の課題は要素技術開発中 (ドライバーと開発段階を分ける)	・グラム規模以下のNp-Pu-Am-Cm系窒化物焼結体の製造試験中 (発電サイクルと開発段階を分ける)
クリティカルな技術課題 (詳細は、開発主体による取り纏めを参照)	・簡素化ペレット法、金属燃料の射出成型など、燃料の形態に応じた製造技術、燃料管理技術等 ・セル内遠隔操作機器開発	・MA集中取扱いによる高発熱・高放射線対策 ・MAターゲット燃料に固有の課題(密度、相分離、Am蒸発) ・MA含有微粉末対策 ・セル内遠隔操作機器開発	・MA集中取扱いによる高発熱・高放射線対策 ・MA含有窒化物燃料に関する基礎物性データベース構築 ・セル内遠隔操作機器開発
必要インフラ	・工学規模燃料製造試験設備 (金属では、その前段階として、不活性雰囲気燃料ピン製造設備)	・最大数百g規模でのMA取扱い施設	・試験燃料製造設備 27 (不活性雰囲気)

再処理

概念	FBR均質(MOX/金属)	FBR非均質	ADS階層
開発方針	先進湿式法(MOX)/乾式法(金属)	先進湿式法	・発電サイクル:湿式分離法 ・専用サイクル:乾式法
現状(実績)	・先進湿式:工学規模ホット試験施設の設計(内装機器設計)と建設(内装は除く)、小規模ホット試験、工学規模U/コールド試験 ・乾式:工学規模での再処理実績(U-Fs燃料、米国)、小規模ホット試験(MA含有、国際共研)、小規模連続試験(国内)、など	・先進湿式法の開発に準ずるが、燃料溶解等の固有の課題について要素技術開発中 (ターゲット燃料と開発段階を分ける)	・金属乾式法とは異なる窒化物乾式法に特有の陽極溶解および再窒化回収プロセスのMAを用いた基礎試験 ・専用(発電サイクルと開発段階を分ける)
クリティカルな技術課題 (詳細は、開発主体による取り纏めを参照)	・先進湿式:MA抽出クロマトグラフィー、遠隔セル機器開発 ・乾式:高温・不活性セル対応の遠隔機器開発、乾式再処理に固有の課題(プロセス計量、塩廃棄物、等)	・ターゲット燃料の溶解、分離技術の開発(固有の課題)	・専用サイクルは、乾式に準ずる ・窒化物燃料に固有の課題(N-15、高濃度MA)
必要インフラ	・工学規模ホット試験設備 (乾式では、前段階として、不活性雰囲気の小規模ホット試験設備)	・小規模ホット試験設備 (高濃度MAの溶解、分離技術開発)	・小規模ホット試験設備 (不活性雰囲気)
・実機開発に展開するには、数kg規模の使用済み燃料取扱い施設が必要である(乾式では、前段階としてピン単位での小規模ホット試験設備が必要である)			

燃料開発

概念	FBR均質(MOX/金属)	FBR非均質	ADS階層
開発方針	・低い濃度(<5%)で母燃料にMA添加	・高い濃度(約20%)のMAを添加	・MAを主成分とする燃料
	・均質型は、母材料に関する従来知見からの外挿に基づいて燃料性能の確保や燃料挙動評価を進める ・非均質型や階層型は、ドライバ燃料や発電炉燃料は既存技術に基づく一方で、高濃度でMAを含有する燃料を開発する		
現状(実績)	・MOX: Am/Npピン照射試験を実施中、MA含有燃料を常陽で照射するための許認可を取得 ・金属: 照射実績(EBR-II, FFTF, 米国)、ピン照射試験(国内、国際共研)、等	・未照射燃料の熱化学物性取得(2010まで) ・常陽でのターゲット燃料照射試験	・(Pu,Zr)N、PuN+TiN燃料ペレットのJMTR照射試験、照射後試験 ・(Np,Pu,Am,Zr)N燃料ペレットのPhenix照射試験実施中 ・MAサンプル照射(英、PFR)
クリティカルな技術課題 (詳細は、開発主体による取り組みを参照)	・MA含有燃料の物性測定(MOX: Am再分布、Amスポットなど、金属: 燃料成分再分布、MAのFCCIへの影響など) ・照射健全性の確認	・高濃度Amによる燃料劣化防止(熱伝導度低下対策、熱膨張) ・高濃度Am燃料に固有の照射挙動(安定性、FCCI、O/M、等)	・ADS燃料に固有な課題(高温安定性、FCCIなど) ・ADS燃料の照射データ取得
・いずれの概念でも、MA含有燃料の開発は基礎段階にあり、サンプル照射等を進めている ・この分野では、国際協力に基づく計画が進展している			
必要インフラ	・照射試験設備(常陽、もんじゅ) ・照射後試験設備(ピン単位)(金属では、不活性雰囲気が必要)	・同左	・同左 (不活性雰囲気)

29

炉特性・炉システム

概念	FBR均質(MOX/金属)	FBR非均質	ADS階層
開発方針	・低いMA濃度(<5%)	・MA燃料とMOX燃料併用	・専用サイクル
	・MA添加量と炉心安全性に関わるパラメータ(ドップラー反応度、ボイド反応度、遅発中性子割合、など)はトレードオフの関係にある ・FBR利用型では、炉心へのMA添加量を抑制して安全性を担保する(非均質型では、MA局在) ・階層型のADSでは、臨界状態での安全確保は困難なため、未臨界炉心により核的安全余裕を確保する ・FBRとADSでは、目標とする出力が大きく異なる(FBR:3.5GWt、ADS:0.8GWt)		
現状(実績)	・U,Pu燃料による実験炉、原型炉、実証炉(MOX: 常陽、もんじゅ、Superphenix、など) (金属: EBR-II, FFTF) ・Np装荷実験(ロシアBFS)	・ターゲット燃料に関する炉特性試験の実績は無い	・MA核分裂反応率測定(FCA) ・MASURCA(仏)、FCA、KUCAでのADS模擬実験など
・それぞれのデータは相互に利用が可能であり、炉型を問わず一体的・相補的な研究が望ましい			
クリティカルな技術課題	・MA核種の燃焼特性の把握	・同左	・同左 ・ADSに固有のシステム技術(Pb-Bi、ビーム窓、加速器信頼性、ビームトリップ、炉心構成材料、など) ・MAを主体とする燃料での中性子場特性の把握 ・未臨界炉核特性予測精度検証
	・Np単体の積分実験は、Np含有炉心の核特性予測精度向上に多大な寄与を果たしており、他のMA核種について同様のデータによる核特性予測精度向上を図る必要がある ・MA核種の燃焼挙動予測の精度向上に資する燃焼データの整備が不可欠である ・階層型では、高濃度MA燃料場での未臨界炉心核特性などの固有の課題を解決していく必要がある		
必要インフラ	・MA積分実験施設(臨界集合体、照射試験炉、等)	・同左 ・高濃度MAを取扱い可能な施設	・同左 ・加速器駆動未臨界炉実験施設

30

まとめ

- ・ FBR均質型、FBR非均質型、ADS階層型のそれぞれの概念は、特徴や技術的成熟度に違いがあるものの、技術や適用シナリオの優劣を判断する段階にはない。
- ・ FBR均質型
 - MAが低濃度 (5wt%以下) で混合されるため、炉心成立性や燃料物性の観点からは、従来技術の延長線上での開発が可能である。
 - 基礎データの充実や燃料製造・取扱いの技術開発により、MA含有燃料のリサイクルに関する多くの課題を解決する必要がある。
- ・ FBR非均質型
 - MAの核変換性能はFBR均質型と同等であり、MAの取扱いをサイクル内で局所化できるメリットを持つ、また均質型に比べコンパクトな遠隔燃料製造施設となる。
 - 高濃度のMA (約20wt%) を含むターゲット燃料を実用化するため、均質型の開発課題に加えて固有の技術開発が不可欠である。特にCm含有量が増えるため、除熱・放射線対策が重要である。
- ・ ADS階層型
 - MA専用サイクルを設けることで、MAの取扱いに係る技術開発を発電サイクルから分離できる。
 - MA核変換に特化したシステム・燃料取扱い技術を構築する必要がある。
 - 陽子加速器については要素技術の基盤開発が行われているが、工学規模での加速器開発が重要なステップとなる。
 - MA燃料については、FBR利用に比べ高濃度 (約60wt%) のMAを含有する燃料を実用化する必要がある。

今後研究開発を進めるにあたって (1/2)

- ・ 今後発生する使用済U-Pu燃料は、 UO_2 燃料に比べて多量のMAを含有する。そのため、欧米でも積極的に研究開発されているように、MAの分離変換は高レベル廃棄物の合理的処分の観点から将来的には有効な技術となりうる。
- ・ 一方、MAの分離変換には、MA分離技術、MA含有燃料製造技術、MA含有燃料輸送技術、ADSなど、これまでに経験のない技術の実用化が必要となる。また、それらの取扱いはほとんど遠隔で行わなければならない。
- ・ MAの分離変換に関する多くの課題は、まだ基礎・基盤研究の段階にあり、さらに関連データの取得に努めることが望まれる。また、基礎・基盤研究の成果に基づいて成立性が見通せた技術については、遠隔対応の工学装置の開発や一定量以上のMAを使った試験、等への展開が求められる。
- ・ 最終処分場の効率的な運用には、MAだけでなく発熱性FP (Cs, Srなど) の適切な処分が有効である。このためのMA以外の核種分離技術の開発も重要である。
- ・ 本技術開発を欧米 (一部アジアの国にも) に比肩して進めるためには、国内の研究施設整備とその柔軟な運用が極めて重要となる。一方で、明確な役割分担の下、これら諸国との協力体制も図っていくことが有効である。

今後研究開発を進めるにあたって(2/2)

各概念に共通して開発推進に必要な事項

- MAを国内で十分に調達・利用できる環境あるいは枠組みが不可欠
- 国際協力の推進と、資源・設備の有効利用
- 分離・MAリサイクル・燃料製造のそれぞれの技術に関して、
 - ・ 現有施設の有効利用による、実験室レベルでの化学プロセスの確証(客観的なレビューも重要)
 - ・ g-100g規模のMA(特に、Am,Cm)を用いた試験の実施
 - ・ 工学規模への適用に際して、適切な開発段階(MA添加程度、機器規模、等)を設けた上での機器及びシステム開発
- 核変換システムについては、
 - ・ MA装荷炉心や陽子ビーム駆動をはじめとする革新的な炉概念に対応した臨界集合体等が必要*
 - ・ 常陽・もんじゅを活用したMA照射データの拡充
- 最後に
MA分離・変換技術は多くの技術分野が関連することから、各界、各分野の専門家の叡智を集めて開発を行うことが有効である。また、放射性廃棄物処分の社会的受容性に係ることから、広く社会との対話をもって進めていくことが肝要である。

*: 将来の原子力システムの研究に役立つ臨界集合体概念と施設要件については、日本原子力学会の研究専門委員会及び炉物理部会において議論が進行中である。

33

加速器駆動核変換システム(ADS)における 要素技術としての 大強度陽子加速器の現状について

平成21年2月5日

日本原子力研究開発機構

1

ADS用陽子加速器に求められる仕様と選択肢

陽子エネルギー	: 0.6~1.5GeV
ビームパワー	: 最大30MW(CW)
出力制御	: 1%~100%(0.3~30MW)
ビーム電流	: 最大50mA(エネルギー0.6GeVの場合)
信頼性	: 稼働率 80%以上
	10秒未満の短期停止 < 25,000回/年
	10秒~5分の停止による過渡事象 < 2,500回/年
	5分を超えるような長時間停止 < 50回/年

サイクロトロン

- ・スイスPSIのSINQ加速器は590MeV/1.4MW(CW)で供用運転中。
- ・大型のサイクロトロンでも最大ビームパワーは2MW程度が限界。

FFAG

- ・新しい加速器で、小型、高効率期待されるが、発展途上。
- ・最大ビームパワーは10MW以下。

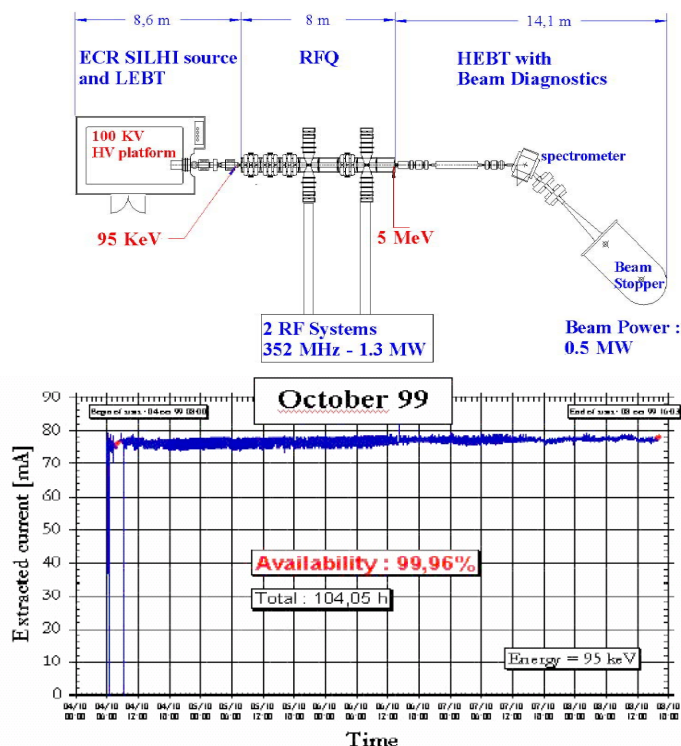
超伝導陽子リニアック

- ・高効率のCW運転に対応可能で、電子加速器では実績有。
- ・パルスマシンであるが、米国SNS加速器で超伝導陽子リニアックが稼働中。
- ・ADS用加速器としては最も有望であることは世界的な共通認識。

2

加速器技術の現状(イオン源)

SHILI source on IPHI Project (CEA) R.Gobin EPAC2002



SHILI: High Intensity Light Ion Source

Parameters	Déc. 97	Mai 99	Oct. 99	March 01	June 01
Energy (keV)	80	95	95	95	95
Intensity (mA)	100	75	75	118	114
Duration (h)	103	106	104	336	162
Beam off number	53	24	1	53	7
MTBF (h)	1.75	4	n. appl.	≈ 6	23.1
MTTR (mn)	6	5.3	2.5	≈ 18	2.5
Uninterrupted beam (h)	17	27.5	103	25	36
Availability (%)	94.5	97.9	99.96	95.2	99.8

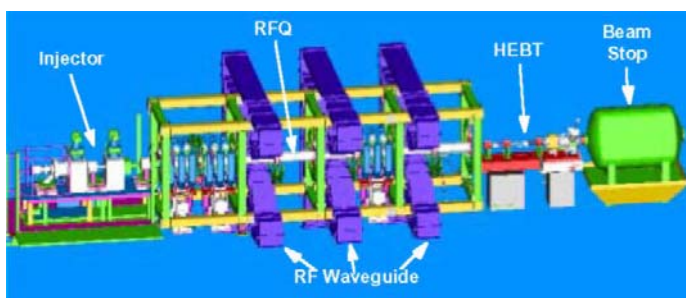
IPHI: Injecteur de Protons Haute Intensité

