

添付4 第3回WG配付資料

資料3-0 第3回議事次第

資料3-1 第2回トリウムWG議事録

資料3-2 京大炉における研究成果

資料3-3 ADSにおけるトリウム利用

資料3-4-1 2章 燃料サイクルにおけるトリウム利用

資料3-4-2 4章 トリア燃料の試験と検証

資料3-4-3 10章 トリウム燃料サイクルのコスト



### 第3回「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用WG」議事次第

日 時：2016年11月16日（水） 13:30～16:30（予定）

場 所：大阪大学 吹田キャンパス A!棟 113号室

議題：

1. 第2回WG議事録確認 13:30-13:40
2. 京大炉におけるトリウム臨界実験、断面積測定、不確かさ評価 13:40-14:20  
(京都大学宇根崎 博信 先生)
3. ADSにおけるトリウム利用 14:20-15:00  
(JAEA 佐々 敏信 様)
- 休憩 15:00-15:15
4. OECD/NEAレポートレビュー 15:15-16:15  
(大阪大学 北田 孝典 先生、GNF-J 草ヶ谷 和幸 様、  
東京大学 小宮山 涼一 先生)
5. その他（次回予定 等） 16:15-16:30



日本原子力学会 核燃料部会  
 軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用WG 第2回会合  
 議事録

日 時：平成 28 年 6 月 27 日(月) 13:30~16:40

場 所：大阪大学 医学・工学研究科 東京ブランチ 912 室

出席者：山中主査(阪大)、北田(阪大)、安部田(元MHI)、江藤(MRI)、日野(日立)、伊藤(NDC)、  
 青木(MNF)、草ヶ谷(GNF-J)、佐々(JAEA)、鈴木(長岡科技大)、園田(電中研)、  
 鷲尾(東工大)、高木(東京都市大)、平井(NFD)、藤井(阪大)、宇根崎(京大)

(敬称略、順不同)

配付資料：

- 2-0. 議事次第
- 2-1. 第1回 WG 議事録案
- 2-2-1. Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle
- 2-2-4. Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle 第9章 核不拡散関連
- 2-3. トリウム開発の動向
- 2-4. Core Study Work Plan on Thorium added fuel (UO<sub>2</sub>+Th, Pu+Th)

**議事**

**0. 主査挨拶、資料確認**

山中主査の冒頭挨拶に続いて資料確認を行った。2-2-2、2-2-3 について、本日はプロジェクターによる説明とし、資料は後日、幹事より配布することとした。

**1. 第1回議事録の確認(資料2-1)**

第1回議事録案の確認を行い、一部誤植が指摘され修正することとした。その他コメントがあれば後日幹事迄連絡することとしたが、追加の指摘はなく、議事録は確定。

**2. 第1サブワーキンググループ進捗状況方向(OECD-NEA 報告書検討)(資料2-2)**

サブワーキンググループリーダーの北田委員より、OECD-NEA 論文の1章 Introduction と2章 Perspectives on the use of thorium in the nuclear fuel cycle の説明が行われた。

次いで平井委員より3章フロントエンドの説明が行われた。トリウム資源量については報告によってばらつきが大きく、今後も変わる可能性が高いこと、鉱石としてはモナザイトがトリウムの含有量が多く、トリウムの潜在的な高供給能力を持つとの報告があった(但し潜在的トリウム回収量の算出過程が不明)。佐々委員により、8章廃棄物管理の説明が行われた。ThO<sub>2</sub>はUO<sub>2</sub>に比べて化学的に安定であることから環境暴露耐性が高いこと、但し、10<sup>5</sup>年以降の毒性増加があることに注意する必要がある(U233のα崩壊)こと、トリウム燃料は高燃焼度化に有利であり廃棄物量低減につながる可能性が有ること、が報告された。宇根崎委員により9章核不拡散関連の説明が行われた。従来、トリウムは核拡散抵抗性が高いとされてきたが、細かい議論を行うと、抽出した直後のU233が盗取

された場合単発の核兵器製造が可能であるとの説明があった。

### 3. 専門家からの報告 トリウム開発の動向

高木委員より、資料 2-3 を用いて、2015 年 10 月にインドのムンバイで開催された「トリウムエネルギー会議」の紹介をメインとする、以下のような世界のトリウム開発の動向が説明された。

インドはおそらくもっとも広範囲にトリウム燃料に直接触れており、研究者・技術者も多い。但し、若者が海外で発表等を行うには厳しい規制がある。トルコも自国で算出する大量のトリウム資源の活用を模索している。ベルギーでは BR-2 炉でトリウム燃料の照射経験が豊富である。ノルウェーでは自国で算出するトリウムを利用すべく、国際コンソーシアムを組織してハルデン炉での照射試験を進めている。イギリスは余剰 Pu の効率的核変換に利用しようとしている。カナダは CANDU 炉でのトリウム燃料燃焼に強い熱意を持っている。インドネシアも豊富に産出するトリウムの活用方法を探っている。米国は近年トリウムが大量に発見されたため関心を高めつつあり、GA 社が小型 He 冷却増殖炉を検討している。

### 4. 海外機関との連携方策検討

資料 2-4 を用いて、安部田幹事より、WG と Thor Energy 社との間で協力協定を結び、PWR と BWR 炉心にトリウム燃料を添加した場合の炉心計算を行う計画が提案された。計算は阪大北田研究室にて行い、フィージビリティを確認することが狙い。Thor Energy 社は炉心及び燃料仕様に関わる知見を提供する。

この計画に対して、委員より、Thor Energy 社の情報を WG 全体に開示すること、Thor Energy 社は WG の成果を商用目的に使わないことを約束すること、の 2 点を求める意見が提示され、こうした意見を踏まえて再度計画を検討することになった。

### 5. 今後の予定

次回会合（第 3 回）は、サブワーキンググループの進捗報告、専門家からの報告、海外との連携方策検討の進捗報告を主たる議題として、3 か月後程度をめどに、開催することになった。

以 上

# 京大炉におけるトリウム臨界実験、断面積測定、不確かさ評価

京都大学原子炉実験所 宇根崎 博信

2016/11/16 AESJトリウム燃料WG#3@大阪大学

\* 本発表の成果の一部はH25~H27年度中部電力委託研究の成果を含みます

## 軽水炉でのトリウム利用における断面積データに対するPIRT (NUREG/CR-7176, ORNL/TM-2013/543 より)

Table 7.2. PIRT for nuclear data of thorium fuel in LWRs

Phenomenon or Characteristic	Importance (High, Medium, Low)	Knowledge (Unknown, Partially Known, Known)	Commentary	Summary for Category
Cross Sections	H	P	The estimated uncertainties in the basic Th-232 and U-233 cross section data are on the same order as those for uranium and plutonium isotopes of interest; however, the relevance or impact of these uncertainties is not clearly known/understood due to limited availability of relevant benchmark data.	
Decay Chains	H	P	Decay chains and fission products are reasonably well known, although further analysis would be needed in order to determine the quality of the data and if the quality is sufficient for licensing purposes.	
Delayed Neutrons	H	K	The delayed neutron characteristics, important for reactor control, transients, and decay, are reasonably well known.	
Gamma Emission Data	M	P	There are significant gamma emitters in the decay products of Th-232 and U-233. It is important to understand the impact of these data for storage of used fuel and shuffling partially used fuel.	
Fission Yields	H	P	Accurate fission yields, which are important for both reactor operation and spent fuel applications, are reasonably well known, although less experimental knowledge exists for U-233 than for other fissile nuclides (U-235 and Pu-239).	The nuclear data needed for licensing evaluations does exist, but the uncertainty in the data is not well known due to the lack of relevant experiments and other experimental knowledge that exists for typical LWR and MOX systems.

## はじめに

原子炉システムの成立性を工学的に議論する上で、臨界性、転換率、燃料バランスなど、炉心核特性パラメータの精度・信頼性に関する検証・評価は不可欠である。トリウム利用原子炉については、核データライブラリにおけるTh-232をはじめとする関連核種の断面積データの信頼性・不確かさの評価と、断面積データの不確かさが炉心核特性パラメータに及ぼす影響の両面において、ウラン・プルトニウム利用原子炉に比べて十分な研究開発が行われていない

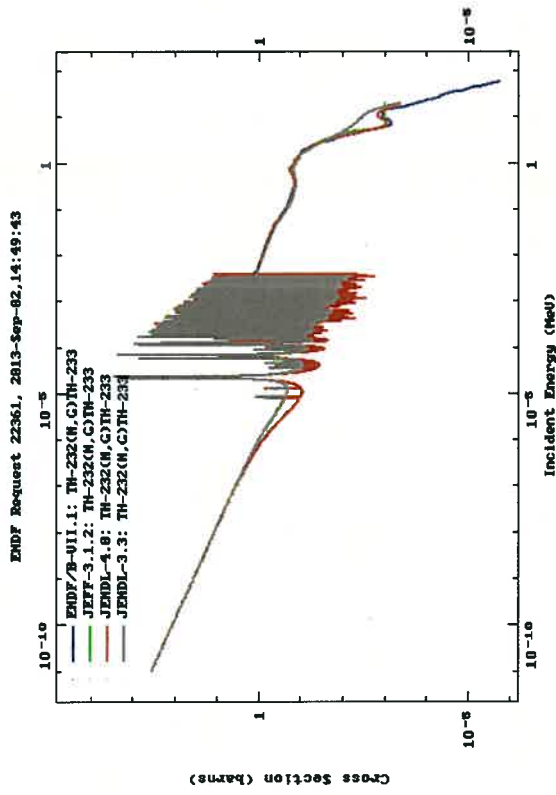
- Th-232断面積データ(捕獲断面積): 評価済みライブラリ間で大きく分けて2グループが存在。従前に比べるとライブラリ間の差異は大きく減少  
→ resolved resonancelについて同一評価データが用いられている、等。
- Th装荷炉心核特性に関する臨界実験データ: U,Pu系に比べると報告例は少ない(特に熱中性子系での臨界実験データ)
- Th断面積の不確かさに起因するTh装荷炉心の核特性不確かさ評価: 報告例は無い。

## 京大炉における近年のTh関連研究

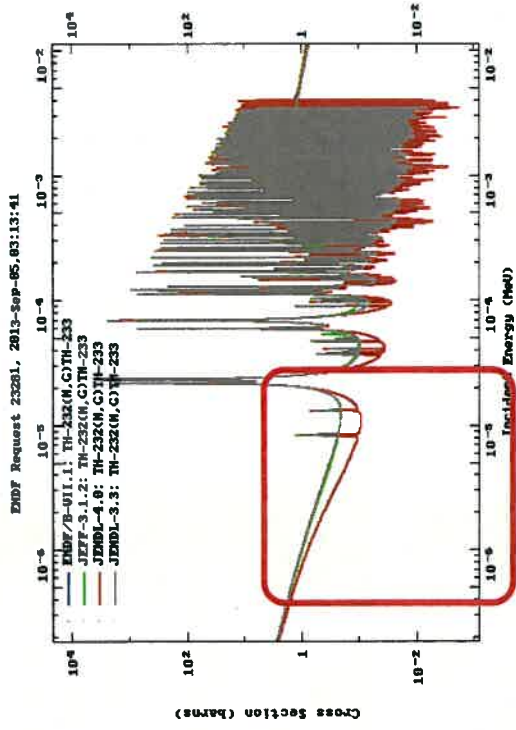
- 評価済みTh-232断面積データの精度評価: 近年における報告は無い→京大炉LINACを用いた捕獲断面積測定と共鳴解析を通じた精度評価を実施。
- KUCAを用いたTh装荷臨界実験データ→Th-232断面積の積分評価へのcontribution(特に熱~分離共鳴領域)、ベンチマークデータとしての整備、積分評価に資する新たな実験データ取得、等の寄与への期待→従前から実施している臨界性評価に加え、感度解析、不確かさ解析を含めた総合的な評価
- 評価済み断面積の不確かさに起因する各種Th装荷炉心核特性の不確かさ評価



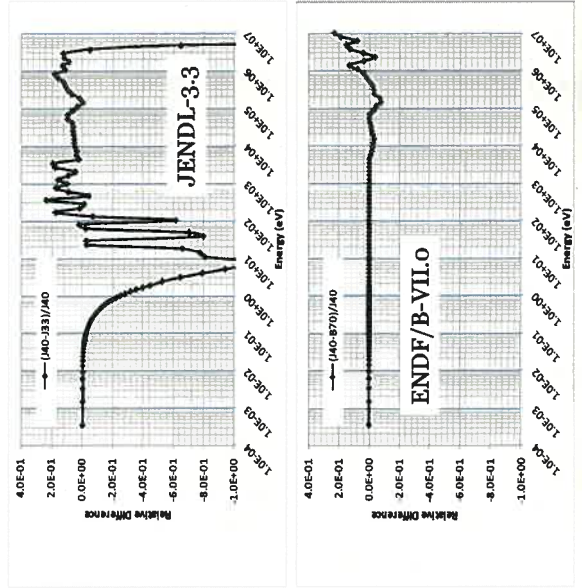
# Th-232 評価済み断面積の比較



# Th-232 評価済み断面積の比較



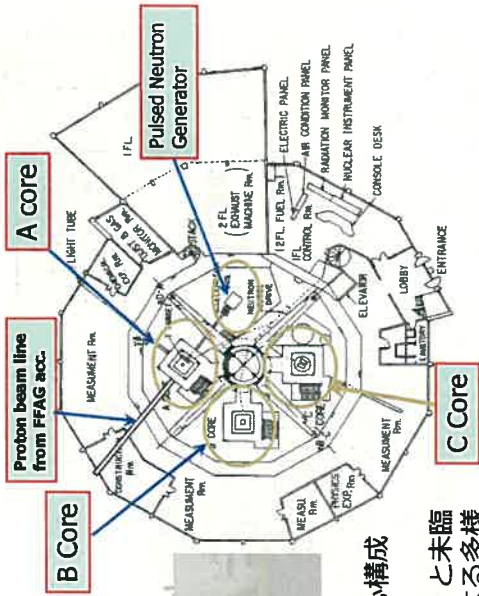
# Th-232 capture: JENDL-4.0との相対差



KUCAを用いたTh装荷炉心臨界実験

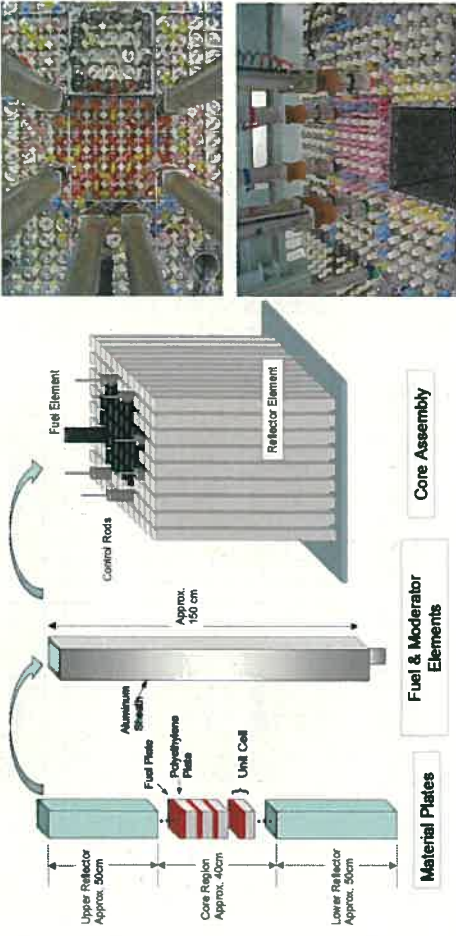


# KUCA



- 炉室内に3基の「架台」
- 多様な燃料物質構成、炉心構成（形状）を実現可能
- ハルス中性子源（加速器）と未臨界炉心との組み合わせによる多様な実験が可能

## 固体減速架台

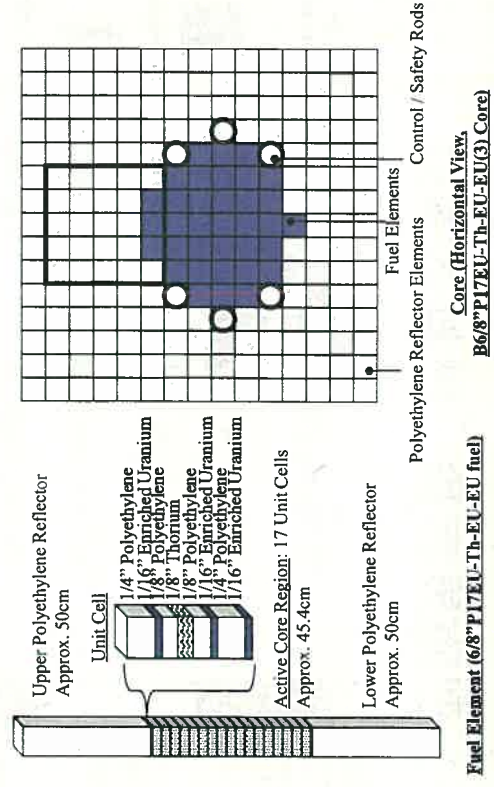


## KUCAにおけるトリウム装荷実験

- Th+黒鉛ゾーン型炉心
  - テラスト領域のTh/Graphite比を系統的に変化
  - ドライバー燃料は共通
  - ポリエチレン反射（径方向）、黒鉛反射（軸方向）
- (Th+U) 単一炉心
  - ポリエチレン減速・反射
  - Th/U比、H/U比を系統的に変化

