

近年の固体燃料トリウム炉の研究動向

東海大学 工学部原子力工学科 高木直行
第二回軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用ワーキンググループ
日時:平成22年10月15日(金) 13:30~17:30
場所:東京大学本郷キャンパス工学部8号館502大会議室
〒113-8656 東京都文京区本郷7-3-1

論文の出典:

- Proceedings of ICAPP '10, San Diego, CA, USA, June 13-17, 2010
- Proceedings of The 18th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE18), Xi'an, China., May 17-21, 2010
- Proceedings of GLOBAL 2009, "The Nuclear Fuel Cycle: Sustainable Options & Industrial Perspectives", Paris France, Sep. 6-11, 2009

1

Thorium Based Fuel Cycle Options for PWRs

Michael Todosow and Gilad Raitzes

Brookhaven National Laboratory,

(Paper from ICAPP'10)

• 17×17燃料を用いる既存PWRについて三つのシナリオを検討

1. U233-Th酸化物燃料ワンスルー(純粋U-233の無限供給を想定)
2. TRU (Np, Pu, Am) -Th酸化物燃料ワンスルー(純粋U-233の無限供給を想定、TRUは燃焼度59GWd/tのALWR5年冷却+2年の加工・輸送)
3. U-TRU-Th酸化物燃料自己リサイクル(自己生成U-TRUをリサイクル。スタート炉心は"2"のTRU-Th燃料)

• 各シナリオの結果

1. 自己維持のための十分なU-233を供給することは不可能。LWBR, FBR, MSR, Fusion-Fission Hybrid, ADSなどのpre breederが必要。この燃料はTRUの生成が少なく、TRU廃棄物の量と崩壊熱が小さい。一方、U233娘核の放射能により、取り出し10,000年後近傍の放射能・熱は一次的に増大しその後減衰する。
2. シナリオ1に比べて、Pu燃焼が可能でAm, 全TRU量も低減。初期燃料の放射能や発熱はMOX燃料に近い。
3. シナリオ2の結果に類似。炉心の反応度係数や制御棒価値は現行MOX燃料炉心と同等で負値。しかしながらU-235が少なく、PuやU-233が存在するため、遅発中性子割合は小さく、即発中性子寿命も短いので過渡事象応答に課題ありそう。

2

Investigation on the feasibility of thorium breeder reactor in a BWR

Yoshitaka FUNAHASHI, Yoichiro SHIMAZU, Tadashi NARABAYASHI, Masashi TSUJI
Graduate school of Engineering, Hokkaido University

(Paper from ICAPP'10)

- 8×8燃料の仕様を変更したTh-U233燃料BWRでの増殖可能性を検討。
- 着目したパラメータ
 - チャンネルボックス内ボイド率、
 - U-233富化度、
 - 燃料ピン径、
 - 燃料ピン本数

をパラメータとしてH/F比 (moderator to fuel number ratio=減速材と燃料の数密度比)を0.3～2.8の範囲で変化

- 結果として、検討したパラメータの範囲では増殖を確認できなかった。
- 東工大Sidikらの報告では、減速材/燃料比(MFR)=0.3程度で増殖可能としているが、このMFRは体積比として定義しているのに対し、本報告では(BWRのボイド効果を考えるため)MFRを数密度比として定義していた。
- 本報告で想定した8×8燃料のMFR(体積比)は約1.5であるため、9×9燃料または、三角配列集合体を用いることで増殖が達成できると考えられる。

3

Usage of Thorium Based Nuclear Fuel in VVER reactors

Jan Frýbort and Radim Vočka
Nuclear Research Institute in Řež
Husinec-Řež 130, Řež, 250 68, Czech Republic

(Paper from ICAPP'10)

- VVER-1000ヘトリウム燃料を装荷・運転する可能性を検討
- Thに混合するfissileとして、濃縮U、原子炉級Pu、そしてU-233の三種を想定。
- 結果:
 - 濃縮U、原子炉級Puを用いる場合、燃焼期間中の反応度変化を平坦化する効果を持つ
 - 一方、U-233では可燃吸収体の利用が必要
 - Fissile富化度は5年のサイクル長を満足するよう設定