ビーム電流: CWで100mAクラス達成。
出力制御: CW/パルス運転実証。
信頼性: 短期間(数週間)での消耗品なし。
MTBFの向上、MTTRの短縮が課題。

3

加速器技術の現状(RFQ)

LEDA (Low Energy Demonstration Accelerator) (LANL) H.V.Smith et al., LINAC2000
6.7MeV-100mA CWの加速に成功



LEDAの構成

LEDA Source	
Proton beam current	110mA
Total beam current	130mA
Beam emittance	0.2 π mm.mrad
Operating voltage	75kV

LEDA RFQ	
Beam current	100mA(95%)
Beam emittance	0.22 π mm.mrad
	0.17 π degMeV
Final energy	6.7MeV
Length	8m(4sections)
RF power	670kW(beam)
	1.2MW(structure)
Peak field	1.8Kilpatric

ビーム電流: CWで100mAクラス達成。
出力制御: パルス運転未実施だが、本質的な問題はない。
信頼性: 運転情報なし。

4

加速器技術の現状(J-PARC Linac, KEK/JAEA)

2009年12月より供用運転開始。
常伝導リニアック181MeVで後段のRCSにビーム供給。

LINAC Parameters

Parameter	Value	Unit
Ion species	H ⁻	
Output energy	400	MeV
Injection energy to ring (3 GeV RCS)	400	MeV
Peak current at injection *1	50	mA
Macropulse duration	500	μ sec
Repetition *2	50	Hz
Ring injection cycle	25	Hz
Ring injection pulse length	455	nsec
Ring injection kicker gap	358	nsec
Ring filling fraction *3	56	%
Beam duty factor after chopping	1.4	%
Average beam current after chopping	700	μ A
Transverse emittance at ring injection *4	< 4	π mm·mrad
Momentum spread at ring injection	< ± 0.1	%
Total length *5	248	m
Beam floor distance *6	1.5 / 1.2	m

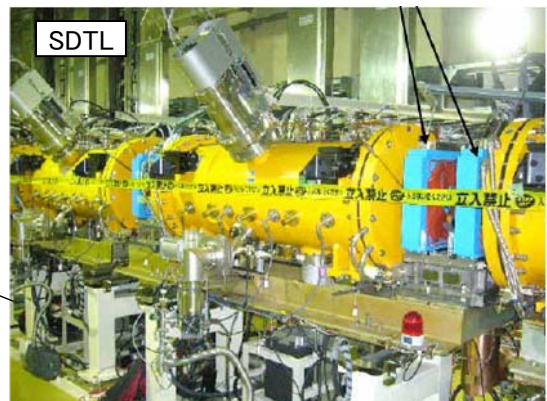
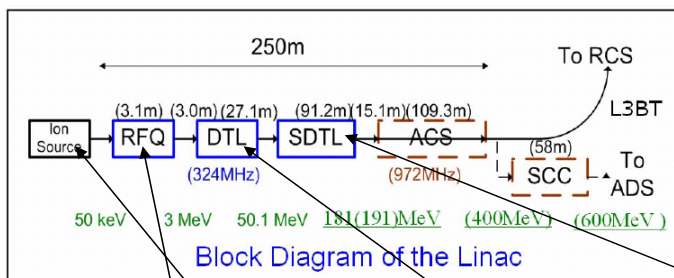
400MeVリニアック(現在180MeV,
将来600MeV超伝導リニアックの計画あり)
3GeV RCS
多目的/中性子源:1MW



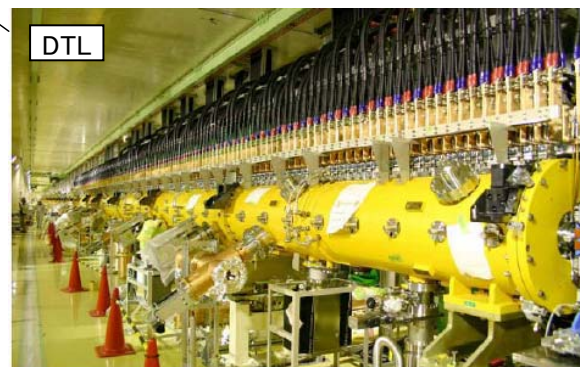
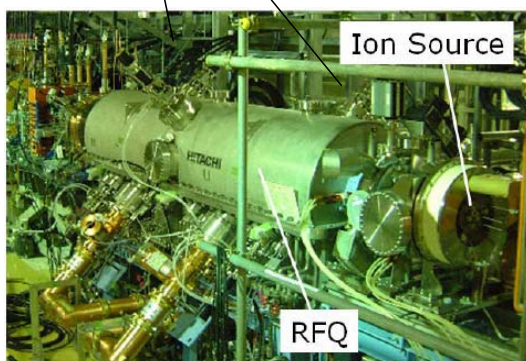
5

加速器技術の現状(J-PARC Linac, KEK/JAEA)

DTL/SDTL部(3~181MeV)はRFデューティ1.5%で運転中。RFQの高デューティ化に課題



50mA



6

加速器の信頼性(J-PARC Linac)

(M. Ikegami, ICFA-HB2008, K. Hasegawa, LINAC2008より引用)

	RUN16 2008年5月	RUN17 2008年6月
運転日数	21	19
ビームオン時間	249 h	259 h
フォールトレート		
短時間停止 (<1min)	0.68 /h	1.01 /h
中時間停止 (<1h)	0.10 /h	0.07 /h
長時間停止 (>1h)	0.004 /h	0.004 /h
合計ダウンタイム	10.7 h	16.6 h
利用率	95.7 %	93.6 %

5.5hはRFQでの高周波放電

1分以上停止を集計

12.4hはイオン源でのフィラメント断線

ビーム利用率として90%以上を確保できた

1分以内のフォルトのほとんどは自動復帰により10秒程度でのビーム復帰

信頼性 : 稼働率は90%を超えている。

7

加速器技術の現状(SNS Linac, ORNL)

パルス中性子源用として運転中。Stuart Henderson, ORNL EPAC 2008

	Design	Operation
Kinetic Energy	1.0 GeV	0.88 GeV
Beam Power	1.44 MW	0.52 MW
Linac Beam Duty Factor	6%	3%
Modulator/RF Duty Factor	8%	4%
Peak Linac Current	38 mA	32 mA
Average Linac Current	1.6 mA	0.57 mA
Linac pulse length	1.0 msec	0.5 msec
Repetition Rate	60 Hz	60 Hz
SRF Cavities	81	75
Ring Accumulation Turns	1060	530
Ring Current	25 A	9 A
Ring Bunch Intensity	1.5×10^{14}	0.5×10^{14}
Ring Space Charge Tune Spread	0.15	0.05

・ビームパワーは設計値の36%まで到達
 ・ピーク電流は、ほぼ設計値に到達
 ・パルス幅が設計値の半分
 ・エネルギーは88%
 超伝導空洞81台中6台が停止している。
 そのうち4台(クライオモジュール1台分)は
 ビームラインから外してメンテナンス中。所
 期の性能を確認した。

1GeV超伝導リニアック
 (超伝導部186MeV~1GeV)
 中性子源: 2MW
 リニアック部: 約300m
 Upgrade 1.3GeV 59mA (3MW)

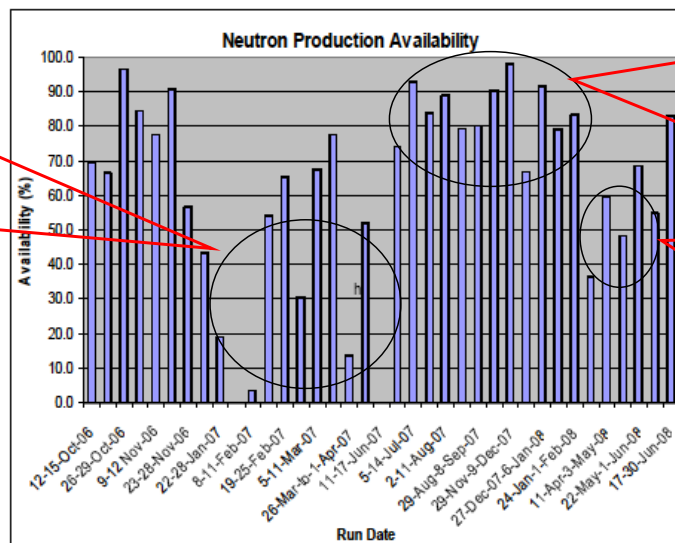
エネルギー: 超伝導で1GeVクラス達成。
 ビーム電流: パルスだが30mAクラス。
 出力制御: デューティにより制御。
 信頼性 : 典型的な供用運転では稼働率70
 ~80%程度。

8

加速器の信頼性 (SNS)

(Stuart Henderson, ORNL EPAC08より引用)

イオン源-RFQ間の
静電四極レンズ/
チョッパーの放電に
より電源が故障し、
稼働率が極端に低
下



2007年のダウンタイムの主な原因は、
高周波源用直流
高圧電源のトラブ
ル

幾つかの故障
部品の交換に
時間を要し、稼
働率が低下

・0.5MW運転(2008年6月)においては、
稼働率80%を超えた

9

加速器の技術開発 (IFMIF)

IFMIF uses 2 CW 175MHz linac,
each providing a 125mA, 40MeV
deuteron beam (5MW each).

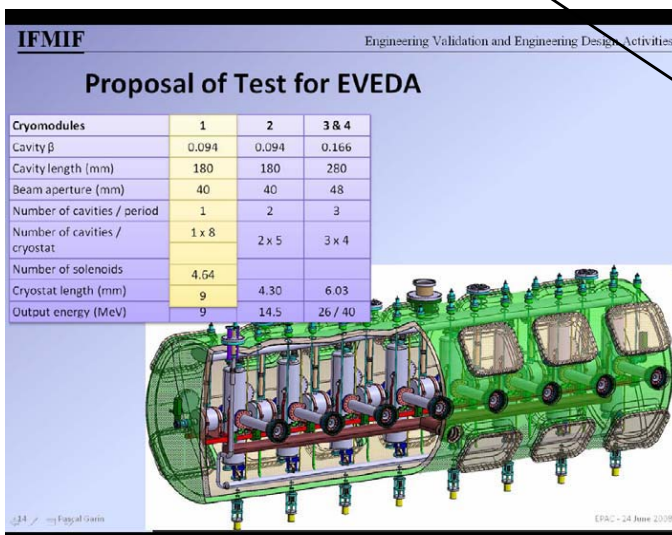
Ion source: 95keV, 140mA D+

RFQ: 5MeV 175MHz 12.5m

DTL: 40MeV 10 tank 30m

加速器の技術課題

長期安定性の実現	ビームトリップ低減 高周波源の安定化制御
安全性・稼働率の 向上	低ビームロスの実現による 機器の放射化抑制
費用対効果の改善	高周波源の高効率化
その他	大電流RFQ CW-DTLの除熱



Superconducting Linac:
(HWR) Half Wave Resonator
22.5m

P.Garin EPAC08

超伝導技術は、ADS用加速器の
低エネルギー部に適応可能。

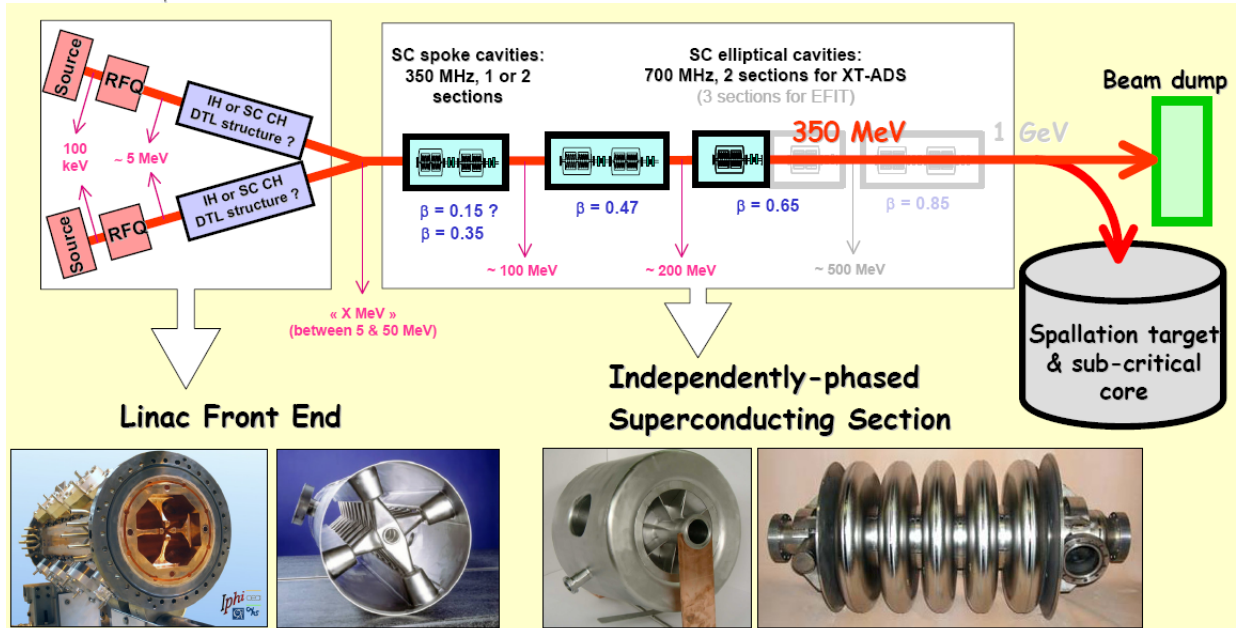
10

加速器の技術開発 (EUROTRANS)

PDS-XADS



Superconducting linac: Highly modular and upgradeable (same concept for prototype & industrial scale) ; Excellent potential for reliability ; High efficiency (optimized operation cost)



J-L. BIARROTTE, HPPA 2007, 07-05-2007, Mol, Belgium.