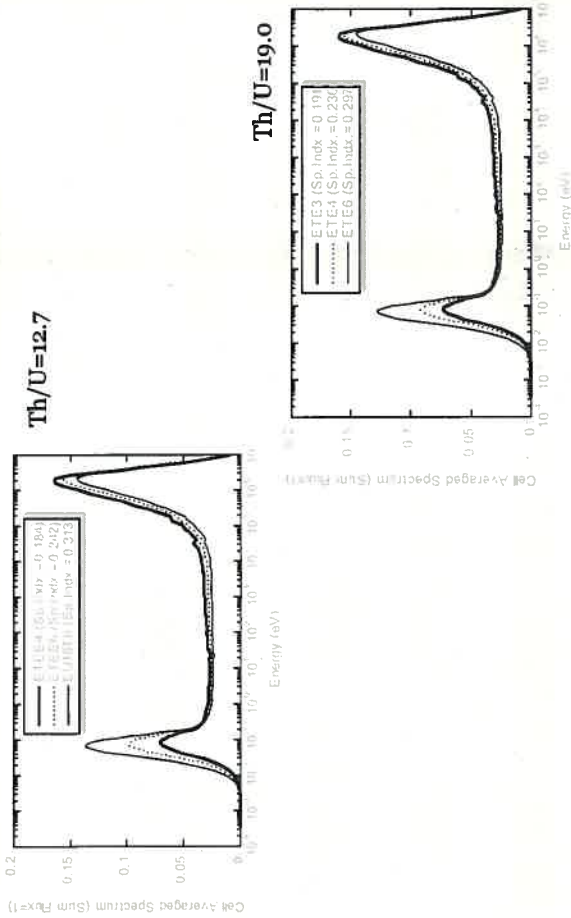
↑ (Th+U)単一炉心については詳細解析を実施中。  
本ブレゼンではTh+黒鉛ゾーン型炉心について詳細を紹介

## (Th+U) 単一炉心：炉心構成例

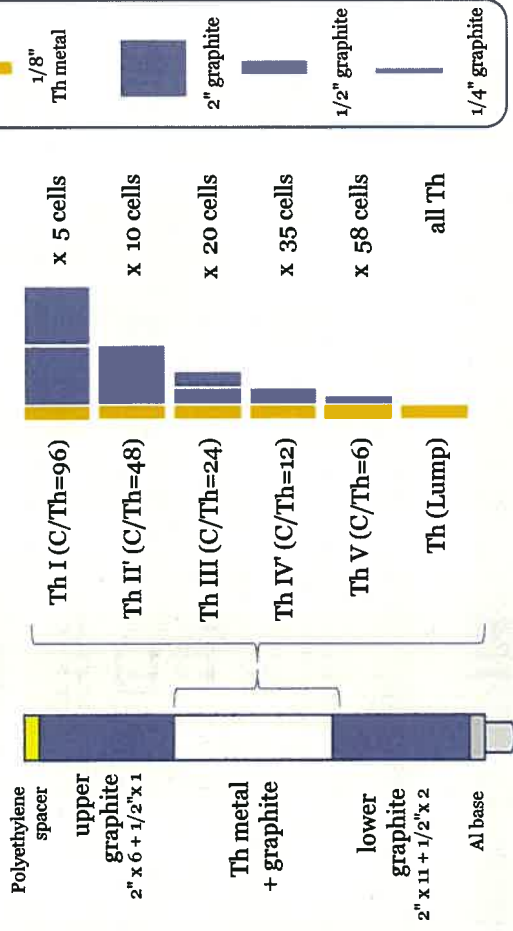


H/U：3種類×Th/U：3種類＝9パターンの炉心にて臨界実験を実施。

### (Th+U) 単一炉心：燃料セル平均中性子スペクトル



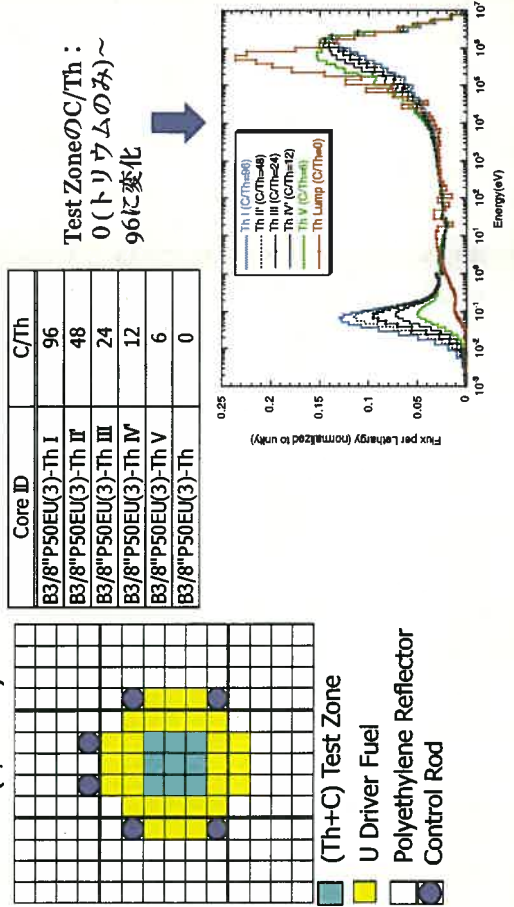
### ゾーン型臨界実験：燃料体構成



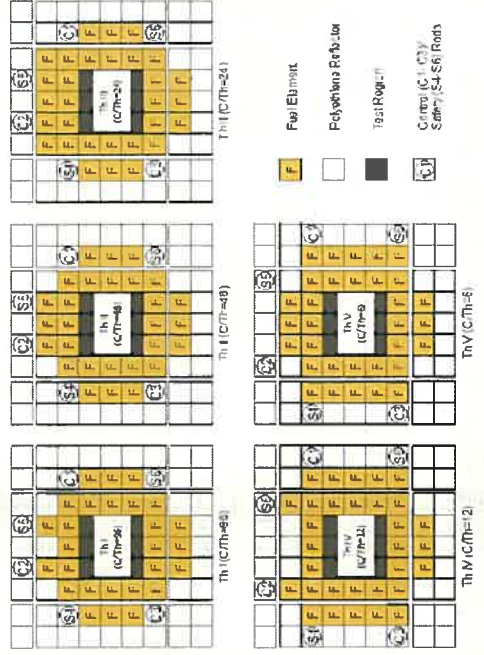
### ゾーン型炉心臨界実験

•3x3 test zone: Th metal plate + Graphite

Core ID	C/Th
B3/8"PS0EU(3)-Th I	96
B3/8"PS0EU(3)-Th II	48
B3/8"PS0EU(3)-Th III	24
B3/8"PS0EU(3)-Th IV	12
B3/8"PS0EU(3)-Th V	6
B3/8"PS0EU(3)-Th	0



### ゾーン型炉心臨界実験

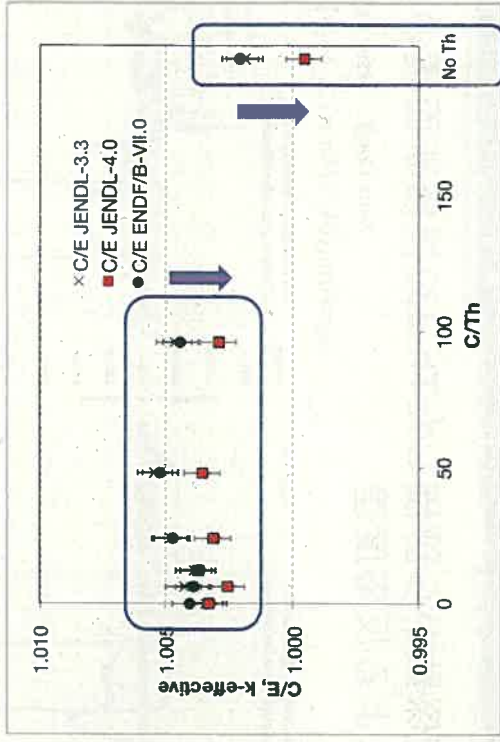




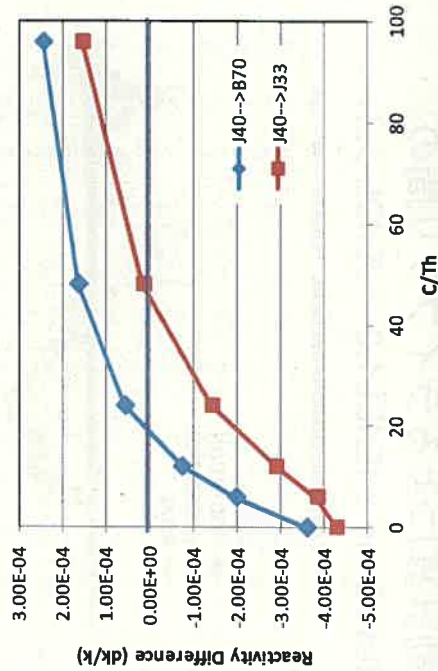
## 解析手法

- MVP code (JAERI) on PC Linux
- JENDL-3.3, JENDL-4.0, ENDF/B-VII.0
- 7,000,000 histories, 1-sigma = 0.03% (k-effective)
- SRAC-CITATION 擾動計算
- 2-D RZ, 107g diffusion, JENDL-4.0 based
- x.sec. library for test zone changed to J33 or B70
- SAGEP 感度係数計算
- 3-D XYZ, 107g diffusion
- JENDL-4.0

## MVP:実効増倍率C/E値の比較

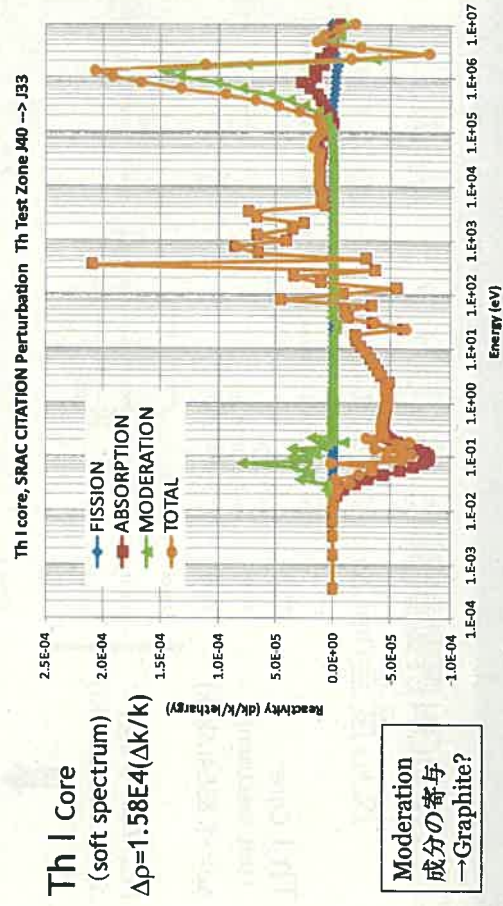


## テスト領域に用いる断面積ライブラリの影響 (SRAC-CITATION擾動計算)

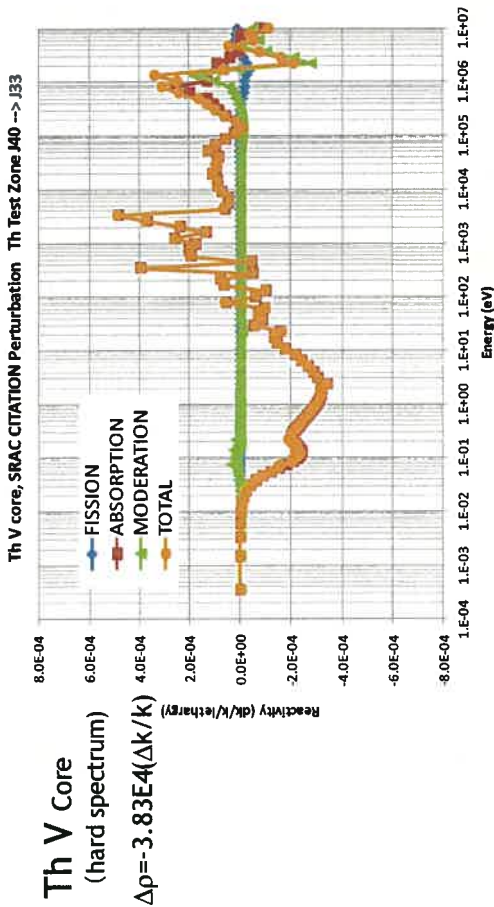


Th Test Zoneのマクロ断面積 (MACROWRK)をファイプリア毎に作成  
 →SRAC-CITATION擾動計算にてTh Test Zoneを擾動領域とし、  
 マクロ断面積の入れ替えを擾動として計算 (JENDL-4.0ベース)

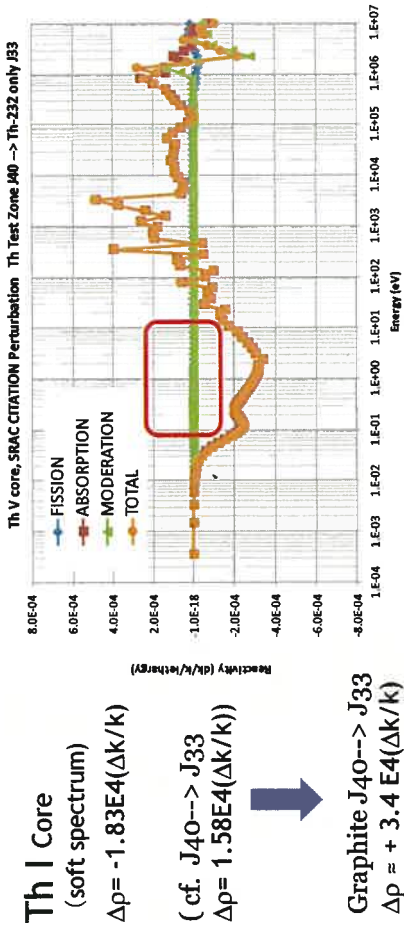
## CITATION擾動計算によるライブラリ間の 反応度差 (Test Zone: JENDL4.0→JENDL-3.3)



# CITATION擾動計算によるライブラリ間の 反応度差 (Test Zone : JENDL4.0-->JENDL-3.3)



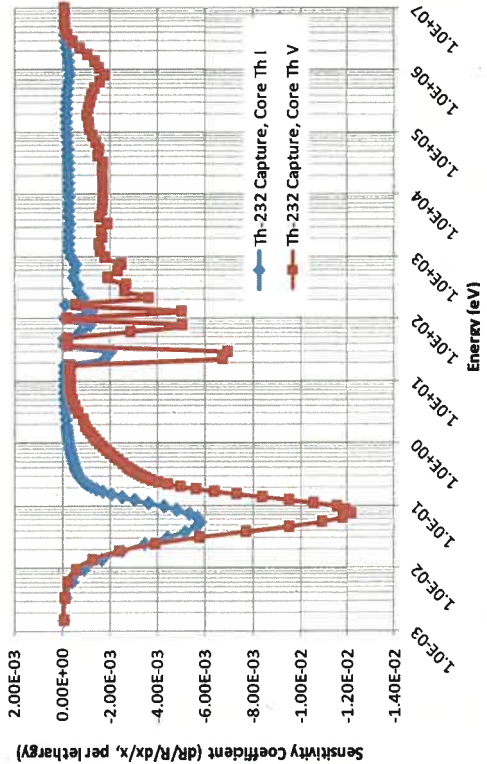
# CITATION擾動計算によるライブラリ間の 反応度差 (Test Zone のTh-232のみ JENDL4.0-->JENDL-3.3)



