

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

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

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

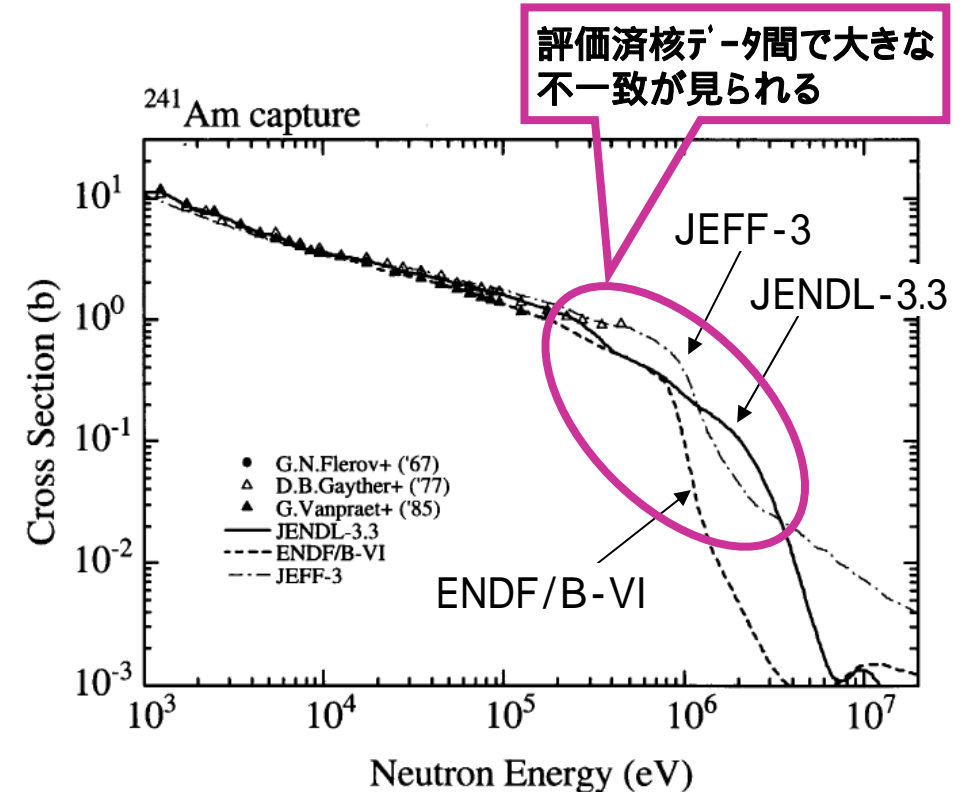
(T. Nakagawa, JAERI-Conf 2004-005, p13より抜粋)

: 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

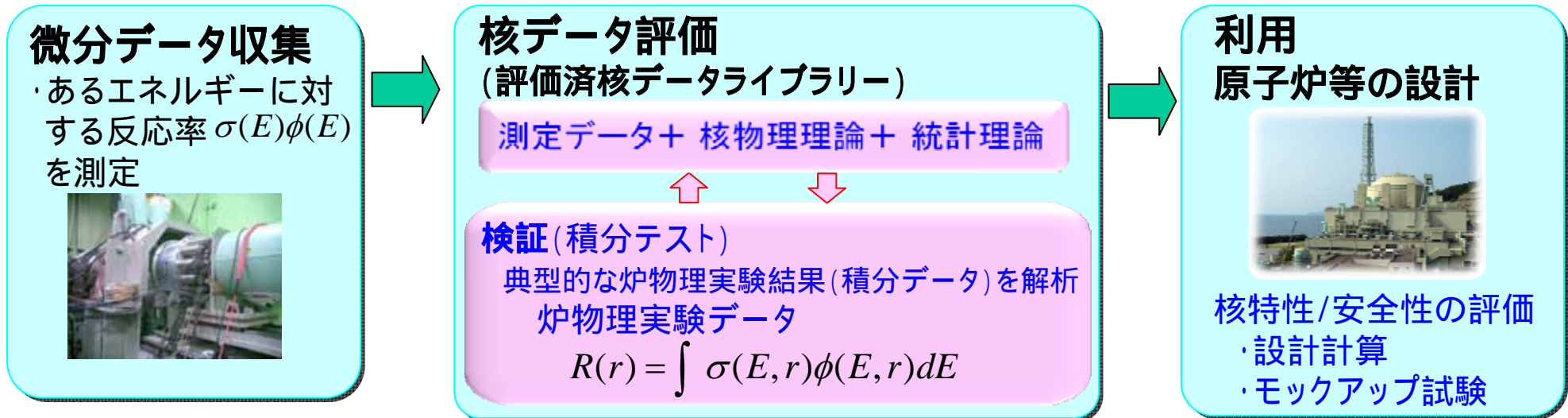


Am-241 捕獲断面積の比較

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。

核データ(微分データ)と炉物理実験(積分データ)の意義



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)
微少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
- ・**微少量の計算精度**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

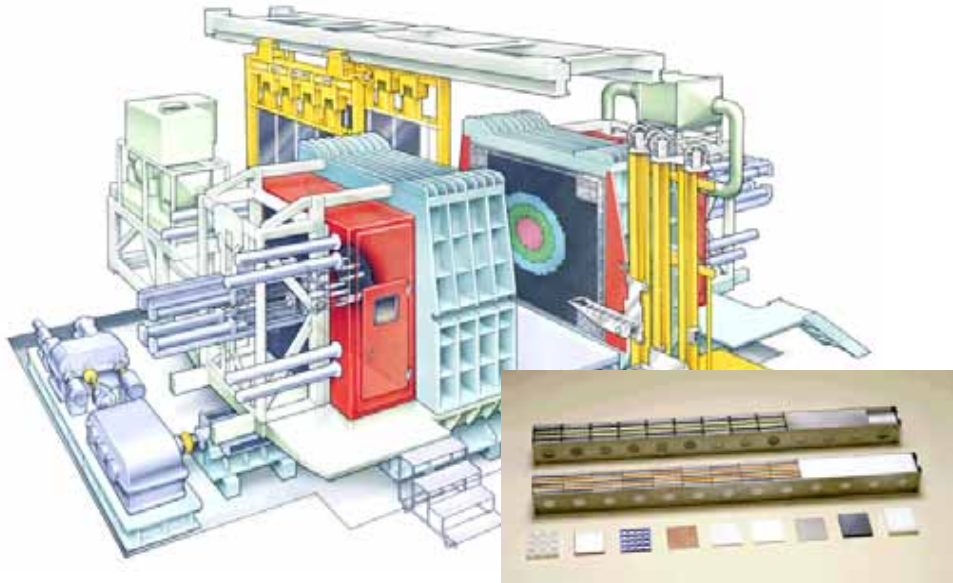
炉設計用の実験

- 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、**核破碎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。

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、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)

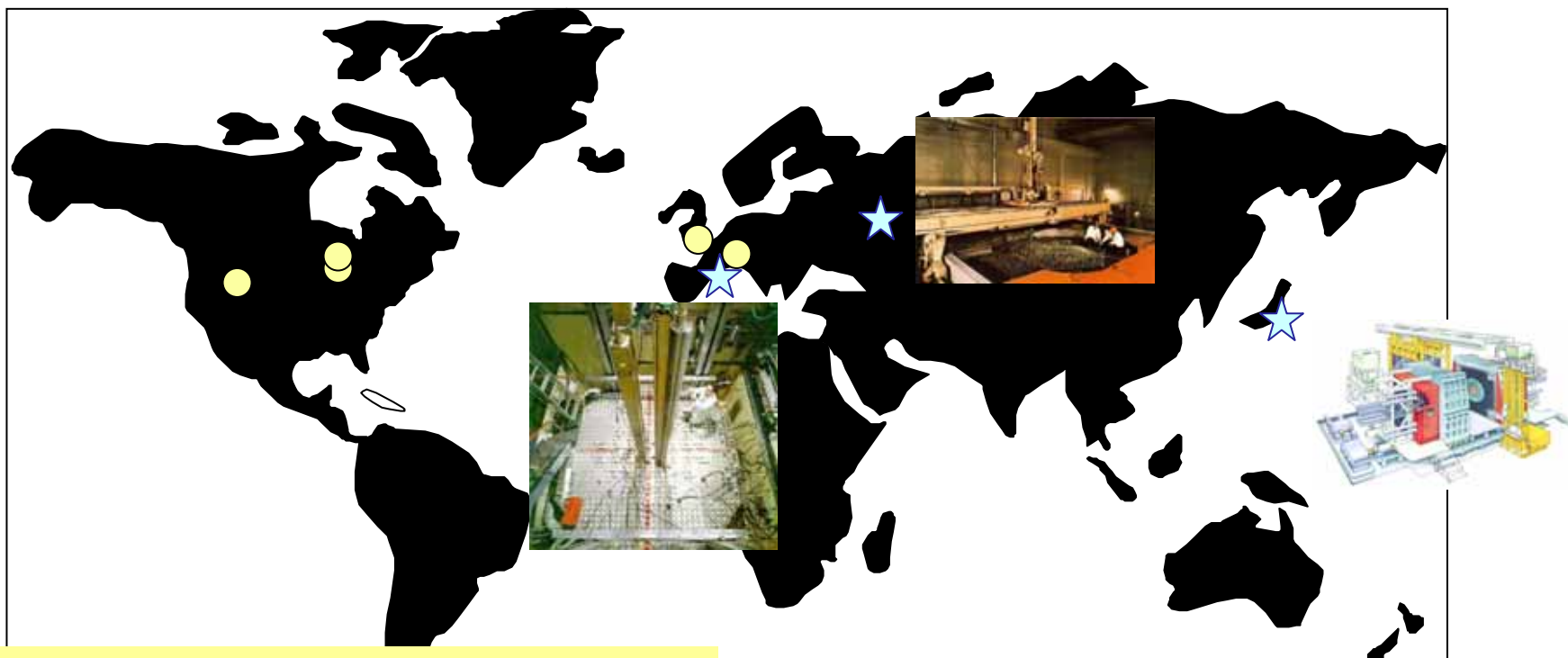
FCAの限界 (設置許可)