ADS用加速器全般の技術開発

11

加速器の技術開発 (J-PARC/JAEA)

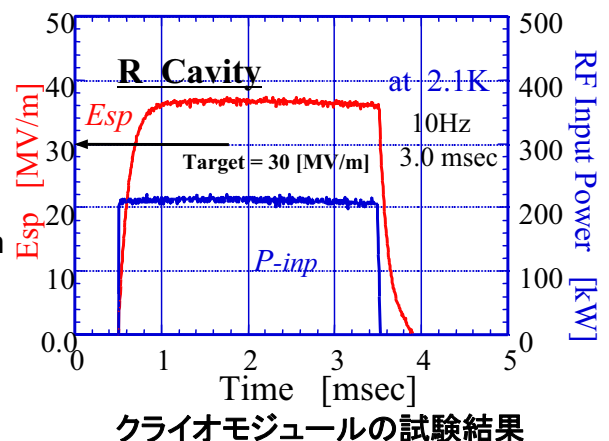
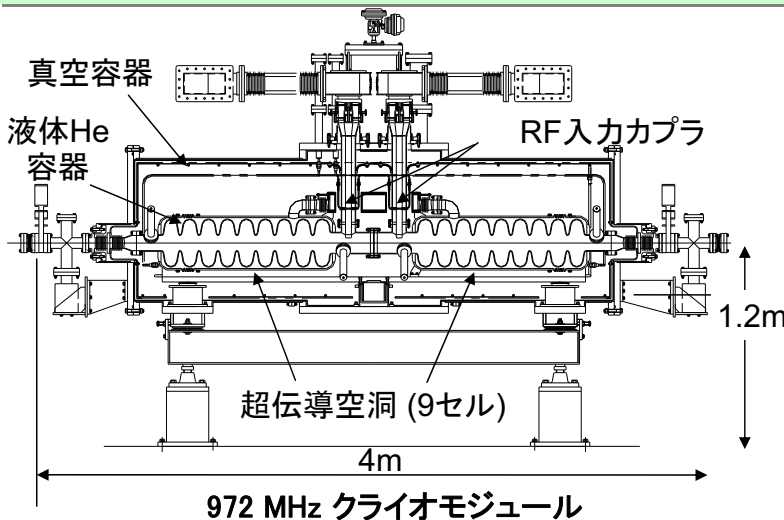
目的: ADS用加速器に必要な高出力(30MW)、高エネルギー効率(30%以上)、高信頼性を得るための超伝導線形加速器を開発する

研究内容:

- 超伝導線形加速器の構成要素となるクライオモジュールを試作し、冷却性能、チューナー性能の確認等を実施した後、最大表面電界(目標30MV/m)を測定



超伝導空洞



成果と今後の課題:

- 温度2.1Kにて最大表面電界30MV/m以上を記録し、高エネルギー部の技術成立性を実証
- 今後、極低温設計の改善、より短尺(現在は470mと推定)での加速方法の検討

12

加速器の要求性能と課題

	ビーム加速 (0.6~1.5GeV)	ビームパワー (<30MW)	ビームパワー 制御	CW化	信頼性
初段部 (～数MeV)	◎	◎	○	◎	○
低エネルギー部 (～数10MeV)	△ ¹⁾	△ ¹⁾	○	△ ¹⁾	△ ¹⁾
中エネルギー部 (～約200MeV)	△ ¹⁾	△ ¹⁾	○	△ ¹⁾	△ ¹⁾
高エネルギー部 (～GeV領域)	◎	○	○	◎	◎
高周波源	○	○	○	○	△ ²⁾

1) 低/中エネルギー部については、IFMIF、EUROTRANSの成果が期待される。

2) 高周波源の安定性については、J-PARC、SNSの成果が期待される。

* 初段部については、ビームパワー制御、信頼性についての実証が必要

* より高効率、低コストを実現するために、高エネルギー部、高周波源で開発の余地有。 13

加速器の信頼性向上シナリオ

ビーム停止の
主要要因

対応策

初段部
(イオン源)



・IPHIで最も頻度が多いのは高電圧放電
ビーム電流が数10mAであれば引出電圧をJ-PARC程度(50kV)まで下げることが可能。
J-PARCではイオン源の放電頻度はさほど多くない。
・J-PARCで最も頻度が多いのはフィラメントトラブル
IPHIのECRイオン源ではフィラメント不要。
IPHIをベースに低引出電圧のECRイオン源を開発

高周波源



・特に高圧電源でのトラブルが多く、復帰時間も長い。
J-PARC、SNSでの運転経験により弱点を見つけ、技術的改良、冗長性、二重化等により対応する。
より高度化のためには、高効率、高信頼性の高周波源(HOM-IOT等)を開発する。

高周波放電
(短時間で復帰)



・頻度としては最も多い
J-PARC、SNSにより10秒以内のビーム復帰シーケンスを開発し、実証する。

加速器の建設コスト

高エネルギー超伝導加速部の建設コスト

水本元治、日本加速器学会誌 Vol.3, No.1, 2006

コスト(30MW)	相対コスト	個数	単位	全体
(1)長さ依存				
加速構造体	0.4	363.9	m	146
冷凍機	0.2	363.9	m	73
補助装置(ビームモニター等)	0.05	363.9	m	18
(2)空洞の数に依存				
加速空洞	0.2	152	個	30
収束用Q磁石	0.05	152	個	8
真空系	0.05	76	個	4
高周波アンプ(クライストロン)	0.4	51	個	20
立体回路	0.06	51	個	3
直流高圧電源	1	51	個	51
低レベル・補助電源・立体回路	0.2	51	個	10
(3)その他(固定的なもの)				
中央制御・発振系・安全系	50	1		50
				413

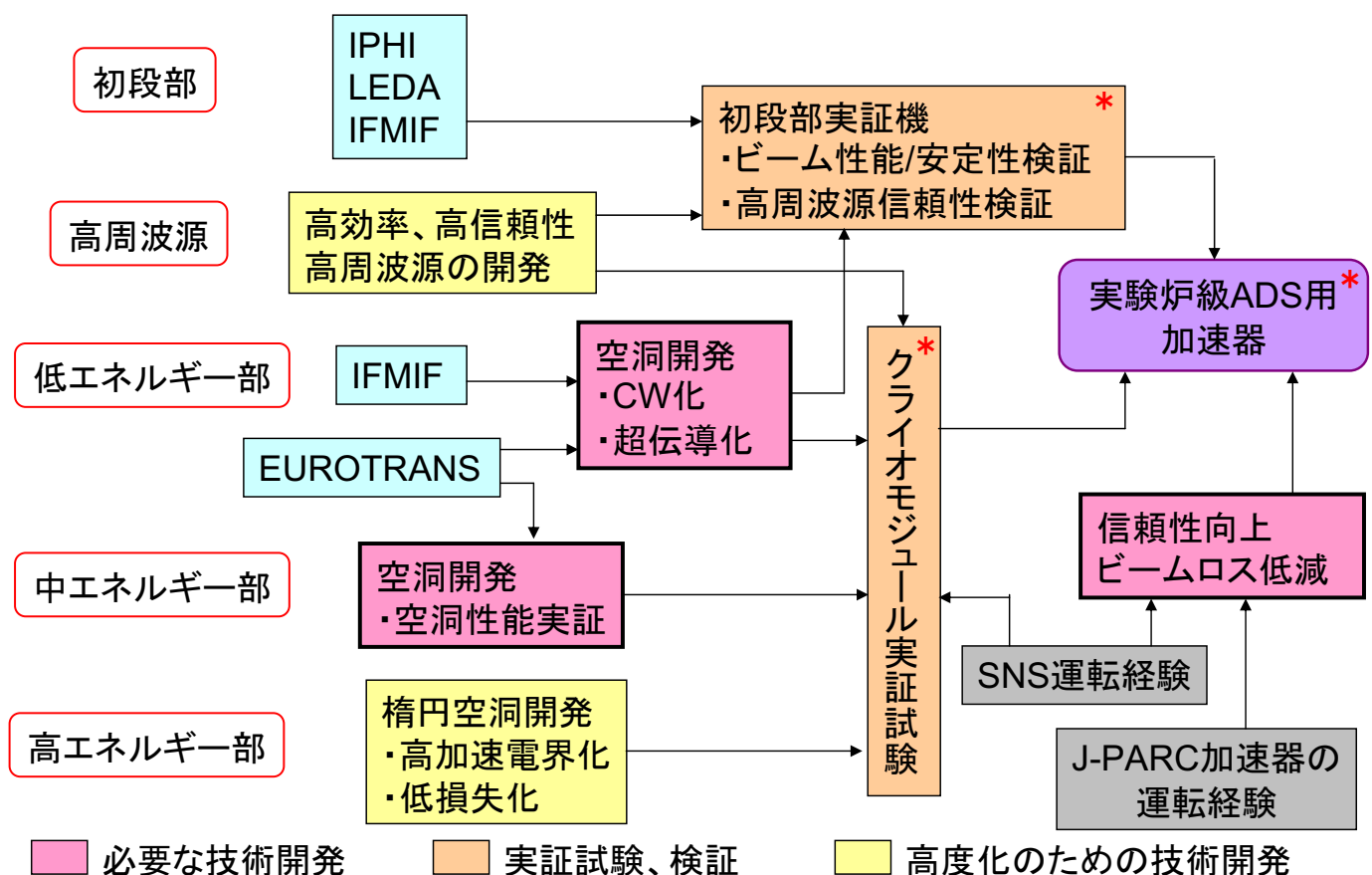
加速エネルギーが高くなる(長さが長くなり、部品数が増加する)程コストが高くなる

今後の検討課題・低/中エネルギー部のコスト評価。

・機器毎のコストの精度(SNS等の経験を利用)向上

15

ADS用加速器開発の進め方の想定



16

➤大電力化

低/中エネルギー部のCW化、超伝導化が最大の課題。
IFMIF、EUROTRANSの成果によるところ大。

➤出力制御

パルス運転でのデューティ、ビーム電流値の調整により可能。

➤信頼性

イオン源、高周波源、高周波放電の対策により対応可能。
J-PARC、SNSの加速器運転経験が重要。

➤経済性

現状の概算では想定の範囲内。さらに精度を向上させる必要有。
さらに削減するためには、設計の最適化及び超伝導空洞と高周波源の高度化が有効。

J-PARC第Ⅱ期計画における 核変換実験施設について

平成21年2月26日

日本原子力研究開発機構

1

(1) 経緯

核変換実験施設の位置づけ

- 旧原研は、大強度陽子加速器による核破砕中性子源を用いて、生命・物質科学の研究、高レベル廃棄物中の核種変換技術研究等を推進する「中性子科学研究計画」を検討していた。
- 高エネルギー加速器研究機構(KEK)では、大強度陽子加速器の作り出す様々なビームを素粒子、原子核、物質科学の研究に利用する「大型ハドロン計画」を検討していた。
- 平成11年に両計画を統合して「大強度陽子加速器計画」(後に、J-PARCと称する)とし、国際レビュー、国の第三者評価を経て、平成13年より第Ⅰ期施設の建設に着手した。平成20年度より、施設利用運転を開始した。
- 核変換実験施設は、第Ⅱ期施設として位置付けられている。
- 平成19年の国のJ-PARC中間評価では、「核変換技術については、重要な基盤技術として引き続き研究開発を進める必要があるが、核変換実験施設の整備については、原子力政策全体の中で検討していく必要があり、今後、原子力委員会等の評価を踏まえて進めていくことが適当である」とされている。

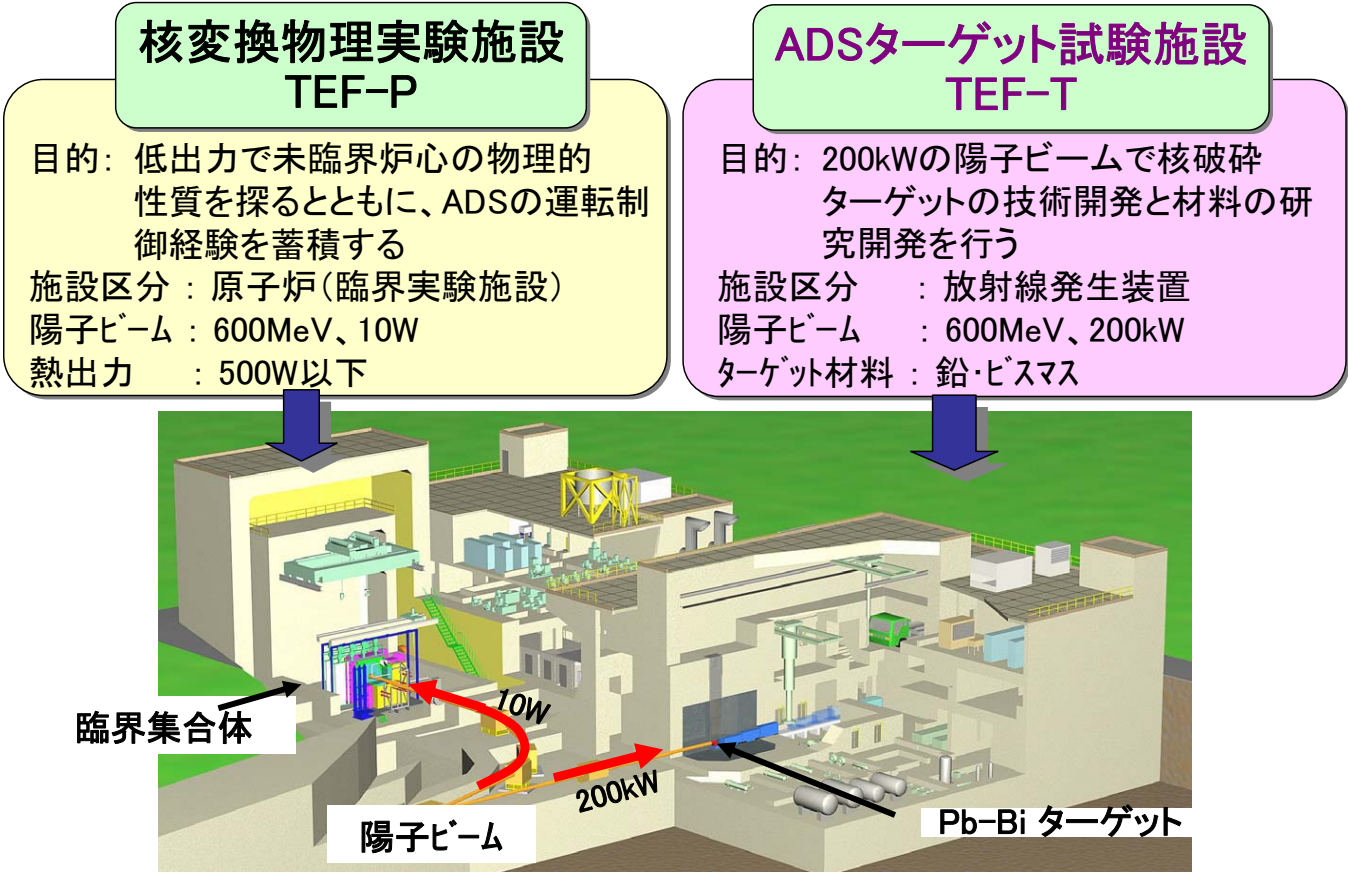


J-PARCの加速器及び施設の全景

2

(2) 施設の概念検討

計画当初の施設概念 (平成15年11月7日大強度陽子加速器計画評価作業部会)