Graphite J40--> J33  
 $\Delta\rho \approx +3.4 E4(\Delta k/k)$

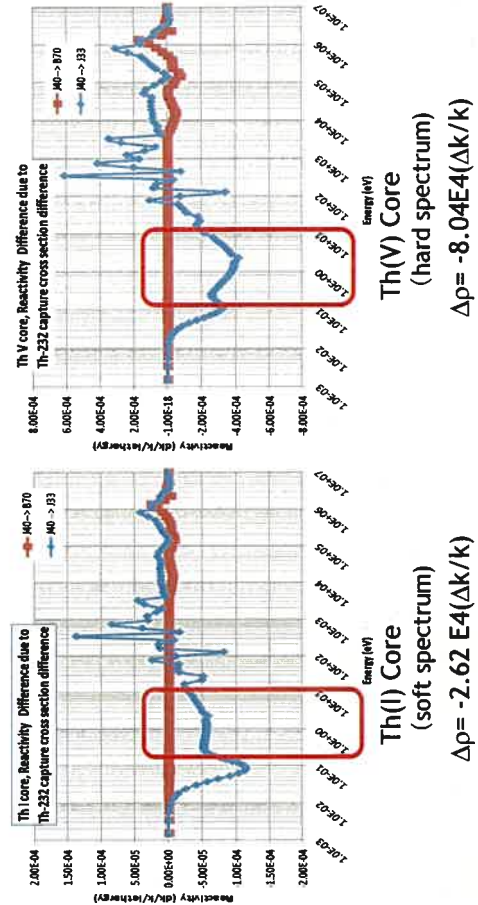
Total と absorption とはほぼ一致

# Th-232捕獲断面積 感度係数(k-eff)



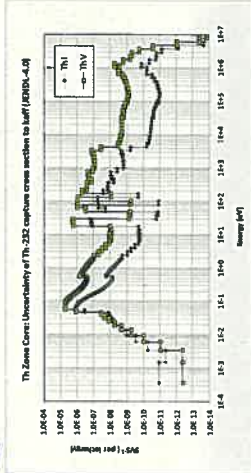
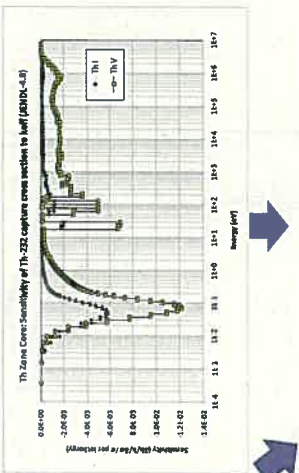
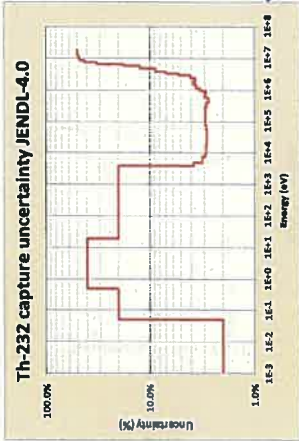
# 感度係数から評価したTh-232捕獲断面積の 差による反応度差

$$\Delta\rho = \text{sum}((\delta k/k / \delta\sigma/\sigma) \times \delta\sigma/\sigma) \times \text{Sens.Coeff} \quad \text{xsec diff.}$$





# Th-232 capture uncertainty: JENDL-4.0



variance(keff) = SVS<sup>-1</sup>  
 uncertainty(keff) = sqrt(SVS<sup>-1</sup>)

Core	k-eff uncertainty
Th I	0.10 %
Th V	0.29 %

# KUCA臨界実験解析：まとめ、今後の課題

- Th-232含有炉心の臨界性評価：Th無しのものに比べてC/Eは過大評価【注：Th装荷単一炉心でも同様の傾向】
  - JENDL-4.0によるC/E値の改善→Th-232 capture x.sec.による直接の寄与は相対的に小【注：Graphiteの寄与は有意?】
  - Th-232 capture x.sec.のライブラリ間の差異による反応度差：熱～分離共鳴領域と、それ以上のエネルギー領域での正負の相殺により <math>10^{-3}</math> Δk/k, スペクトルに依存。
  - 感度解析による評価：断面積差異の影響はごく小/断面積不確かさに起因するk-eff不確かさは有意(preliminaryな評価)
- 不確かさ評価の精緻化、KUCA実験解析データを用いたTh-232捕獲断面積不確かさの低減
- KURRIでの関連研究活動の展開：LINAC-TOFによるTh-232 capture x.sec.測定、KUCAを用いたTh含有臨界・未臨界実験との連携による総合的なTh-232断面積評価の展開

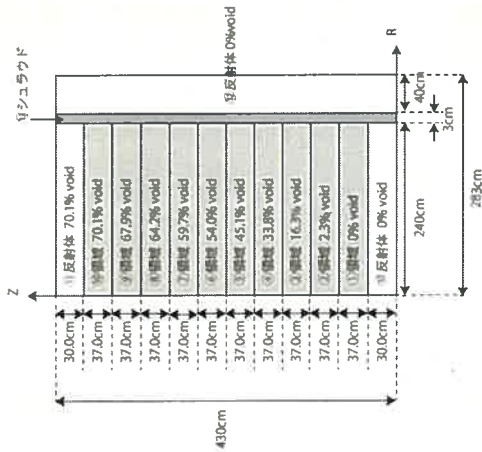
# 評価対象炉心

	BWRウラン炉心	BWRトリウム炉心	MSR炉心
燃料	UO <sub>2</sub>	ThO <sub>2</sub> -UO <sub>2</sub>	<sup>7</sup> LiF-BeF <sub>2</sub> -ThF <sub>4</sub> -UF <sub>4</sub>
濃縮度	3.5wt%	3.5wt%	2.45wt%
冷却材	軽水	軽水	<sup>7</sup> LiF-BeF <sub>2</sub>
燃料温度	900K	900K	970K
冷却材温度	550K	550K	900K

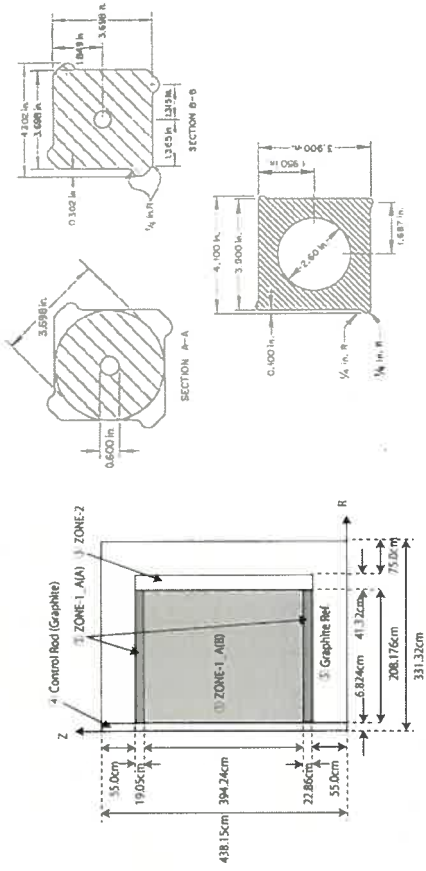
# Th装荷炉心核特性解析精度の定量評価：不確かさ解析

- トリウム利用原子炉の核特性解析精度の定量評価として、炉心核特性（実効増倍率、ドップラ反応度）に対する主要核種の断面積の感度解析を行うとともに、断面積データの不確かさに起因する炉心核特性の不確かさの評価を実施。

# 炉心モデル：BWR (BWR-5相当)

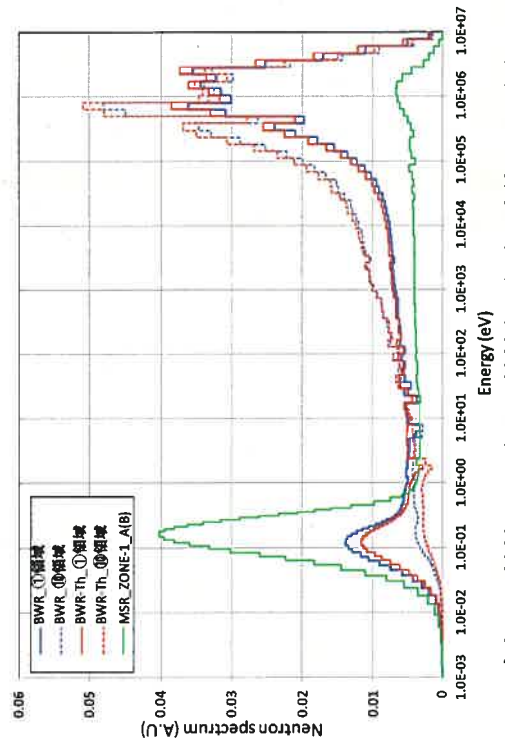


# 炉心モデル：MSR



R. C. Robertson, et al., "CONCEPTUAL DESIGN STUDY OF A SINGLE-FLUID MOLTEN-SALT BREEDER REACTOR," ORNL-4541, (1971).

# 炉心スペクトル



各炉心の燃料ペレット又は燃料塩における中性子スペクトル

# 感度係数評価式

実効増倍率：

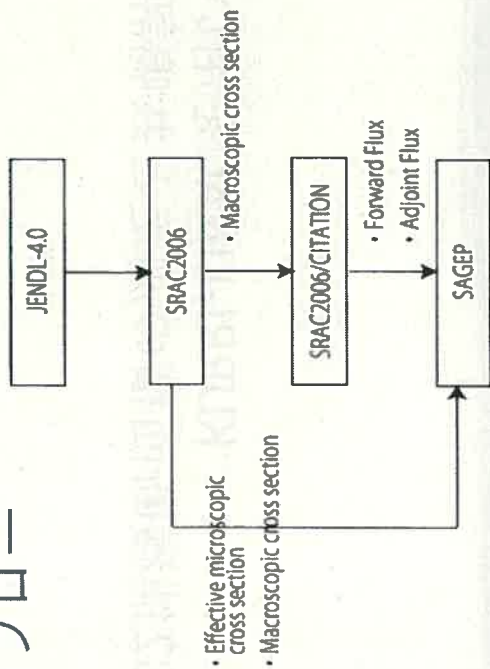
$$S = \frac{dk_{eff}}{k_{eff}} / \frac{d\sigma}{\sigma} = \frac{\langle \psi F \phi \rangle \langle \psi \frac{dF}{d\sigma} \phi \rangle}{\langle \psi F \phi \rangle \langle \psi A \phi \rangle} = \frac{\langle \psi \frac{dB}{d\sigma} \phi \rangle}{\lambda \langle \psi F \phi \rangle}$$

ドップラー反応度：

$$S_{doppler} = \left( \frac{dR_{doppler}}{R_{doppler}} \right) / \left( \frac{d\sigma}{\sigma} \right) = -\frac{1}{R_{doppler}} \times \left( \frac{S_{low}}{k_{eff,low}} - \frac{S_{high}}{k_{eff,high}} \right)$$



# 評価フロー



# 不確かさ評価式

核データ  
ライブラリ  
計算手法  
誤差

計算値 真値

$$R^c = R_t (1 + \Delta R_\sigma + \Delta M)$$

感度係数S、断面積誤差 $\Delta\sigma$ を使う→

$$R^c = R_t (1 + S\Delta\sigma + \Delta M)$$

核特性計算値 $R^c$ の分散:

$$Var(R^c) = S V_x S^t + Var(\Delta M)$$

# 実効増倍率の不確かさ

核種\炉心	BWRウラン炉心	BWRトリウム炉心	MSR炉心
Th-232	----	2.782	4.584
U-238	----	0.238	0.739
U-235	0.164	----	----
U-238	0.265	----	----
H-1	$1.07 \times 10^{-2}$	$7.05 \times 10^{-3}$	----
O-16	$1.31 \times 10^{-6}$	$1.67 \times 10^{-6}$	----
Fe-56	$1.97 \times 10^{-3}$	$1.65 \times 10^{-3}$	----
Cr-52	$1.48 \times 10^{-3}$	$1.39 \times 10^{-3}$	----
Mn-55	$5.72 \times 10^{-5}$	$7.63 \times 10^{-5}$	----
Ni-58	$6.38 \times 10^{-5}$	$7.93 \times 10^{-5}$	----
Zr-90	$5.36 \times 10^{-2}$	$5.98 \times 10^{-2}$	----
Total	0.316	<b>2.793</b>	<b>4.643</b>

単位: %dk/k

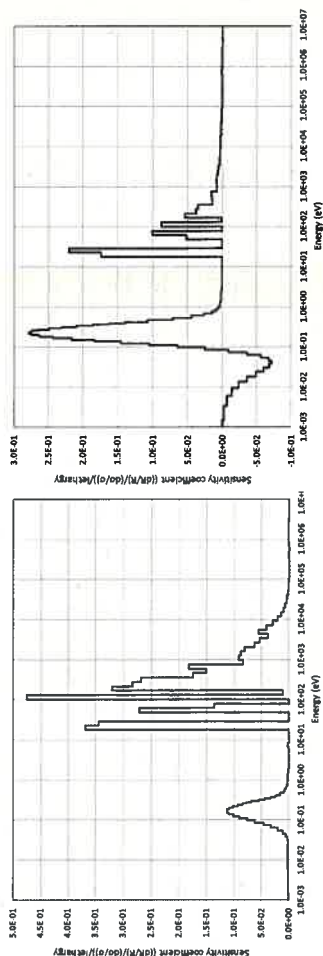
# 各炉心のドップラー係数

炉心	低温時の 実効増倍率	高温時の 実効増倍率	ドップラー係数 (%dk/k/K)
BWRウラン炉心	1.3142	1.3069	$-1.415 \times 10^{-3}$
BWRトリウム炉心	1.3343	1.3242	$-1.898 \times 10^{-3}$
MSR	1.1582	1.1529	$-2.768 \times 10^{-3}$

ドップラー反応度: BWRにおいては燃料温度を600Kから900K、MSRにおいては燃料温度を800Kから900Kに変化させた際の反応度変化



## ドップラー反応度に対するTh-232 捕獲断面積の感度係数



BWR-Th

MSR

注) MSRでは約0.1eV~10³eVの領域の感度係数は負の値となっている。これは、ドップラー反応度の感度係数を  
有効増殖率の感度係数の差として定義しており、このエネルギー領域における低温度時の有効増殖率に対する感  
度係数が、高温度時と比較して大きいためである。この様な現象は、軟らかいスペクトルの炉心で見られる。

## ドップラー反応度の不確かさ

核種\炉心	BWRウラン炉心	BWRトリウム炉心	MSR炉心
Th-232	----	17.57	7.222
U-233	----	0.287	0.741
U-235	0.298	----	----
U-238	1.466	----	----
H-1	$4.61 \times 10^2$	$2.98 \times 10^2$	----
O-16	$2.33 \times 10^6$	$1.64 \times 10^6$	----
Fe-56	$2.83 \times 10^3$	$1.40 \times 10^3$	----
Cr-52	$2.19 \times 10^3$	$1.37 \times 10^3$	----
Mn-55	$1.69 \times 10^4$	$1.22 \times 10^4$	----
Ni-58	$1.90 \times 10^5$	$9.97 \times 10^5$	----
Zr-90	$5.04 \times 10^2$	$4.27 \times 10^2$	----
Total	1.497	17.58	7.260

単位：%

## KURRI-LINACを用いた Th-232捕獲断面積の測定と共鳴評価

- KURRI-LINACの光中性子源をパルス中性子源としてを用い、Th-232中性子捕獲断面積について、(1)10eV以下の低エネルギー領域を対象とした測定と、(2)数eV以上の共鳴領域を対象とした測定の2種類の実験を実施。
- KURRI-LINACの実験で分離することのできた共鳴に対して、厚さの異なる試料に対する自己遮蔽効果の補正関数を詳細に決定し、適切な補正がなされているかを確かめることで、評価済み核データライブラリに収納されている共鳴パラメータ値の妥当性の検証を実施。

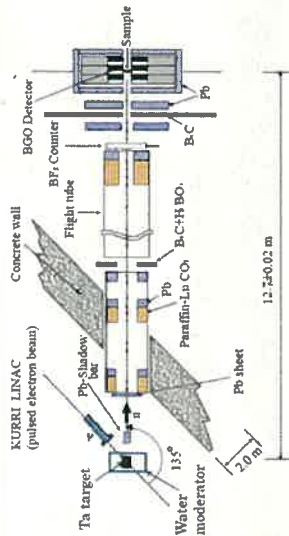
## KURRI-LINACを用いた Th-232捕獲断面積の測定と共鳴評価

# KURRI LINAC

- KURRI LINAC Pulsed Neutron Source
  - Electron Energy 30MeV, Pulse Width 47ns, Repetition 250Hz, Average Beam Current 34μA
  - Ta target + Light water moderator, octagonal shaped ("Pack-man" type)
  - Neutron flight angle: 135 degrees
  - Neutron Flight Path Length: 12.7m
  - Lead (Pb) shadow bar to avoid gamma-flash effect

