

日本原子力学会 2023年秋の大会@名古屋大学

新型炉部会企画セッション 熔融塩炉の国内外開発動向と基盤技術

# 水冷却トリウム炉の研究開発動向

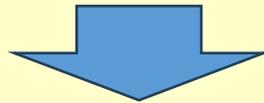
東京都市大学  
大学院総合理工学研究科 共同原子力専攻  
理工学部 原子力安全工学科

高木 直行



# トリウム燃料水冷却原子炉研究の歴史

- 増殖型トリウム燃料水冷却炉
  - アメリカ: 1970年代後半、 SHIPPINGポート原子力発電所でLWBR (Light Water Breeder Reactor)を計画を実施
- 非増殖型トリウム燃料水冷却炉:
  - アメリカ: 1960年代中盤からBorax IV & Elk RiverのBWRやIndian PointのPWRでTh+235Uペレットの照射
  - ドイツ: 1970年代初頭にリンゲンのBWRで(Th, Pu)O<sub>2</sub>ペレットの照射実験
  - カナダは照射炉National Research Universal (NRU)で試験用Th+235U燃料を照射
  - インド: トリウム原子力を国策として掲げ、カクラパー、カイガ、そしてラジャスタン原子力発電所の加圧型重水炉PHWR(合計7基)で1981年からThO<sub>2</sub>ペレットを起動炉心の燃料バンドル境界付近で生じる出力ピークを軽減する目的で利用



トリウム酸化物燃料水冷却炉に関する知見と実績は一定程度蓄積

# トリウム燃料のメリット・デメリット

## メリット:

- ウランの3~4倍豊富
- 熱中性子/熱外中性子スペクトルで燃料増殖の可能性
- MA (Minor Actinide)生成率少
- Th-232/U-233燃料高速炉はボイド反応度が低
- Th-232/U-233燃料高速炉は炉心溶融時の再臨界性が低

## デメリット:

- 核分裂性核種を含まず、トリウムだけでは臨界にならない
- U-Pu燃料系と異なる新たな再処理技術が必要
- Th-232の中性子捕獲はU-238より大故、燃料はより高濃縮度
- ウラン炉に比べ、核分裂性物質の炉心インベントリ大 →トリウム炉導入の障壁
- 商業炉燃料としての開発は道半ば、TRL低

# IAEA主催「トリウム水炉専門家会合」

- IAEAは、2023年5月10日～12日にアメリカ、カナダ、フランス、インド、インドネシア、エジプトそして日本から専門家を招集し「トリウム燃料を用いた革新的水冷却原子炉概念の専門家会合」(Consultancy Meeting on Thorium-Based Advanced Water Cooled Reactor Concepts)を開催
- 専門家会合の目的：
  - トリウムを水冷却炉の燃料として使用し、持続的な経済的発電を強化・確保し、気候変動緩和を支援するための新規技術ソリューションの実行可能性の検討
  - 革新的なトリウムベースの水冷却炉コンセプトの設計と配備を促進するための戦略の提案
  - トリウムベースの原子炉概念に関するIAEAのeラーニングモジュールの開発



# Consultancy Meeting on Thorium-Based Advanced Water Cooled Reactor Concepts

EVT 2200361

**10–12 May 2023**

IAEA Headquarters, Meeting Room M0E7  
with Virtual Participation via Cisco Webex

**Scientific Secretary:** Ms Tatjana Jevremovic  
Nuclear Power Technology Development Section,  
Department of Nuclear Energy  
IAEA

# トリウム燃料水冷却原子炉の研究開発動向

## 専門家会合で報告されたトリウム炉概念：

- トリウム燃料利用によるNuScale型SMRの炉心性能改善（日本、東京都市大学）
- トリウム燃料超臨界圧軽水/重水炉（カナダ、Canadian Nuclear Laboratories）
- スペクトルシフト型低減速トリウム増殖炉（フランス、グルノーブル工科大学）
- 遺伝的アルゴリズムを用いたトリウム燃料軽水炉集合体の最適化による転換比向上（日本、大阪大学）
- 受動的安全性を高めたトリウム燃料重水炉AHWR（インド、バーバー原子力研究所）
- トリウム軽水炉の燃料持続性と炉心特性（インドネシア、バンドン工科大学）
- 軽水炉、重水炉でのトリウム利用（エジプト、Higher Technological Institute）

**DAY 1: Wednesday, 10 May 2023**

09:45 – 10:00 Vienna Time

Welcome Video for Online Participants

**Opening Session**

Topic	Vienna Time	Speaker / Presenter
Welcoming Remarks by Scientific Secretary	10:00–10:05	Ms Tatjana Jevremovic, IAEA
Appointment of Meeting Chairperson and Introduction	10:05 – 10:10	Chairperson
Adoption of Agenda	10:10 – 10:20	Chairperson All
Self Introduction of All Participants	10:20 – 10:30	All
Organization and Goals of the Meeting; Expected Outputs	10:30 – 10:45	Ms Tatjana Jevremovic, IAEA

**Break and Group Photo**

10:45 – 11:00

**Session 1.A: IAEA and Member States Relevant Activities**

Overview of the IAEA Relevant Activities on Water Cooled Reactor Technology Development	11:00 – 11:30	Ms Tatjana Jevremovic, IAEA
Overview of the IAEA Relevant Activities on SMRs and Microreactors Technology Development	11:30 – 12:00	Mr Hadid Subki, IAEA
Feasibility of Water Cooled Thorium Breeder and Core Performance Improvement of Nuscale-Type of SMR by Using Thorium (Online)	12:00 – 12:40	Mr Naoyuki Takaki, JAPAN

**Lunch Break**

12:40 – 14:00

Navigating Real World Constraints in the Pursuit of a Thorium Reactor	14:00 – 14:40	Ms Brittney Blackwood, USA
Current status of the Canadian Thorium Based SCWR Concept (Online)	14:40 – 15:20	Mr Armando Nava Dominguez, CANADA
Study of D <sub>2</sub> O/H <sub>2</sub> O Cooled Thorium Fueled PWR-like SMR Cores (Online)	15:20 – 16:10	Mr Alexis Nuttin, FRANCE
Discussion and Summary	16:10 – 17:00	Chairperson All