3

(2) 施設の概念検討

核変換物理実験施設(TEF-P)での研究開発課題

研究・開発の目的	研究・開発課題
核破砕中性子源で駆動される高速未臨界体系の核特性予測精度評価	未臨界体系における出力分布
	未臨界度の決定
	中性子源の実効強度
	高エネルギー中性子の影響
	ターゲット、ビーム窓、ボイドの存在
	鉛-ビスマス冷却材の模擬
加速器駆動ハイブリッドシステムの運転・制御性検証	ビーム出力の調整によるフィードバック制御
	ビームトリップ時及び立ち上げ時の挙動
	温度係数の測定（炉心、ターゲット）
	出力振動、炉心のデカップリング
	エネルギー増倍率の決定
ADS及び高速炉におけるMA及びLLFPの核変換特性評価	MAの核変換率測定
	MA、LLFPのサンプル反応度値測定
	LLFP用減速領域付き体系の核特性
	パルス中性子を用いた断面積測定
	MAや高次Puを含んだ燃料の部分装荷炉心による核変換システム模擬実験（冷却材材種、反応度、ドップラー反応度、実効遅発中性子割合等）

4

(2) 施設の概念検討

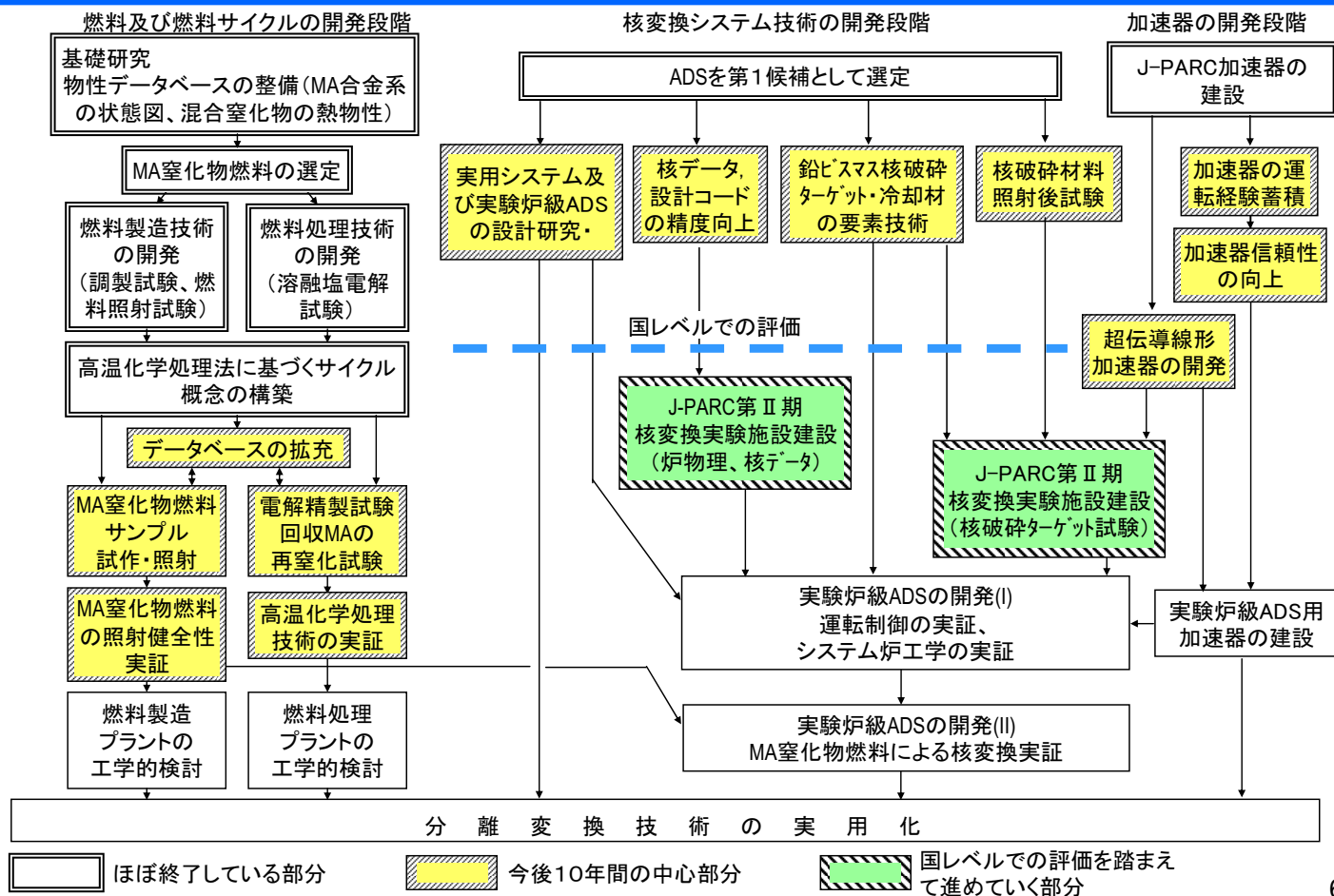
ADSターゲット試験施設(TEF-T)での研究開発課題

研究・開発の目的	研究開発課題
陽子及び中性子による陽子 ビーム窓及び構造材の照射 効果	陽子ビーム窓の健全性及び寿命の評価
	陽子及び中性子の複合照射効果
	高速中性子照射場での材料照射データベースの整備
	応力条件下での材料照射データベースの整備
高放射線場における流動液 体金属と材料の共存性	照射による材料腐食の促進効果
	温度、冷却材流速及び酸素濃度をパラメータとした、液体 金属場における材料の共存性評価
	核破砕生成物の材料への影響
液体金属核破砕ターゲット の運転及び制御	液体金属核破砕ターゲットでの、ポンプ、熱交換器、純度管 理機構などの実証試験
	ビームトリップ及び再起動時のシステムの応答
	核破砕生成物及びポロニウムの管理
	システムの運転、制御、メンテナンス技術の開発・実証

5

(2) 施設の概念検討

核変換専用サイクルに関する今後の計画（第5回資料の再掲）



6

(3) ユーザーコミュニティの形成

予備的研究提案(Letter of Intent)の募集

- ・ 2006年2月から現在までに提出された利用要望の総数: 38件

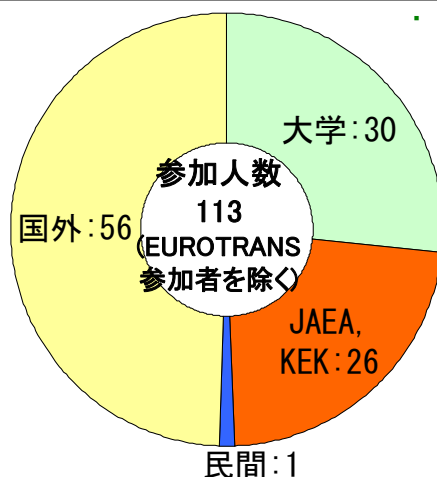
- ・ 主な分野

1. ADSの炉物理 (加速器特性、多領域炉心、未臨界度等) 11件
2. 新型燃料、新型炉の炉物理 (MA装荷炉心特性、重金属冷却炉、LLFP変換等) 10件
3. 粒子スペクトル・核データ測定 (TOFスペクトル測定、MA閾値計測等) 6件
4. 高エネルギー物理・遮蔽・安全 (粒子挙動、ビーム輸送ライン遮蔽等) 5件
5. 原子核物理 (未臨界炉起源ニュートリノ計測、超冷中性子、短寿命核研究) 3件
6. 鉛ビスマス核破砕ターゲットの研究開発 (材料照射、技術開発) 2件
7. ホウ素中性子捕捉療法 (ビームダンプ利用) 1件

- ・ 国外

- EUROTRANS(欧州)
- PSI(スイス)
- CIAE(中国)
- ソウル大(韓国)
- その他(マレーシア、セルビア)

- ・ 民間 (1社)



- ・ 大学等

- 北海道大学 - 東北大学
- 東京工業大学 - 新潟大学
- 名古屋大学 - 大阪大学
- 京都大学 - 近畿大学
- 九州大学 - KEK

- ・ 原子力機構

- 原子力基礎工学研究部門
- 次世代原子カシステム研究開発部門
- J-PARCセンター

7

(3) ユーザーコミュニティの形成

「アクチノイド・マネジメントに関する炉物理実験施設」研究専門委員会

- ・ ユーザーの意見を施設に反映していくため、日本原子力学会内に「アクチノイド・マネジメントに関する炉物理実験」研究専門委員会を設置

- ・ 主な活動内容

- アクチノイド・マネジメントに関する炉物理実験について、高速炉・軽水炉を問わず多様なニーズを幅広く調査
- 上記の実験を行うために必要となる実験施設の仕様、性能を検討
- 上記の施設仕様などに対してTEF-Pや既存施設の適用可能性を検討
- その他の実験項目の可能性について広く検討するとともに、施設建設時期や共用する際の方法と問題点について検討

- ・ 核データ部会、加速器・ビーム科学部会、放射線工学部会からの意見も集約
- ・ 装置仕様、施設配置、利用形態などをユーザーの立場で検討
- ・ 検討期間: 2年間(平成20年8月～平成22年3月)

- ・ これまでに3回の委員会を実施し、既存臨界集合体の現状とともに、MAを用いた炉物理実験の意義や高速炉の設計精度と実験精度の現状等を調査・検討

8

(4) 国際的な位置づけ

2008年のJ-PARC国際諮問委員会報告書での記載(要約)

- 2007年の国際諮問委員会(IAC)の諮問に従って、OECD/NEA、IAEA、アジア諸国、欧州(特にEUROTRANS)との重要な協力が行われていることは喜ばしい。
- 核変換の実験とADSの研究は共通の長期計画に則るべきである。J-PARCの核変換実験計画は、欧州の計画との補完関係にあると考える。
- IACは、原子力機構に、EUROTRANSの協力者と一緒になって、高速増殖炉とADSの両方を用いた先進的核燃料サイクルと核変換技術の研究について、核変換実験施設を用いた詳細で具体的な実験を提案することを強く推奨する。J-PARC第Ⅱ期は、核廃棄物の管理に関する革新的な研究分野において世界を先導する施設となることができるであろう。
- IACは、高度に安定なビームの開発のために、超伝導空洞を同時に備えることが、この実験計画に貢献すると考える。
- 地球温暖化防止の流れの中で、原子力利用の拡大が予測されるが、安全と核拡散と廃棄物が各国の最大の関心事である。分離変換技術の実験研究が、これらの課題のうちのいくつかへの解答になるであろう。
- 大学との連携も、公衆へ信頼感を与えるのに重要である。さらに、今後20年にわたって、新世代の科学者と技術者を育てることも必要である。原子力機構の東海の施設、先進的原子炉、J-PARC等での教育と訓練は、研究と工学の結合を強める機会を与えるものである。

9

(4) 国際的な位置づけ

OECD/NEAでの評価等

- ◎ 報告書「現在及び将来の原子力エネルギーシステムの研究開発ニーズ」(2003)
専門家グループは、重要な実験ニーズと利用可能な既存又は計画中の施設を組み合わせることによってNEAが後援する国際プロジェクトを設定する必要性が高いことを強調した。利用可能な研究施設には以下が含まれる。
 - 高温環境下での材料照射試験を行う日本のHTTR
 - 積分実験及び照射試験を行うフランスCEAの施設
 - 高燃焼度燃料の物理学的検証を行うスイスのLWR-PROTEUS施設及びベルギーのVENUS-REBUS施設
 - 核変換技術研究を行う日本のTEF-P/TEF-T施設
- ◎ NSC(原子力科学委員会)では、2008年12月のビューロー会合にて、「マイナーアクチノイド・マネジメントのための積分実験専門家会合」の設置を承認。今後、以下の議論を行う予定。
 - MA管理における核データ等に対する要求を満たすための方策(既存施設の利用とTEF-Pのような新たな施設の開発)
 - そのために検討が必要な課題(MAサンプル供給、実験手法の改良)の解決法の検討
 - MAマネジメントのための積分実験のための国際的な枠組み構築

(4) 国際的な位置づけ

OECD/NEA 第5回「高出力陽子加速器の利用と信頼性」に関するワークショップ(2007年)

「ADS実験と試験施設」セッションの議長(ベルギー: Hamid Ait Abderrahim氏)のまとめ

“理論評価を終え、実験的実証へ”

- ・ **MEGAPIE**: 鉛ビスマス技術を用いた装置は、原子力の装置として使用でき、信頼性を持って運転できることが示された。→ [it works](#)
- ・ **SNS**: 高出力陽子加速器は現在運転されており、SNSでの耐故障性を有した設計の報告は、運転中の加速器の信頼性向上の方法を示すものである。→ [it works](#)
- ・ **MYRRHA/XT-ADS**: 窓なし型核破砕ターゲット概念の実験が進捗している → [it will be working](#)
- ・ **Coupling experiments**: 最も要求の高い未臨界炉心との結合実験が始まっており、既に見込みのある結果が出る(MUSE, TRADE, RACE)とともに、更なる実験が計画中である(YALINA, KIPT, KART, VENUS-1 and GUINEVERE) → [it is progressing](#)
- ・ **ADS Roadmap**: ロードマップは、より野心的なプロジェクトへの道を開くものである。例えば、**TEF-P → MTS, TEF-T → MYRRHA/XT-ADS → INDUSTRIAL SCALE ?**