- ・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: β_{eff} (~ 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)

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

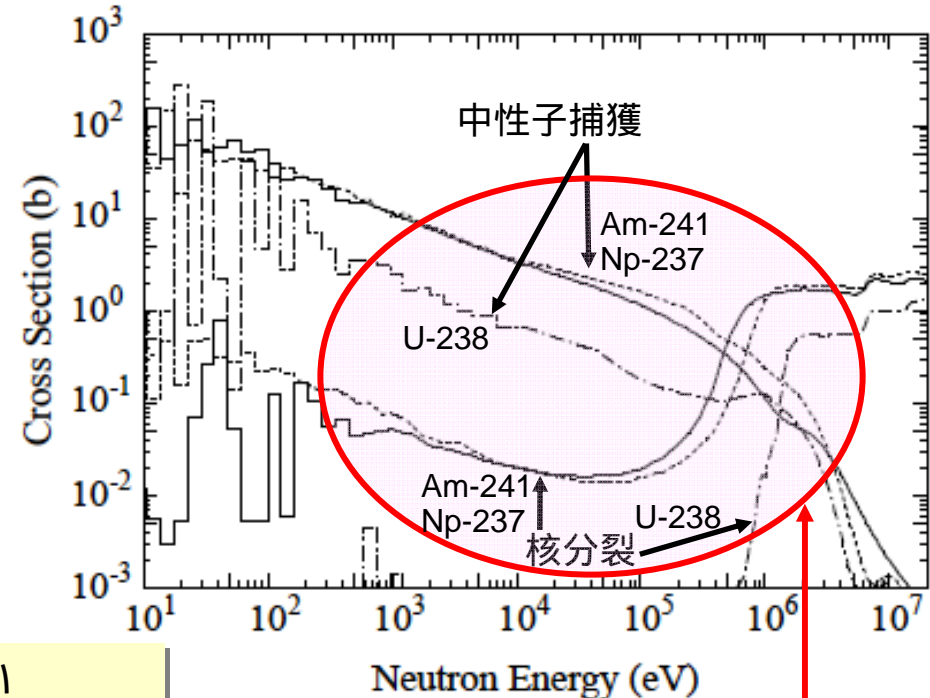
炉特性への影響

- ✓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： 炉心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。

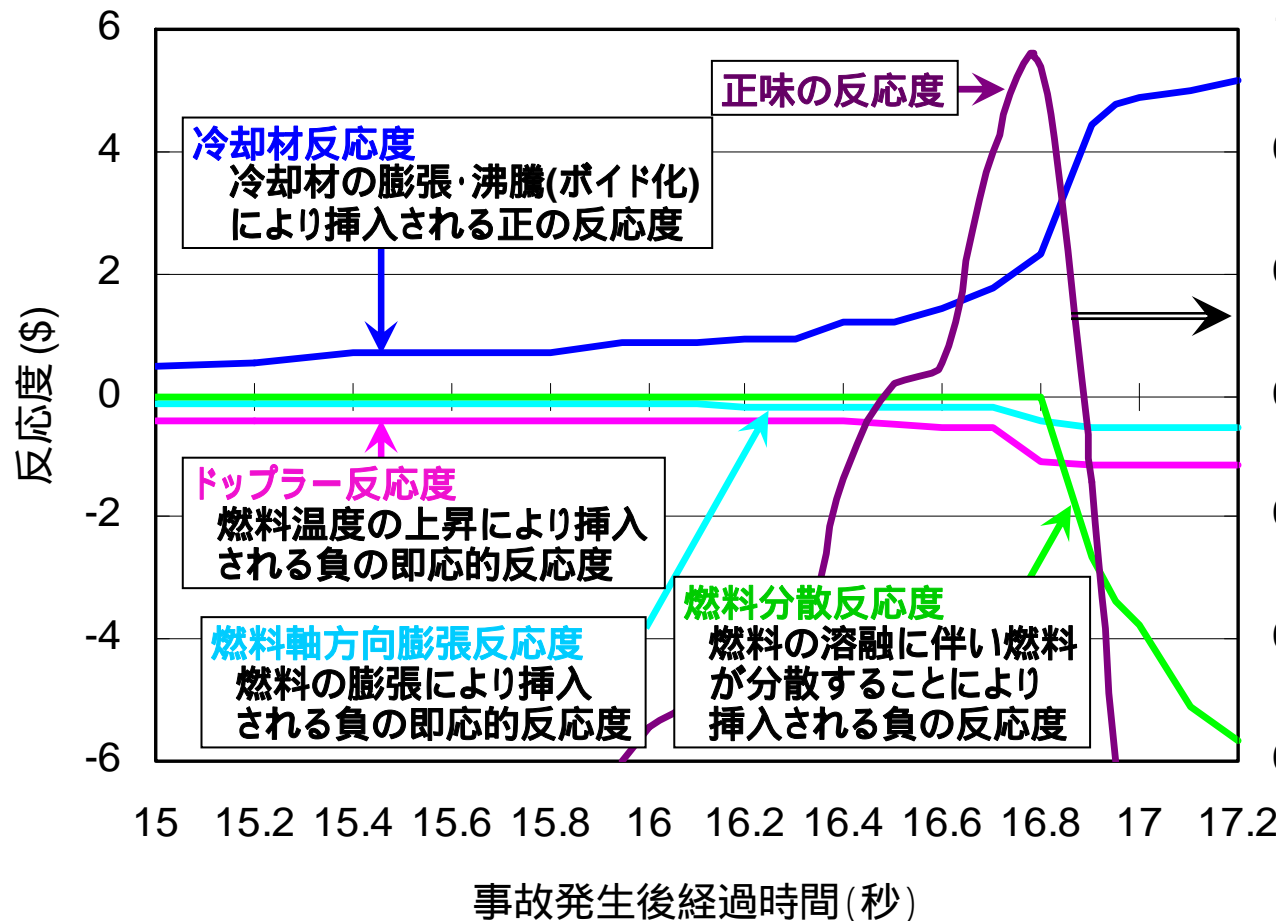
ドップラー効果： 燃料に含まれるU-238等による中性子捕獲反応が温度上昇で大きくなる現象。数十keV程度以下の共鳴エネルギー領域での中性子捕獲反応が効く。(負の反応度効果)

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。

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

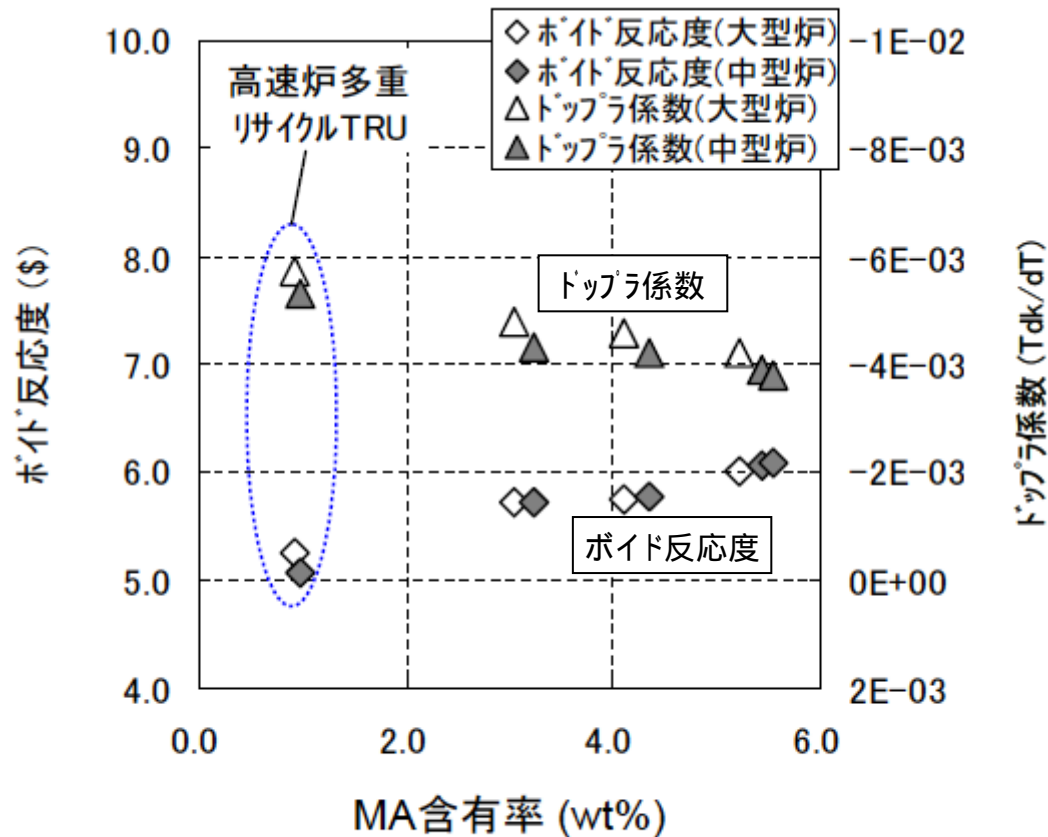
- ボイド反応度：6\$程度以下
ボイド反応度の挿入を抑制。
 - 平均比出力：40kW/kg-MOX程度以上
ドップラー・燃料軸方向膨張反応度の挿入を促進。
 - 炉心高さ：100cm程度以下
燃料分散反応度の挿入を促進。
- ボイド反応度：5.1\$
(炉心部 6.1\$、上部ナトリウムブレナム部 -1\$)
平均比出力：31kW/kg-MOX
炉心高さ：120cm
の炉心ではノミナル条件で即発臨界。
(参考 JNC TN9400 2003-059)