**Adjourn 1<sup>st</sup> Day**

17:00

**DAY 2: Thursday, 11 May 2023**

09:45 – 10:00 Vienna Time

Welcome Video for Online Participants

**Session 1.B: IAEA and Member States Relevant Activities**

Topic	Vienna Time	Speaker / Presenter
Optimization of Fuel Pin Arrangement in Thorium Based LWR Fuel Assembly Based on GA (Online)	10:00 – 10:40	Mr Takanori Kitada, JAPAN
Thorium Utilization and Passive Safety Features in Water Cooled Reactors	10:40 – 11:10	Mr Prakki Suryanarayana, INDIA
IAEA Databases Including Thorium and Thorium Reactor Concepts Relevant Information: ARIS, SANIS and THERPRO	11:10 – 11:40	Mr Haseeb ur Rehman, IAEA
Overview of the IAEA Relevant Activities on Severe Accidents in Advanced Water Cooled Reactors	11:40 – 12:10	Mr Alexi Miassoedov, IAEA

**Lunch Break**

12:10 – 14:00

Fuel Sustainability and Reactor Performance Analyses on Thorium Fuel Utilization of Water Cooled Based Reactor	14:00 – 14:40	Mr Sidik Permana, INDONESIA
IAEA-NEFW Activities on Thorium Fuel Cycles	14:40 – 15:05	Ms Anzhelika Khaperskaia, IAEA
Investigating the potential advantages of using thorium-based fuel in Nuclear Power Reactors	15:05 – 15:35	Mr Ahmed Abdelghafar Galahom, EGYPT

**Session 1.C: Discussion and Session Summary with Conclusions**

<ul style="list-style-type: none"> <li>Novel technical solutions and design concepts: advantages, disadvantages, and design challenges;</li> <li>Viability of the novel technical solution in using thorium as a fuel in WCRs</li> </ul>	15:35 – 16:30	Chairperson All
--	---------------	--------------------

**Session 2.A: eLearning Module on Thorium-Based Advanced Reactor Design Concepts**

Introduction to IAEA Education and Learning Tools: Part-Task Simulators and eLearning Modules	16:30 – 16:50	Mr Haseeb ur Rehman, IAEA
eLearning Module on Thorium Based Advanced Reactor Design Concepts		
1. Content and Template Following the Existing Structure of eLearning Modules	16:50 – 17:30	Chairperson All

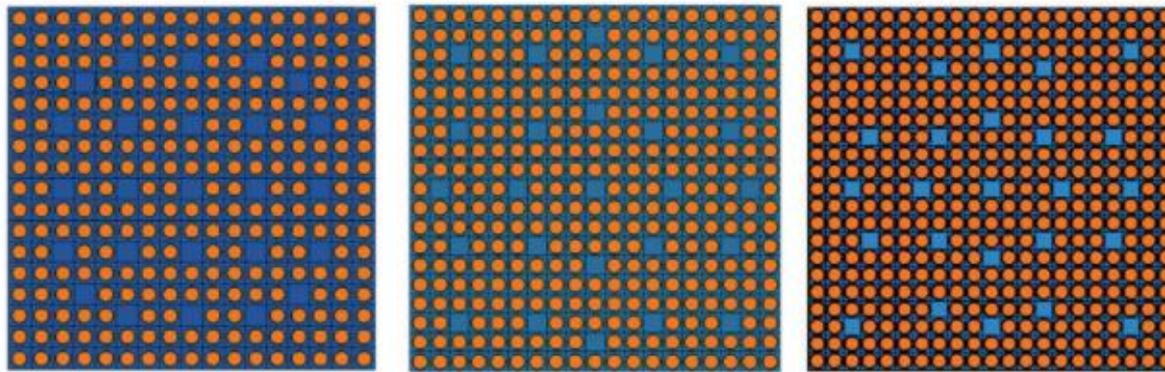
**Adjourn 2<sup>nd</sup> Day**

17:00

# スペクトルシフト型低減速トリウム増殖炉 (フランス、グルノーブル工科大学)

- フランス、グルノーブル工科大学(Grenoble INP – Phelma)のAlexis Nuttin准教授は、PWR集合体をベースとしたTh-233U燃料低減速(sub-moderation)集合体および重水/軽水比調整によるスペクトルシフトによる水冷却トリウム増殖炉を提案

- 減速材体積割合MR(moderator ratio)=2.0の標準的な17×17集合体のサイズを保存したまま、燃料ピンギャップを縮め19×19、21×21と集合体当たりのピン本数を増やし、MRを1.3、0.8と低減

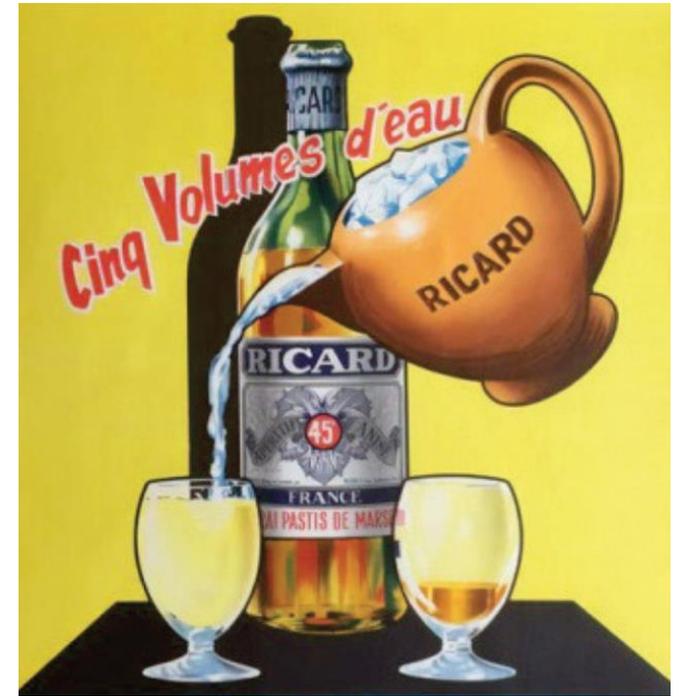


17x17 (MR of 2.0)    19x19 (MR of 1.3)    21x21 (MR of 0.8)

- $^{233}\text{U}$ 富化度は炉心内ゾーンに応じて4.0～8.0at%、平均出力密度を300W/cc, 250W/cc, 200W/ccとし、集合体熱出力を一定とした

- スペクトルシフト方法

- サイクル初期(BOC)の冷却水中の重水割合は99.5%
- 燃焼が進むにつれ(重水比が20%を下回らない範囲で)軽水に置換しスペクトルを軟化させ、反応度の低下を補償