MEGAPIE: メガワット級の鉛ビスマス核破砕ターゲット技術の実証のための国際共同実験。スイス・ポールシェー研究所の陽子加速器中性子源施設SINQを用いた。

SNS: 米国ORNLの陽子加速器中性子源施設。

MYRRHA: ベルギー原子力研究センターが持つ照射用ADSの計画。

XT-ADS: 欧州の核変換用ADSのプロジェクトEUROTRANSが目指す実験炉級ADSの計画。

MUSE: フランスCEAの臨界実験装置MASURCAでの未臨界実験

TRADE: イタリアENEAの研究炉を用いた未臨界実験

RACE: 米国の複数の大学で行われた未臨界実験

YALINA: ベラルーシで行われている未臨界実験

KIPT: ウクライナで計画中の未臨界実験

KART: 京都大学原子炉実験所の臨界集合体KUCAと陽子加速器FFAGを結合する未臨界実験

VENUS-1: 中国原子力科学研究院で実施中の未臨界実験

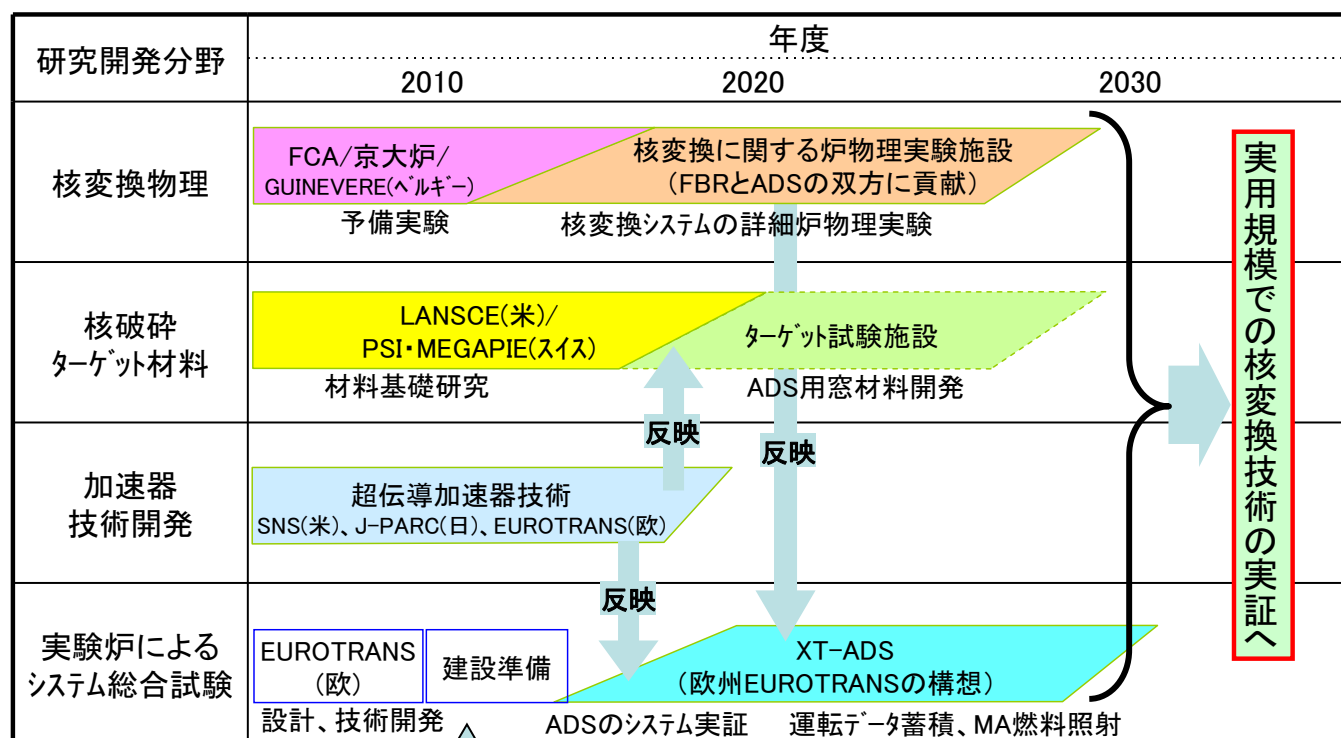
GUINEVERE: ベルギー原子力研究センターで準備中の未臨界実験

MTS: 米国LANLで計画中の加速器中性子源による照射設備

11

(4) 国際的な位置づけ

欧州を中心としたADSの研究開発との連携



フランスでは、2012年に分離変換技術の評価を実施

■ EUROTRANS協力を基にロードマップの一元化を図り、資金負担を含めたJ-PARC第Ⅱ期への欧州の参加を促す。ADSの開発は、XT-ADSと相補的に進める。

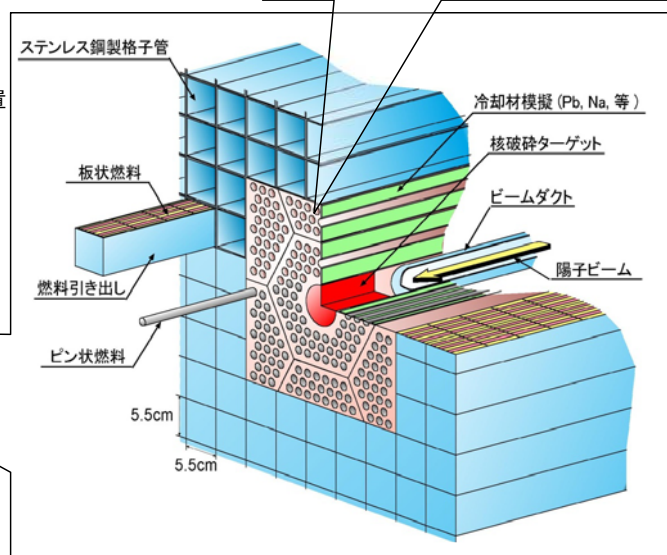
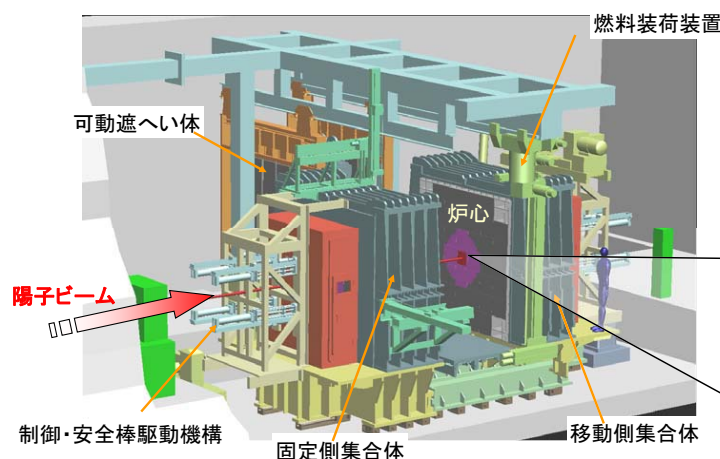
まとめ

- ◆ J-PARC第Ⅱ期の核変換実験施設は、「核変換物理実験施設」と「ADSターゲット試験施設」で構成。
- ◆ 「核変換物理実験施設」は、陽子ビームと高速中性子増倍体系を結合する世界初の施設として、ADSのための基礎実験を実施。さらに、MA燃料を装荷可能な臨界実験装置とし、高速炉を含め、アクチノイド・マネジメントに関わる様々な物理実験が可能。
- ◆ 国内の研究者の実験ニーズ調査、海外との連携を進め、本施設を今後数十年にわたって核工学等の基盤的研究の国際的な研究拠点として活用したい。
- ◆ 今後、MA燃料の使用に関する装置の検討、施設の安全性の検討、MA調達の調査などを進め、国レベルでの評価及び予算の確保を前提に、建設着手を目指す。

13

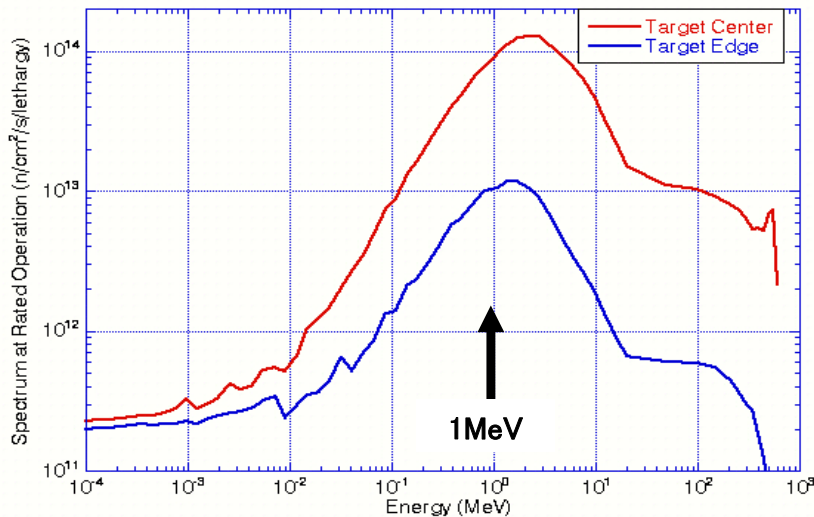
(参考) 核変換物理実験施設(TEF-P)

- 既存の高速炉臨界実験装置(FCA)に準拠した設計
- 核変換に係わる炉物理・核データの研究を実施 (ADSとFBRの双方に貢献)
- 10^{12}n/s 、25Hzの中性子源。レーザー荷電変換を用いるため、1nsのパルス幅が可能
- 中心5×5格子管を交換可能とし、**ピン燃料装荷実験や高発熱試験(MAやFP)を用いた実験**に供することできるようにする。(但し、遮蔽、冷却、遠隔操作が必要)

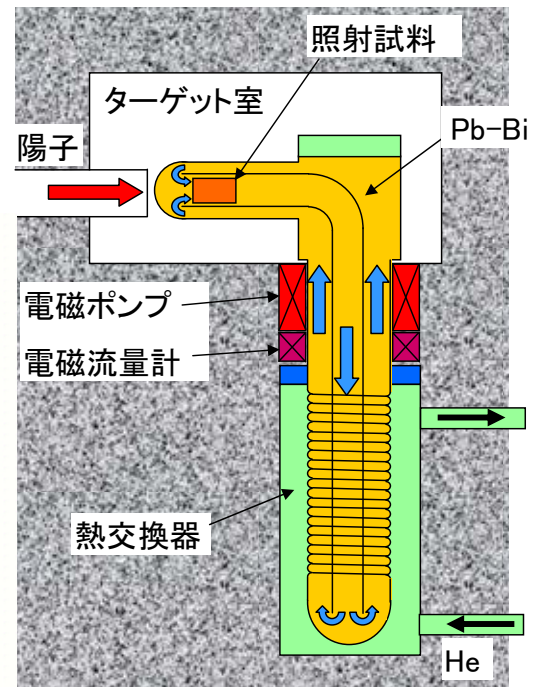


(参考) ADSターゲット試験施設(TEF-T)

- 陽子ビームと高速中性子による材料照射施設
- ADSのビーム窓候補材、FBR用構造材、核融合材料等の照射が可能
- 鉛ビスマス核破碎ターゲットの条件(温度、流速等)を変え、ADS実用化の際に必要なデータベースを構築



中性子束のエネルギー分布



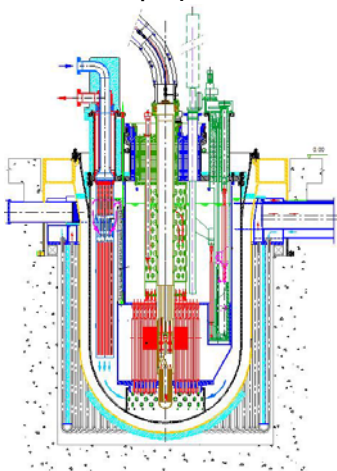
ADSターゲット試験施設で採用予定の2重管型ターゲット概念

15

(参考) XT-ADSの概要

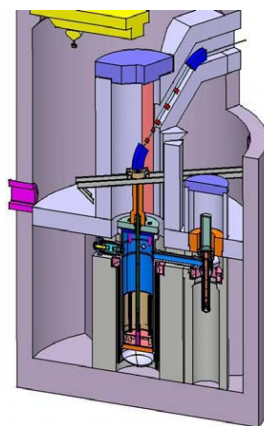
- ・熱出力: ~70 MWth
- ・冷却材: Pb-Bi (又はHeガス)
- ・核破碎ターゲット: 窓なし型
- ・燃料: MOX (MA燃料集合体を数体装荷可能)
- ・加速器: LINAC (600MeV × 2.5mA 又は 350MeV × 5mA)

80MWth
Pb-Bi 冷却 XADS



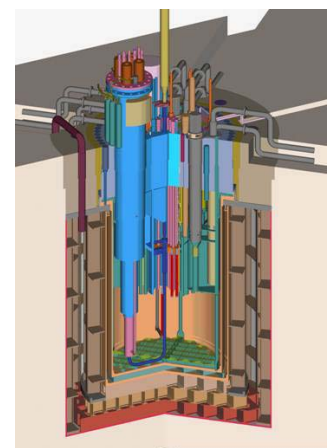
イタリアの提案

80MWth
ガス冷却 XADS



フランスの提案

50MWth
Pb-Bi冷却「MYRRHA」



ベルギーの提案

MA含有炉心の炉物理実験の 必要性について

平成21年3月30日

日本原子力研究開発機構

1



内容

- 炉物理実験の意義
- マイナーアクチノイド(MA)を添加した高速炉の模擬実験
- 加速器駆動システム(ADS)の物理実験における京都大学での実験の位置づけ
- MA核変換システムの炉物理実験の今後の進め方

2

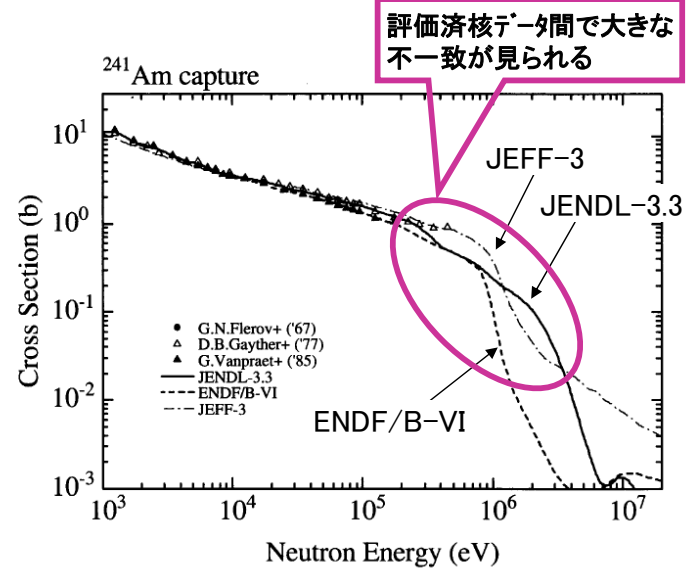
マイナーアクチノイド核データの現状

MA核種の核データの現状

(T. Nakagawa, JAERI-Conf 2004-005, p13より抜粋)

- : 実験データ多く、良く一致
- △: 実験や評価間に不一致
- ×: 実験データ無く、信頼性が低い

核種	核分裂	中性子捕獲	摘要
Np-237	△ ¹⁾	△ ²⁾	1) E<100keVで不一致 2) E>100keVで不十分
Pu-238	△ ¹⁾	△ ²⁾	1) 不一致 2) 実験は古く、E>100keVではデータ無し
Am-241	○	△ ¹⁾	1) E>100keVで実験無し
Am-242m	△ ¹⁾	×	1) 大きな不一致
Am-243	△ ¹⁾	△	1) 大きな不一致
Cm-242	△ ¹⁾	×	1) MeV領域で実験無し
Cm-244	△ ¹⁾	× ²⁾	1) 不一致 2) E>10keVで実験無し



Am-241 捕獲断面積の比較

T. Nakagawa, et al, JAERI-Data/Code 2002-025より

➤実験データの取得を進めるとともに、理論計算や炉物理実験を組み合わせ、核データ精度を高めることで、核変換システムの設計余裕の合理化が期待できる。

3

核データ(微分データ)と炉物理実験(積分データ)の意義

微分データ収集

・あるエネルギーに対する反応率 $\sigma(E)\phi(E)$ を測定



核データ評価

(評価済核データライブラリー)

測定データ+ 核物理理論+ 統計理論

検証(積分テスト)

典型的な炉物理実験結果(積分データ)を解析
※炉物理実験データ

$$R(r) = \int \sigma(E, r) \phi(E, r) dE$$

利用

原子炉等の設計



核特性/安全性の評価

- ・設計計算
- ・モックアップ試験

炉物理分野における計算の現状

核データによる誤差の考慮

計算手法

- ・決定論的手法(輸送方程式の解法)
微量変化の計算に有効
- ・モデル化による誤差が含まれる
- ・確率論的手法(モンテカルロ法)
形状モデルを詳細に再現可能
- ・微量の計算精度は悪い

