

添付3 第2回WG配付資料

資料2-0 第2回議事次第

資料2-1 第1回議事録

資料2-2-1 OECDレポート1章序 2章燃料サイクル利用

資料2-2-2 3章_フロントエンド

資料2-2-3 8章 廃棄物処理

資料2-2-4 9章 核不拡散性

資料2-3 トリウム燃料利用の世界動向

資料2-4 炉心研究計画

第2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：平成28年2月27日 13:30～15:30（予定）

場 所：大阪大学 医学・工学研究科 東京ブランチ 912室

議題：

1. 第1回WG議事録確認

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

3. 専門家からの報告
トリウム開発の動向（東京都市大学 高木先生）

4. 海外機関との連携方策検討
状況報告

5. その他

1. 本邦の経済成長と国際貿易の促進

2. 資源の確保と環境保護の両立

3. 技術革新と産業競争力の向上

4. 社会福祉の充実

5. 国際社会における日本の役割

6. 持続可能な開発目標の達成

7. 地域活性化と地方創生

8. 未来への展望

第 1 回「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用 WG」議事録

日 時：平成 28 年 1 月 27 日 13:30～15:00

場 所：大阪大学 医学・工学研究科 東京ランチ 913 室

出席者：山中主査（大阪大学）、北田委員（大阪大学）、小宮山委員（東京大学）、
安部田委員（元 MHI）、牟田委員（大阪大学）、伊藤委員（NDC）、青木委員（MNF）、
後藤委員（GNF-J）、芹沢委員（JAEA）、園田委員（電中研）、鷹尾委員（東工大）、
小坂委員代理竹本（MHI）、平井委員（NFD）、深澤委員（日立 GE）
Thor Energy 社 Oystein Asphjell 氏

配布資料：

1. Thor Energy AS(Oystein Asphjell 氏)
2. トリウム燃料の利用に関するワーキンググループ活動計画（案）（事務局）
3. OECD/NEA のトリウム燃料サイクルに関するレポート目次（北田委員）

会議の要点：

1. Thor Energy の CEO である Asphjell 氏講演
 - ・Asphjell 氏より、現在ハルデン炉で照射試験中のトリウム燃料に関わる包括的な講演が行われた。
 - ・Thor Energy 社はノルウェーの Scatec グループの一員。Scatec グループ全体の社員数は約 700 名であるが多くは太陽光発電事業に従事しており、Thor Energy 社の従業員数は少数である模様。
 - ・Thor Energy 社は今後とも世界的に軽水炉利用が継続するとの判断のもとに、第一ステップとして UO_2 燃料にトリウムを 5-10% 加えたトリウム添加燃料「Th Additive」の既存 LWR での利用（開発期間 2020 年頃まで）、第二ステップとして 90%Th-10%Pu の「Th MOX」燃料の既存 LWR での利用（開発期間 2025 年頃まで）を事業として計画しており、再処理を行うクローズドトリウム燃料サイクルや熔融塩炉心用燃料を扱う予定はない由。
 - ・KAERI がハルデン炉でトリウム燃料を照射するコンソーシウムに加わり、現在、KAERI の ATF 燃料も照射されている。ATF 燃料とは 2vol%の SiC/TiO₂ 添加燃料及び 5vol%Cr 添加燃料を指す。被覆管として Mo 合金も採用。
 - ・トリウム燃料の市場は資源国を主体に拡大しており、EU、米国ではトリウムを軽水炉に導入する準備を進めている。また、中国、インド、トルコは国家エネルギー戦略としてトリウム利用を決定している。但し、実規模トリウム燃料をスウェーデンの BWR で照射する契約を結んでいたが、同国の方針で廃炉が決定されたため、別の炉での照射を検討しているとのこと。
 - ・ノルウェー国内で「Th-Additive」及び「Th-MOX」燃料ペレットを製作し、ハルデン炉で照射中（試験名称は全社が IFA-730：2013 年照射スタート、後者が IFA-790：2015 年 12 月照射スタート）。Pu はドイツの ITU からノルウェーに輸送した。照射に伴う燃料温