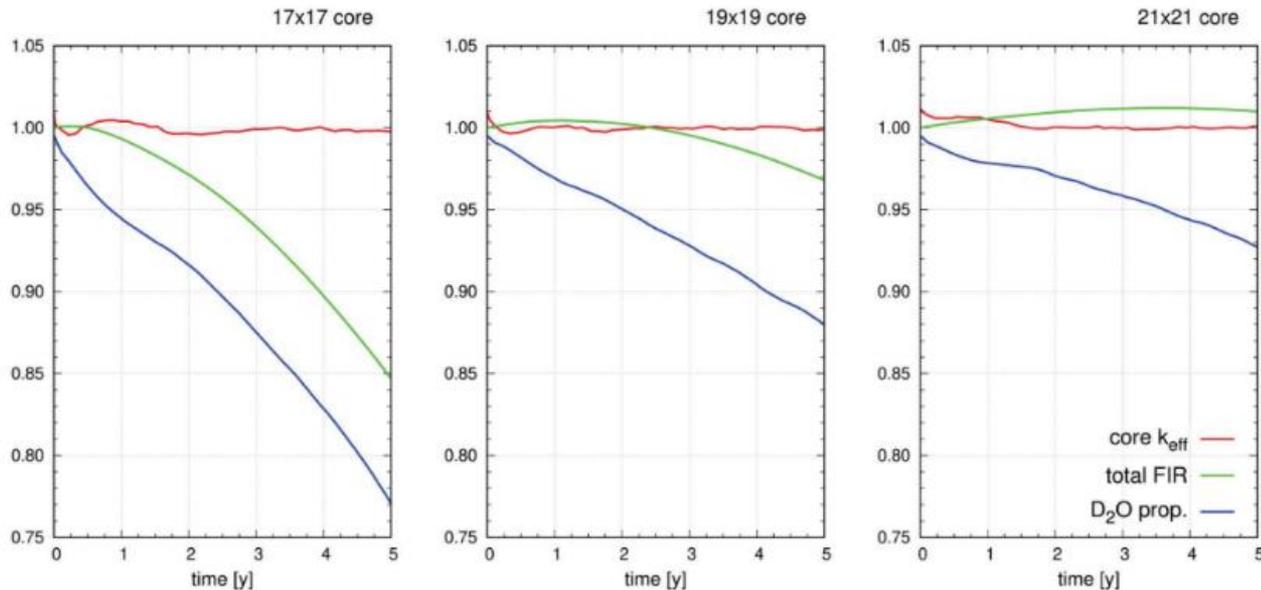


- 炉心体系

- 熱出力600MWの小型モジュール炉(SMR)
- 燃料有効長は200cm、炉心は3ゾーンに分割
- 内側から21体、24体、24体の燃料集合体を配置
- 最外周には28体のThO<sub>2</sub>ブランケット集合体から構成される径方向ブランケットを有する

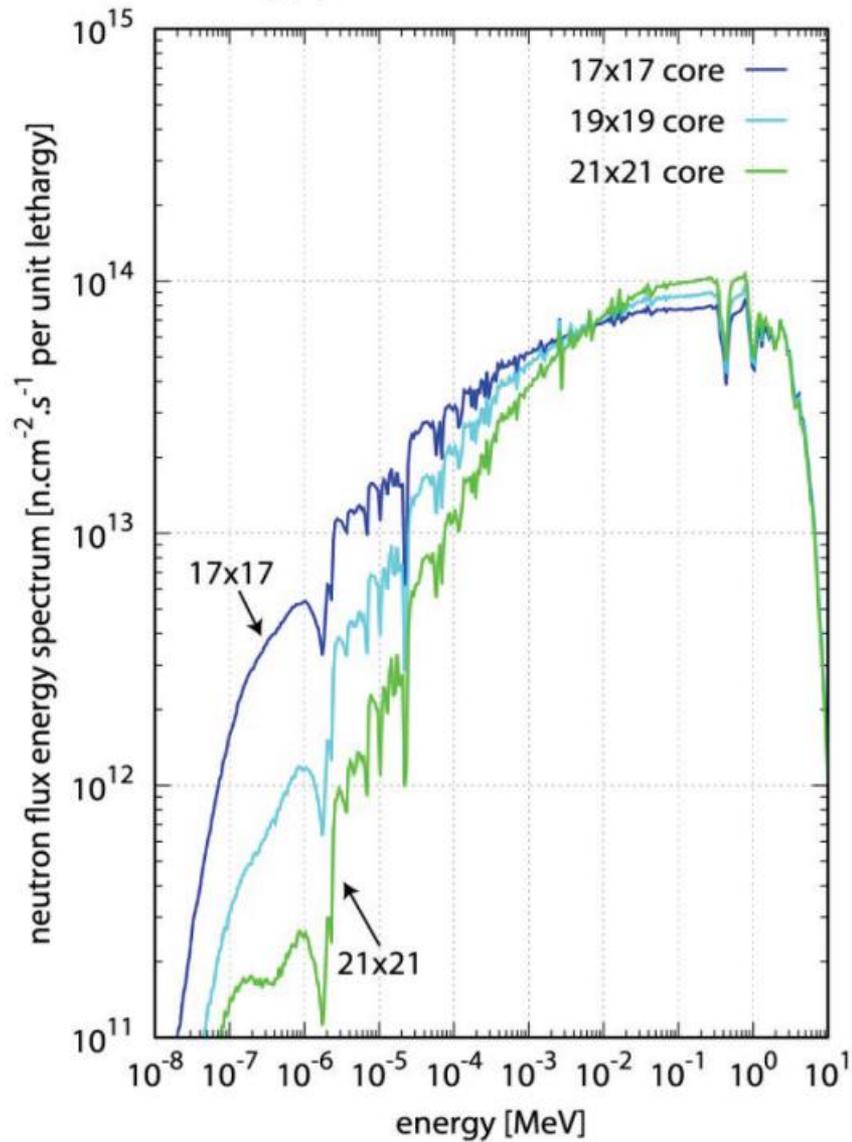
# 600MWtスペクトルシフト型SMRの炉心燃焼特性

- 標準的な $17 \times 17$ 燃料では、5年間の燃焼で重水比率を77%まで低減させることで臨界を維持できるが、増殖性能を示す核分裂性核種残存比 (Fissile Inventory Ratio: FIR)はサイクル末期(EOC)で0.85と小さい
- 一方、低減速の $21 \times 21$ 燃料ではより狭い重水比率制御範囲(99.5~92.5%)で臨界を維持でき、EOCで $FIR > 1$ を達成