炉物理実験の役割

・核データ評価用の実験

理想的/典型的な体系における高精度測定
例) 臨界実験装置を用いたベンチマーク実験
微量試料の照射実験 他

・炉設計用の実験

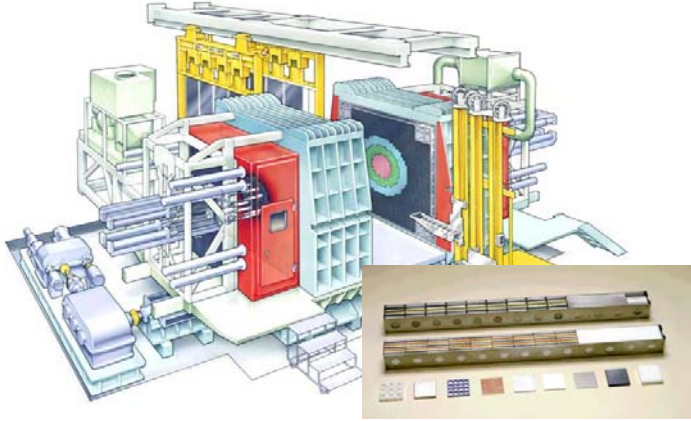
核特性・安全性を評価(設計検証 等(工学的))
例) 臨界実験装置を用いたモックアップ実験
特に、正・負の効果が競合した核特性量の評価

核変換技術の研究開発における炉物理実験の意義

- ・MA核種を用いる核変換システムでは、積分テストによる核設計精度把握で、設計余裕を合理化。
- ・ADSについては、核破砕中性子源が新たに加わるため、高エネルギー領域まで包含した積分テストが必要。
- ・計算技術の発展で「全炉心模擬」の必要性は低くなってきたが、「部分模擬」、「組成模擬」による検証は依然重要。

4

FCAが果たしてきた役割と今後の活用方策



FCA(Fast Critical Assembly)

我が国唯一の高速炉臨界実験装置
初臨界: 1967年4月29日

特長

- ・板状燃料の利用による柔軟性
炉心組成: 様々な高速炉組成を模擬可能
中性子スペクトル: 低減速軽水炉～高速炉
- ・高い測定技術
反応率比(核分裂計数管、箔)
反応度価値(試料、ドップラー効果)

果たしてきた役割

- ・国の高速炉開発(常陽、もんじゅ模擬実験)
- ・高速炉安全性評価に関わる基盤データ取得
(Naボイド反応度、U-238ドップラー効果)
- ・新型炉開発(軸非均質炉、高転換軽水炉 他)
- ・断面積評価のための積分実験
(MA核種、 β_{eff} 国際ベンチマーク実験)
- ・実習生、外来研究員の受け入れ等による人材育成

今後の活用方策

- ・多様な中性子スペクトル場
少量試料を利用した断面積評価用データの取得
- ・様々な炉心組成
 - ・U、Puで構成される中性子場における断面積評価用データの取得
 - ・新概念炉等(MAを使用しない)の特性検証
 - ・新たな炉物理測定技術の開発(未臨界度モニター等)

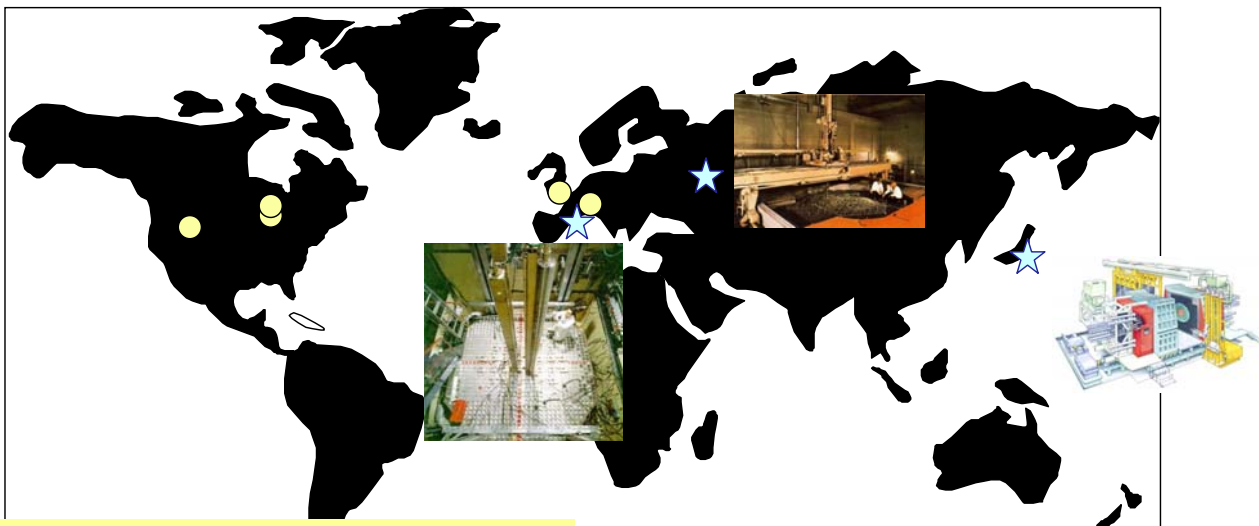
※FCAの限界(設置許可)

- ・燃料の制約…U、Puに限定
(MA燃料の装荷は少量でも不可)
- ・試料の制約…反応度価値用試料の種類と量
(最大反応度: $\rho 0.6$ (～数10g))

➡核変換研究への利用には限度がある
(設置許可変更に伴う大幅な安全審査のやり直しが必要)

5

高速炉臨界実験装置の世界の現状



・停止・閉鎖

ZPR-6, -9, ZPPR (米)
ZEBRA (英)
SNEAK (独)

・稼働中

FCA (日)
MASURCA (仏)
BFS (露)

マイナーアクチノイド添加炉心の炉物理特性

核反応断面積の特徴

- ◆中性子エネルギー数百keV以下：
 - 中性子捕獲断面積：U-238の数倍
- ◆中性子エネルギー1MeV以上：
 - 核分裂断面積：Pu-239と同程度

- 高いエネルギーの中性子が核分裂しやすくなる
- 低いエネルギーの中性子が吸収されやすくなる

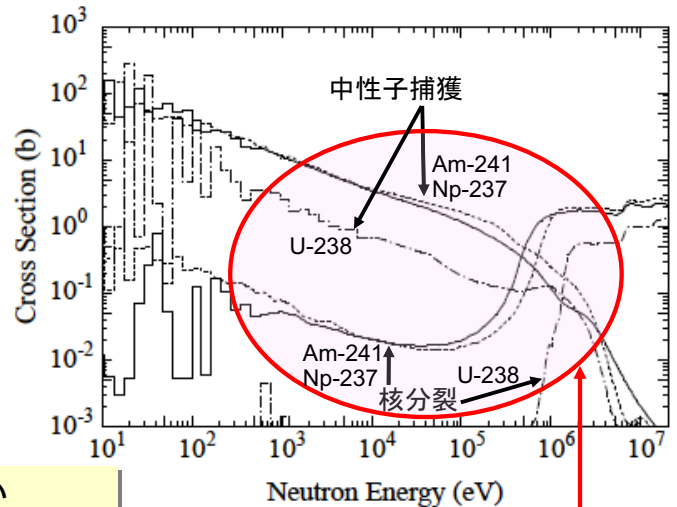
炉特性への影響

- ✓冷却材ボイド効果(正の効果)が大きくなる
- ✓ドップラー効果(負の効果)が小さくなる

- また、MAの遅発中性子割合はU-238に比べて小さい

核種	U-238	Np-237	Pu-239	Am-241	Am-243	Cm-244
遅発中性子割合	1.8%	0.44%	0.21%	0.15%	0.25%	0.13%

U-238、Np-237、Am-241の反応断面積の比較(JENDL-3.3)



FBRやADSにおける主な中性子のエネルギー範囲

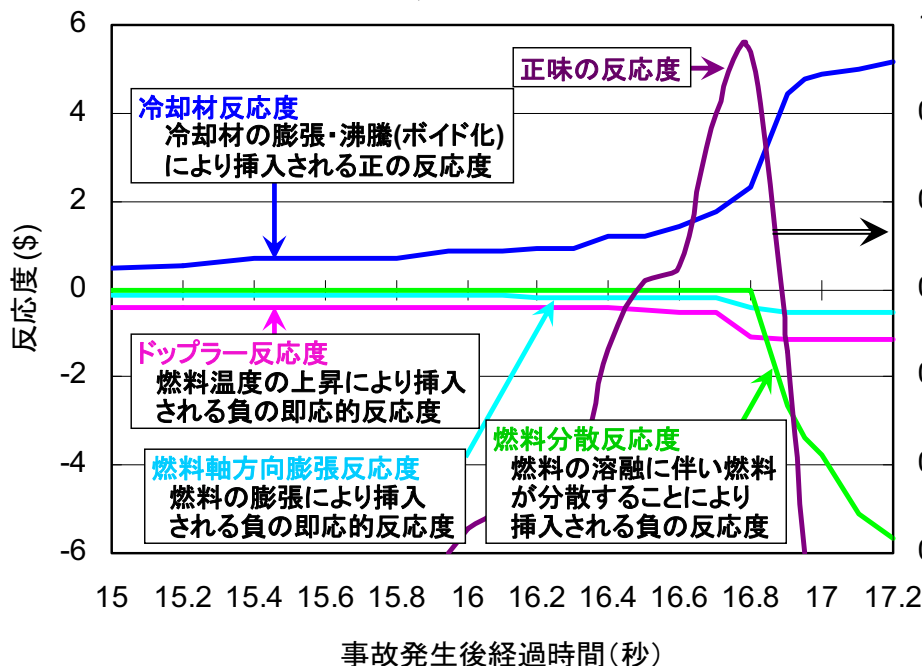
- 冷却材ボイド効果**：炉内で冷却材がボイド化すると、中性子の平均エネルギーが高くなり、核分裂の連鎖反応が活発になるため、出力が上昇する。(正の反応度効果) 一方、ボイドを通して中性子が炉心から逃げやすくなる効果もあり、これは出力を下げる方向。(負の反応度効果) 冷却材ボイド効果は、これら正の効果と負の効果の相殺で正味の効果が決まる。
- ドップラー効果**：燃料に含まれるU-238等による中性子捕獲反応が温度上昇で大きくなる現象。数十keV程度以下の共鳴エネルギー領域での中性子捕獲反応が効く。(負の反応度効果)
- 遅発中性子割合**：核分裂で発生する平均中性子数のうちの遅発中性子の占める割合。この割合が大きいほど原子炉の急激な出力の変化を防ぐための制御を行う時間的余裕が大きくなる。

7

高速炉における冷却材ボイド効果とドップラー効果の重要性

◆ (例)ULOF* (Unprotected Loss of Flow、流量喪失時スクラム失敗事象)起因過程

* 外部電源喪失等により1次冷却系ポンプの停止などの過渡事象が発生した際に、原子炉停止系の作動に失敗することを重ね合わせた事故事象。高速炉では、一般に独立2系統の原子炉停止系が装備されるため、このような事象が発生する確率は 10^{-6} /炉・年以下であり、技術的には発生するとは考えられない事象。



◆ 設計パラメータの目安

- 一ボイド反応度：6\$程度以下
ボイド反応度の挿入を抑制。
 - 一平均比出力：40kW/kg-MOX
程度以上
ドップラー・燃料軸方向膨張
反応度の挿入を促進。
 - 一炉心高さ：100cm程度以下
燃料分散反応度の挿入を促進。
- ※ボイド反応度：5.1\$
(炉心部 6.1\$, 上部ナトリウムプレナム部 -1\$)
平均比出力：31kW/kg-MOX
炉心高さ：120cm
の炉心ではノミナル条件で即発臨界。
(参考 JNC TN9400 2003-059)

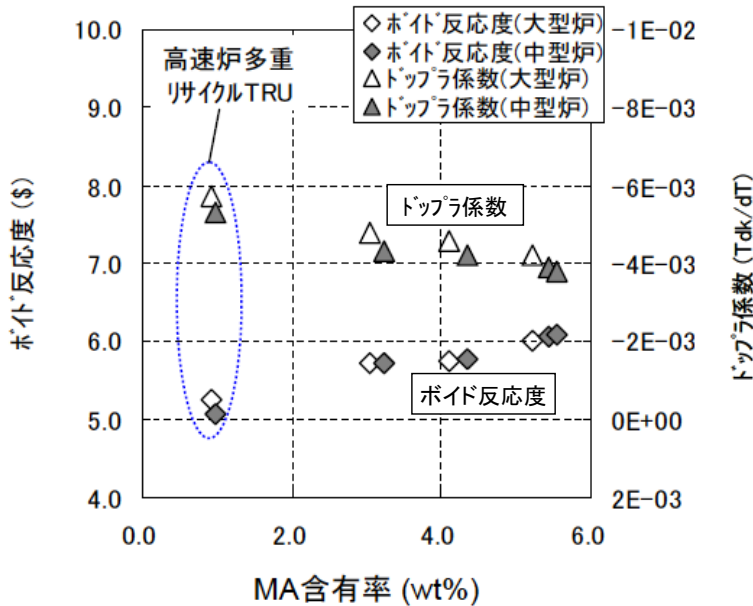
※ドップラー・燃料軸方向膨張反応度のみでは、未臨界状態に移行できない。
燃料分散反応度の挿入により未臨界状態へ移行。

反応度係数の評価精度が重要

8

高速増殖炉の安全性に対するMA混入の影響

◆ MA含有率と反応度係数の関係



MA含有率とボイド反応度・ドップラ係数の関係
(第4回分離変換技術検討会資料第4-1-2号)

◆ MA5%混入の影響

- ーボイド反応度 : 13%(大型炉)~20%(中型炉)の増加
- ードップラー係数絶対値 : 26%(大型炉)~28%(中型炉)の減少

- これらのパラメータ変化は、ともに安全特性にとって厳しくなる方向。
- 炉心高さ、あるいは炉心燃料仕様の見直し等の炉心仕様変更等によりこの変化を吸収。
- 設計余裕の合理化が、経済性向上につながる。