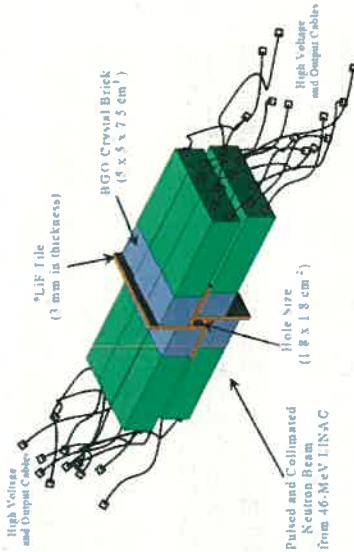


Water Moderator



## 測定系

12個の $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$  (BGO) シンチレータ (結晶の大きさ:  $5\text{cm} \times 5\text{cm} \times 7.5\text{cm}$ ) を組み合わせた検出器系 (断面が  $1.8\text{cm} \times 1.8\text{cm}$  の貫通孔が設けられており、貫通孔の中央部に実験試料をセットして中性子ビームで照射)。本検出器は試料から発生するガンマ線(0.48MeV)に対して約85%という高い検出効率を持っているため、生成複合核の崩壊パターンには依存しない検出効率を持つ全エネルギー吸収型検出器として中性子捕獲断面積の測定に用いることが可能なシステム。



計測系: シンチレータ電圧の測定対象領域 (ROI) 内にピーク値を持った事象の到着時刻とその波高値を個々の事象毎に記録し、2つの独立した入力信号 (BGO検出器からの信号と加速器トリガー信号) を対応付けることによって、入射中性子の速度 (エネルギー) に対応する飛行時間 (TOF) と発生ガンマ線のエネルギーに対応する波高値の2次元リストデータを取得。事象の到着時刻は10 nsを最小単位として計測。

## TOF実験の測定条件および測定時間

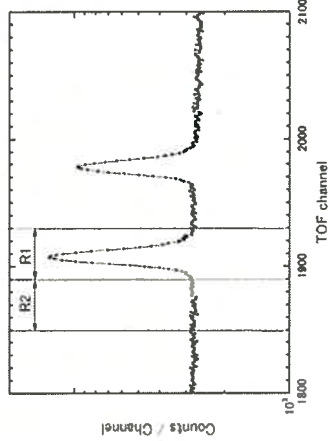
- (1) 10eV以下の低エネルギー領域を対象とした測定: ロングモード・パルス幅: 3 ms, 繰り返し周波数: 50 Hz, ピーク電流: 約500 mA
- (2) 数eV以上の共振領域を対象とした測定: ショートモード・パルス幅: 100 ns, 繰り返し周波数: 300 Hz, ピーク電流: 約5A  
電子の加速エネルギー: 約30MeV

試料	ロングモード		ショートモード	
	フィルター	測定時間(h)	フィルター	測定時間(h)
B-10	無	2.1	Cd	2.0
B-10	Mn, Co, In, Ag	1.0	Cd, Mn, Co, In, Ag	2.1
B-10 case	無	2.1	Cd	1.5
$^{232}\text{Th}$ thin	無	14.4	Cd	30.0
$^{232}\text{Th}$ thick	無	23.9	Cd	5.0
Blank	無	16.4	Cd	6.0
C thin	無	2.4	Cd	1.0
C thick	無	2.0	Cd	1.0
Au(12.7mmΦ)	無	1.0	...	...
Au(18×18mm)	無	1.0	...	...

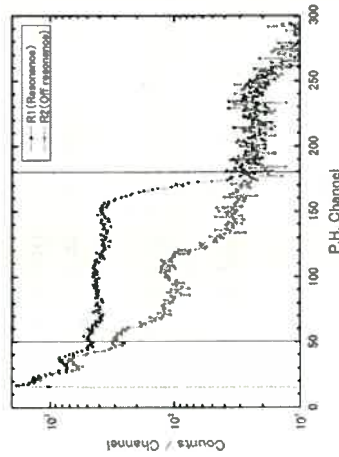
## 試料

- 純度99.8267%、直径12.7 mm、厚さ0.0508 mmの円盤状のトリウム板
- 厚さの異なる試料で測定を行うために、1枚の試料 (重量70.7mg) と5枚重ね合わせた試料 (重量368.8 mg) をそれぞれアルミ箔に包んだ状態
- 測定試料に入射する中性子のエネルギースペクトルを取得するために、 $18\text{mm} \times 18\text{mm} \times 8\text{mm}$ のアルミニウム容器 (容器の厚さ0.1mm) に封入した同位体純度96.98%の $^{10}\text{B}$ 粉末を使用
- 試料による散乱中性子の影響を評価するために、 $18\text{mm} \times 18\text{mm}$ の大きな2種類の厚さの黒鉛試料 (厚さ5mmと10mm) を使用
- $^{232}\text{Th}$ と $^{10}\text{B}$ の試料の大きさを補正するために、厚さ10 mmの2枚の金箔 (直径12.7 mmと18 mm×18 mm) を使用。

## TOF実験測定データ例



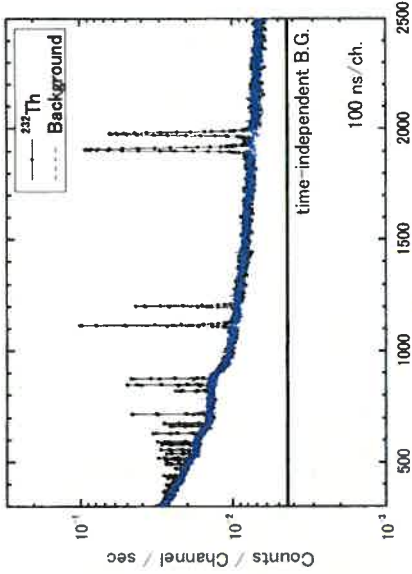
Th-232 TOFスペクトルの一部



$^{232}\text{Th}$ の共鳴・非共鳴部分に対応するガンマ線波高スペクトル

## $^{232}\text{Th}$ 試料TOFスペクトルと各種補正

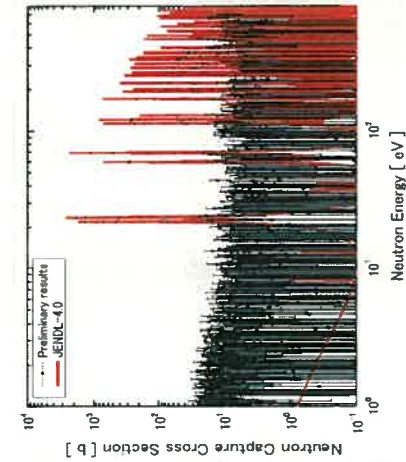
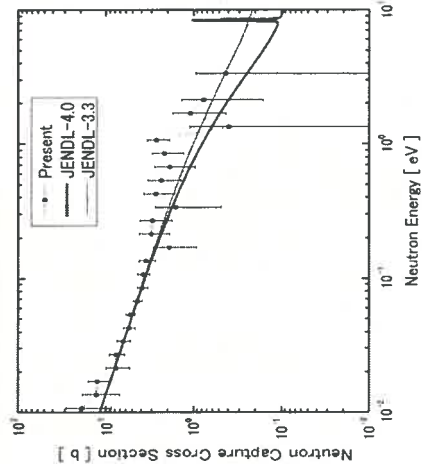
時間に依存しないバックグラウンド (宇宙線、自然放射線、試料からの崩壊ガンマ線等)、時間に依存するバックグラウンド (水冷タンタルターゲットから発生する中性子やガンマ線が主要因となる)、中性子飛行路中のコリメータ等で散乱された中性子やガンマ線に起因するバックグラウンド、試料によって散乱された中性子が検出器に入射することにより発生する補導ガンマ線等) 一それぞれを評価して正味TOFスペクトルを評価



+ デッドタイム補正、(試料の厚みによる) 中性子自己遮蔽効果補正を施して捕獲断面積を評価。

☆ 断面積の規格化:  $21.8\text{eV}$ の共鳴積分値を評価済核データライブラリの値を用いて規格化

## $^{232}\text{Th}$ 中性子捕獲断面積測定結果



## 共鳴解析について

- 共鳴解析とは、共鳴理論に基づいた関数によって実験データをフィッティングし、実験データを最も良く再現する共鳴パラメータを決定する解析のことである。
- 共鳴パラメータとは、共鳴のエネルギー、幅、大きさを決定する物理量であり、共鳴エネルギー $E_r$ (eV)、共鳴のスピン・パリティ $J^P$ 、共鳴の全幅 $G$ (eV)、中性子幅 $G_n$ (eV)、ガンマ幅 $G_\gamma$ (eV)、fission幅 $G_f$ (eV)から成る。全幅は中性子幅、ガンマ幅、fission幅の和として定義される。
- 共鳴パラメータを決定すれば分離共鳴エネルギー領域以下の中性子反応断面積は一意的に求めることができるので、低エネルギー領域における評価済核データライブラリの断面積の精度は、共鳴パラメータの精度によって決まると言っても過言ではない。
- 非分離共鳴領域の核データの評価は、個々の共鳴情報が分らないため、低エネルギー領域における共鳴パラメータデータの蓄積に基づいて得られた統計量(平均共鳴パラメータ)を用いて行われる。したがって、低エネルギー領域の共鳴パラメータの精度は非分離共鳴領域の核データ評価にも影響を与える。



## 本研究での評価アプローチ

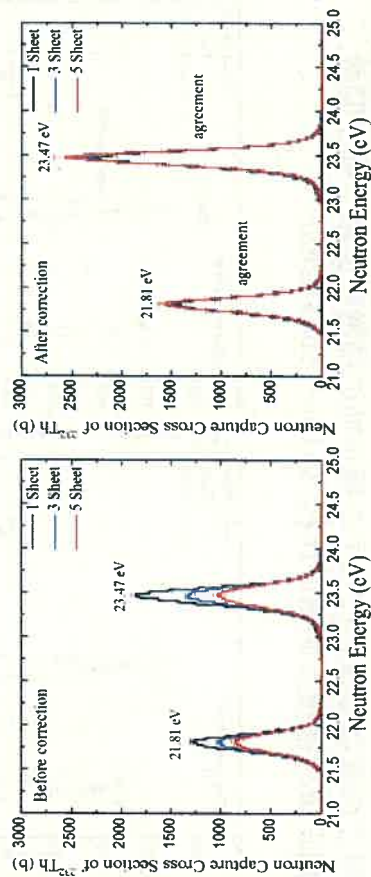
• KURRI-LINACの実験で得られるのは $^{232}\text{Th}$ (n,g)反応の相対断面積で、断面積の規格化は、特定の共鳴積分値を評価済核データライブラリの値に合うように行っている。

• ところが断面積を導出するプロセスにおいて、評価済核データライブラリを用いた数値計算によって、試料中での中性子自己遮蔽効果の補正を行っているため、共鳴部分の補正量が自身の共鳴パラメータに依存するという自己矛盾を含んでいる。

• そのため断面積の規格化に用いた共鳴については、使用した共鳴パラメータの信頼性をあらかじめ検証しておく必要がある。

- 測定データの差異評価：59.5eV共鳴データでの規格化
- SAMMYを用いた共鳴パラメータの評価 + 評価済み断面積ライブラリとの比較
- KURRI-LINACの実験で分離することのできた共鳴に対して、厚さの異なる試料に対する自己遮蔽効果の補正関数を詳細に決定し、適切な補正がなされているかを確認することによる、評価済核データライブラリに収納されている共鳴パラメータ値の妥当性の検証

厚さの異なる試料に対する補正前の捕獲断面積、補正関数、補正後の捕獲断面積の比較 (21.2~24.5eV領域)



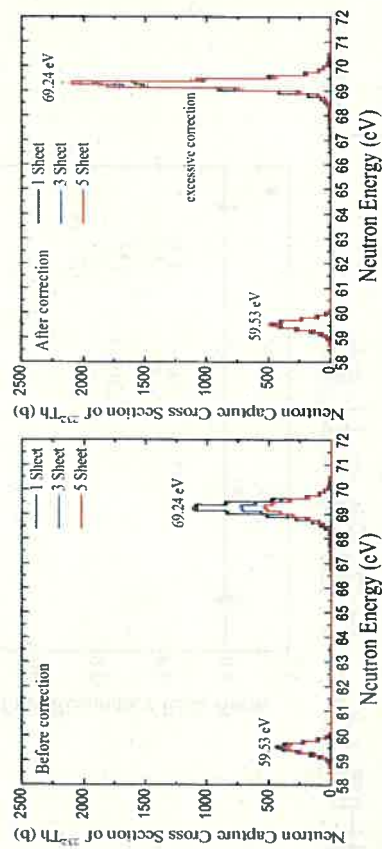
Jaehong LEE, Jun-ichi HORI, Tadafumi SANO, Yoshiyuki TAKAHASHI, Hironobu UNESAKI, Ken NAKAJIMA, "Resonance Analysis for Neutron Capture Cross Sections of Th-232", Proc. INES-5 (2016)

## SAMMYによる共鳴パラメータ評価

JENDL-4.0 and ENDF-B/VII.1		$^{232}\text{Th}$ (sample thickness 0.05 mm)			Ratio ( $\Gamma_n/\Gamma_{n, \text{present}}$ )	Ratio ( $\mu/\mu_{n, \text{present}}$ )
$E$ (eV)	$\Gamma_n$ (meV)	$\Gamma_n$ (meV)	$E$ (eV)	$\Gamma_{n, \text{present}}$ (meV)		
21.81	25.82	2.03	21.8	23.6±1.6	2.0±0.0	1.01±0.01
23.47	26.76	3.77	23.5	28.2±1.4	3.5±0.0	1.06±0.01
59.53	23.76	3.78	59.5	22.7±2.3	4.0±0.1	0.96±0.02
<b>69.24</b>	<b>23.70</b>	<b>42.96</b>	<b>69.3</b>	<b>28.5±0.8</b>	<b>37.4±2.7</b>	<b>1.15±0.08</b>
113.06	24.28	12.78	113.1	26.3±2.2	14.6±0.8	0.88±0.05
<b>120.89</b>	<b>23.48</b>	<b>21.85</b>	<b>120.9</b>	<b>29.3±1.9</b>	<b>26.9±1.9</b>	<b>0.81±0.06</b>
129.21	30.55	3.15	129.3	30.6±3.1	3.2±0.3	1.00±0.10
<b>170.42</b>	<b>24.48</b>	<b>59.71</b>	<b>170.5</b>	<b>29.4±1.1</b>	<b>63.6±5.9</b>	<b>0.94±0.09</b>
192.76	22.96	16.00	192.8	24.0±2.0	17.0±1.2	0.96±0.08
199.45	23.23	9.54	199.6	23.3±2.3	9.6±1.0	1.00±0.10

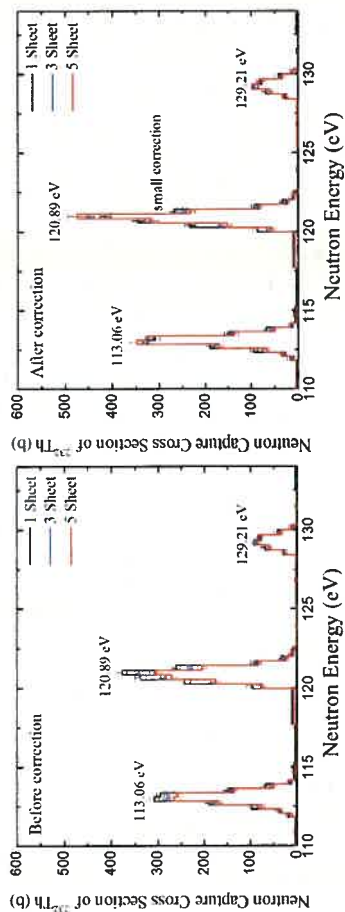
Jaehong LEE, Jun-ichi HORI, Tadafumi SANO, Yoshiyuki TAKAHASHI, Hironobu UNESAKI, Ken NAKAJIMA, "Resonance Analysis for Neutron Capture Cross Sections of Th-232", Proc. INES-5 (2016)

厚さの異なる試料に対する補正前の捕獲断面積、補正関数、補正後の捕獲断面積の比較 (58~72eV領域)



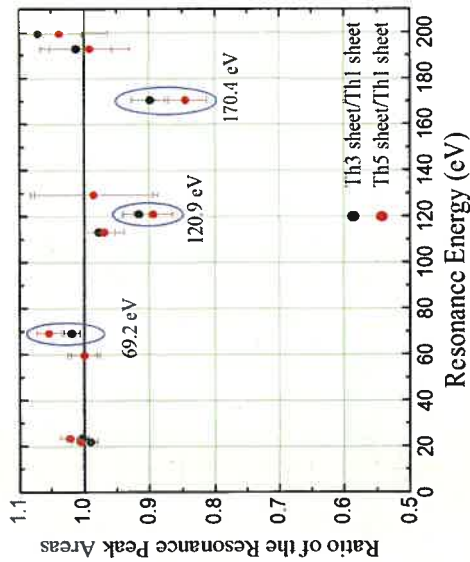
Jaehong LEE, Jun-ichi HORI, Tadafumi SANO, Yoshiyuki TAKAHASHI, Hironobu UNESAKI, Ken NAKAJIMA, "Resonance Analysis for Neutron Capture Cross Sections of Th-232", Proc. INES-5 (2016)