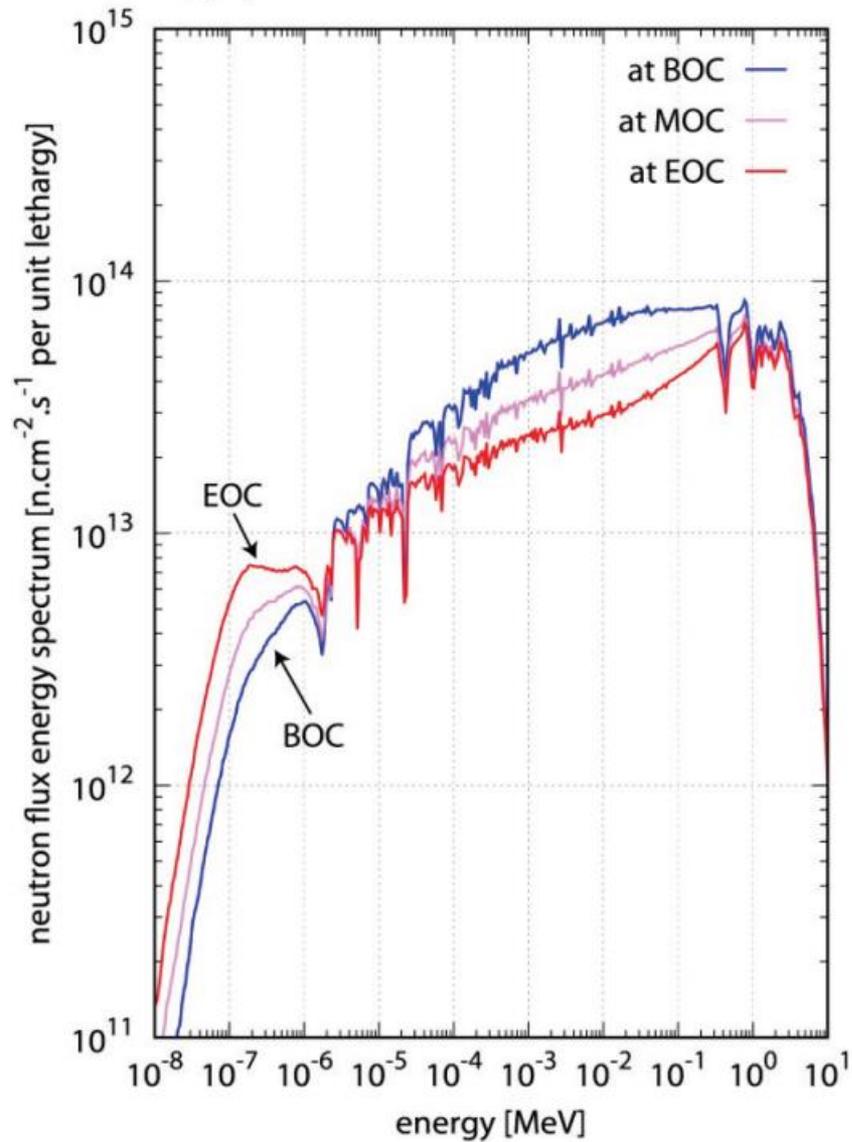


(赤:実効増倍率 $k_{eff}$ 、緑:残存比FIR、青:重水比率)

(a) spectra in zone1's fuel at BOC



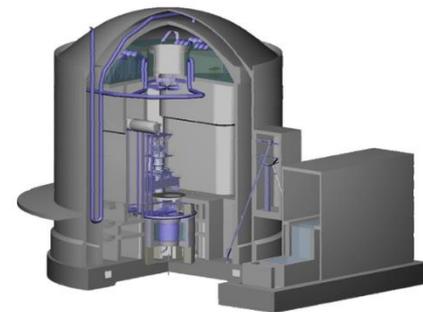
(b) spectra in zone1's fuel of the 17x17 core



## 受動的安全性を高めたトリウム燃料重水炉AHWR (インド、バーバー原子力研究所)

- インドはトリウム原子力開発を三段階で進める計画を現在も継続
- Stage 1は国産化が完了して久しいPHWR、Stage 2は500Mwe出力の実証炉1号機建設がほぼ完了した高速増殖炉、Stage 3では $^{233}\text{U}$ を生成する持続可能な増殖型原子炉でトリウム燃料を大規模利用する計画
- Stage 3の炉型選択は、開発期間の長さ、経済性、技術の成熟度、安全性、要求される出力や $^{233}\text{U}$ のインベントリに依存