TABLE III
Fissile material or plutonium enrichment for the analysed thorium fuel assemblies

fuel assembly	higher enrichment [wt%]	lower enrichment [wt%]	average enrichment [wt%]
PUP6A	12.5	10.0	11.4
PUP6B	10.5	8.0	9.4
SUP6A	6.2	5.6	5.9
SUP6B	5.9	5.2	5.6
3UP6A	4.5	4.3	4.4
3UP6B	4.2	4.0	4.1

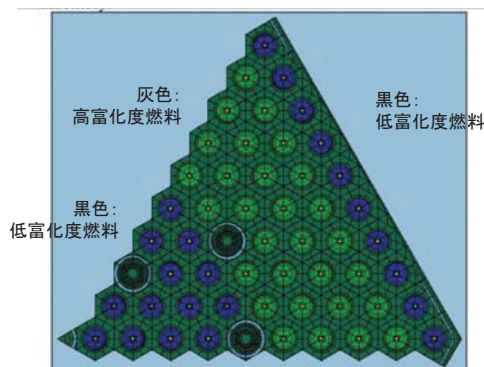


Fig. 1. Profiled VVER thorium based fuel assembly (1/6 with two types of fuel pins)

- Th燃料の利用は廃棄物組成やfissile燃焼に良い効果。
- 超ウラン元素の生成少ない。廃棄物毒性の大半はPa-233によるが速やかに減衰する。
- 転換比は良くない。Pa-233の寄生吸収でU-234を生成してしまうため。この効果は、三種の燃料の内、U-233燃料で最大。
- 遅発中性子割合小さく、減速材温度係数はU-233燃料は他の燃料より一桁小さい。よってU-233燃料の装荷率には制限あり。詳細については更なる検討要。

4

ACHIEVING RESOURCE SUSTAINABILITY IN CHINA THROUGH THE THORIUM FUEL CYCLE IN THE CANDU REACTOR

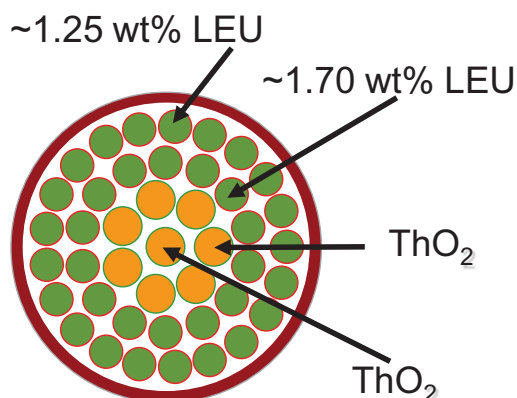
Peter G. Boczar* et.al.

(Paper from ICONE18, Xi'an)

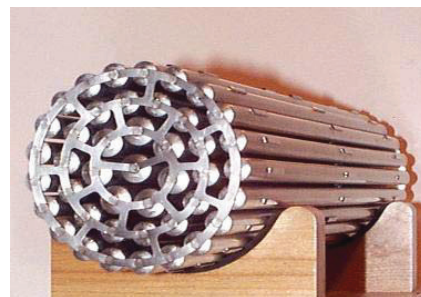
Atomic Energy of Canada Limited (AECL)