厚さの異なる試料に対する補正前の捕獲断面積、補正関数、補正後の捕獲断面積の比較 (110~135eV領域)



Jaehong LEE, Jun-ichi HORI, Tadafumi SANNO, Yoshiyuki TAKAHASHI, Hironobu UNESAKI, Ken NAKAJIMA, "Resonance Analysis for Neutron Capture Cross Sections of Th-232", Proc. INES-5 (2016)

## 共鳴ピーク面積の比較



Jaehong LEE, Jun-ichi HORI, Tadafumi SANNO, Yoshiyuki TAKAHASHI, Hironobu UNESAKI, Ken NAKAJIMA, "Resonance Analysis for Neutron Capture Cross Sections of Th-232", Proc. INES-5 (2016)

## 今後の展望について

- 臨界実験：熱スペクトル系については系統的なデータの取得を終了。各種断面積データライブラリを用いた臨界解析、不確かさ評価を実施中。高速スペクトル系（未臨界体系＋加速器中性子源）への展開による、高エネルギー領域での断面積分評価のためのデータ取得
- 不確かさ評価：様々なトリウム利用炉コンセプトを対象とした不確かさ評価・臨界実験データを用いた不確かさ低減 (→一部実施中)
- 断面積測定：69.2 eV, 120.9 eV & 170.4 eV共鳴の評価済み  
ライブラリの改善提案と炉心核特性への影響評価・高エネルギー領域での断面積測定精度の改善

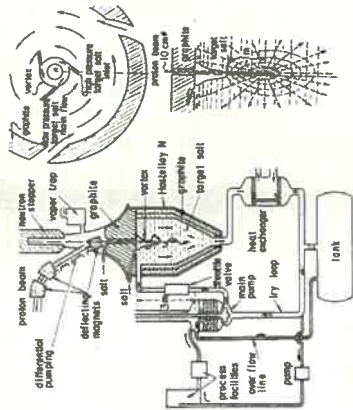
共同利用・共同研究を歓迎いたします！





## Accelerator Molten-Salt Breeder

- 1GeV-300mAの陽子加速器とフッ化物溶融塩ターゲット・ブランケット及び熱除去系から構成
- 溶融塩との接触部に Hastelloy-N鋼を使用
- 溶融塩の液面にジェットによる渦を発生させる窓なしターゲットを採用
- 主な使用目的と性能
  - 兵器級Pu処理 (250~300kg/yr)
  - $^{233}\text{U}$ 増殖 (700kg/yr)
  - 塩中濃度は0.5~0.7mol%であり、ブランケットの実効増倍率に依存



2016/11/16

ADSにおけるトリウム利用

5

## ThEC15: International Thorium Energy Conference 2015



- 2015/10/12~15 ムンバイ・インドで開催
- 米・欧・日・韓・インド他から300名が参加
- 口頭発表40件+ポスター発表120件
- International Thorium Energy Organizationが主催、今回で5回目(2年ごとに開催)

2016/11/16

ADSにおけるトリウム利用

6

## ThEC15 Program

- Session 1 Gateway to sustainable nuclear energy
- Session 2-5 National Overviews
- Session 6-8 Enabling Technologies: LWRs & MSR
- Session 9A-10A Enabling Technologies : ADSS
- Session 9B-10B Reactor Design
- Session 11A Reactor Design
- Session 11B Thorium fuel Irradiation Experiences
- Session 12 Power from Thorium
- Session 13-15 Fuel Cycle
- Award Distribution to Poster Contest Winners
- Panel Discussion: The Way Forward

2016/11/16

ADSにおけるトリウム利用

7

## 主な口頭発表：ADS

- Session 3
  - Thorium research activities in Japan, Toshinobu Sasa, JAEA, Japan
  - Thorium Research and Development Activities in Turkey, Gökem GÜNGÖR, Energy and Natural Resources, Turkey
- Session 9
  - Accelerator – Driven Systems – the iTheC Strategy, J-P C. Revol, iTheC, Switzerland
  - Virginia ADS Consortium - Thorium Utilization, Ganapati R. Myneni, Univ. Virginia, USA
- Session 10
  - Accelerator Driven Sub-critical Systems: design challenges, S. B Degwekar, BARC, India

2016/11/16

ADSにおけるトリウム利用

8



Session 3  
**Thorium Research and Development Activities in Turkey,**  
 Görkem GÜNGÖR, Energy and Natural Resources, Turkey

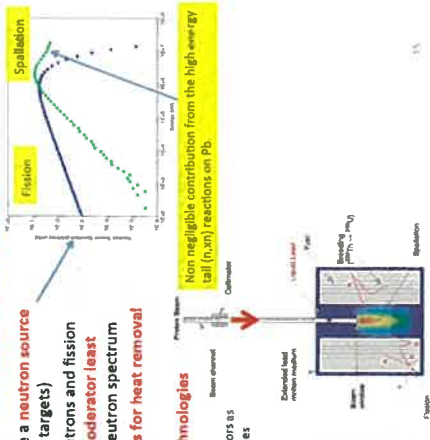
- Turkey should be integrated to international R&D activities on ADS which is expected to be commercialized in the middle of this century
- There are theoretical academic research studies on ADS in Turkey which should be verified by industrial demonstrations.
- Development of high energy accelerators in Turkic Accelerator Complex are underway

将来のエネルギー供給に、国内のトリウム利用を想定  
 トリウム利用炉としてADSの開発を検討  
 ADSにも利用可能なGeVオーダーの陽子加速器施設を計画中国際的な知見を集約して、今世紀半ばの実用化を指向  
 →トリウム炉なら実現し得るかもしれない

**ADSの特長**  
**ADS: iTheC's choice**

- A particle accelerator to provide a neutron source through spallation (Pb, Pb-Bi, U targets)
- A core in which both source neutrons and fission neutrons are at work – with a moderator least moderating to allow for a fast neutron spectrum and for safety
- Combine with passive processes for heat removal
- Mostly rearranging existing technologies
- Can fit in various scenarios:
  - In combination with U/Pu fast reactors as a dedicated burner of Minor Actinides
  - As a <sup>235</sup>U breeder burning TRU

- In addition, the accelerator allows to modulate the power (complementarity with renewable energies)



Session5 and Session 9A  
**Accelerator-Driven Systems – the iTheC Strategy,**  
 Jean-Pierre C. Revol, iTheC, Switzerland

- 将来の持続的エネルギーにThは不可欠
- Th利用には様々なシナリオに対応可能なADSが適する
- 既存技術が応用可能だが、工学レベルの実証試験が未実施 (MYRRHAは大規模すぎる)
- ロシアでの実証試験を提唱、協力を呼びかけ

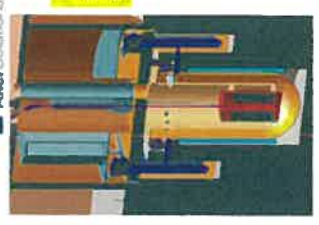
トリウム炉として、様々なシナリオ適用性があるADSを選定  
 MEGAPIEなどの実証試験は終わったが、工学レベルの試験が必要との認識は、我々JAEAと共通  
 MYRRHAを待たずステークホルダーに訴えるアクションが必要との考え

**工学規模ADS概念**

EA Feasibility Study: Aker ASA and Aker Solutions ASA (2010)

- 1500MWTh/600MWe
- Sub-critical core
- Thorium oxide fuel
- Accelerator driven via central beam tube
- Molten lead coolant
- Coolant temp 400-540°C
- 2 Axial flow pumps
- 4 Annular heat exchangers
- Direct lead/water heat exchange

It may be modified to a Minor Actinide burner (ADS)



Jacobs Engineering Group Inc.  
 Carlo Rubbia

Simplified reprocessing (U & Pu by fluorination)

# iTHECの提唱するADS開発計画

Project	Neutron Source	Core	Purpose
FEAT (CEBN)	Proton (0.8 to 2.75 GeV) (~10 <sup>13</sup> /s)	Thermal (200 MW)	Reactor physics of thermal subcritical system (k<0.9) with spallation source - done
TARC (CEBN)	Proton (0.8 to 2.75 GeV) (~10 <sup>13</sup> /s)	Fuel (100-200 MW)	Load sharing down spectrometry and transmission of LLP - done
MUSE (France)	DT (~10 <sup>14</sup> /s)	Fuel (<1 MW)	Reactor physics of fast subcritical system - done
YALINA (Bakerov)	DT (~10 <sup>14</sup> /s)	Fuel (<1 MW)	Reactor physics of thermal & fast subcritical system - done
MECAPIE (Switzerland)	Proton (800 MeV) + Ps-B (100 MeV)	Thermal (200 MW)	Demonstration of (1MW target) for start period - done
TRADE (UK)	Proton (140 MeV) + Tr, 40 MeV	Fuel (100-200 MW)	Demonstration of ADS with thermal feedback - cancelled
TRF-P (Japan)	Proton (800 MeV) + Ps-B (100-10 <sup>14</sup> /s)	Fuel (<1 MW)	Coupling of fast subcritical system with spallation source including MA loaded configuration - postponed
SAD (France)	Proton (800 MeV) + Ps-B (100 MeV)	Fuel (20 MW)	Coupling of fast subcritical system with spallation source - cancelled
TRF-T (Japan)	Proton (800 MeV) + Ps-B (100 MeV)	Thermal (200 MW)	Dedicated facility for demonstration and accumulation of material data base for long term - postponed
MYRRHA (Belgium)	Proton (800 MeV) + Ps-B (11.8 MeV)	Fuel (80 MW)	Experimental ADS - under design
CAOS (China)	Proton (0.5 - 1.5 GeV)	Fuel (100-200 MW)	Four phase project: 2011 - 2031
U-ADS (Ukraine)	Electrons	200 MW	Uranium-based ADS prototype (NIPIT)
ADS (Russia)	Proton (25-500 MeV)	1-5 MW	Using an existing facility at Troitsk

2016/11/16

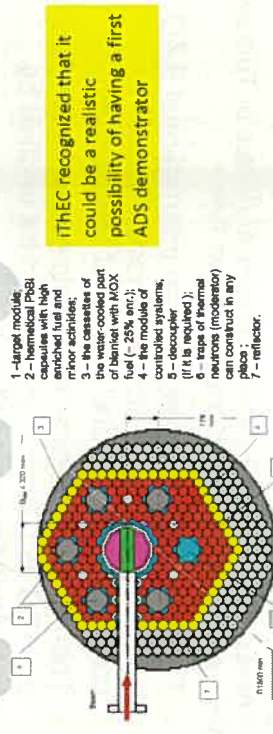
ADSにおけるトリウム利用

13

# ThEC13でのTroitskからの提案

At ThEC13 Stanislav Sidorkin presented a proposal of an ADS demonstrator at Troitsk, using the Moscow Meson Factory, at the Institute for Nuclear Research (INR)

## Conceptual scheme of research ADS



2016/11/16

ADSにおけるトリウム利用

14

# ADS実験への協力を呼びかけ

- **Thorium should play a major role in future energy production** because it is a sustainable energy source on a human time scale
- ADS with a fast neutron flux is a most efficient way of using thorium that can complement other nuclear scenarios
- With existing accelerator and neutron spallation source technologies, it is already possible to build modular energy sources of order 100 to 200 MW
- iTHEC has decided to invest in a feasibility study for Troitsk: a first demonstrator of significant thermal power, **faster and cheaper than current projects**
- The community is welcome to join a collaboration that should be put together in the next months

MYRRHA計画の総予算 (約1,200M€) の5%で実施可能としている

2016/11/16

ADSにおけるトリウム利用

15

Session 9A  
Virginia ADS Consortium - Thorium Utilization,  
Ganapati R. Myneni, Univ. Virginia, USA

- Th利用の視点からADS利用のワークショップを開催
- ADSの歴史、コンセプトの紹介
  - 米国ATW、欧州Energy Amplifierを例示
  - MYRRHA、ADAM、AMSB等を紹介
- ADS ThUシステムの開発には、あと25年必要だが、MSRであれば即時導入も可能

米国の核物理研究者を中心としたコンソーシアム主催会議の報告  
報告者の多くは今回の会議と重複  
ADS ThUシステムの開発期間は米DOEの見解であり、妥当な印象

2016/11/16

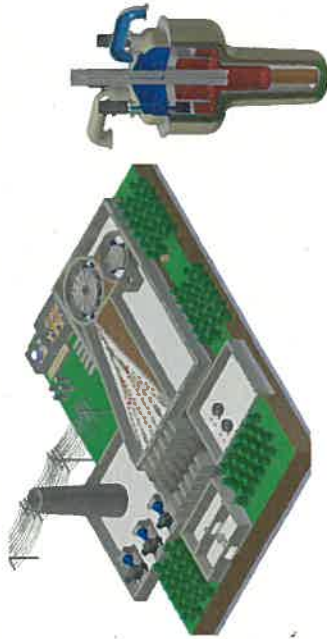
ADSにおけるトリウム利用

16



## ADAM計画

Accelerator-Driven subcritical fission in A Molten salt core:  
Closing the Nuclear Fuel Cycle for Green Nuclear Energy



Peter McIntyre, Texas A&M University  
For the ADAM Collaboration

14

2016/11/16

ADSにおけるトリウム利用

17

## Session 10A Accelerator Driven Sub-critical Systems: design challenges

S. B. Degwekar, BARC, India

- 加速器
  - 20MeV-30mA LINACを開発、1GeV延長を計画
- 核破砕ターゲット
  - 核・熱流動解析ツール開発
  - 熱流動及び腐食試験用ループによる実験
- 未臨界炉心
  - 炉心解析ツールの開発
  - 実験施設概念設計
  - Th燃料サイクル及び炉概念の研究

10年ほど前から鉛ピスマスループを製作し、流動試験等を実施しているが、活動が限定的となっている印象

2016/11/16

ADSにおけるトリウム利用

16

## MSR概念のTh増殖率比較

- The thermal critical MSR gives
  - A low breeding ratio of ~1.04
  - A linear doubling time of about 34 years
- The fast critical MSR gives
  - A higher breeding ratio ~1.14
  - Not much advantage in terms of doubling time
  - Lower demands on the fission product removal capability
- Accelerator-driven thermal subcritical MSR
  - Good breeding ratio ~1.14
  - Significantly lower doubling time ~15 years

2016/11/16

ADSにおけるトリウム利用

19

## インドでのTh利用ADS開発

Accelerator Driven Sub-critical reactor System (ADSS) is being developed for Thorium utilisation as well as for transmutation of nuclear waste in dedicated minor actinides burner reactor with inherent safety against power excursions.