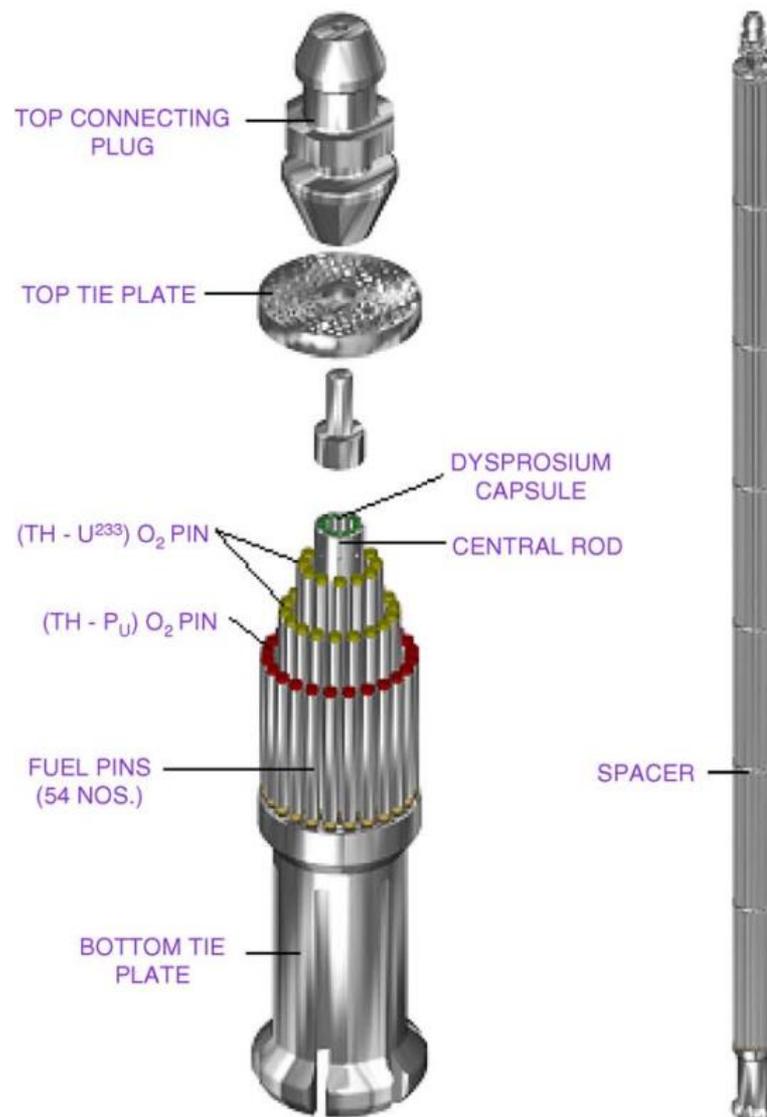
# 先進型重水炉AHWR



- 水冷却トリウム炉である先進型重水炉(Advanced Heavy Water Reactor: AHWR)は、将来的な熔融塩炉か加速器駆動炉に比べて技術成熟度も高く、Stage 3炉としてより現実的な候補炉型
- AHWRはPHWRと同様、重水減速材タンクを貫通するカランドリア管内に断熱層を挟んで燃料や冷却材を収める圧力管が配置される
- 燃料は垂直に直立し、沸騰軽水による自然循環冷却で除熱されること、 $^{232}\text{Th}$ を多く装荷し  $^{233}\text{U}$ の自給可能であることがPHWRと異なる

# 燃料クラスター

- 3.0～3.75wt%富化度の (Th-<sup>233</sup>U)O<sub>2</sub>燃料ピン30本の外周に、3.25wt%のPuを含む (Th-Pu)O<sub>2</sub>燃料ピン24本を配置
- 中心部には燃焼期間を通じてボイド係数を負にする働きを持つDyO<sub>3</sub>カプセルを有する
- これは可燃燃性毒物の役割も担い、母材はZrO<sub>2</sub>



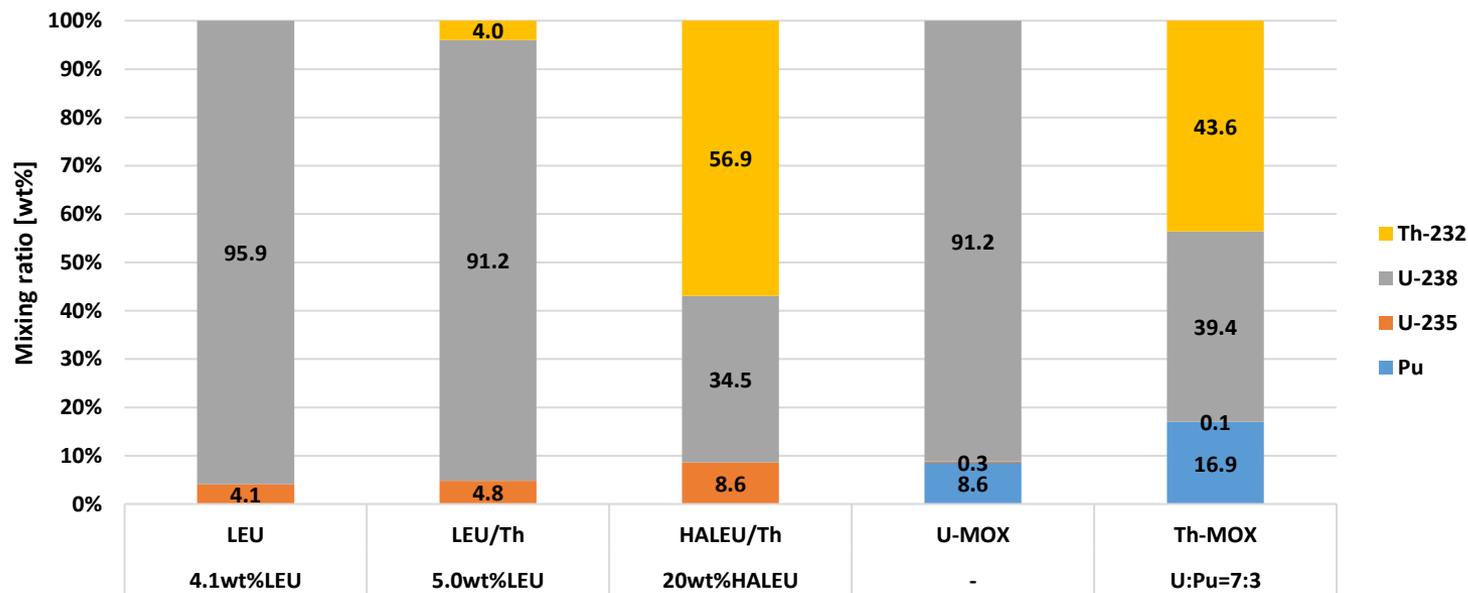
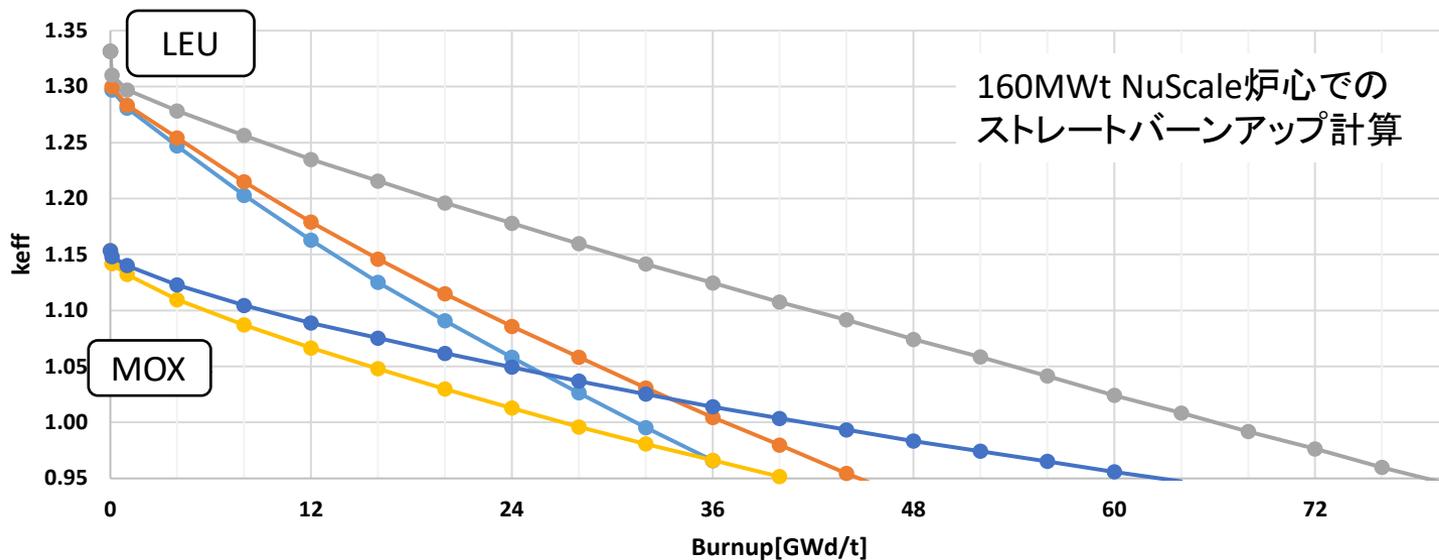
# AHWRの増殖性