- 中国向けのCANDU炉段階的利用のストラテジーを提案
- 短期
 - 燃料バンドルの中央8体をThO₂燃料に、その周囲を天然UからLEUに置き換えたCANFLEX燃料バンドルを装荷したCANDU炉。この概念は**燃料利用とサイクルコスト両面で効率的**。
 - **燃料サイクルコストの増加やU消費を増大させることなくLEUをThからU-233への変換に利用可能**。
- 中期
 - 再処理で回収されたPuをTh-Pu燃料として用いる。回収Uも活用。
- 長期
 - U-233リサイクルでThからのエネルギー生産本格化。Puは取り出し燃焼度を向上させるために用いるのみ。転換比1.0の持続可能CANDUの実現には以下の設計変更が必要。
 - 遠隔で燃料製造できる単純な燃料バンドル設計
 - 経済性確保のため燃焼度は20MWd/kgとすることが必要。このためにリサイクルU-233に併存するFBRから少量Puを供給。すなわち、初期fissileインベントリが小さいCANDU炉は、FBRと共存持続し、FBRからfissile供給を受けながらU-233/Thの閉じたサイクルを形成。。
 - 燃料利用効率最大化と冷却材ボイド係数の観点から、炉心や燃料バンドルの設計最適化必要（格子ピッチ、MFR最適化、燃料チャンネル直径変更、増殖燃料バンドルまたは軸方向ブランケットの追加、調整ロッドの廃止、減速材純度の向上）
 - 持続型CANDUの設計はおそらく可能である。この炉から生産できるエネルギー総量は以下に依存：立ち上げに使用可能なPu量、燃焼度、リサイクルロス、燃料取り出しから装荷にかかるリサイクル時間の長さ。

5



低濃縮U/Th燃料バンドルの構成



Th燃料を装荷する
CANFLEX燃料バンドルの概観

6

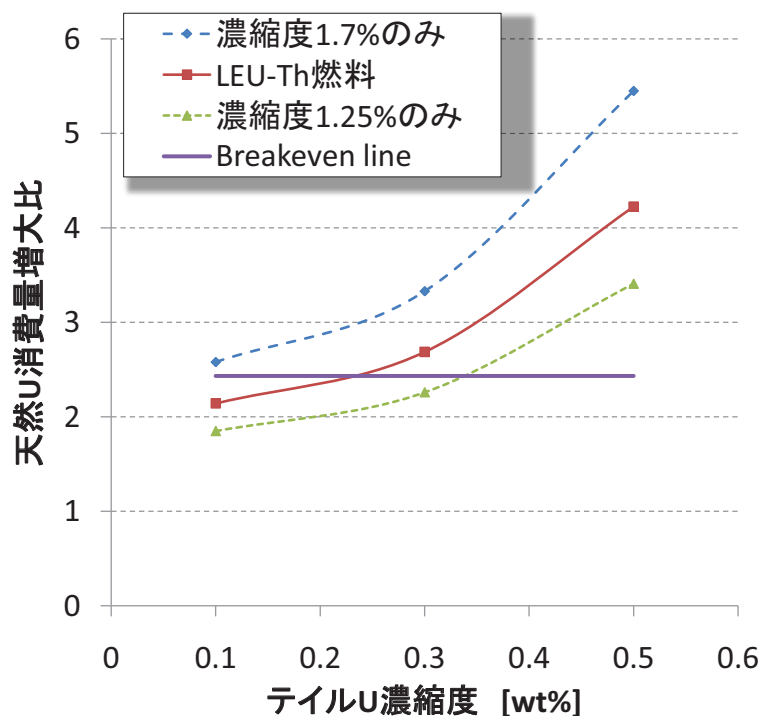


図8 低濃縮U/Th燃料の単位エネルギー当たりの天然ウラン消費量増大比
 (天然U燃料の代わりに低濃縮U/Th燃料を用いた場合、単位生産エネルギー当たりの天然U消費量が何倍に増大するかを、濃縮プロセスで生じるテイルU濃縮度の関数で表現)

7

(Paper from Global2009)