**Development of high current high energy proton accelerator**  
Stage-1: 30 mA 20 MeV Linac injector (LEHIPA)  
Stage-2: 1 GeV and 30 mA superconducting linac



**Target development studies related to heat removal and window damage (irradiation creep and void swelling)**



LBE thermal-hydraulic experimental test facility  
Subcritical test facility  
Reactor Physics Studies

2016/11/16

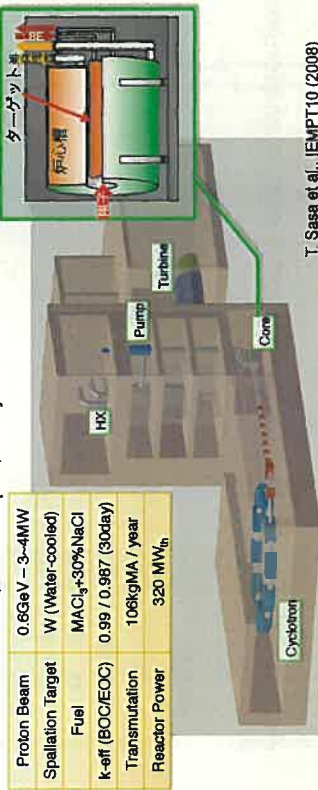
ADSにおけるトリウム利用

20

### Thorium research activities in Japan,

Toshinobu Sasa, JAEA, Japan

- Liquid fuel have no limitation for decay heat released from Am/Cm
- $k_{eff}$  adjusted by controlling fuel concentration for stable operation
- Fuel concentration adjustment also gives wide margin to multi-recycling
- Extracting Am/Cm from power generation cycle also gives specific merits to fuel fabrication, fuel transport, safety and cost



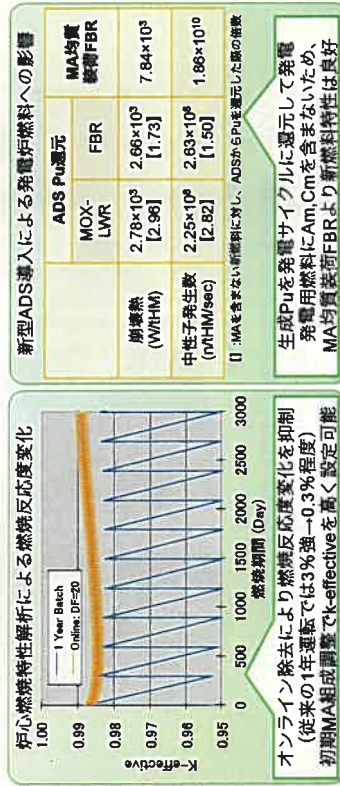
Proton Beam	0.63eV - 3-4MW
Spallation Target	W (Water-cooled)
Fuel	MA <sub>0.1</sub> +30%NaCl
k-eff (BOC/EOC)	0.99 / 0.967 (30day)
Transmutation	106kgMA / year
Reactor Power	320 MW <sub>th</sub>

T. Sasa et al., IEMPT10 (2008)

ADSにおけるトリウム利用

## 新型液体燃料ADSの特性

- 液体燃料を用いた炉心の核特性及び燃焼特性解析結果
- ✓ オンラインでの核分裂生成物除去による燃焼反応度変化抑制効果
- ✓ 抽出したプルトニウムを発電に再利用して発電炉と協調する新しいサイクル概念



炉心燃焼特性解析による燃焼反応度変化  
オンライン除去により燃焼反応度変化を抑制 (従来の1年運転では3%強-0.3%程度)  
初期MA組成調整でk-effectiveを高く設定可能

	ADS P <sub>u</sub> 還元		MA均質燃料FBR
	MOX-LWR	FBR	
崩壊熱 (W/THM)	2.78×10 <sup>3</sup> [2.98]	2.66×10 <sup>3</sup> [1.73]	7.84×10 <sup>3</sup>
中性子発生数 (n/HM/sec)	2.25×10 <sup>6</sup> [2.82]	2.83×10 <sup>6</sup> [1.50]	1.86×10 <sup>10</sup>

□ : MAを含まない新燃料に対し、ADSからPuを還元した際の燃焼

生成Puを発電サイクルに還元して発電  
発電用燃料にAm, Cmを含まないため、MA均質燃料FBRより新燃料特性は良好

ADSにおけるトリウム利用

## Thorium History in Japan Subcritical Experiments in KUCA

- Kyoto University Critical Assembly was connected FFAG 100MeV proton accelerator
- Neutronic experiments for Th-loaded ADS was performed
- Specific difference are observed according to the difference of the source spectrum
- Further experiments are expected after the inspection for restart by NRA

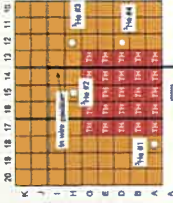


Fig. Core configuration of 237Th-PE core (1.00 MeV protons)

Table Results in keff (He #3; Area ratio method)

Core	Cal.	Exp.
Th-HEU-PE	0.5876	0.7348
		0.6377

$k_{eff} = 0.4616 \pm 0.03$  (SAC-CITATION 107-G, 3-D)  
 $\sigma = 5965 \pm 23$  (100 MeV protons)  
 $3.28\% \pm 1.3$  (4 MeV neutrons)

C.H.Pyoun, et al., Nucl. Sci. Eng., 177, 156 (2014).

THEC15, Mumbai-India

## まとめ・雑感

- 開催地インドの研究者・学生から多くの発表が行われ、インドのトリウム利用に対する意気込みが伝わった
- 工学スケールを見通したTh燃料再処理試験も議論されており、実用性が見込めるならサイクルとしての成立性が見えてくるかも(Slideなし)
- ADSでは、自身を含めアイデア段階の提案が多い印象
- KUCAのTh-ADS実験が高く評価され、ベンチマークの要望があった
- iThECがロシアで実施しようとしているADS実験計画に注目している



ADSにおけるトリウム利用



# Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle

Short- to long-term considerations

136 pages, published 2015 Oct. 06  
NEA #7224

Available online at <http://www.oecd-nea.org/science/pubs/2015/7224-thorium.pdf>



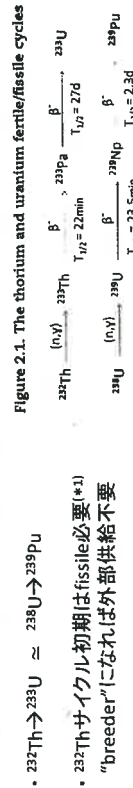
1. Introduction
  2. Perspectives on the use of thorium in the nuclear fuel cycle
  3. Front end of the thorium fuel cycle
  4. Thorium fuel testing and qualification
  5. Thorium fuel cycles in present day reactors
  6. Thorium fuel cycles in molten salt reactor designs
  7. Spent fuel reprocessing
  8. Waste management issues
  9. Non-proliferation issues
  10. Economic aspects of thorium fuel cycles
  11. Conclusions
- A: Thorium recovery  
B: A transition scenario study of LWRs to Th-fueled HWRs  
C: A transition scenario study of MSRs

## 2. Perspectives on the use of thorium in the nuclear fuel cycle

### 2.1 Basic considerations

#### 2.1.1 Fertile/fissile cycles

#### 2.1.2 Conversion ratios and breeding



• PWRなら転換比0.5~0.6、PuMOXで~0.7

233Uは熱・熱外エネルギーで最大のη値

⇒ 高転換の検討(PWR, BWR, HTR, HWR, 熱炉で1を超える転換比(\*2)も)

= ThサイクルのUサイクルに対する利点

(\*1) 100万KWe-year(PWR)で200tの天然ウラン必要。MOXでも同等。

HWRなら中性子経済が良いので30-40%改善するが、使用済み燃料増加

(\*2) Shippingportで増殖(1.014)できたのは、毒物や制御棒を排した運転方法採用や、低い燃焼度、などの炉心性能の低下との引き換え。

安全性・経済性の観点で現在の発電炉運転にはそぐわない。

Table 2.1. Neutron reaction cross-section values (in barns) averaged for a thermal (PWR) reference neutron spectrum

Thermal spectrum	<sup>232</sup> Th	<sup>235</sup> U	<sup>238</sup> U	<sup>239</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu	<sup>244</sup> Pu	<sup>248</sup> Pu
Neutron capture (n,g) (b)	5.010	11,270	14,300	14,898	37,052	83,856	479,200	51,000
Fission (n,f) (b)	0.009	79,710	53,310	0.040	2,787	142,844	0.570	139,300

η = 7.1 (<sup>233</sup>U), 3.7 (<sup>235</sup>U), 1.7 (<sup>239</sup>Pu)

Table 2.2. Neutron reaction cross-section values (in barns) averaged for a reference fission neutron spectrum

Fast spectrum	<sup>232</sup> Th	<sup>235</sup> U	<sup>238</sup> U	<sup>239</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu	<sup>244</sup> Pu	<sup>248</sup> Pu
Neutron capture (n,g) (b)	0.083	0.088	0.085	0.087	0.096	0.057	0.089	0.117
Fission (n,f) (b)	0.078	1,853	1,229	0.321	1,697	1,793	1,376	1,649

Note: Data computed with JANIS-4 using the JEFF-3.2 Neutron Data Library.

• Th燃料サイクルは、再処理・再加工の工業規模での実証がなされていない

• 安全性を確保したTh燃料炉心で増殖を達成するのはchallenging  
また、遅発中性子割合βが小さいことを踏まえた安全解析が必要

β : <sup>233</sup>U : 0.0027, <sup>235</sup>U : 0.0065, <sup>239</sup>Pu : 0.0021

↑ ↓

## 2.2. A necessarily progressive process for thorium fuels

• Th燃料の導入は徐々に。100%のTh/233U燃料サイクルはnear-termでは実現しない\*

• Th燃料の導入初期は、現行のU/Puサイクルからのfissileの供給が必要。

⇒ <sup>233</sup>UをTh/PuあるいはTh/U/Puサイクルで生成することが必要

⇒ Pu利用に制限かかるとTh/Pu→Th/<sup>233</sup>Uの移行期間が長期化

⇒ Puの利用可能性が重要因子

(\*1) 新型燃料を導入するには以下のステップが必要であり、非常に時間がかかる。

• 実験室スケールでの基本的な物理化学データ取得

• 炉物室・安全基準の品質保証(?)

• 燃料製造技術の試験と実証

• 照射試験の実施と積分テスト

• 照射後試験解析による燃料棒/集合体特性把握

• 原子炉および燃料サイクル施設の安全書類の再評価

(\*2) 新型燃料の導入には、他のエネルギー技術に比してコスト競争力があることが必要。

2.3 Motivations for a change in the established fuel cycle

産業界は、将来ビジョンとしてTh燃料を考えており、Th燃料サイクル導入による供給チェーンの再調整やU/Puサイクルとは異なるリスクについて評価する必要。

U資源枯渇対策やMA生成量削減では、Th燃料サイクルを早期に導入する動機にならない。Thを徐々に導入する様々なシナリオには興味がある。

将来におけるTh利用の主要な3つ目的

- ・ fissile 管理
- ・ 究極的な廃棄物管理：Pu燃焼、MA蓄積小、高燃焼度可能性
- ・ 天然資源(U)節約：2050年以降の話

Table 2.3. Different potential strategies of thorium utilisation at different time frames

Objective	Economy of natural resources	Management of fissile material	Management of ultimate waste
Time frame			
Short term (pre-2030)		Th as "additive" or using separated natural thorium "fuel" rods	
Medium term (2030-2050)		RU-recycling Pu-recycling	Deep Pu-burning
(Very) Long term (post-2050)		RU-recycling Pu-recycling	Deep Pu-burning High-level waste

The dark-shaded options explicitly require recycling schemes of the thorium-fuels. The light-shaded options may optionally implement recycling of the thorium fuels. RU stands for recovered uranium, uranium coming from reprocessing of spent uranium oxide fuel.

再処理 ... 第7章「Spent fuel reprocessing」で

リサイクルに関して

232Uに伴う高放射線が産業化への技術課題  
 UOX使用済燃料中の<sup>232</sup>UはLWRで2ppb、Th/<sup>233</sup>U燃料なら65ppm (約3万倍)  
 燃料製造における glovebox → さらに遮蔽されたラインへ  
 MA(TRU)リサイクルするU/Puサイクルの場合も同様(\*)

US-DOE "Nuclear Fuel Cycle Evaluation and Screening" (2014)

様々な燃料サイクルについて、熱・中速・高速炉を対象に、探鉱から処分までを、once-through recycle で評価。  
 ⇒ 高速炉 and/or 熱炉で、U/PuもしくはU/TRUリサイクルが most-promising。  
 U/Thサイクルは、potentially-promising であり、導入に向けたR&Dが必要。

(\*) <sup>233</sup>Uは半減期が長い(16万年)ため、Puに比べて時間をかけてもpenalty 小  
<sup>241</sup>Puは半減期が短い(14年)ためU/Puではpenaltyが大きくなる。

2.4 Short term (before 2030): Thorium as an additive to uranium/plutonium fuel cycle

Thの核的・材料特性の良さを生かした既存燃料に対する付加としての導入が進む

Thの導入はU/Pu燃料に対する付加(5-10%)

- ・ 核的性能の改善、可燃性毒物低減、などの手段
- ・ U節約、fissile 管理、廃棄物管理の改善、には寄与しない
- ・ 高燃焼度に向けた照射経路の善隣 (Gen. III 型炉でのTh燃料利用の第1ステップ)

ただしLEUを用いるTh燃料利用の設計では、出力レベルを下げることもある。  
 出力低下は収益悪化につながるが、商業的に受け入れたい(不経済)  
 ⇒ この問題を克服することが重要。

現状、燃料変更に対する動機が無いことが、多大な認証作業に対するバリア

2.5 Medium term (2030 - 2050)

U/PuサイクルからTh/<sup>233</sup>Uサイクルへの移行が現実味(\*)  
 ただし<sup>233</sup>Uの蓄積に併せた、ゆっくりとした移行。

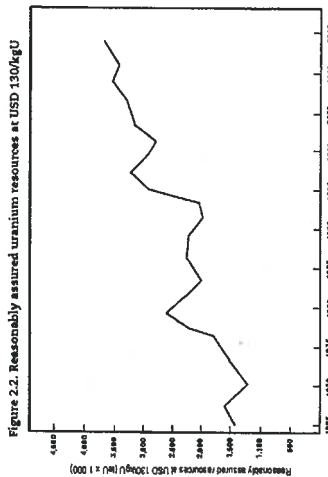
- ・ まだU枯渇はTh導入の動機にはならず、原子力利用の様々な不確実さへの対処がメイン
- ・ 安全向上のための事故耐性燃料(ATF)の開発(\*2)。Th燃料はATFのオプションの一つ。

(\*) 福島事故は大きな衝撃だが、中長期では以下の観点で原子力は当てにされている  
 エネルギー分野での脱炭素化ニーズの高まり  
 エネルギー自給の重要性増大  
 低コストのベースロード電源の利用  
 原子力の潜在能力の将来性(総利用など)

(\*\*2) 原子力事業規模は、安全・使用済燃料・最終処分・核不拡散という社会不安への解答を示せるかに依存する。福島事故は安全の重要性をさらに高めること。⇒ once-through採用国での地層処分の遅れは原子力利用に対する障害。中間貯蔵の増大は核拡散リスクが増大。

・将来にわたり持続可能なエネルギー源として原子力をとらえている国では、2050年以降でのGen.IVシステムへの移行を模索  
FR : 天然U使用量を大幅に削減可能。U,Pu,MAの多重リサイクル可能。  
高レベル廃棄物を大幅に削減可能。

が、短期・中期ではFRへ移行する動機にはならない(doubtful)  
過去60年で使用したウランは300万tだが、U資源量は増加傾向 (Fig.2.2)



Th燃料導入の  
動機が薄れる

Note: Compiled from IAEA/NEA Uranium: Resources, Production and Demand (1965-2014).

原子力発電における燃料サイクルコストの割合 10~20%程。  
燃料サイクルコスト中のUコストは約半分 (49%, Table 2.4)

Table 2.4. Cost of 1 kg of LWR fuel as at June 2013

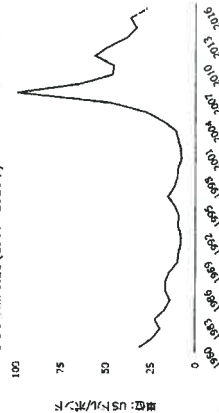
Uranium	8.9 kg U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> x USD 130	USD 1 160
Conversion	7.5 kg U x USD 11	USD 83
Enrichment	7.3 SWU x USD 120	USD 880
Fuel fabrication	per kg	USD 240
Total (approx.)		USD 2 360

Data from the World Nuclear Association.