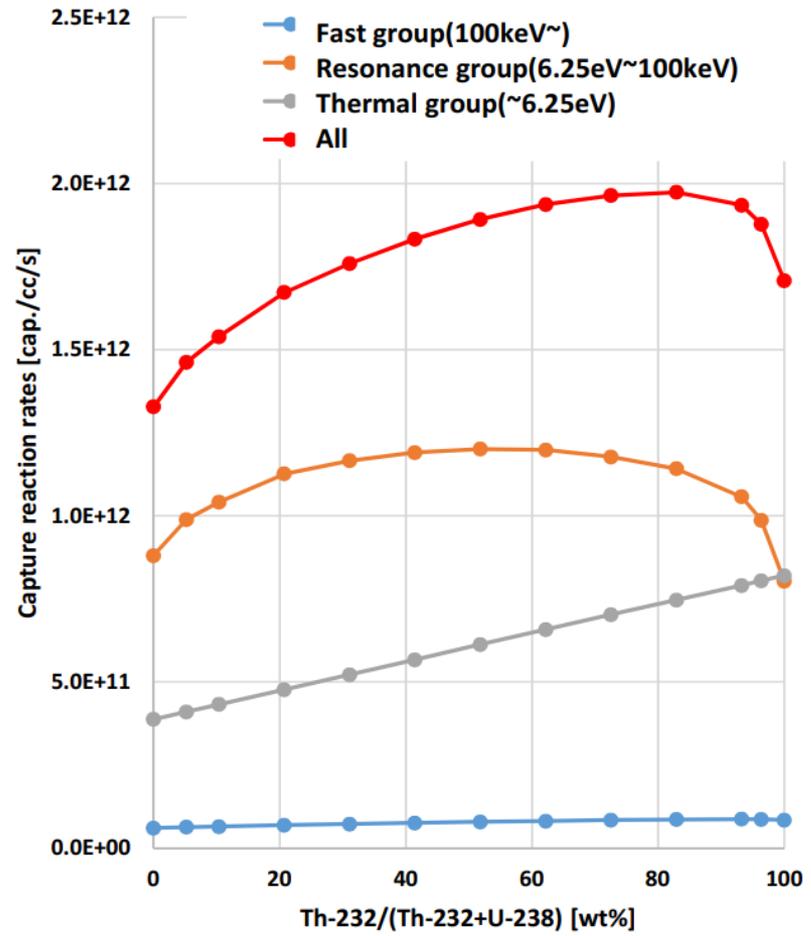
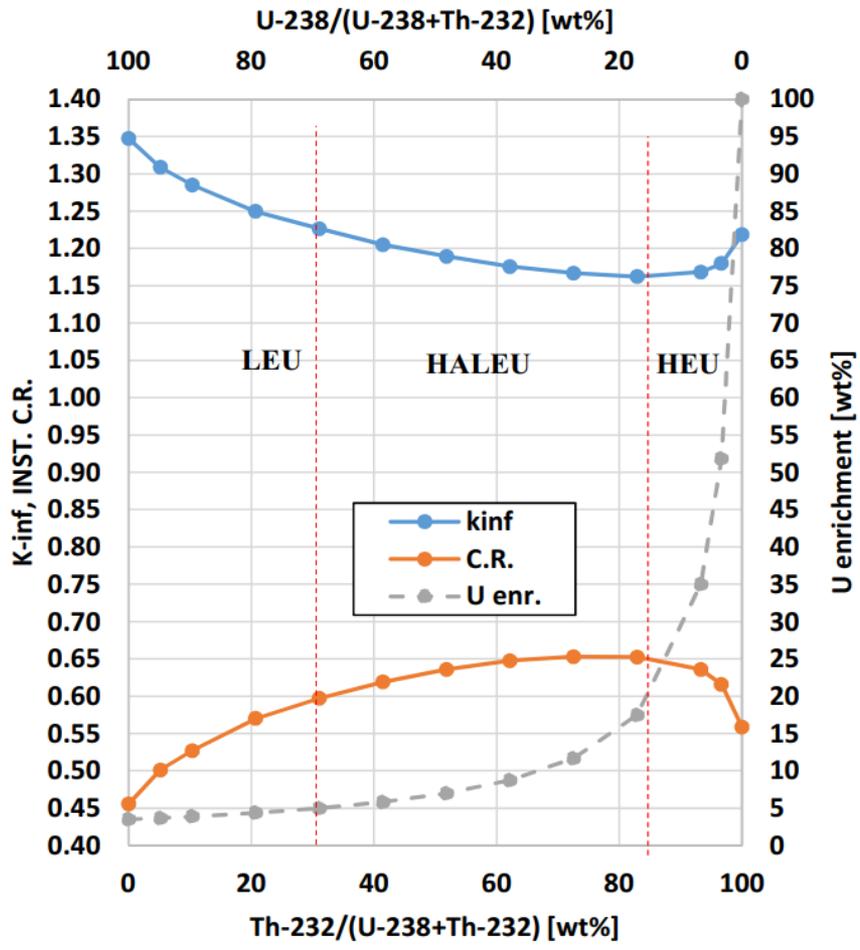
- AHWRはトリウムからエネルギーを最大限取り出すことを意図した原子炉であり、 $^{233}\text{U}$ については $^{232}\text{Th}$ の中性子捕獲で自給自足を満足するものの、Puは外部からの供給が必要
- すなわち正味の増殖比は1.0に満たず、増殖炉にはなっていない
- 取り出し燃焼度は20GWd/ton程度

# トリウム燃料利用による Nuscale 型 SMR の炉心性能改善（都市大）

- SMR は炉心サイズ小→中性子漏洩大→燃焼度低下→経済性悪化懸念
- トリウム燃料利用でこれを一定程度補償可能か？
- NuScale 社160MWt 出力 SMR の炉心を対象に、低濃縮 U (LEU) や混合酸化物 (MOX) 燃料へ  $^{232}\text{Th}$  を混合させた際の炉特性や経済性（均等化発電原価：LCOE）への影響を評価