Comparison of Thorium-Plutonium fuel and MOX fuel for PWRs

Klara Insulander Björk a and Valentin Fhager

Thor Energy A/S

- PWRの燃料を(U, Pu)O₂から(Th, Pu)O₂へ置き換えた場合の炉特性へのインパクトを評価
 - MOX燃料((U, Pu)O₂)PWRの燃焼度は冷却材ボイド係数で制限されているが、燃焼度を同一の55GWd/tとしたまま(Th, Pu)O₂へ置き換えた。
 - その結果、(Th, Pu)O₂燃料PWRでは、
 - Pu富化度を21%まで高められる(MOXは15%)
 - 制御棒、ポロン値はMOXよりやや大きい
 - ドップラー係数は変わらず
 - 減速材温度係数は負でやや小さい値
 - 使用済み燃料の崩壊熱、放射能は同等
 - Pu消費率はより効率的
 - すなわち、(Th, Pu)O₂は通常MOXに比べてほぼ同等かやや優れた核的性能を示した。
 - さらなる燃焼度向上の可能性あり

8

Loss of Power to Recirculation Pumps in the VVER-1000 Reactor with Thorium Power, Ltd. Thorium Seed and Blanket Fuel Assemblies

by Alexei Morozov, Michael Montgomery, Andrey Mushakov
(Thorium Power-USA)

(Paper from Global2009)

- トリウムパワー(現ライトブリッジ)はVVER-1000に直接装荷可能なseed/blanket燃料集合体を検討している。本本文では安全解析結果を報告。
- ロシアOKBMが開発したコードで4つの冷却材主循環ポンプの電源喪失など3事象を解析した結果、seed/blanketトリウム燃料集合体はVVER-1000の安全規制制限値を満足した。
- 中央のU-Zr金属からなるseed燃料ゾーンとThO₂/UO₂ペレット+Zr被覆管からなるブランケット燃料ゾーンから構成される。
- 当社のトリウムseed/blanket燃料集合体は、核的、熱流力的、機械的設計の全てにおいてVVER-1000の通常のUO₂燃料と適合性があり、相互に置き換えが可能。
- U-Zr金属からなる中央のseedゾーン燃料は、通常のVVER-1000の燃料よりも熱伝導率が良く、運転中の燃料温度が低いので、ポンプ電源喪失時のDNB回復特性が優れる結果を得た。

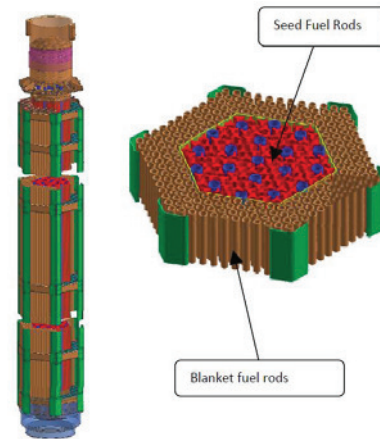


Fig.1 Thorium Power, Ltd. Thorium Seed and Blanket Fuel Assembly and Cross Section

9

その他トリウム関連発表

(Paper from Global2009)

- Thorium Fuel Cycle - an Alternative Options for LWRs
by Juraj Breza, Peter Čudrnák (VUJE, Slovak Univ of Technology-Slovakia), Petr Dařílek (VUJE-Slovakia), Vladimír Nečas (Univ of Technology-Slovakia)
 - VVER-440でのPu燃焼を目的に①Th-Pu燃料、② Th-Pu-U233燃料炉(均質、非均質)を比較。
 - Th-Pu燃料でもSF中のPuをゼロにすることはできない。UOX燃料に比べてエネルギー生産量当たりのPu生成率を半分程度。
- Suggestions on Development of the Thorium Fuel Cycle in China
by Yongming Hu (Tsinghua Univ-China), Xuan Shi (China National Nuclear Corporation-China), Zhiwei Zhou (Tsinghua Univ-China)

燃料関連発表:

- Irradiation of Thorium - Plutonium Mixed Oxide Fuel to 37.7 GWd/tonne in the Obrigheim Pressurised Water Reactor (KWO)
by J. Somers, D. Papaiannou (JRC-ITU-Germany), D. Sommer (EnBW Kernkraft GmbH-Germany)
- Feasibility Study for Thorium Fuel
by Tomas Lefvert (Vattenfall AB-Sweden), Øystein Asphjell (Thor Energy AS-Norway)

10