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

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

- ボイド反応度 :
13%(大型炉) ~ 20%(中型炉) の増加
- ドップラ係数絶対値 :
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。

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%

• 設計変更時: 30%

ドップラー反応度: 30%

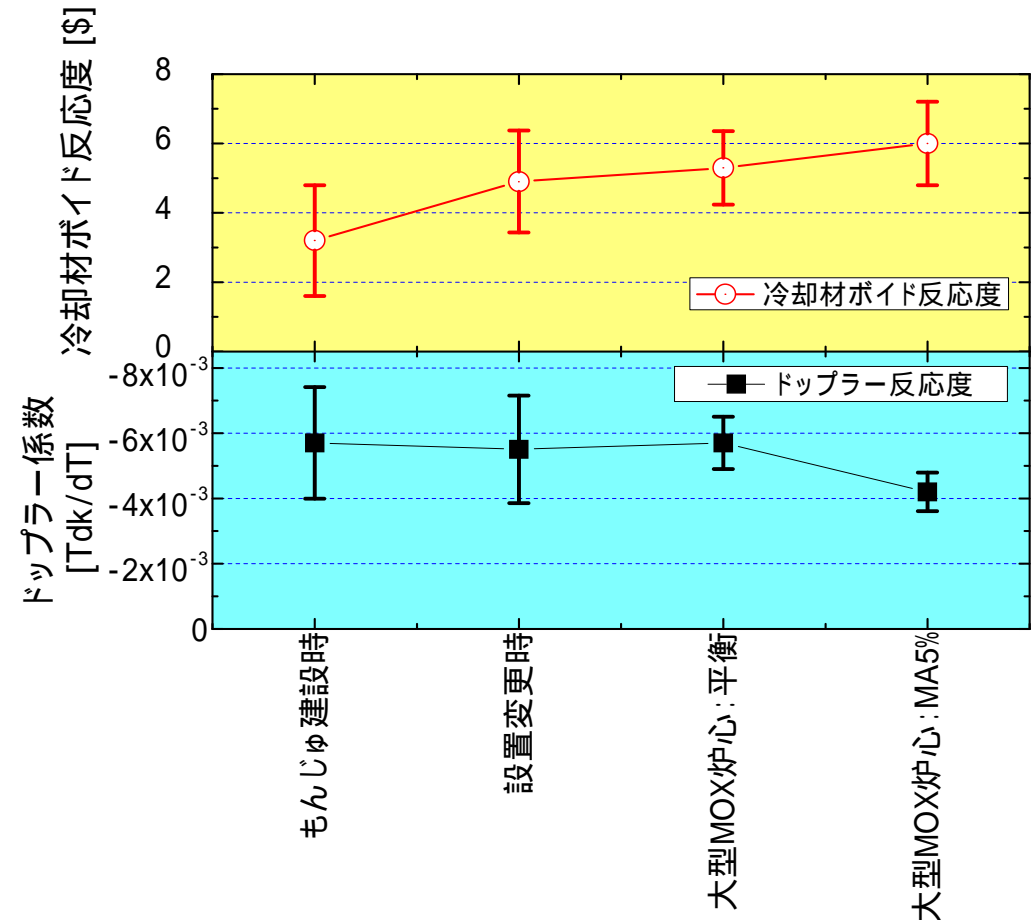
• 大型FBRにおける目標精度として暫定的に提案されている目安値^{*2}

冷却材ボイド反応度: 20% (2)

ドップラー反応度: 14% (2)

➤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。ボイド反応度は正值の合計。

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 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).

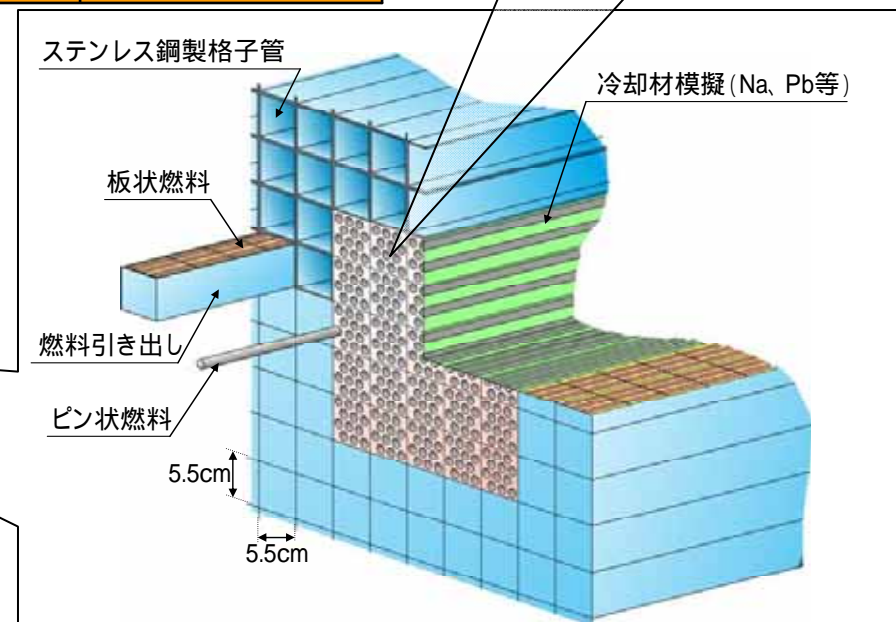
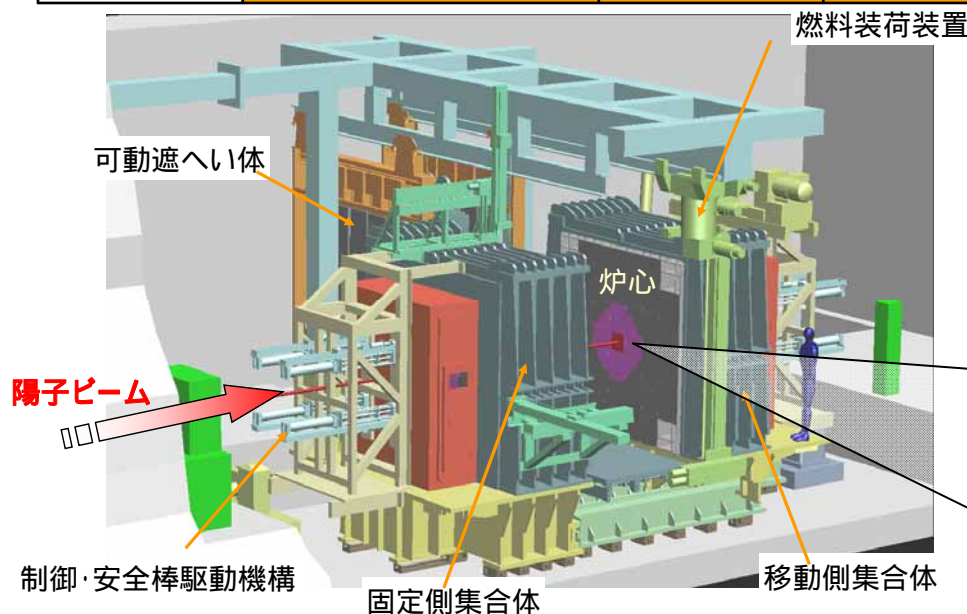
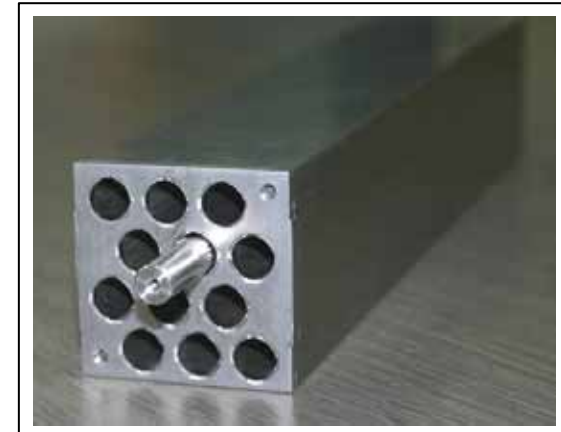
*4: 原子力安全委員会 資料第111-2-4号、2007.

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)	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}



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

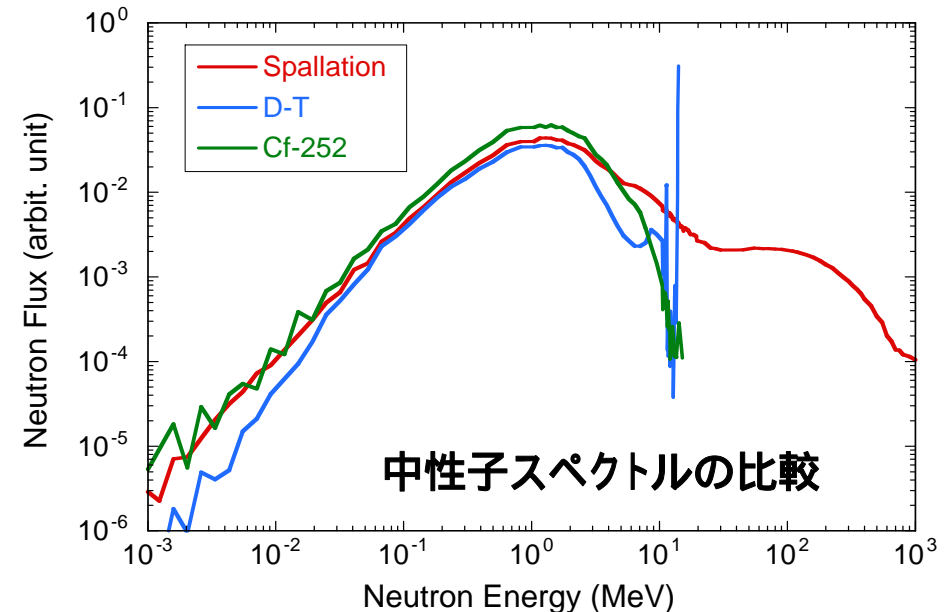
$$k_{sub} = \frac{S}{S + Q} \quad \varphi^* = \left(\frac{1}{k_{eff}} - 1 \right) / \left(\frac{1}{k_{sub}} - 1 \right)$$