度データも取得されており、これまでのところ、ほぼ予測された挙動を示している（Th 添加量が多いほど燃料温度低下がみられており、Th の高熱伝導度特性が現れている。

・近年、英国では国内に大量にある Pu の消滅のためにトリウムと Pu を混ぜた Th-MOX 燃料を ABWR で燃やす計画が、またトリウムの資源国であるトルコではトリウム活用のエネルギー方針が出され新設炉を利用するの検討が示されている。Thor Energy 社としては両国と協議を開始したとのこと。Asphjell 氏より、炉心の検討を日本側と一緒にすることへの期待が述べられた。

・質疑の主な内容を以下に記す。

－ Q：到達燃焼度は。 A：2017 年までに炉内 2 か所の燃料が 55Gwd/t に到達する。これが最大。

－ Q：それで許認可取得が可能か。 A：可能となるよう努力する。

－ Q：IFA-730 燃料の照射日数が 70 日を超えたあたりから、測定燃料温度と計算燃料温度の差が拡大している（計算が高い）が理由は。 A：現状不明。

－ Q：IFA-790 燃料の温度測定データは、Th 添加量が 7%、45%と増えれば明瞭に温度が低下するのが認められる（Th の高熱伝導度効果）、25%Th 添加では逆に UO_2 より温度が高いのはなぜか。 A：25%Th はペレット密度が 85%と低いため（他は 95%）。

－ Q：KAERI の ATF 燃料の目標燃焼度は。 A：30Gwd/t。

－ Q：なぜ再処理を検討しないのか。 A：顧客の要求が第一にトリウムを使いたいということであり、ワンスルー利用を強く希望しているから。

2. 活動計画

・幹事の伊藤委員より、WG の活動計画案が説明され、下記を主眼とする活動計画が原案のまま了承された。

－ 主査を山中先生とし、そのもとに幹事団及び事務局をおくこと。

－ 四半期毎のペースで WG を開催すること

－ 活動内容を次の 3 項目とすること。①OECD-NEA レポートの精査、専門家からの Th 研究報告受け、ハルデン照射データ分析、トリウム燃料利用策／課題・問題把握と解決策の検討、②対外的成果報告、③トリウム利用形態提言案まとめ。なお、サブワーキンググループを 2 つ組織して、OECD-NEA レポート（北田先生リーダー）、ハルデンデータ（牟田先生リーダー）の検討を進める。

・北田委員（OECD-NEA レポート検討サブグループリーダー）より、レポートの目次が配布され、レポートの全体像が紹介された。その中に「熔融塩炉」に関わる記載があり、それを本 WG で取扱うべきか問題提起がなされた。委員の意見の大勢は、本 WG の中でレビューが可能な委員にレビューをお願いし、OECD-NEA の見解として WG 報告書に含める方向とするというものであったが、最終的には取纏者である北田委員に扱いを一任することになった。

以上

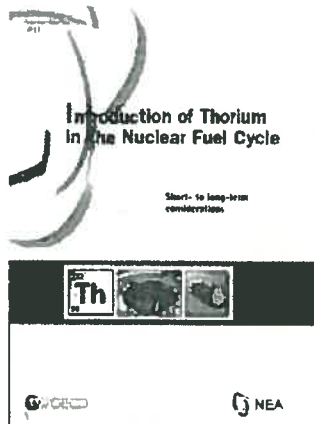
Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle

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

Foreword より

近年のThに関する多くの会合がメディアで取り上げられており、Th燃料は今すぐに利用でき、世界のエネルギー問題に対するリスクを伴わない解決策である、と表現されることがある。