9

高速増殖炉の安全に関するパラメータの設計余裕について

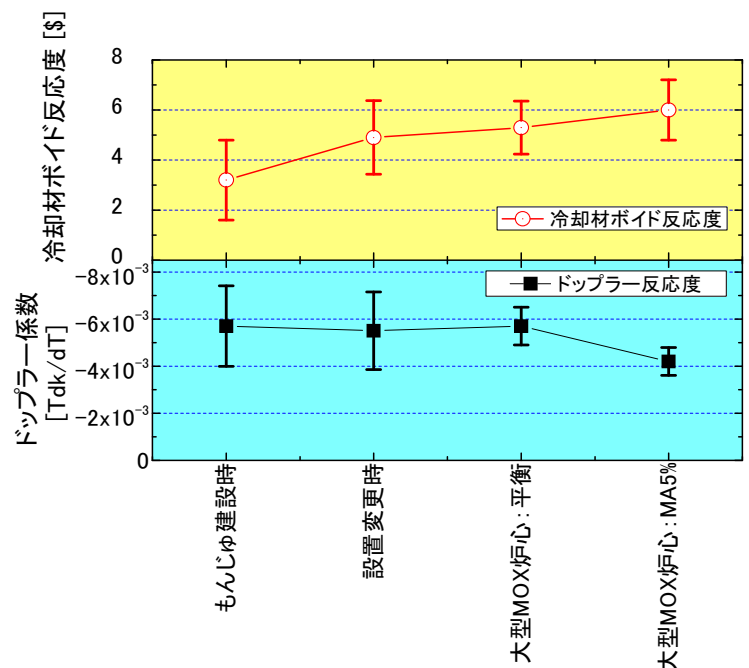
・もんじゅにおける設計余裕*1

- 冷却材ボイド反応度
 - ・ 建設時: **50%**
 - ・ 設置変更時: **30%**
- ドップラー反応度: 30%

・大型FBRにおける目標精度として暫定的に提案されている目安値*2

- 冷却材ボイド反応度: 20% (2σ)
- ドップラー反応度: 14% (2σ)

- もんじゅの冷却材ボイド反応度に対する設計余裕は、MOZART実験解析等による核設計手法進展の結果*1を踏まえ、50%から30%へ変更している*4。
- 設計余裕を合理的なものにしていくには、炉物理実験と解析手法の高度化により、設計精度を向上していく努力が重要。



注1: 誤差バーは設計余裕を示す

注2: もんじゅ建設時および設置変更時の値は資料*4により、ULOF解析時のノミナル値。ボイド反応度は正値の合計。

注3: 設置変更時のデータはAm蓄積(約1%)を考慮したもの

注4: 大型MOX炉心は資料*3における高内部転換型炉心

注5: 平衡はMA約1%を含む。MA5%は、資料*3の表2.1.3-21より軽水炉由来の代表組成④より

*1: 原子力安全委員会 資料第111A-2-1号、2007。

*2: M. Ishikawa, "Application of Covariances to Fast Reactor Core Analysis", Nuclear Data Sheets 109 2778-2784, (2008)。

*3: 「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究 フェーズII技術検討書 (1) 原子炉プラントシステム」、JAEA Research 2006-042, (2006)。

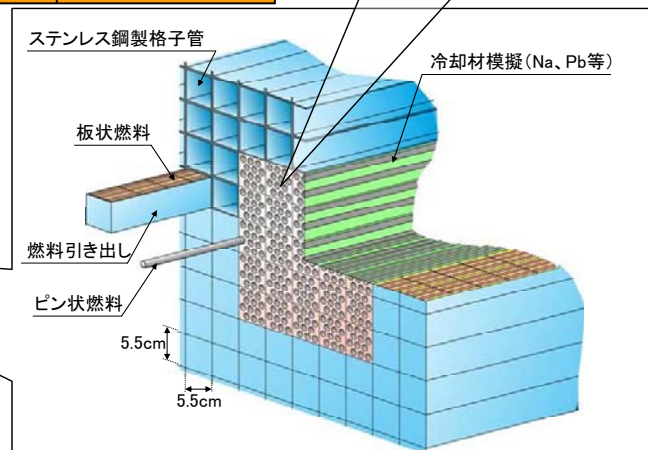
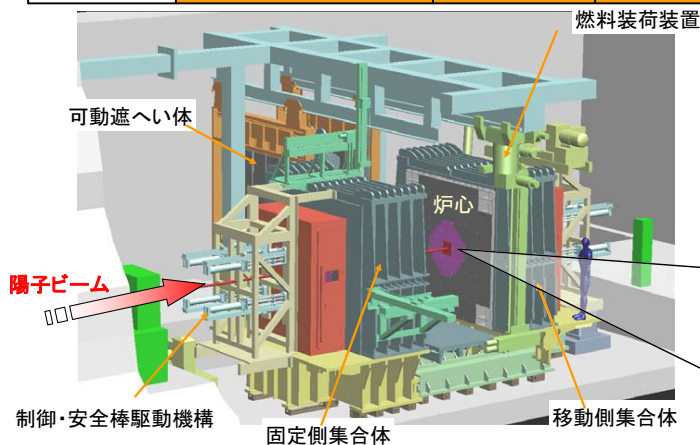
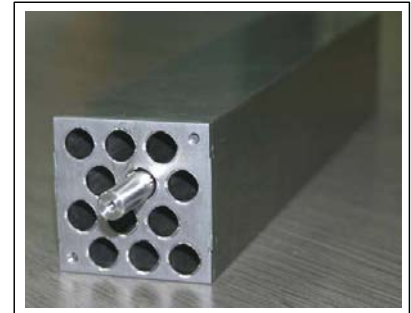
*4: 原子力安全委員会 資料第111-2-4号、2007。

核変換物理実験施設におけるマイナーアクチノイド(MA)実験

➤ FCAの持つ柔軟性・測定技術・燃料を引き継ぎ、かつ、MAを含む高発熱ピン型燃料を用いた実験を新たに可能にするため、遮蔽、冷却、遠隔操作の機能を整備

表 燃料組成と崩壊熱及び放射線強度

	Pu, MAの組成	装荷体積: 28cm × 28cm × 60cm		
		発熱 (W)	γ線(1/s)	中性子線(1/s)
MOX-FBR	UO ₂ 使用済燃料より	7.1×10^2	3.1×10^{13}	7.5×10^6
MOX-FBR 5%MA添加	UO ₂ 使用済燃料より	1.1×10^3	3.2×10^{14}	7.1×10^6
	MOX使用済燃料より	1.5×10^3	5.3×10^{14}	9.5×10^6
(MA+Pu+Zr) 窒化物	UO ₂ 使用済燃料より	1.6×10^3	8.3×10^{14}	3.4×10^6
	MOX使用済燃料より	2.6×10^3	1.5×10^{15}	4.5×10^6
	14%Cmを含む	1.3×10^4	1.3×10^{15}	1.5×10^{10}



11

ADSの物理

ADSの炉心出力Pと中性子源強度Qの関係は以下の式に従う

$$P \propto \frac{k_{sub}}{1 - k_{sub}} Q = \frac{k_{eff}}{1 - k_{eff}} \varphi^* Q$$

ここで、未臨界増倍率 k_{sub} と中性子源実効度 φ^* は次式で表される

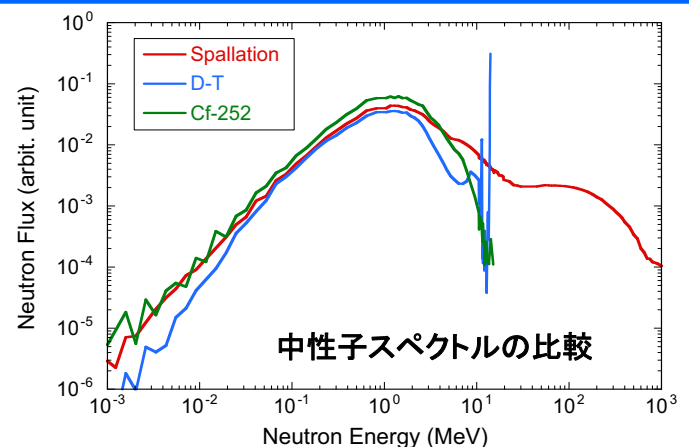
$$k_{sub} = \frac{S}{S + Q} \quad \varphi^* = \left(\frac{1}{k_{eff}} - 1 \right) / \left(\frac{1}{k_{sub}} - 1 \right)$$

ここでSは炉心全体の核分裂中性子数

k_{eff} は中性子源に依存しないが、 k_{sub} は中性子源の空間分布、エネルギー分布、角度分布に大きく依存

- ◆ 中性子源のみの積分量: Q → 10~20%の誤差
- ◆ 中性子源特性と未臨界炉の関係を示す積分量: φ^* → 実験による検証未実施
- ◆ 未臨界炉のみの積分量: k_{eff} → $(1 - k_{eff})$ で10~40%の誤差と推定(MA含有炉心で大きな誤差の可能性)

炉心出力 P に10~50%の誤差として伝播



未臨界炉心の出力と外部中性子源の関係

	核破砕			D-T	²⁵² Cf
	1.5GeV	600MeV	150MeV	炉心中心点線源	
k_{eff}	0.967				
k_{sub}	0.930	0.926	0.910	0.969	0.939
φ^*	0.46	0.43	0.35	1.08	0.53
P	1.00	0.93	0.76	2.38	1.16

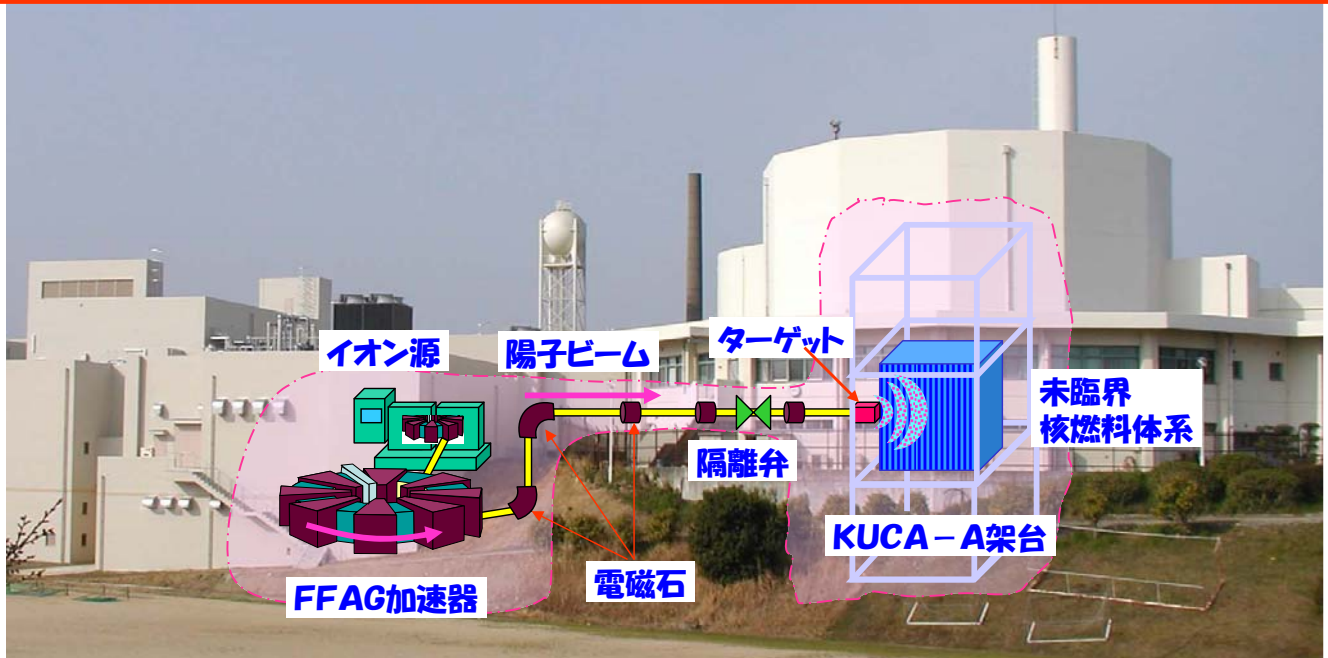
同じ k_{eff} でも線源の性質(空間分布、エネルギー分布、角度分布等)で実効度や出力が大きく異なる

12

京大 KART&LAB実験 の概要

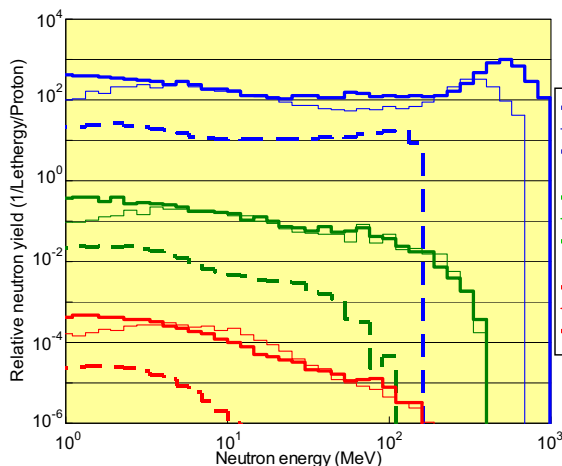
KART & LAB: Kumatori Accelerator-Driven Reactor Test Facility & Innovation Research Laboratory

- ・ 固定磁場強集束型(FFAG)加速器を新設。陽子を150MeVまで加速。(現状では100MeV)
- ・ 臨界集合体KUCAの固体減速架台(A架台)の炉外にターゲットを設置。中性子を発生。
- ・ 将来計画として1GeV加速器を増強し、科学研究・医学応用への発展を想定。電力供給・核変換等はさらなる応用分野として位置付け。

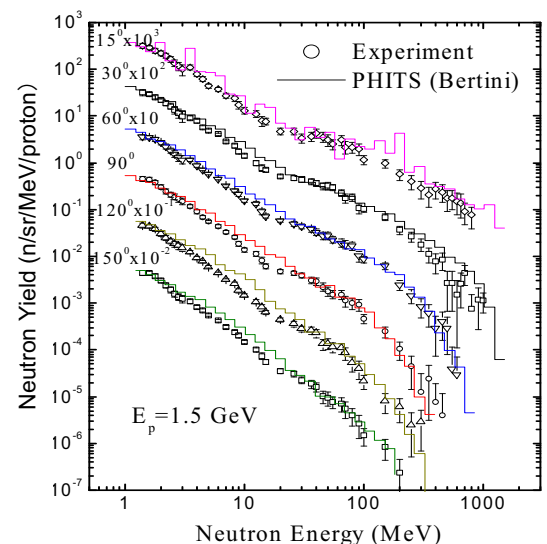


13

核破碎中性子源の特性(1) エネルギー分布



核破碎中性子エネルギー分布



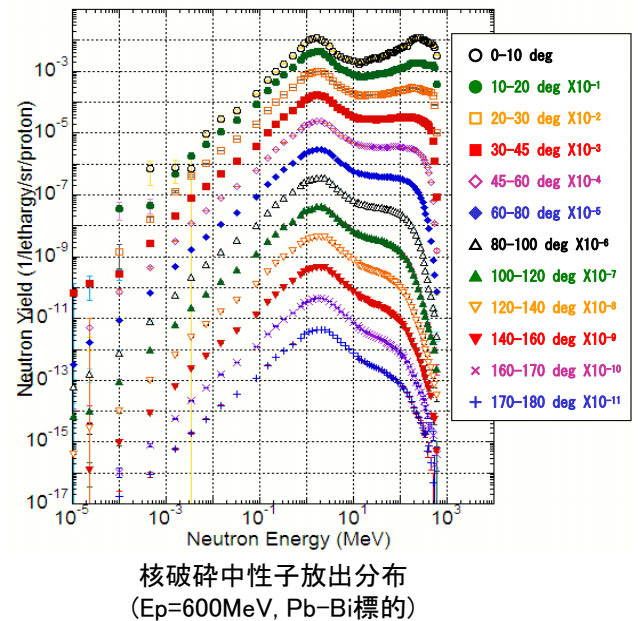
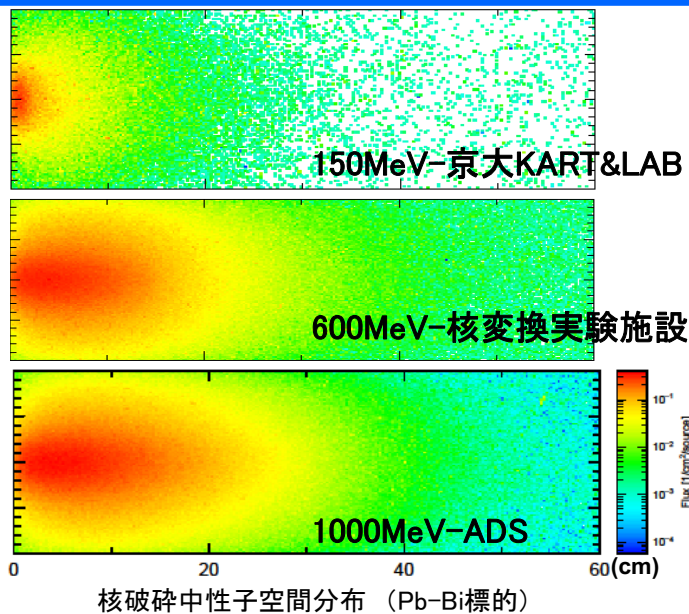
核破碎中性子のエネルギー分布
実験(Pb標的、1.5GeV陽子)と理論計算の比較