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

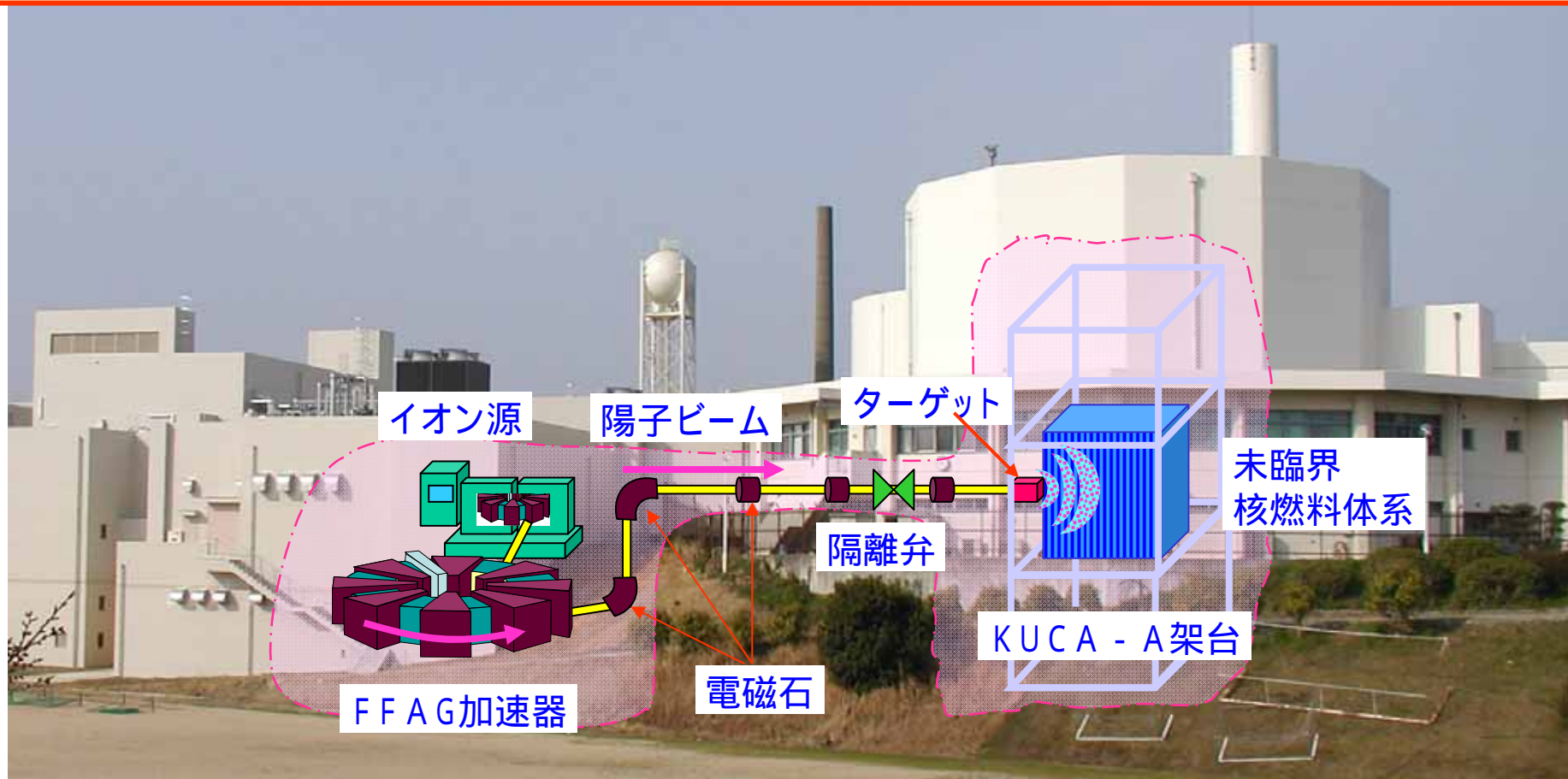
	核破砕			D-T	²⁵² Cf
	1.5GeV	600MeV	150MeV	炉心中心点線源	
k_{eff}	0.967				
k_{sub}	0.930	0.926	0.910	0.969	0.939
φ^*	0.46	0.43	0.35	1.08	0.53
P	1.00	0.93	0.76	2.38	1.16