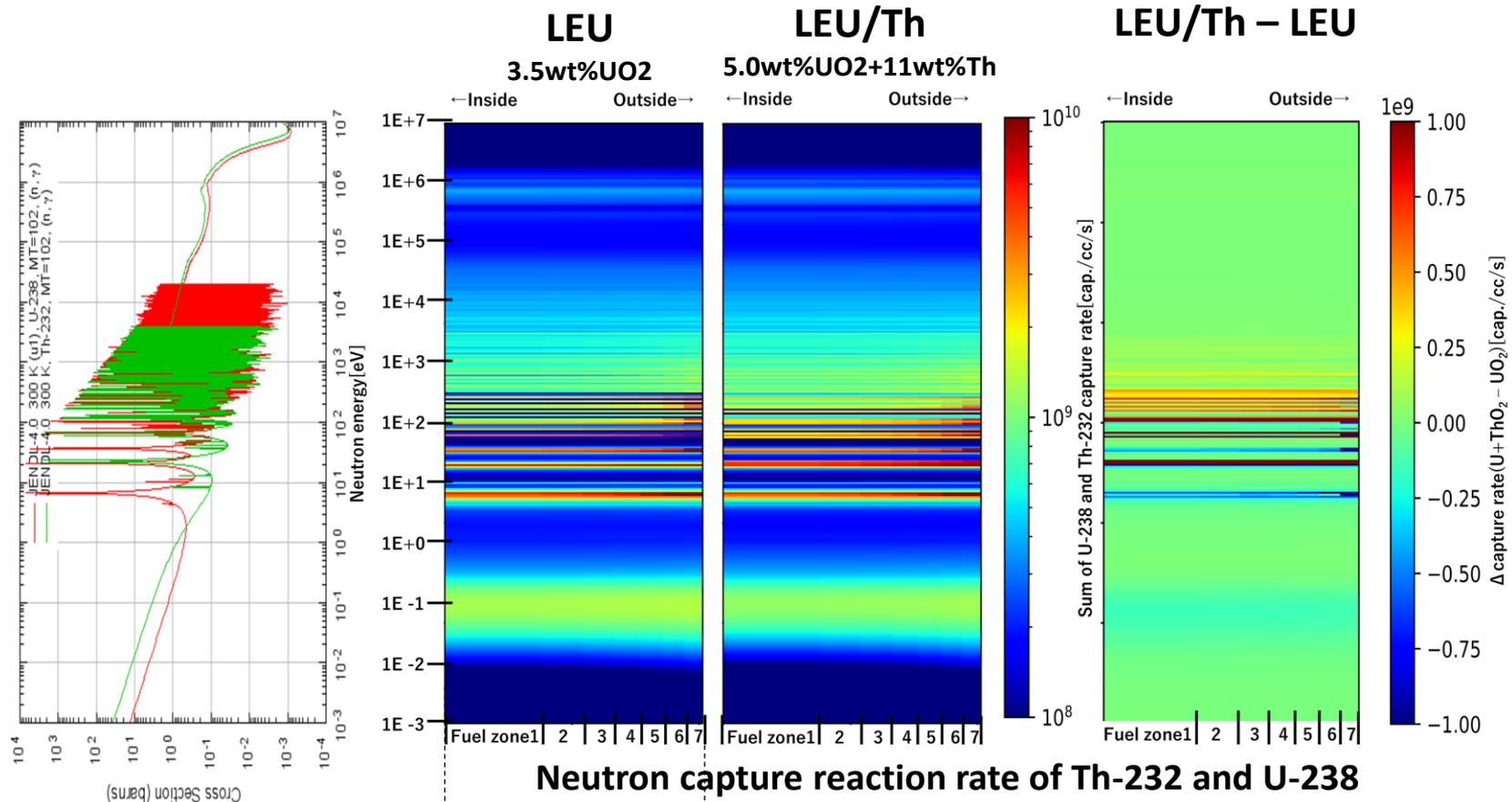
本報告は2022年度中部電力殿受託研究「トリウム利用原子炉の炉型および燃料形態に関する基礎研究（その2）～トリウム燃料SMRの基礎核特性評価～」の成果を含みます。



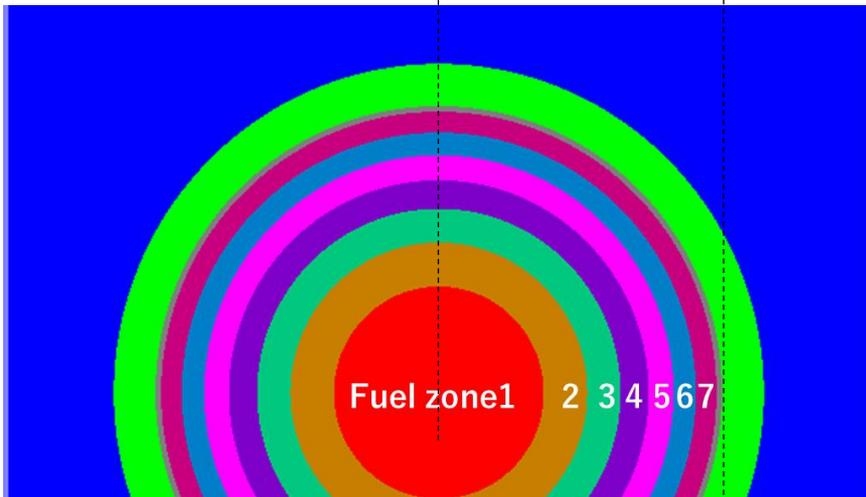


燃料中の<sup>235</sup>U 富化度を 3.5wt% に固定し<sup>232</sup>Th 混合率を増大

- 臨界性低下に呼応して転換比 CR が向上
- これは熱群と共鳴領域での親核種(<sup>238</sup>U + <sup>232</sup>Th) の中性子捕獲増加のため