⇒ 政策決定者や一般大衆に誤解を引き起こしかねない。

新燃料サイクルは、十分に寝られた原子力戦略の下で、多分野にわたる科学的見通しだけでなく、経済性や産業利用の観点から評価されるべきである

⇒ NEA/NSC(2013.June)で議論され、短期及び長期にわたる原子力におけるThの持つ役割を、偏らず、かつ科学的に妥当な調査報告として纏めることとした。

この報告では、Th燃料サイクルを進めるにあたり考慮すべき、様々な選択肢や利点、現状の課題についての評価を提供する。

WPFC : NEA Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle、

WPRS : NEA Working Party on Scientific Issues of the Reactor System、

GIF/MSR : Gen. IV International Forum Molten Salt Reactor Steering Committee

1. Introduction

初期から現在に至る原子力情勢と絡めたTh燃料の状況

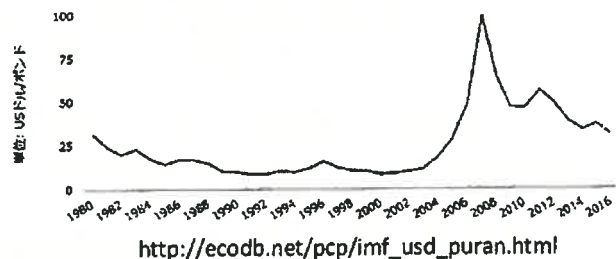
- ・当初(1944)、Thは有望。
だがUが予想以上に供給可能であり、Thにfissileが無いことから中断。
⇒ Th利用では別にfissileが必要
U利用はfissileを含み、Pu生成を伴ため、FBRによる“fuel independence”を志向
- ・U/Puサイクルが確立するにつれ、Th燃料利用も容易に。
⇒ 原子力開発が進んだからこそTh燃料利用を考えることが可能
- ・熱炉において ^{233}U は ^{235}U や ^{239}Pu よりも“neutronic attractiveness”が高く、科学的には魅力的だが、解決すべき技術的・産業的問題は数多い。
- ・強弱はあるものの、世界的にはThの研究は継続されてきている

1.1 Past incentives and hindrances in the development of the thorium fuel cycles

Th燃料サイクル開発の当初の動機と障害

動機

- ・急激な原子力利用増大に伴うU資源不足を避けるために、U燃料に代わる燃料サイクルとして。
- ・1970年代半ばに\$40/lb U_3O_8 まで高騰(現状は\$30弱@2016May)
- ・ ^{232}Th と ^{233}U の良好な物理特性
良好な核特性
良好なTh燃料の照射特性
fissileの消費/生産が可能
⇒ 燃料サイクル、
廃棄物管理の点で魅力的



1.1 Past incentives and hindrances in the development of the thorium fuel cycles

Th燃料サイクル開発の当初の動機と障害

障害

- ・ ^{233}U に付随する ^{232}U の系列に高エネルギー γ 放出核種
⇒遠隔操作の遮蔽施設が必要(> glovebox、U/Puサイクルコスト)
- ・U/Puサイクルでの群分離・MA核変換の研究進捗
仏での高速原型炉導入、LWR-MOX や燃料サイクル施設の開発⇒廃棄物管理最適化
- ・1980年代のU価格の低下
再処理の経済性低下 ⇒ 原子力開発機運の低下
TMI-2@1979/04、Chernobyl@1986/04

⇒ 1970年代末のFordとCarterによる再処理禁止@USA。核不拡散。
⇒ Th燃料導入機運の低下
 - ・高濃縮ウラン利用×→低濃縮ウラン(<20%)による性能低下
 - ・再処理による ^{233}U 取り出し禁止@USA
 - ・U/Puサイクルがほぼ完成

1.1 Past incentives and hindrances in the development of the thorium fuel cycles

1.1.1 The case of India

インドにおける状況は、一般的な状況と異なるとして、別に記載されている(1.1.1)