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

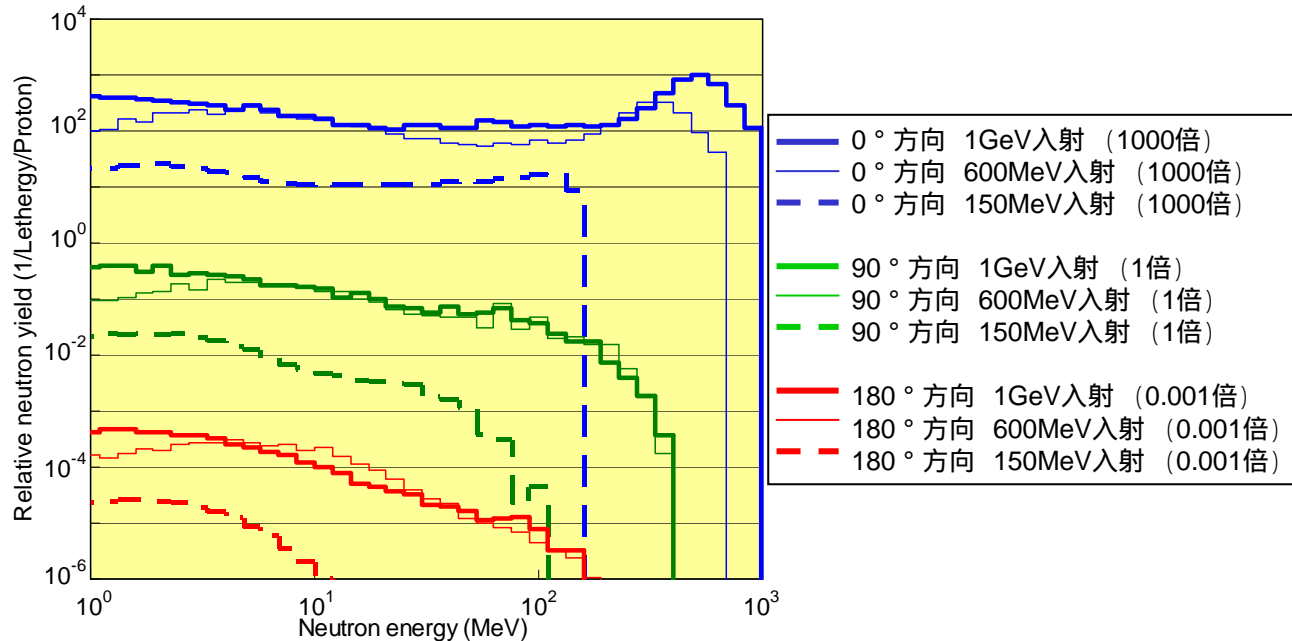
京大 KART&LAB実験 の概要

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。

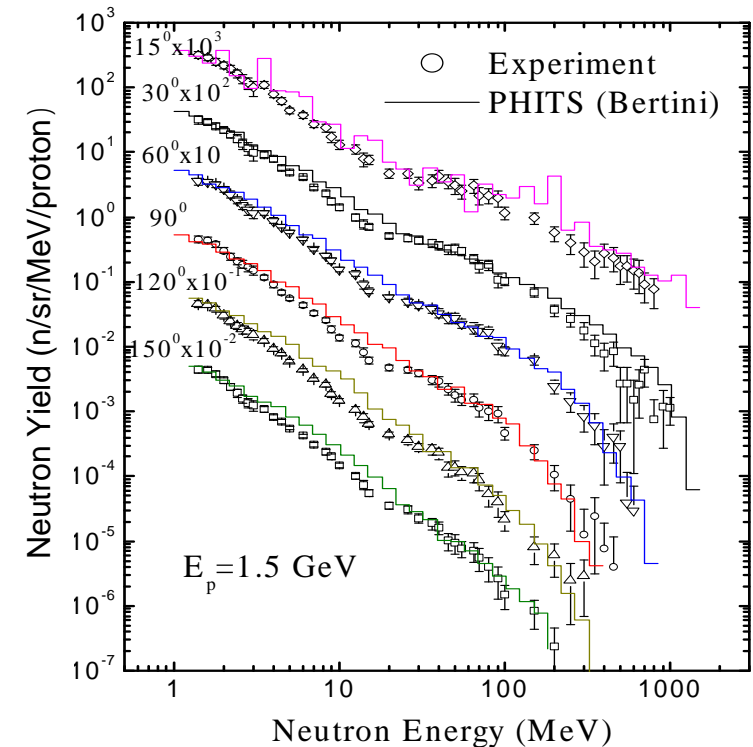


核破砕中性子源の特性(1) エネルギー分布



核破砕中性子エネルギー分布

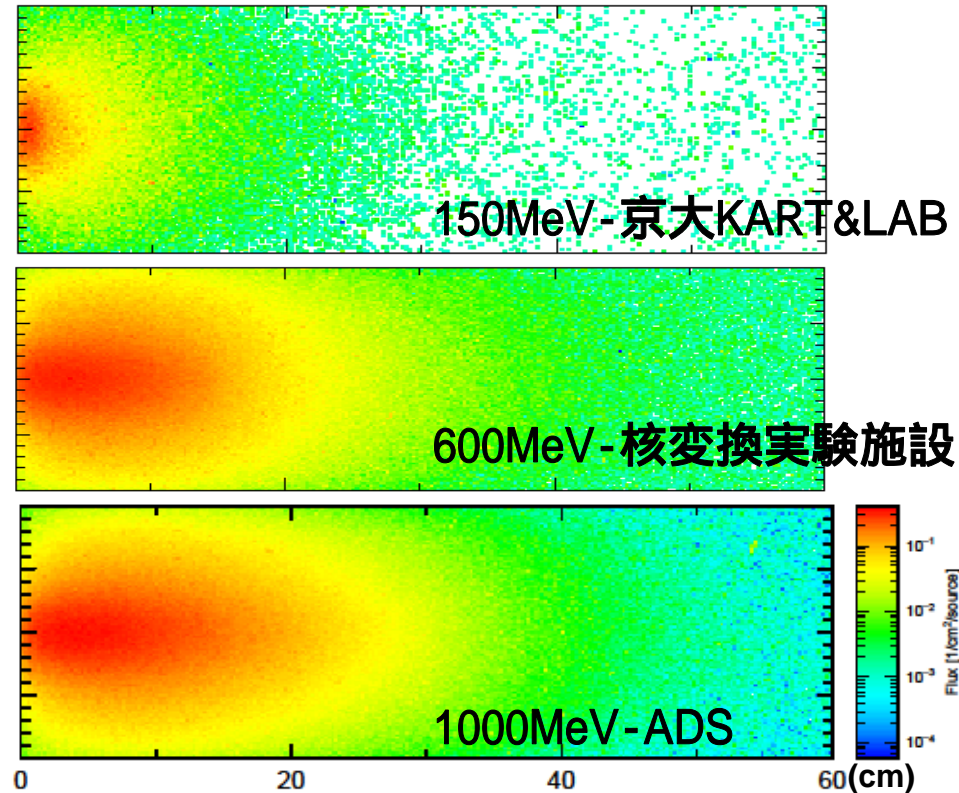
- 入射陽子エネルギーが生成粒子エネルギーの上限
- 放出中性子のスペクトルは、600MeVと1000MeVでほぼ類似形状・同オーダーであり、**核破砕中性子源の再現性が高い**
- 150MeV(点線)では、発生中性子数が全方位とも少なく、中性子スペクトルの模擬性も低い。



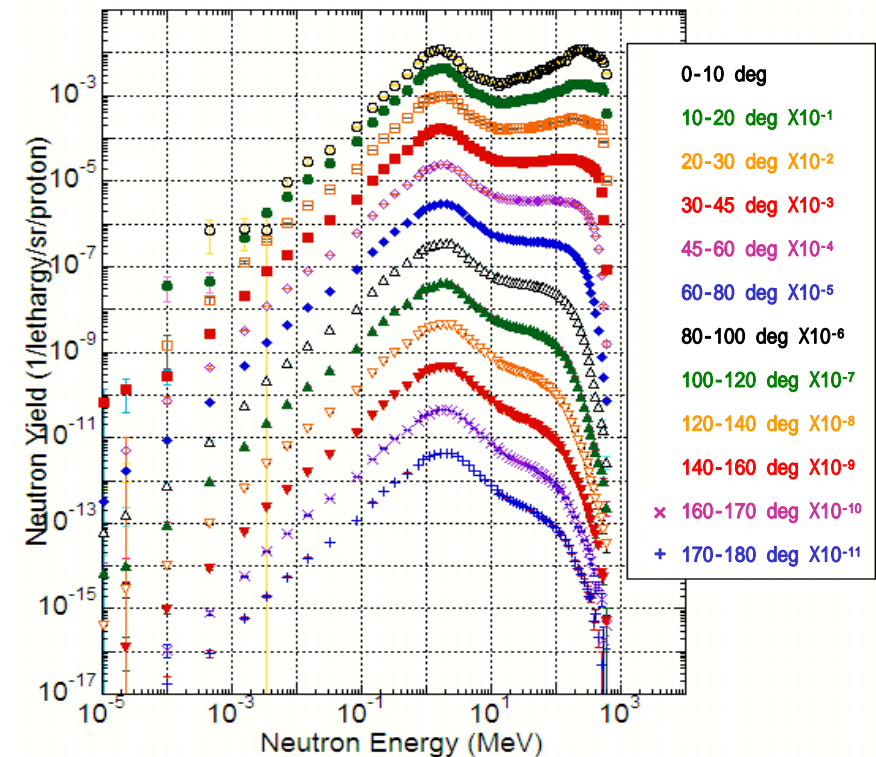
核破砕中性子のエネルギー分布
実験(Pb標的、1.5GeV陽子)と理論計算の比較

- 核破砕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。

核破砕中性子源の特性(2) 空間分布 と 角度分布



核破砕中性子空間分布 (Pb-Bi標的)



核破砕中性子放出分布
(Ep=600MeV, Pb-Bi標的)

- 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。

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

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

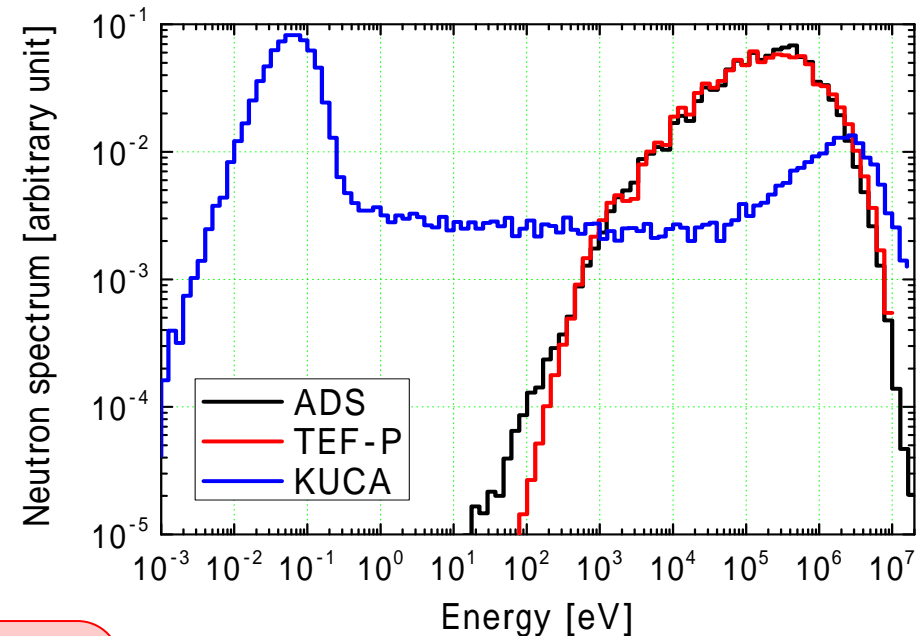
核変換物理実験施設 (TEF-P)： 高速中性子

- ◆ 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

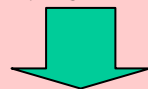
- Am-241の断面積との比較

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

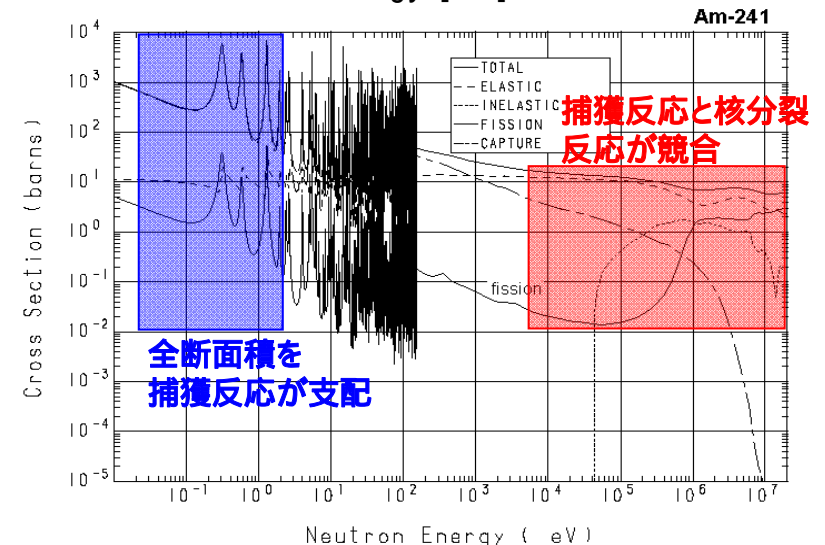
本来の核変換用ADSの中性子スペクトルを形成可能な核変換物理実験施設では、捕獲反応と核分裂反応が競合



- 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

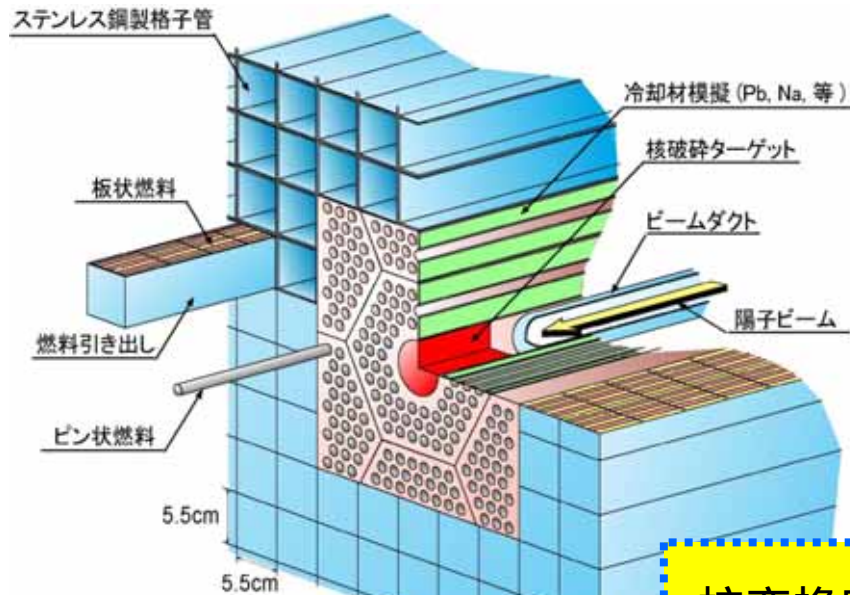


主な実験項目と施設の適用性

		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反応度価値	10 ⁻⁶ オーダー	10 ⁻⁶ 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