Neutron capture reaction rate of Th-232 and U-238

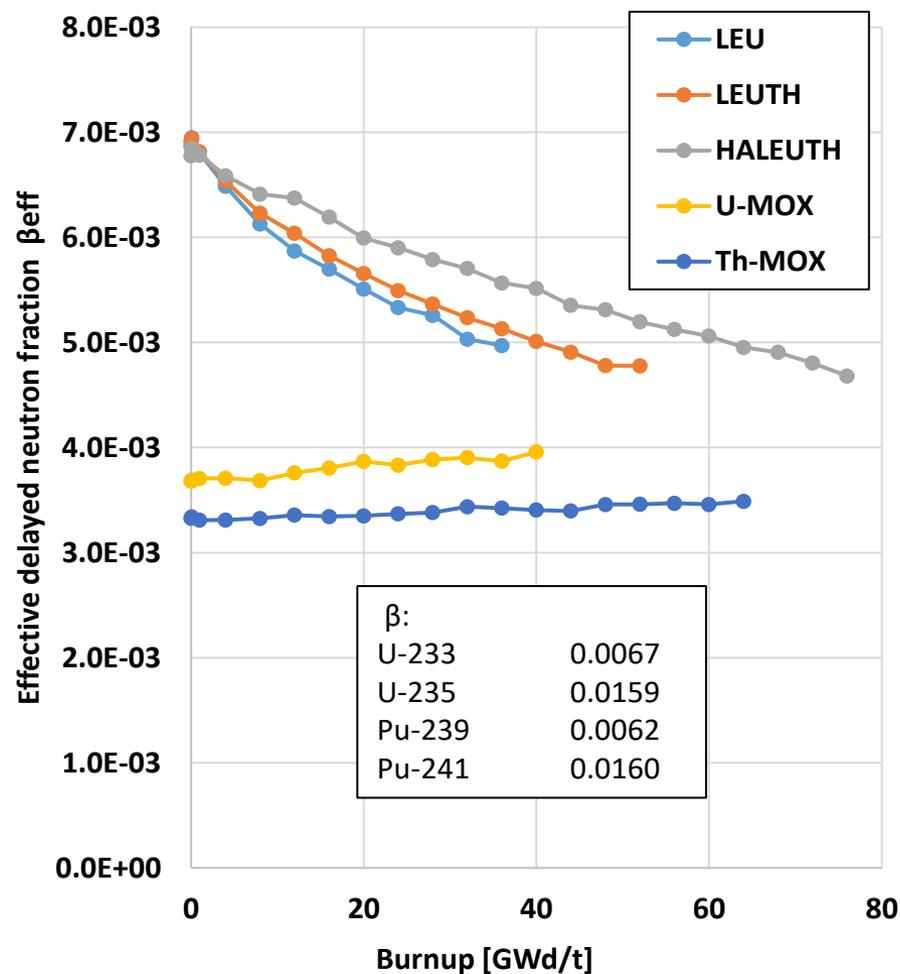
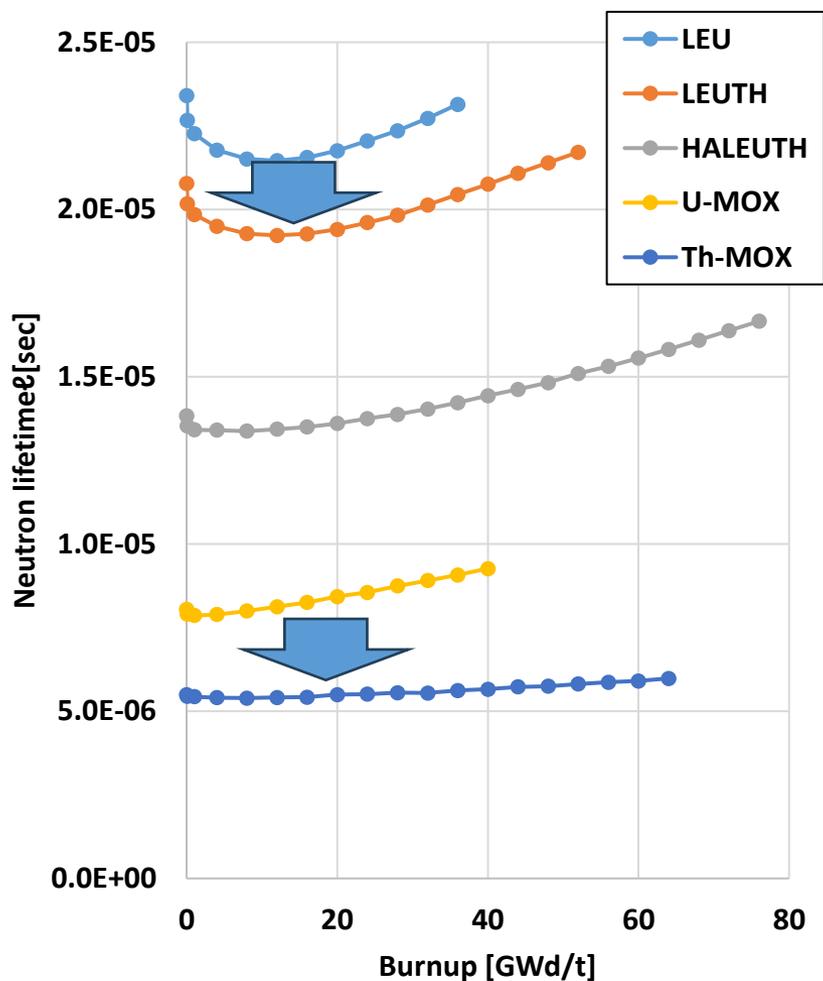


ウランへのトリウム混合により、

- 共鳴領域においてペレット表面からより深い位置での捕獲反応率が向上
- これは親核種が相互に希釈し合い、自己遮蔽効果を弱めているため

→ 結果的に転換比向上

# トリウム混合による 中性子寿命 $\lambda$ , 遅発中性子割合 $\beta$ への影響



# 水炉でのトリウム利用のまとめ

- PWR、BWR や CANDU に代表される水炉は、技術的成熟度が高いため、トリウム燃料を早期かつ大規模に利用するには有利な炉型である
- LEU、HALEUやMOX燃料にトリウムを混合することにより、安全パラメータを許容範囲に留めつつ燃焼度を増大でき、発電コストを悪化させず、核分裂資源の多様化に寄与できる可能性がある
- 特に Th/MOX燃料軽水炉では、設計変更無しに多くのPuを炉心に装荷でき、新たなPu生成を抑制しつつ発電できるため、余剰Puマネジメントへの応用が考えられる
- ただし、トリウム酸化物燃料の再処理技術はウラン・プルトニウム燃料と大きく異なり、新たなサイクルインフラの整備が必要となるため、上で整理したメリットが、フランスや日本のように既に大規模なサイクル施設を有する国にとって十分に魅力的か否かについては議論がある
- 水冷却で増殖炉が成立するとすれば、Na冷却高速炉で懸念される「Na-水反応」、「正のボイド反応度」、「炉心崩壊時の再臨界」といった問題のない持続可能な増殖炉となる可能性があり、基礎研究の継続が期待される