発電コストが20%上昇するのは、U価格が5倍に相当 (燃料サイクルコストが10%として)  
⇒ ~\$250/lb > \$135/lb (2007年のピーク値)

(補足)

ウラン価格の推移(1980~2016年)



現在は2007年ピークの1/4程

・Thサイクルでは、Puやアクチノイドの生成量が少なく廃棄物の放射性毒性が大幅に下がる。  
⇒ 第8章「Waste management issues」で長期にわたる毒性比較

・Th利用による放射性毒性の低下が、処分の安全性や処分コスト(\*2)の削減にどれだけ寄与するか、で利点かどうかを判断すべき。

・処分研究では、放射性毒性の高いアクチノイドよりも長寿命のFPの移動で安全評価  
⇒ 処分問題は発電システムよりは発電量に依存する。

⇒ 処分費用と廃棄物体積との議論も同様 (廃棄物体積でなく発熱量が効く(?) )

・使用済燃料の蓄積など、より持続的なシステム(\*2)に対する社会的なneedが高まれば2030-2050において持続的なエネルギーへ移行する・しないを決めるだろう。

⇒ 現行の燃料サイクルの柔軟性を高めるためのTh利用が、可能性として検討される (prime optionではない)

(\*1) 処分の遅れは、割引率を用いた経済性評価に大きく影響

(\*2) 高速炉の開発は2050までは政府が主導。産業界での利用は僅かにとどまる。  
= 高速炉が世界でどの程度導入されるかには、不確実さ

・FR導入が遅れ、原子力利用が増大している場合には、以下の事柄がTh利用に繋がる  
LWR/HWRでのU/Pu/TRUリサイクルによる使用済燃料管理への要求

U資源探索や採鉱に対する要求の高まり(原子力が大量に導入されている場合)  
柔軟な燃料サイクル開発(local nuclear park(?)に適合した)

・Th/<sup>233</sup>Uの導入は、より長い燃料サイクル、より高い燃焼度、<sup>235</sup>U/<sup>238</sup>Uの燃焼量削減に。

・Thは様々なシステムで利用可能であり、LWRでのTh燃料利用方法は目的により変化する

システム: ThとU/Puを混合した燃料棒

Th燃料棒とU/Pu燃料棒での燃料集合体

Th燃料集合体とUOX/MOX燃料集合体

目的: 天然U使用量削減、<sup>233</sup>Uの増産最適化、<sup>233</sup>Uの将来炉での利用(\*\*1)

実行可能なのはThサイクルとU/Puサイクルを別に出来る集合体レベルでの非均質(\*\*2)

(\*1) Puを用いた<sup>233</sup>Uの生成は、将来におけるFR導入に対してリスク(Pu減少)。

Puや<sup>233</sup>Uが適切に供給される必要があり、3-stage開発プログラム(インド)が良い例

(\*2) Th/U/Puの産業レベルでの再処理は未確立。

Th燃料から取り出したfissileの再加工は困難。

⇒ Th/<sup>233</sup>Uのリサイクルは当初は少数の集合体を対象にする必要。



2.6 Long term (post -2050) : Dedicated breeder systems using Th/<sup>233</sup>U closed fuel cycles  
 2.6.1 Generation IV concepts with thorium

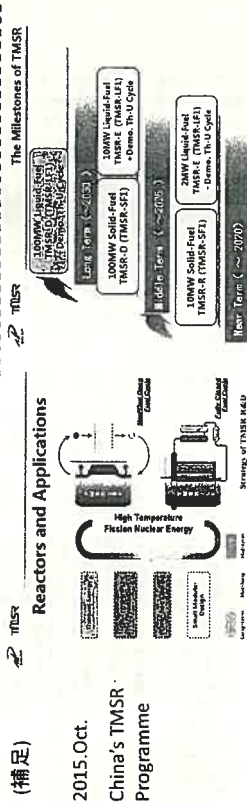
Gen.IVのconceptは6種類あるが、Th燃料利用を検討しているのは以下の2種類

溶融塩炉:MSR  
 超臨界水炉:SCWR ...カナダの設計のもの

MSR ... GIFの技術ロードマップで実現性検討を2025年まで延長

- ・ online/on-siteでの溶融燃料取扱
- ・ 安全解析方法 ... 安全装置(CRなし)  
 核不拡散(運転中に燃料が入りする)

- ... 中国で2011年にMSRのR&Dプログラム開始。
- ・ 2MWのTMSR-LF "liquid-fuel", Graphite減速炉。



2015.Oct.  
 China's TMSR Programme

2.6 Long term (post -2050) : Dedicated breeder systems using Th/<sup>233</sup>U closed fuel cycles  
 2.6.1 Generation IV concepts with thorium  
 2.6.2 Hybrid reactor concepts

Hybrid ... 加速器 + 溶融塩ブランケット  
 fission + fusion

Th利用の有無に関係なく、今世紀中の商業利用は見込めない

## OECD/NEAレポート

"Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle  
Short- to long-term considerations"

## 4. Thoria fuel testing and qualification (トリア燃料の試験と検証)

第3回トリウム燃料の利用に関するWG  
2016/11/16 @大阪大学 吹田キャンパス

GNF-J 草ヶ谷

### 4 章のまえがき

トリウム燃料の許認可取得と商用利用は、信頼できる燃料試験と熱機械挙動解析コードに依存する。挙動解析コードは、熱伝導率、熱膨張、照射スエリング速度、核分裂生成ガス保持などの照射挙動データに対してベンチマークが必要であり、通常運転時と過渡・事故時の両方の燃料挙動を予測できる必要がある。

燃料挙動データは、通常、計装を施した試験燃料棒の照射試験により収集される(商用炉を模擬した運転条件で、燃料温度や変形が連続的または出力変化時に測定される)。以下の節は、網羅的でない(not exhaustive)が、トリウム酸化物(トリア)燃料に関する過去および進行中の燃料照射試験の情報を、最近のものに焦点を当てて、提供するものである。

### 4.1 Thoria fuel testing programmes

- 4.1.1 The Halden Reactor (Th,Pu)O<sub>2</sub> and (Th,U)O<sub>2</sub> test programme
- 4.1.2 The Obrigheim (Th,Pu)O<sub>2</sub> PWR test programme
- 4.1.3 The German-Brazilian co-operation on thorium utilisation in PWRs
- 4.1.4 Other thorium irradiation programmes
- 4.1.5 Defected thorium fuel

#### 4.1.1 The Halden Reactor (Th,Pu)O<sub>2</sub> and (Th,U)O<sub>2</sub> test programme (1/3)

トリウム燃料の照射試験がハルデン炉(ノルウェー)で進行中。  
"a commercially driven programme" . . . Thor Energyの照射試験と思われる。

##### 計装試験リグ

- ・ 熱電対 (燃料スタックの中心に挿入され、中心温度を測定)
- ・ 被覆管および燃料スタックの伸び計
- ・ 燃料棒内圧計 (FPガス放出率の測定)

初期線出力は約35 kW/m、LWRの照射条件をよく模擬

低Th濃度の燃料についてのデータが不足。

→低Th濃度の(Th,Pu)O<sub>2</sub>及び(Th,U)O<sub>2</sub>のデータ拡充がねらい。

→商用炉でのLTR (Lead Test Rod) や商用燃料挙動解析コードの開発に役立てる。

一つの照射リグに6本の燃料棒(長さ30 cm) (Figure 4.1参照(次ページ))  
上述の計装に加え、冷却材の入口・出口温度・流速、中性子束を測定。

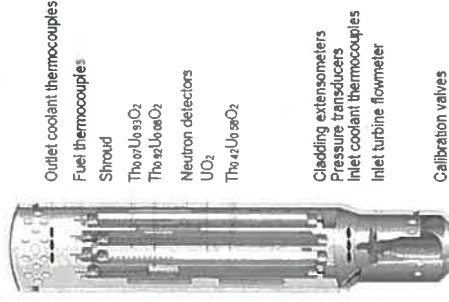
現在(2015年)照射中の6本の燃料の内訳:

(Th,Pu)O <sub>2</sub>	: 2本 (*)
(Th,U)O <sub>2</sub>	: 2本 (7wt%Th)
参照用UO <sub>2</sub>	: 2本

(\*)以前のEU試験(EU第五次研究計画)のOMICOプロジェクト、SCK・CEN(注産、燃料微細組織と組成の変化を研究)で製造。

#### 4.1.1 The Halden Reactor (Th,Pu)O<sub>2</sub> and (Th,U)O<sub>2</sub> test programme (2/3)

Figure 4.1. A sketch of the instrumented fuel testing rig being used in the thorium fuel testing campaign at the NEA Halden Material Test Reactor in Norway



Source: Insaulander-Bjork et al. (2015).

#### 4.1.1.1 The Halden Reactor (Th,Pu)O<sub>2</sub> and (Th,U)O<sub>2</sub> test programme (3/3)

7wt%Th「ドーブ」燃料-商用炉で使用可能で、可燃性毒物の必要性を減らせる見込み-はIFEで製造。Th添加量が低いため、UとThの酸化物粉末の共粉砕は難しくなく、最終焼結後の燃料密度は96%TD、ペレット中のトリウム酸化物はかなり均一に分布。

2015年現在、燃料温度測定値は既知の熱伝導率に対応：7wt%Th燃料棒の中心温度は、参照用UO<sub>2</sub>燃料棒より約30-40K低い (=トリウム添加による熱伝導率の向上)。FPガス放出はこれまでどころ観察されていない。

新しい計装の試験リグ(Figure 4.1)を用い、IFE製造の(Th,Pu)O<sub>2</sub>燃料の照射データを取得予定。(Th,Pu)O<sub>2</sub>の製造準備として (Th,Ce)O<sub>2</sub>を用いた製造試験が行われている。

トリウム燃料の製造と照射試験の計画は、少なくとも2017年末まで継続され、トリウムLWR燃料の実用化計画の次のステップであるLTR照射試験をサポートするいくつかの活動も行われる。

- 今後の照射後試験では以下が想定される：
- 燃料棒内ガス分析 (特定の核分裂性ガスの燃料からの放出データの取得)
  - セラモグラフィ- (ペレットの構造が燃焼によりどう変化したか)
  - 高度な顕微鏡観察 (照射燃料中の元素分布と照射に伴う微細組織変化の観察)

#### 4.1.1.2 The Obrigheim (Th,Pu)O<sub>2</sub> PWR test programme (1/4)

ドイツのObrigheim炉(KWO; 350MW<sub>e</sub> PWR)で行われたトリウム燃料の照射試験計画は、EUの第5次研究開発計画(1998-2002)の中で2000年に開始され、第6次計画(2002-2006)に継続された。照射試験は2005年に終了、照射後試験は2009年まで実施された。

計画の目的：

- (Th,Pu)O<sub>2</sub>燃料を標準のPWR条件にできる限り近い条件下でかなりの燃焼度まで照射し、燃料の熱機械的及び一般的な挙動に関する知見を得ること。
- 高qualityのPuを、照射済LWRウラン燃料集合体からのPuよりはるかに低いqualityにまで劣化させる能力を実証すること (これは核兵器からのPuの効果的な劣化のためのオプションでもある)

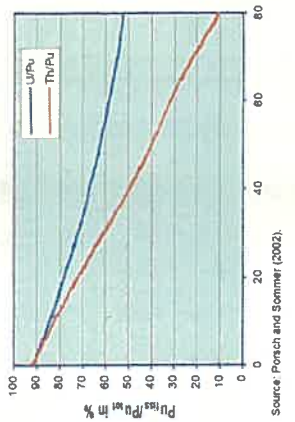


Figure 4.2. Plutonium quality degradation vs. burn-up in Obrigheim (KWO) irradiation tests

#### 4.1.2 The Obrigheim (Th,Pu)O<sub>2</sub> PWR test programme (2/4)

試験燃料：

ITU(Karlsruhe)で製造された(Th,Pu)O<sub>2</sub>燃料。製造プロセス仕様とペレット設計はFramatome ANP (現Areva)が提供。PuはCogema(現Areva)が供給。

ドイツ-ブラジルR&D計画(4.1.3項参照)の経験に基づき、ゾルゲル法により粉末を作成し、標準プロセスでペレット化 → Pu粒子の均一性と商用燃料設計に要求される形状安定性を達成。

ペレット製造時の燃料組成

Table 4.1. Fuel composition of the (Th,Pu)O<sub>2</sub> fuel irradiated in Obrigheim (KWO)

<sup>232</sup> Th	<sup>238</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>241</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu	<sup>241</sup> Am
96.705	0.001	2.995	0.271	0.005	0.000	0.022

Source: Porsch and Sommer (2002)

#### 4.1.2 The Obrigheim (Th,Pu)O<sub>2</sub> PWR test programme (3/4)

試験セグメント燃料 (Figure 4.3)：

(Th,Pu)O<sub>2</sub> 17ペレット、核分裂性Pu濃度 3.0wt%  
 高qualityのPu (Table 4.1) . . . Pu転換性能の確認の目的のため  
 ペレットスタック長約14.4 cm、ペレット径と燃料棒径(9.5mm)は商用LWR相当  
 被覆管材料：ZrV-4



Figure 4.3. Schematic of the KWO (Obrigheim) test rod

Source: Porsch and Sommer (2002)

- 試験燃料は、標準のU/Pu MOX燃料集合体(1サイクル照射、平均燃焼度15.1 MWd/kg)のガイド管に装荷 → 真のPWR Pu中性子スペクトル下での照射
- 線出力：220W/cm (典型的な商用PWRの燃料棒の平均出力よりやや高め)
- 取出燃焼度(計算)：37.7 MWd/kg.

Table 4.2. (Th,Pu)O<sub>2</sub> sample irradiation history

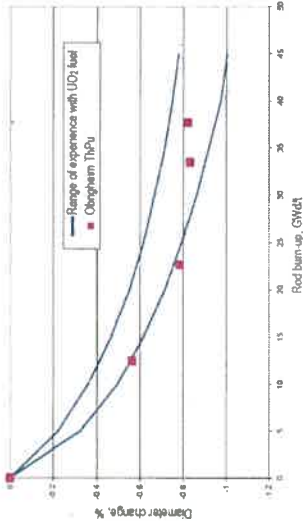
Cycle	32	33	34	35
Linear heat generation rate $q_{\text{max}}$ W/cm	199	148	160	142
Cycle length EFPD	342	372	365	162
Burn-up difference MWd/kg	12.5	10.1	10.8	4.3

#### 4.1.2 The Obrigheim (Th,Pu)O<sub>2</sub> PWR test programme (4/4)

各サイクル後及び取り出し後の直径測定結果：

(Th,Pu)O<sub>2</sub>燃料の直径変化(Figure 4.4)は、標準UO<sub>2</sub>燃料と非常に類似。  
→ (Th,Pu)O<sub>2</sub>燃料の変形挙動は、約38MWd/kgまではUO<sub>2</sub>と同等。

Figure 4.4. Change of outer diameter of the (Th,Pu)O<sub>2</sub> test fuel rod used in the Obrigheim irradiation tests



Source: Somers, Papaioannou and Sommer (2009)

#### 4.1.3 The German-Brazilian co-operation on thorium utilisation in PWRs (1/2)

1980年代、PWRでのTh利用のためのR&DがNUCLEBRAS/CDTN(ブラジル)とKFA-Jülich(独)の協力で行われた。シームンス/KWUとNUKEM(独)も参加。

計画の元々の目的は、PWR Th集合体を設計・製造・照射し、再処理によってTh燃料サイクルを閉じること。

参照プラントとして標準のPWRを選び、計画は以下の目標をもって始められた：

- PWRでのTh利用について解析し証明する
- 標準の燃料集合体設計を用いる
- 標準PWRでの運転に適したTh/U(の)中にはTh/Pu)燃料の製造プロセスを開発する
- 使用済Th燃料集合体の再処理・再製造によりTh燃料サイクルを閉じる研究を行う

Phase I (1979-1983): PWR (Th, U)O<sub>2</sub>燃料の将来に向けた技術基盤を確立し、燃料サイクル概念の実現可能性を実証する。実験室規模の(Th, U)O<sub>2</sub>燃料製造技術の開発、試験炉照射用燃料の製造、(Th, Pu)O<sub>2</sub>製造への移行に関する研究(代替Ce使用)。

Phase II: (Th, U)O<sub>2</sub>燃料の実現可能性と安全性、炉心設計、製造プロセスを実証し、使用済燃料の扱いに関する知識を向上させる。実験室規模から製造工場でのパイロット規模への移行、試験炉での照射と性能試験のためのセグメント燃料棒の製造、製造プロセスの(Th, U)O<sub>2</sub>から(Th, Pu)O<sub>2</sub>への移行(代替Ce使用)。

Phase III: 照射試験の実施、LWRでの商用運転に供するTh含有先行燃料集合体の製造完了、Puまたは<sup>233</sup>Uを用いた製造ラインの設計。

#### 4.1.3 The German-Brazilian co-operation on thorium utilisation in PWRs (2/2)

Phase Iは実質的に完了。関与した全実験室で、試験燃料の製造準備が整った。ブラジルの燃料製造工場でパイロット製造ラインの建設に向けた動きが始まった。燃料再処理とTh/Pu燃料製造に関する実行可能性調査によれば、一見大きな問題はなかった。

過去のD<sub>2</sub>O-Th計画の中で1964年に(Th, U)O<sub>2</sub>燃料ペレットが製造されたが、粉末混合+成形+焼結、及び、振動充填粒子燃料の方法では満足いく結果が得られなかったため、当該計画では下記技術の使用が強調された：

- “chemical ex-gel conversion process”により仮焼した未焼結(Th, U)O<sub>2</sub>粒を得る(ThO<sub>2</sub>とUO<sub>2</sub>が完全な固溶体を形成。HTRでの技術)。
- LWR燃料製造での標準的なペレット成形・焼結技術。

上記のHTRとLTRの既存燃料製造技術の組合せにより、通常の製造上の要求事項は容易に満足することができた。しかし、両製造ラインの交点を新たな要求事項に適合させるために、燃料設計、燃料の使用時性能、バックエンドについてR&Dを必要とした。

計画途中で、燃料製造、試験、技術継承に注目した実際上の要求に合うよう目的が変更された。Th/Puサイクルが最も興味ある研究オプションと認識されたPhase IIの途中で計画が定められた。当時ブラジルは使用済燃料の再処理に関心がなかったため、600 MWe PWR Angra-1で用いる試験集合体の設計の後、計画は打ち切られた。

本計画の成果は下記にまとめられている：

KFA (1979-1988). Program of Research and Development on the Thorium Utilization in PWRs. Final Report. ISBN 3 89336-019-0. Kernforschungsanlage Juelich G.m.b.H.