ADSの実現へ向けた 京大KART&LAB実験 の役割



核変換物理実験施設における陽子導入実験の概念

核変換実験施設

実験炉級
ADS

ADSを用いた
分離変換技術

高速炉を用いた
分離変換技術

京大
KART&LAB

FFAG
1GeV 増強

京大炉
将来計画

原子力機構
FCA

京大
KUCA

- 京大KART&LAB実験によって、未臨界度の測定、150MeV以下の陽子・中性子の物質との相互作用等に関する基本的な実験データの取得が可能
- これと連携して、核変換物理実験施設では、核変換用ADSのために必要な核破砕中性子源 + MA装荷高速中性子体系のデータを取得

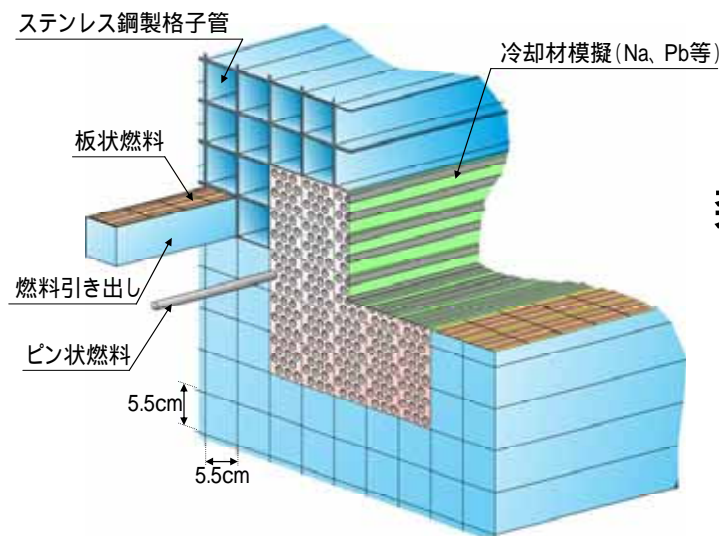
MA核変換システムの炉物理実験の今後の進め方

- ❑ 「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、核破砕中性子源との結合に関するデータ取得が必要。

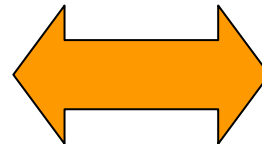


- ◆ FBRとADSの両者を支える幅広いデータ取得に柔軟に対応可能な炉物理実験施設の整備を進めるべき
 - 核変換システムの炉物理実験では、MAを大量(10kg程度以上)に使用することが要求されるが、その安全審査への対応の検討が必要
 - MA燃料の用意(原料調達、加工)のための国際的な枠組みの検討が必要

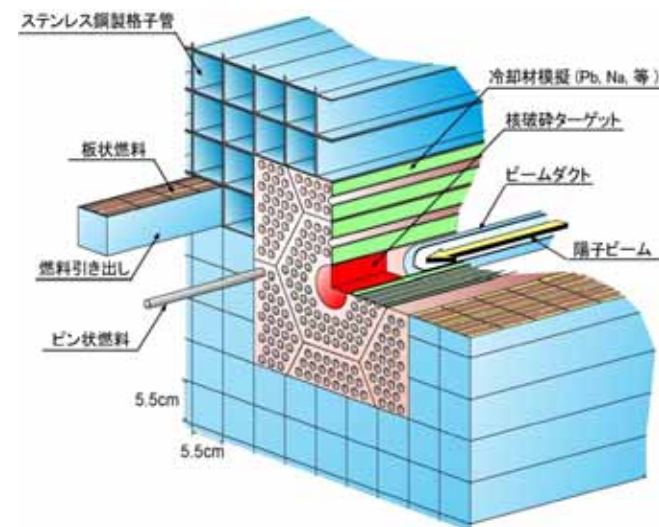
「臨界運転」でのFBR模擬実験



柔軟に対応可能



「陽子導入未臨界運転」でのADS模擬実験

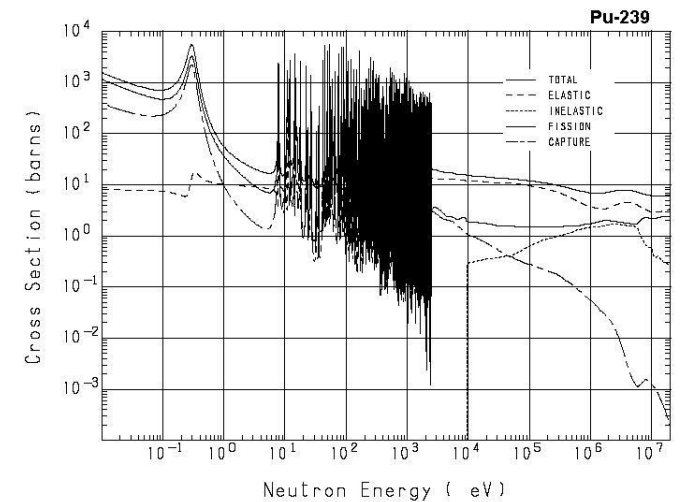
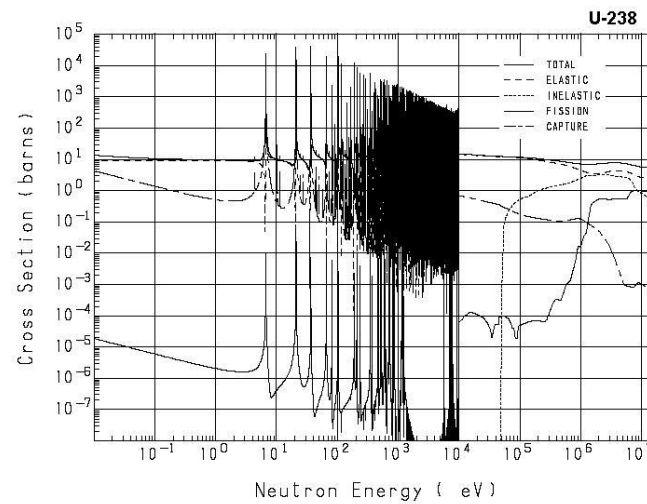
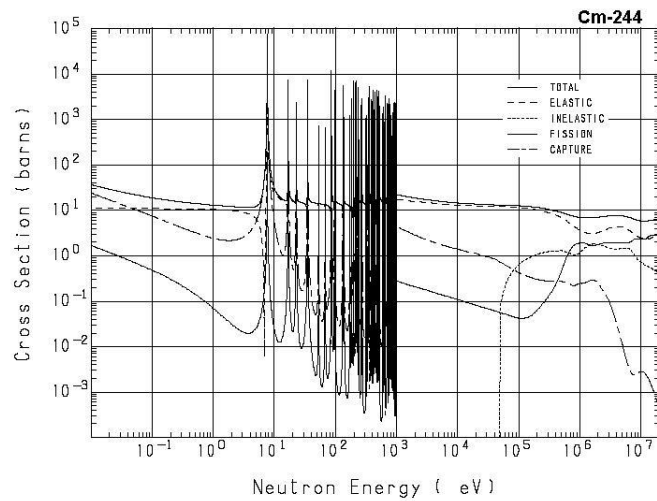
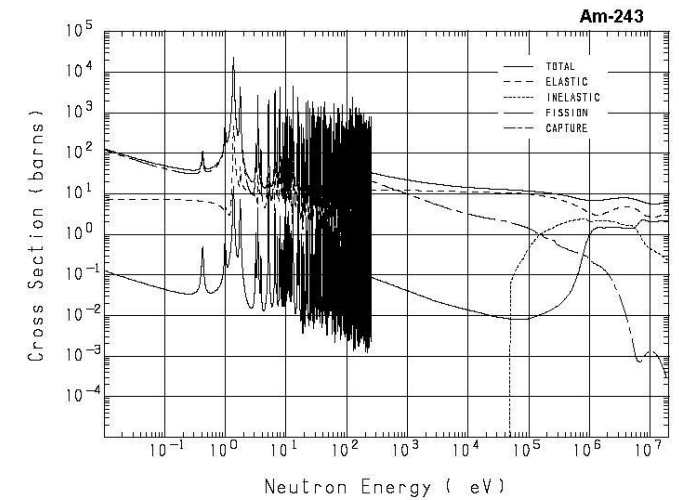
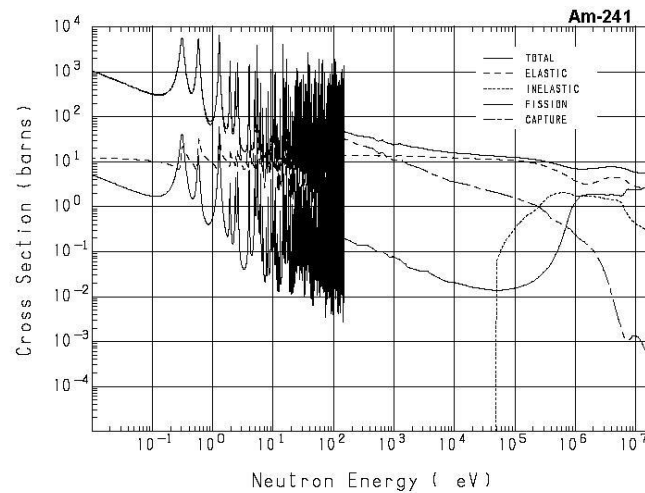
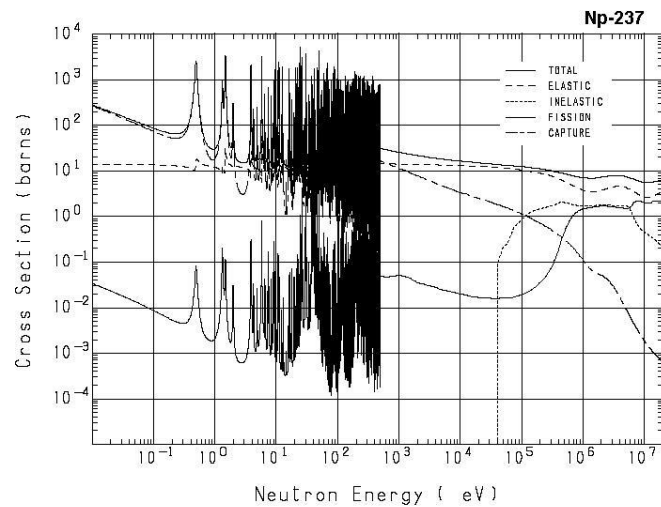