- ・U資源は乏しく(世界の1%だけ)、濃縮Uの輸入を制限されていた。
- ・Th資源は豊富であるため、開発当初より長期にわたり自国供給可能なThサイクル開発
- ・使用できるfissileを踏まえた以下の3段階の開発プログラム
 1. 天然ウラン利用の重水炉(HWR)によるPu生産
U市場の開放によりLWR採用も。
 2. Pu燃料-Thブランケット燃料利用の高速炉による ^{233}U 生産
500MWe原型炉建設中(2015稼働予定)@Kalpakkam
2020年以降、新たな高速炉を予定
 3. Th- ^{233}U を用いた改良型HWR(AHWR)の建設---2070年以降を目標
ほぼ1となる高い転換比
熔融塩炉(MSR)も候補としている
- ・Th酸化物燃料は研究炉で照射されており、取り出された ^{233}U も研究施設で利用
HWR(Kakrapar-1,-2)で500kgのThを装荷し300日、100日運転済
商用利用中のKaiga-1,-2 およびRajasthan-3,-4でも計画
- ・Th/Pu酸化物、Th/ ^{233}U 利用の300MWeのAHWR原型炉開発中(2000年)

1.2 Past and recent efforts in thorium research

1.2.1 Thorium utilization in thermal reactors

これまでのTh研究@熱炉

- ・米国において1950-60年代に商用LWRでTh燃料も使用
Elk River (BWR, 1964)、Peach Bottom (HTR, 1967)、Fort St. Vrain(HTR, 1976-1989)、
Edison Indian Point(PWR, 1962)のTh燃料はInterium-23プロセス@ West Valley
で再処理しU混合物が取り出され、転換等@ORNL
Shippingport(PWR,1970-80s)で²³³U/Thサイクルの転換比が1.0139 (IAEA2000,2005)
⇒ LWRで増殖可能であることを実証
だが商用炉への適用は困難(低燃焼度、CRなど毒物なし)
- ・独国において初期にLWRおよびHTRでのTh利用の研究
 - ・1968-77 : Th/Pu_MOXのPWRでの利用可能性検討
 - ・Th/Pu燃料のBWR(Lingen、KKL)での照射R&D
 - ・1979-1988 : 独-ブラジルでの共同研究
Th-HTR(THTR-300)はTh/U燃料で1983年に初臨界
 - ・2000-2005 : EUのプロジェクトでTh/Pu試験燃料棒の照射(Obrigheim)
⇒ 詳細は4.1.3節に記載

1.2 Past and recent efforts in thorium research

1.2.1 Thorium utilization in thermal reactors

1.2.2 Recent R&D or international co-operation programs on thorium fuels

1.2.2 近年(2010以降ぐらい)のTh研究の概要 :

既存炉(LWR,HWR)でnear-termでの利用を見据えたR&D,照射プログラム

⇒ 第4章に詳細記載

・Thor Energy

Th/Pu燃料照射 at Halden for LWR (2013~)

熱電導度、スウェリング、FPガス放出を、燃焼度依存で評価

・Areva, Solvay/Rhodia

第3世代炉でのTh燃料利用を目標に、商用炉での照射試験を計画(2013)

バックエンドおよびfissileのリサイクルもR&Dの対象

・Atomic Energy of Canada Limited (最近Canadian Nuclear Laboratory, CNLに名称変更)

fissile(U,Pu)添加Th燃料を長年にわたりR&D

“Thoria Roadmap Project”を立ち上げ、Th燃料サイクル全般を対象

・IAEA(2012-2014?...2015/Sep.に会合)

CRP on “Near-term and Promising Lon-term Deployment of Thorium Energy System”

1.2 Past and recent efforts in thorium research

1.2.1 Thorium utilization in thermal reactors

1.2.2 Recent R&D or international co-operation programs on thorium fuels

1.2.3 Thorium and molten salt reactor-related research

1.2.3 MSRシステム運営委員会(MSR/SSC)と中国の状況

・MSR/SSC(2010年仏CEAとEuratomで設立)