#### 4.1.4 Other thorium irradiation programmes (1/3)

##### ◆ カナダ

- AECLの多数のトリア燃料が高温(約300°C)・高圧(10MPa)の軽水or重水冷却、重水減速炉において照射された。(NRX炉、NPD炉、NRU炉)
- 高温・低圧・有機物冷却のWR-1炉、低温・低圧・重水減速のNRU炉でも照射試験がおこなわれた(Livingstone and Floyd, 2013)。

##### ◆ ドイツ

- 1970年代初期、いくつかの(Th, Pu) 酸化物燃料集合体がLingen炉(BWR)で照射。燃料棒中の全Pu濃度は2.6wt%、核分裂性割合は約86%、燃料棒取出燃焼度は20 MWd/t程度。基礎データの取得とコードのベンチマークに貢献した。
- 1970年代と1980年代、AVR炉(HTGR; Jülichにある実験炉)にて、(Th, U)O<sub>2</sub>に関する2つの照射試験がPWR模擬条件下で行われた：

- 振動充填(Th, U)O<sub>2</sub>燃料 (D<sub>2</sub>O-Th計画の枠組み内で)
- (Th, U)O<sub>2</sub>ペレット燃料 (新しい手法で製造された“先進”燃料としてThorium/Uranium

燃料の照射挙動の研究が目的)

高度に計装した短尺燃料棒も同時に短期間照射され、PWRの出力をカバーする条件で、最大10 MWd/kgHMに達した。このAVR照射試験の主目的は、振動充填及びペレット燃料の照射挙動、FPガス放出、熱伝導率を調べること、及び、振動充填燃料に特有な燃料破損メカニズムが不明な点について調べることにあった。

次ページ以降に、上記の照射試験で得られたいくつかの重要な結果を示す。



#### 4.1.4 Other thorium irradiation programmes (2/3)

- ◆ FPガス放出(FGR)
- ◆ ドイツAVR試験で、 $UO_2$ 燃料とTh燃料について、FGRの計算値と比較できる測定値はわずかしが得られていない。しかし、ThペレットのFGRは25~61%の範囲にあり、比較的低温燃焼度ではU燃料とTh燃料は同様の放出挙動であることを示唆。Thペレットの照射後試験で、顕著な直径変化/スエリングは見られなかった。
- ◆ AECLの経験によれば、“non-granular”(UとThが均一)トリア燃料が優れた特性を示した。一方、“granular”(UとThが明確な粒に分離)トリア燃料は同様な運転条件下で $UO_2$ と同様の特性を示した。(約40kW/m以下では、燃料温度が低いため微細組織がFGRに与える影響は小さかった。)

Figure 4.5. FGR (%) as a function of maximum sustained linear power (kW/m) for AECL irradiations of thorium-based fuel

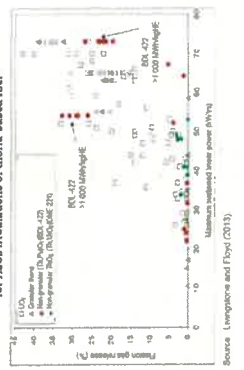
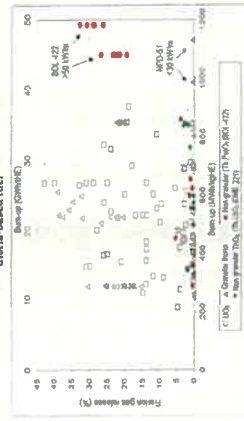


Figure 4.6. FGR (%) as a function of burn-up for AECL irradiations of thorium-based fuel



#### 4.1.4 Other thorium irradiation programmes (3/3)

- ◆ 微細組織の影響
- ◆ トリア燃料は、FGRが低く、 $UO_2$ に比べ(同一出力では)低温になると期待されるが、これはトリアの製造時微細組織が高品質の場合にだけ達成される。顕著な granular構造をもつ燃料は熱伝導率が劣化する(IAEA, 2012; Smith et al., 1985)。
- ◆ AECLのトリア照射試験により、高品質の non-granular の均一なトリア燃料は、出力・燃焼度が同様の $UO_2$ 燃料よりもFGR特性が改善することが確認された (Corbett et al., 2013; Floyd, 2001; Karam, Dimeyuga and Montin, 2010)。最近の試験の“non-granular”のデータ点は Figures 4.5, 4.6(前ページ)にあり。BDL-422燃料(1.5wt%Puの(Th,Pu) $O_2$ (Hastings, 1983))では、FGRは42MWd/kgHE以下では低く(<6%)、42 MWd/kgHE以上では高い(>19%) (Floyd, 2001)。BDL-422の高燃焼度の燃料要素の出力(54-73kW/m)と燃焼度(42-49 MWd/kgHE)の組合せは、 $UO_2$ についてのAECLの経験を超えていた(Manzer, 1996)。
- ◆ Jülich試験照射では、高出力となった振動充填燃料は、比較的短時間・低燃焼度で固体状の燃料コラムに構造変化した。低燃焼度の試験燃料ペレットについては、照射に起因した微細組織の変化はセラモグラフィでは見られず、 $UO_2$ 燃料と同様の典型的なクラックパターンが見られた。

#### 4.1.5 Defected thorium fuel

欠陥のある燃料では冷却材の流入やFPの漏れが生じる。 $UO_2$ の場合、 $UO_{2+x}$ に酸化し、腐食(erosion)の促進、熱伝導率の劣化、FGRの増加につながるが、 $ThO_2$ は化学的に安定であり、欠陥のある燃料でも酸化されない。

これまでのAECLの経験では、トリア燃料に特有の破損原因は見出されていない(Livingstone and Floyd, 2013)。トリア燃料の破損原因としてAECLでは以下の経験がある：

- 内部ガス過圧または出力上昇による応力腐食割れ
- 一次水素化
- 縦方向の被覆管のリッジング(低密度燃料ペレットに起因)
- 不完全な端栓溶接

上記のすべての破損メカニズムは、標準のCANDU炉 $UO_2$ 燃料でも起きており(Manzer, 1996)、製造または運転に起因するものである。

AECLで照射された欠陥のあるトリア燃料は、ペレット腐食とFP放出が $UO_2$ と比較して一貫して低減していた(Livingstone and Floyd, 2013)。たとえば、同様の条件で照射された欠陥 $UO_2$ 燃料棒( $^{235}U$ 濃縮度4.5 wt%)と欠陥(Th, $UO_2$ )燃料棒(Th $O_2$ 中に4 wt%HEU)の試験で、(Th, $UO_2$ )は最小限の燃料腐食だったが、 $UO_2$ は欠陥部位で腐食していた。さらに、欠陥(Th, $UO_2$ )燃料棒から冷却材への $^{133}Xe$ の放出量は、欠陥 $UO_2$ 燃料棒に比べ少なくとも1桁小さかった。

#### 4.2 Summary (1/3)

現在の商用炉でトリウムを利用することの技術的可能性は、多くの理論的研究により示されてきた(但し、必要なfissile driver成分の供給をしばしば仮定している)。 $ThO_2$ は現行炉でのfertile燃料マトリクスとしての使用によく適した材料特性をもっている(特に、現在のMOX燃料中で使われる $UO_2$ と比較して)。

トリア燃料については数多くの照射試験計画が過去に行われ、現在も行われている。トリア燃料の重要な特性(燃焼度に依存する、熱伝導率、スエリング、FGRなど)を明らかにするためのさらなる試験が期待される。これまでのトリア燃料の試験結果により、燃料中心温度やFGRについて、期待された燃料特性が確認されてきた。 $ThO_2$ は破損燃料での水による腐食に対し $UO_2$ よりも高い耐性がある。これらの結果は、“短期”の燃料サイクル目標の達成のためのトリア燃料のより広い利用に向けた重要なステップをなす。

LWRとPHWRのためのトリア燃料は、(FP放出と腐食の低減の点で)より良い破損時の挙動を示しており、現在認可されている原子炉施設を用いた超ウラン核種の消費/転換のための技術として非常に有望である。

トリア燃料はその安全性を確保するため、規制が着目する通常時/事故時のシナリオセットに対し検証されなければならない。工業的に最適なトリウム燃料を製造するためのプロセスについては、さらなる開発を必要とする。新たに開発された燃料の最適化された性能は、今後のさらなる試験計画において確認される必要がある。

## 4.2 Summary (2/3)

完全な検証が達成されるまで、試験計画は以下の3段階で行われると予想される：

Level 1：トリウム燃料の機械的・核的挙動の実証のための少数燃料棒の照射

- ・ これにより当該燃料の特性や性能に関する基本的問いに対する解が得られる。
- ・ 燃料棒の設計には、機械的・核的挙動に関する既存の情報を用いることと、限られた照射実績と理論的考察に基づくコード検証が必要となる。

Level 2：トリウム燃料を主体とした試験燃料集合体の装荷

- ・ これには、許認可用核設計レベルの設計コード体系の検証が必要となる。
- ・ 試験データや機械的挙動に関する知識の不足のため、制限の必要性がありうる。(規制当局による認可のために保守的な不確かさを適用するなど)
- ・ 炉心監視システムを用いた燃料棒出力再構築手法の検証もこの段階で必要かも。

Level 3：取替燃料スケールでのトリウム燃料の導入

- ・ 機械設計・核設計・安全解析用の設計コード、熱機械的入力データの完全なる検証が要求される(燃料温度、燃焼度、出力密度の制限などがあるため)。
- ・ 炉心監視システムによる燃料棒出力再構築手法も十分検証が必要。
- ・ 安全に係わるすべての文書が拡張され認可されなければならない。
- ・ コードの完全な検証に必要な測定情報が十分得られるまで、大きな不確かさが適用されるかもしれない。この保守的な不確かさは、その導出と正統化が必要であり、また、炉の運転に影響を与えるだろう。

17

## 4.2 Summary (3/3)

比較的最近の計画はすべてLevel 1である。カナダでのPHWR設計の数体のトリア燃料集合体の照射は、Level 1を越えている。過去の全炉心装荷の例はLevel 2 or 3と考えられるが、これらは原子力の初期の時代のものであり、今日の規制レジームに対してはほとんど保証を提供しない。

2011年のNEAレポート「Trends towards Sustainability in the Nuclear Fuel Cycle」(NEA, 2011)は以下のように結論している：

「過去に行われ成功した大規模な原子炉技術実証の努力により、現存及び革新的LWRにおけるトリウム燃料の使用及び燃料サイクルを妨げる克服不可能な技術的障害はないだろうことが示唆された。しかし、現行炉でのトリウム燃料の短期間での急速な利用が許されるほど、工業インフラ、研究、設計、及び許認可データは整っていない。」

2014年のUS NRCによるレポート「Safety and Regulatory Issues of the Thorium Fuel Cycle」(US NRC, 2014)は、以下を強調している：

「トリウムの基本的な核的特性は、原子炉及び安全解析に関連する多くの主要分野(定常及び過渡時挙動、燃料取扱と管理(新燃料及び照射済)、炉の運転、廃棄物管理など)に影響を与える。これらのデータの不確かさと、それに起因する主要な安全因子への影響については、完全に評価される必要がある。」

このような評価のプロセスは、既存のインフラに対してさえ、リソースと時間を要するだろう。

18





### 10.1.1 燃料製造

- ▶ LEUを核分裂性燃料として利用する場合、通常のLEU製造よりもコストが増加する。例えば、高温ガス炉利用の場合は、Th(親物質)を粒子状にコーティングするため、追加コストを要する。
- ▶ Puを利用する場合、既存のMOX燃料製造とプロセスは大きく変わらないので、それと同程度のコストになると想定される。
- ▶  $^{233}\text{U}$ を核分裂性燃料として利用する場合は、 $^{232}\text{U}$ の取り扱い(遮へい等)に大きな追加コストが発生する可能性があるが、コストの実績データは存在しない。そのため、既存燃料のコスト比率(MOX燃料製造コスト/ウラン燃料製造コスト=3~5倍)を、Th/ $^{233}\text{U}$ 燃料コストの推定に利用できると考えられる。

### 10.1.2 再処理

- ▶ トリウム燃料の再処理コストは、トリウム燃料の難溶性等に対処するための複雑な化学処理以外のプロセスに関しては、ウラン燃料の再処理とほぼ同様と考えることができる(化学処理前:使用済み燃料受入、中間貯蔵など、化学処理後:燃料のパッケージング、分裂性物質の保管、廃液処理、高レベル廃棄物のガラス固化体への加工など)。
- ▶ トリウムの化学処理プロセスコストはコスト全体の3分の1以下であると推定される。

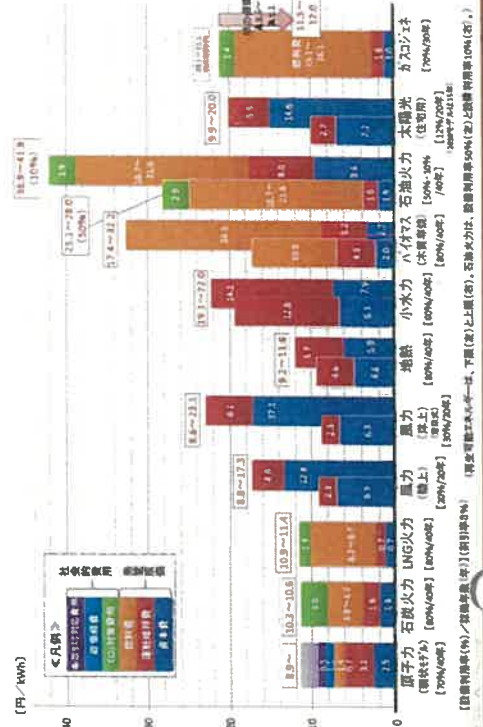
### 10.1.3 最終処分

- ▶ トリウム燃料サイクルに関しても、高レベル放射性廃棄物等の処分に関しては、ウラン燃料サイクルと同様の地層処分が想定され、同程度のコストが想定される。

#### (参考) 発電コスト(コスト等検証委員会報告書, 2011年)

- 原子力と火力、再生可能エネルギーとのコスト比較
- モデルプラントを対象にコスト(資本費、運転維持費、燃料費)を推計
- 原発は8.9円/kWh以上で、火力発電等と同程度の水準

(出所)コスト等検証委員会「コスト等検証委員会報告書J, 2011年  
[http://www.npu.go.jp/policy/policy09/archive02\\_hokoku.html](http://www.npu.go.jp/policy/policy09/archive02_hokoku.html)



第3回「トリウム燃料の利用に関するワーキンググループ」、  
2016年11月16日(水)

## 「10章 Economic aspects of thorium fuel cycles」のレビュー

小宮山 涼一 (東京大学)

### 10.トリウム燃料サイクルのコスト

- ▶ トリウム燃料サイクルは、大規模な商業運転の実績がほとんどないため、実績に基づくコストの設定は困難な状況となっている。
- ▶ トリウム燃料サイクルのコストは、既存のU/Pu燃料サイクルのコストの一般的特徴を踏まえて推定可能であると考えられる。

### 10.1 トリウム燃料サイクル(バックエンド)のコスト

- ▶ Th/Uサイクルでは、再処理による使用済み燃料からの<sup>233</sup>U回収とそれを利用した燃料製造が想定される。
  - ▶ 燃料サイクルコストが総発電コストに占める比率の把握が重要であり、Th/UサイクルとU/Puサイクルで差異が存在する可能性がある。
  - ▶ 既存のU/Puサイクルでの燃料サイクルコスト比率は約15%  
(National Nuclear Laboratory, 2012) 11.6%  
(Gras, 2010) 25%  
(NEA, 2010) OECD11カ国平均 16%(割引率5%) 9.5%(割引率10%)  
(仏政府、Ministère de l'économie et des finances, 1997)
- ウラン: 24.6%  
転換: 3.3%  
濃縮: 21.3%  
燃料製造: 16.4%  
中間貯蔵、再処理リサイクル: 26.2%  
最終処分: 8.2%

### 10.1 トリウム燃料サイクル(バックエンド)のコスト

- ▶ トリウムの市場価格は存在しないが、レアメタルなどの副産物等として生産されること、露天掘り生産であることから、市場価格が仮にいたとしても、低価格になると考えられる。
- ▶ また、トリウムのストック量は世界に既に2.5万吨存在(原子力20~30基分供給可能相当)。事業者にとっては在庫保管コストがかかるため、市場に流通しても低価格で取引されると考えられる。
- ▶ Th/Uサイクルの初期段階で、リサイクルされたPuもしくは<sup>233</sup>Uを核分裂性燃料として使用する場合、これらのコストはそれらを製造するバックエンドコストに依存することになる。また、初期段階でLEUを分裂性燃料として使用しない場合は、Th/Uサイクルでは濃縮工程は必要ないといえる。(もしLEU(20%)を利用する場合、同じエネルギー出力を得るために、通常のウラン燃料サイクル以上の多量の天然ウラン、SWUが必要となり最適オプシオンとはいえない)