まとめ

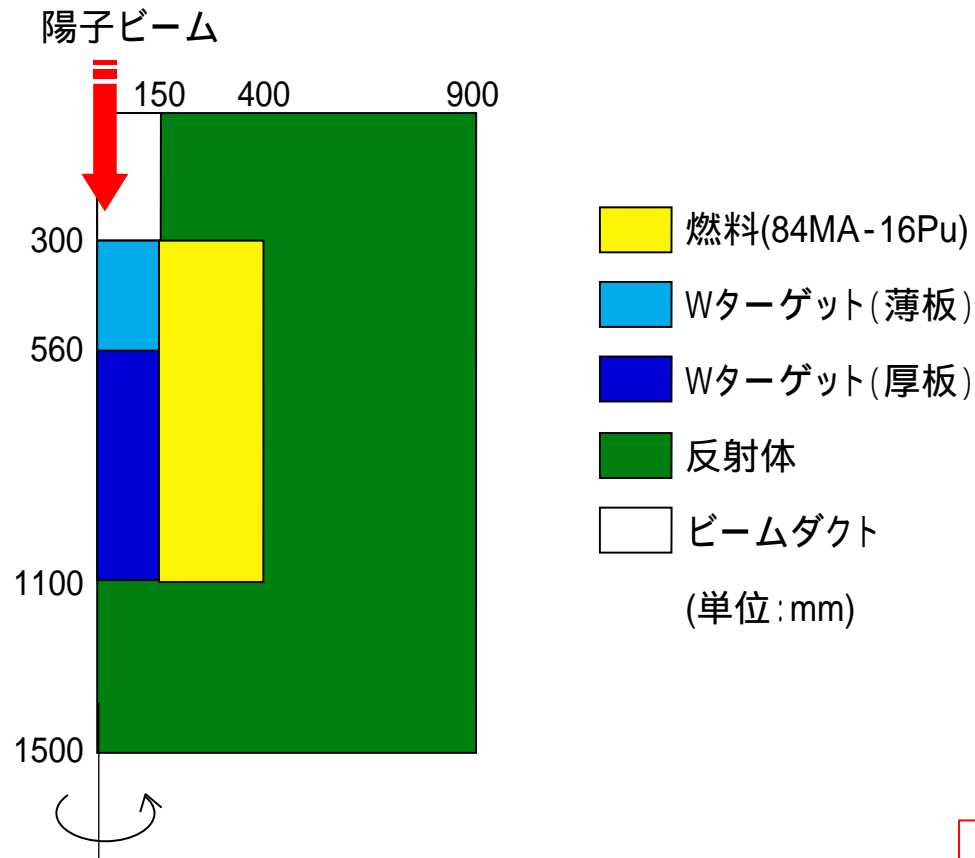
- MAの添加率が5%程度までであっても、MA核データの精度向上は、将来のFBR開発を支え、設計余裕の合理化が期待できる重要な研究課題である。微分測定・照射試験・臨界実験・感度解析・炉定数調整等を組み合わせて、MA断面積の検証と高精度化を図ることが重要。
- 陽子加速器 - 未臨界集合体 結合実験は、京大での実験だけで、ADSの実用化を目指すのは困難。国際的にも、同種の実験は未実施。原子力機構と京大が連携して効率的かつ着実に研究開発を進めることが重要。
- 柔軟性・発展性に富む臨界実験装置の整備は、今後の高速炉開発の基盤を固めるだけでなく、人材育成の観点でも極めて有益。

補 足 資 料

代表的なアクチノイドの断面積

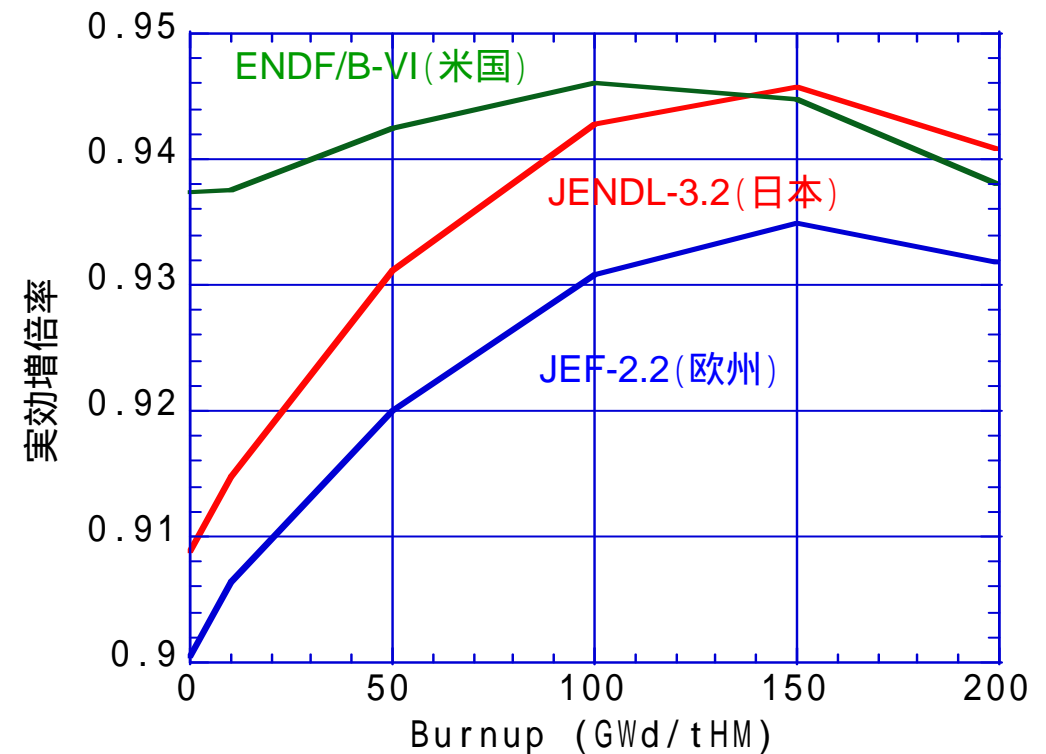


OECD/NEA ADSベンチマークでのADS設計に対する核データの影響



ナトリウム冷却炉心解析モデル

核破砕中性子源・計算手法は統一
核データの差異のみが結果に影響

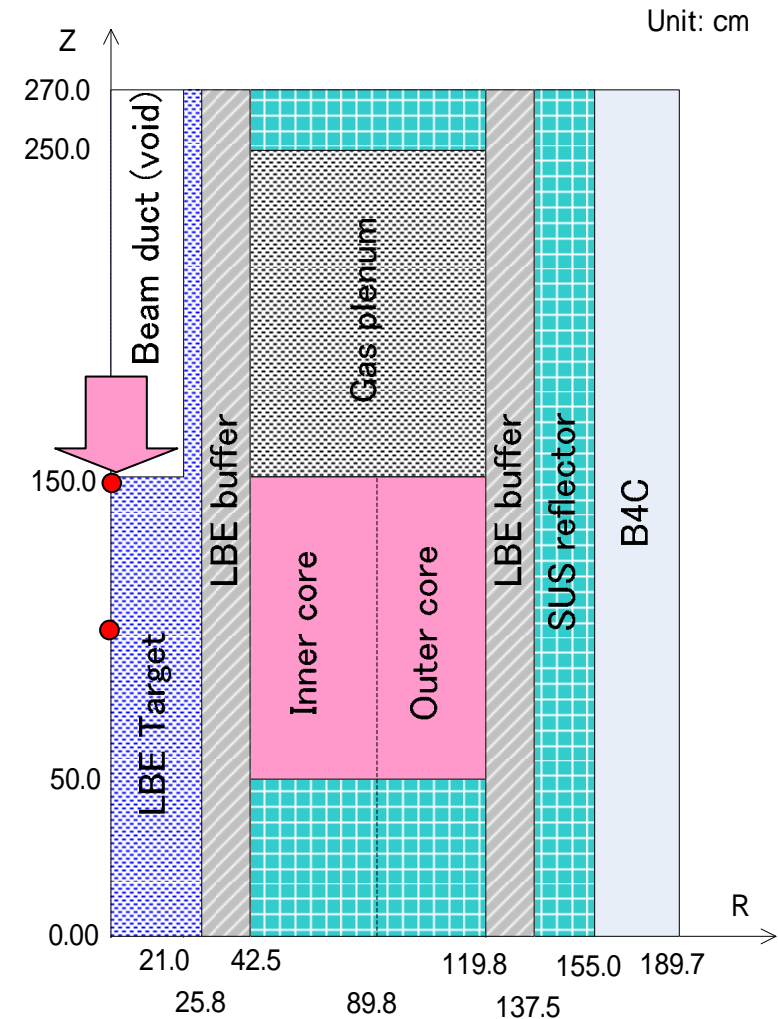


実効増倍率 k_{eff} で1%の誤差を勘案する必要あり:
未臨界炉の増倍 ($\frac{k_{eff}}{1-k_{eff}}$) では40%の誤差に相当

OECD/NEA "Calculations of Different Transmutation Concepts" (2000)