- ・ 入射陽子エネルギーが生成粒子エネルギーの上限
- ・ 放出中性子のスペクトルは、600MeVと1000MeVでほぼ類似形状・同オーダーであり、**核破碎中性子源の再現性が高い**
- ・ 150MeV(点線)では、発生中性子数が全方位とも少なく、中性子スペクトルの模擬性も低い。

- ・ 核破碎中性子の理論計算は実験値の傾向をよく再現できるようになってきているが、まだ、不一致が残る。

14

核破砕中性子源の特性(2) 空間分布 と 角度分布



- 150MeV陽子では「体積中性子源」という核破砕中性子源の特徴が現れない。
- 核破砕中性子源には特有の角度依存性がある。

未臨界炉の特性と、中性子源の空間・エネルギー・角度分布の相互関係を示す中性子源実効度 ϕ^* の実験的検証には、高速中性子系未臨界体系と核破砕中性子源の組み合わせが必要。

15

主なADS実験プログラム

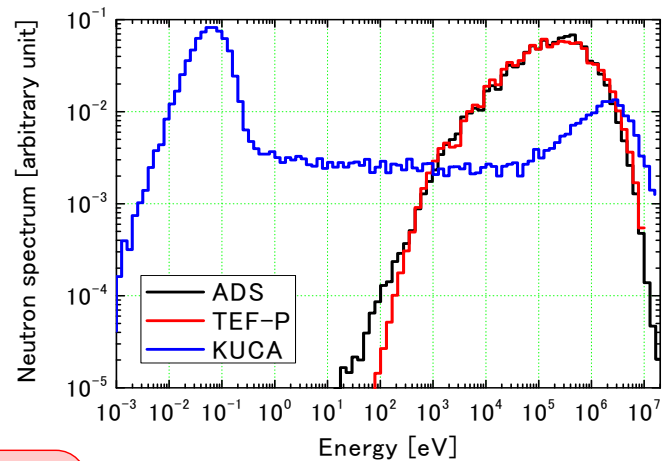
	加速器	外部中性子源	スペクトル	炉心	状況
MUSE (仏)	GENEPI (D ⁺) 250keV, < 5kHz, < 50mA	Tターゲット 14MeV中性子	高速中性子	臨界実験装置 < 1 kW	実験終了
KART&LAB (京大)	FFAG (陽子) 150MeV, 100Hz, 1nA	Wターゲット 核破砕・炉外設置 (14MeV中性子源併設)	熱中性子	臨界実験装置	稼働中
GUINEVERE (ベルギー)	GENEPI (D ⁺) 250keV, < 5kHz, < 50mA	Tターゲット 14MeV中性子	高速中性子	臨界実験装置	工事中
核変換物理 実験施設 (JAEA)	LINAC (陽子) 600MeV, 25Hz, 2 μ A	Pb, W (固体) 核破砕, 10 W	高速中性子	臨界実験装置 < 1 kW	計画中
XT-ADS (EUROTRANS)	LINAC (陽子) 1GeV, 数mA	液体Pb-Bi 数MW	高速中性子	約100 MW	設計段階
ADS実験炉 (JAEA)	LINAC (陽子) 1GeV, 2mA	液体Pb-Bi 2MW	高速中性子	80 MW	設計段階

- TEF-Pは、出力規模を除く各項目での模擬性が高い点が特徴

16

京大KUCA と 核変換物理実験施設の相違： 中性子スペクトル

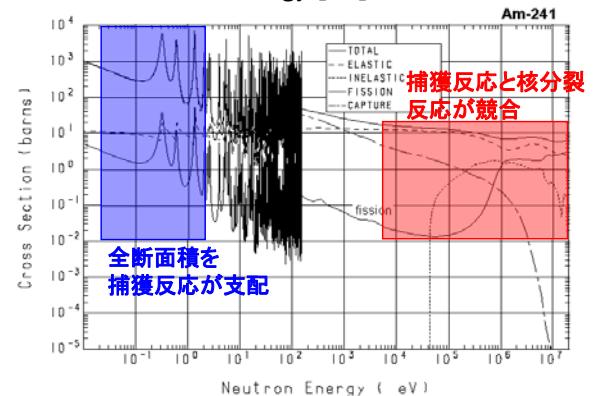
- 典型的な中性子スペクトル
 - KUCA：熱中性子
 - 核変換物理実験施設(TEF-P)：高速中性子
 - ◆ 但し、両者とも、冷却材・減速材の模擬物質を工夫することで、柔軟に中性子スペクトルを調整可能
- Am-241の断面積との比較
 - 熱中性子が多いKUCAでは、捕獲反応が支配し核分裂反応は少ない
 - 本来の核変換用ADSの中性子スペクトルを形成可能な核変換物理実験施設では、捕獲反応と核分裂反応が競合



- 高速中性子による核変換システムの断面積検証には、核変換物理実験施設での積分実験が必要
- さらに、炉物理実験では、中性子スペクトルの模擬だけでなく、そのスペクトルを形成する物質の構成を模擬することが本質的に重要



- 核変換システムの模擬実験にはPu、MAを含めた組成模擬のできる実験装置が不可欠



17

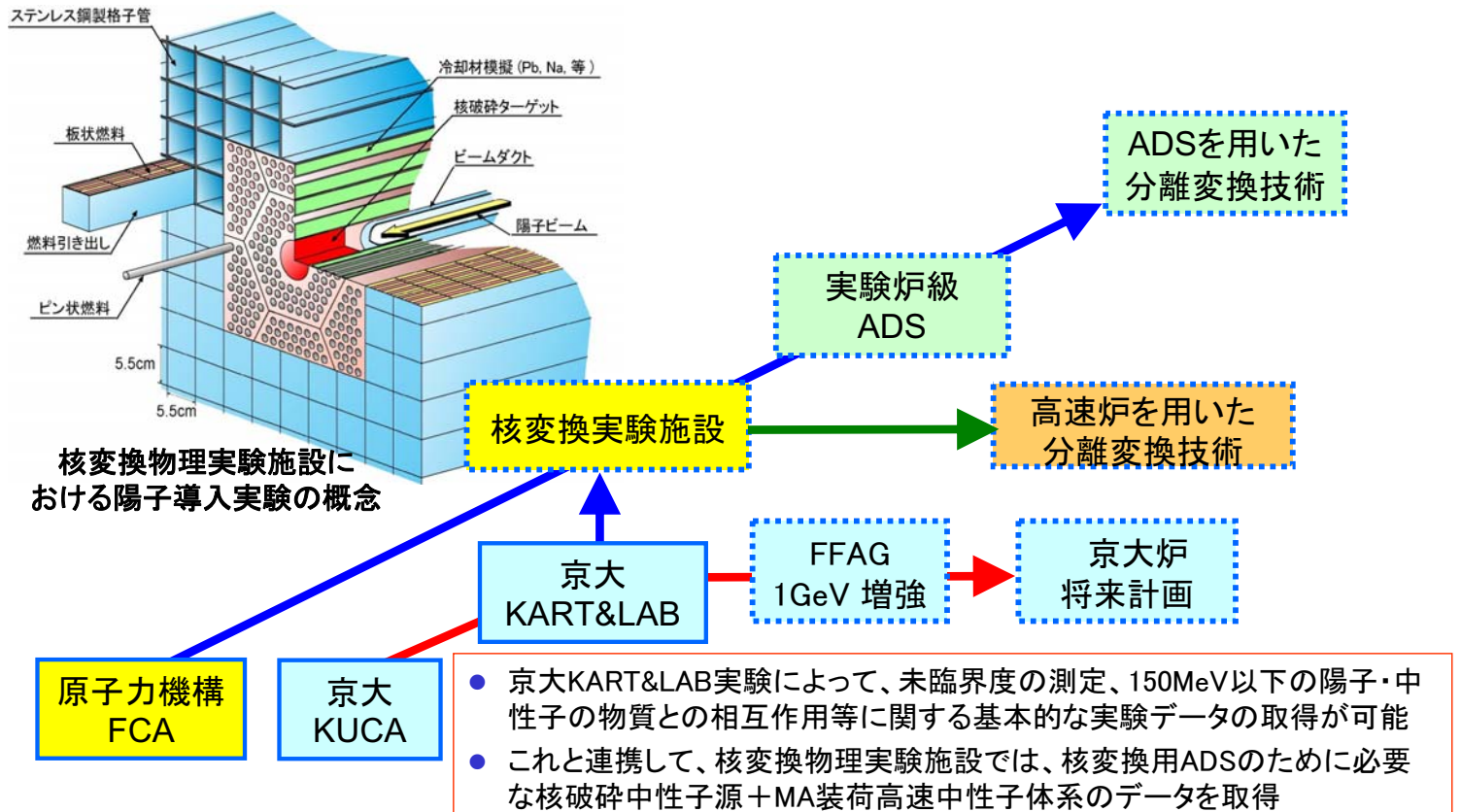
主な実験項目と施設の適用性

		FCA	京大 KART&LAB	核変換物理 実験施設	MUSE GUINEVERE
核変換炉	Pu含有燃料(MOX,金属,窒化物)	○	—	○	—
	高速中性子体系でのMA核変換率及びMA反応度値	△:gオーダー	△:gオーダー、 熱中性子体系	○	—
	LLFP核変換率	—	○	○:減速材付	—
	MA燃料領域模擬	—	—	○	—
ADS	未臨界炉物理・未臨界度計測	○	○	○	○
	実効中性子源強度	—	△:炉外ターゲット・ Ep<150 MeV	○	△:D-T源
	加速器による運転制御	—	○	○	○
	核破砕反応による中性子源	—	△:エネルギー不足	○	—
	エネルギー増倍率測定	—	△:炉外ターゲット・ En<150MeV	○	—
	Pb-Bi冷却模擬	○	—	○	○(GUINEVERE)
Th装荷炉心		—	○	—	—

- 京大KART&LABに期待される実験は、未臨界度計測、150MeV以下の中性子の挙動等に関する基礎データの取得
- 核破砕中性子源の特徴に関するデータ(中性子源実効度等)の取得には核変換物理実験施設での実験が必要

18

ADSの実現へ向けた 京大KART&LAB実験 の役割



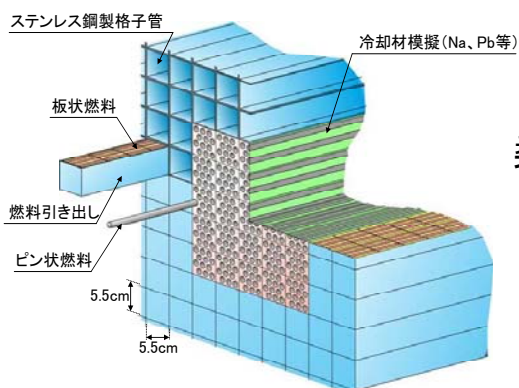
19

MA核変換システムの炉物理実験の今後の進め方

- 「高速中性子体系でのMA核データの検証」は、FBRとADSの研究開発を共通的に支える基礎基盤研究
- FBRでは、反応度係数の実験が特に重要であり、これにより設計余裕の合理化が期待できる。また、MAだけでなく、高次Pu含有炉心や、高燃焼度炉心の模擬の可能性も検討すべき。
- ADSでは、MA濃度の高い体系で、核破碎中性子源との結合に関するデータ取得が必要。

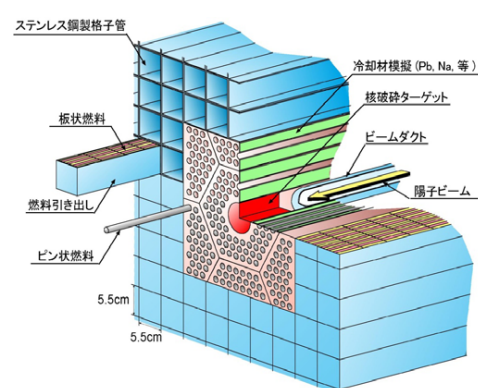
- ◆ FBRとADSの両者を支える幅広いデータ取得に柔軟に対応可能な炉物理実験施設の整備を進めるべき
 - 核変換システムの炉物理実験では、MAを大量(10kg程度以上)に使用することが要求されるが、その安全審査への対応の検討が必要
 - MA燃料の用意(原料調達、加工)のための国際的な枠組みの検討が必要

「臨界運転」でのFBR模擬実験



柔軟に対応可能

「陽子導入未臨界運転」でのADS模擬実験



20

まとめ

- MAの添加率が5%程度までであっても、MA核データの精度向上は、将来のFBR開発を支え、設計余裕の合理化が期待できる重要な研究課題である。微分測定・照射試験・臨界実験・感度解析・炉定数調整等を組み合わせて、MA断面積の検証と高精度化を図ることが重要。
- 陽子加速器－未臨界集合体 結合実験は、京大での実験だけで、ADSの実用化を目指すのは困難。国際的にも、同種の実験は未実施。原子力機構と京大が連携して効率的かつ着実に研究開発を進めることが重要。
- 柔軟性・発展性に富む臨界実験装置の整備は、今後の高速炉開発の基盤を固めるだけでなく、人材育成の観点でも極めて有益。