未臨界炉心の出力と外部中性子源の関係(計算体系)

- IAEA ADSベンチマークにおけるJAEAからの課題として出した、800MW熱出力ADS炉心^{*1}をベース
LBE冷却。LBEターゲット
(Pu+MA)窒化物燃料
- 外部源の条件
陽子ビーム: z=150cm位置に、半径20cmのフラットビームを入射。エネルギーは150, 600MeV, 1.5GeV
中性子源: z=100cm位置に、DT中性子源およびCf-252線源。どちらも等方。
- 計算条件
使用コード: MCNPX 2.6d
核データライブラリ: JENDL-3.3(20MeV以上についてJENDL/HE-2007を適用できるものは適用)

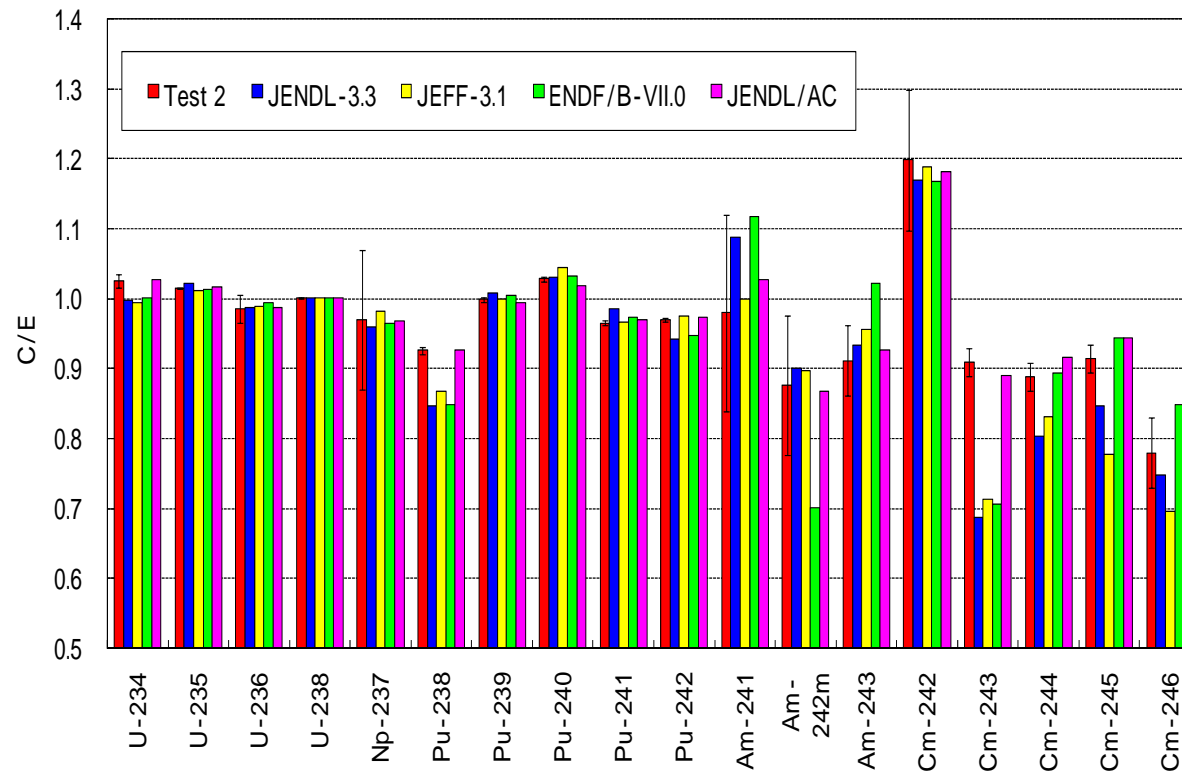


^{*1}: K.Tsujimoto, et.al, "Neutronics Desing for Lead-Bismuth Cooled Accelerator-Driven System for Transmutation of Minor Actinide", *Journal of Nucl. Sci. Tech.* Vol. **41**(1), pp.21-36 (2004).

マイナーアクチノイド・ベクトルの予測精度 (LWR)

◆ PWR-UO₂燃料の照射後試験解析

核データライブラリ間の比較

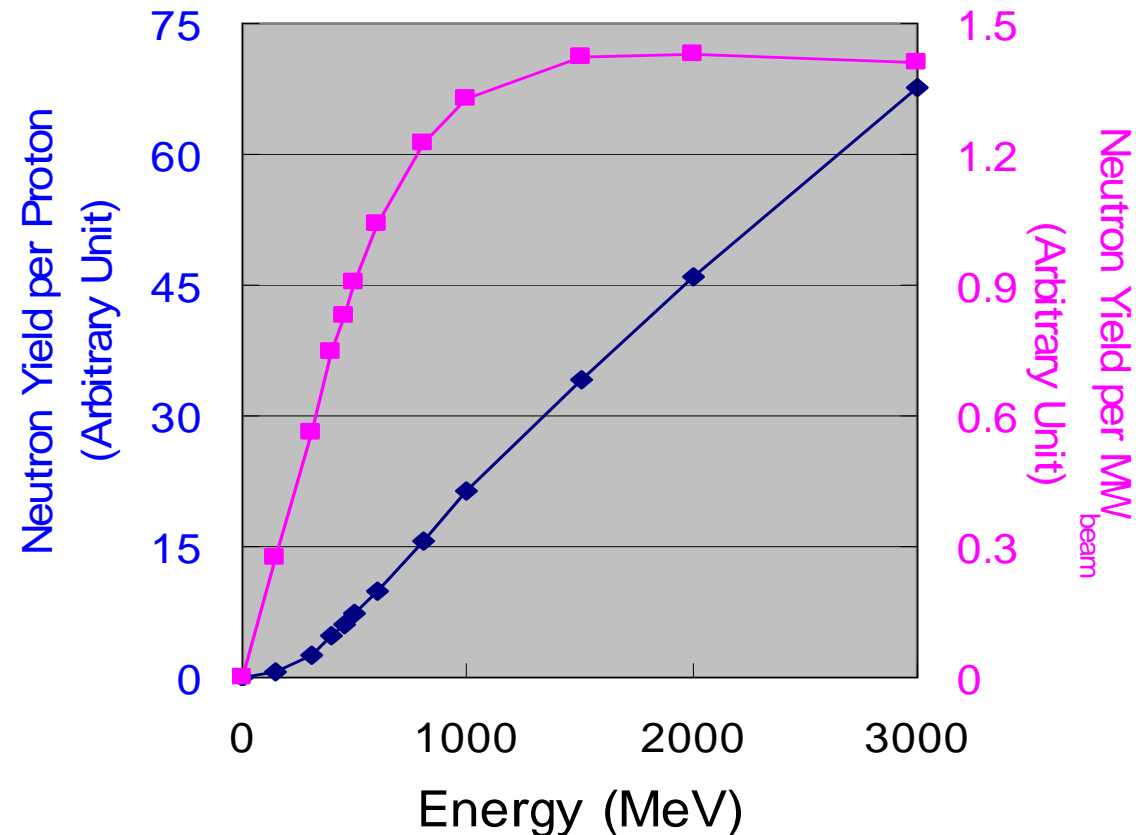


(参考: 2008核データ研究会”Towards the completion of JENDL-4 : Current status of integral test (to be published))

JENDLアクチノイドファイルにより精度が大幅に改善された核種 ^{241}Am 、 ^{243}Cm 、 ^{244}Cm 、 ^{245}Cm
 計算値と実験値との差が大きい核種: ^{242}Cm 、 ^{246}Cm 等

照射後試験データの拡充、MA含有炉心の炉物理実験の拡充が重要

核破砕中性子源の特性



- **ビーム出力当たりの中性子収量**は1GeV強で極大値を示す
 - エネルギー当たりの発生粒子数(増加)とビーム出力当たりの電流(陽子数・減少)がバランスする
- **陽子当たりの発生中性子数**の解析値は核内カスケードモデルで導出:モデルの適用性が重要
 - 低エネルギー粒子の入射や軽核標的との反応で、原子核の表面効果が十分考慮できず、カスケードモデルの妥当性の評価は困難
 - 150MeVまでは核データを使って解析 LA150ライブラリの思想

高速増殖炉の安全に関するパラメータの計算条件

対象		もんじゅ建設時	設置変更時	FS	FS+MA5%
MA含有率		-	約1%	約1%	約5%
炉心設計値	冷却材ボイド反応度[\$]			5.3 ^{*3}	6.0 ^{*3}
	ドップラー係数 [10 ⁻³ Tdk/dT]	- (5.7 ~ 7.6) /-4.0 ^{*1,4}	- (4.4 ~ 7.6) /-3.1 ^{*1,4}	-5.7 ^{*3}	-4.2 ^{*3}
	対象炉心			大型MOX燃料 高内部転換型 炉心。高速炉 多重リサイクル TRU組成	同左炉心。代表的TRU組成 : 110 年貯蔵プルサーマル使用済み燃料、90 年貯蔵LWR使用済みウラン燃料 及び 40年貯蔵ALWR使用済みウラン燃料から 回収したTRUを0.5:1.9:7.6で混合。
ULOF解析値	冷却材ボイド反応度[\$]	3.2 ^{*2}	4.9 ^{*2}	-	-
	ドップラー係数 [10 ⁻³ Tdk/dT]		-6.9/-5.5 ^{*2, 5}	-	-
	備考		低燃焼度平衡炉心末期。ULOF 解析においては、ボイド反応度 に対してノミナルの正值x1.3、負 値x0.7。ドップラー反応度に対し てノミナルx0.7として計算		

*1: 原子力安全委員会 資料第111A-2-1号、2007.

*2: 原子力安全委員会 資料第111-2-4号、2007. 正值の合計。

*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: 添八設計値 / 添十安全評価解析条件

*5: 非ボイド時 / ボイド時