MSRに関する情報交換の枠組み。ロシア(2013)もメンバー。

米国、中国、韓国、日本はobserver

液体燃料系に限らずMSR概念について様々な研究が進行中。

→ 第6章に詳細記載

・中国

Th溶融塩炉研究センターを上海応用物理研究所に設立しR&Dを開始(2011)

2つの小型溶融塩炉の建設計画を発表したが、現状は概念設計の手前。

TMSR-SF: 2MW, 溶融塩冷却の固体燃料

TMSR-LF: 2MW, 溶融塩燃料

1.3 Renewed interest in thorium

・1990年代半ばは、革新型炉(MSR,HTR)の研究の一部として、学術研究の対象

・2000-2010の“nuclear renaissance”での世界の原子力発電増加予想に伴いThが再注目
⇒ 長期にわたる低いU価格や廃棄物管理に疑問

・福島事故で“nuclear renaissance”は萎み、世界的に原子力の再検証進められているが
気候変動対策としての、エネルギー生産における脱炭素化には有効

・地層処分の遅れ&不確かさから、原子力に対する社会政治的な議論の高まり(2000頃～)
⇒ Pu管理や最終処分に係るバックエンドの重要性が増大
⇒ 廃棄物減容、削減を目指したバックエンドの開発

・米国ではYucca Mountainの中止により、MA生成の少ない燃料サイクルとして注目
1990年代のEUと同じく、HTRでのPuの消費も

・この15年ほどは、現行炉や革新炉でのTh利用に着目されている
⇒ Gen.IV (FR)への移行遅れを踏まえ、より持続的なシステムとして
U/Puに対する別オプションとして
事故耐性燃料(ATF)として

1.3 Renewed interest in thorium

- ・Thの利点は以下のとおりであり、これらが現在のR&Dの動機
 - ・Thoria燃料の高燃焼度の可能性
 - ・高い融点などの優れた熱物性によるATF
 - ・Th/U燃料でのPuやMA生成の少なさ、およびPuや他のアクチニドの消費に有効
 - ・熱炉でも高転換可能
 - ・Th添加によるUOX燃料セラミック特性?および炉運転特性(安全マージン)の向上

3. Front end of the thorium fuel cycle

3章. トリウム燃料サイクル フロントエンド

NFD 平井睦
阪大 牟田浩明

2/12

3.1 Availability and recovery、可用性と回収

この節では I. トリウム資源量の概算と、II. 主なトリウム鉱石種について、また III. 推定されるトリウム採掘のシナリオについて述べられている

I. トリウム資源量について

- トリウム等の鉱物量は、推定される存在量と技術的・経済的観点からの回収量の信頼性に強く依存する。
- 多くの文献では、トリウムの半減期がウランより長いことを理由にウランよりも3倍程度の資源量があるとされているが、これは経済的に利用可能なトリウムが2~3倍あることを意味しない。
- トリウムは利用方法が限られているため、世界的に総合的な調査が為されていない。このため、現在の推定量は正確とは言えない。

*「資源量:resources」と「埋蔵量:reserves」の間にはしばしば差異が見られ、国際的な定義がない。IAEA/NEALレポート(2014)によれば「資源量」は地球殻上にある存在量・濃度であり、経済的に合理的な範囲内で最終的に採掘されうる量であり、埋蔵量はそのうち現在の経済環境で採掘可能なものである。

トリウム資源量

3/12

地域	国名等	IAEA2014
ヨーロッパ	トルコ	374,000
	ノルウェー	87,000
	グリーンランド	86,000-93,000
	フィンランド	60,000
	ロシア	55,000
	スウェーデン	50,000
	他(フランス)	1,000
	計	713,000-720,000
アメリカ	USA	595,000
	ブラジル	632,000
	ベネズエラ	300,000
	カナダ	172,000
	他(ペルー等)	24,300
	計	1,723,300
アフリカ	エジプト	380,000
	南アフリカ	148,000
	モロッコ	30,000
	他(ナイジェリア等)	91,500
	計	649,500

地域	国名等	IAEA2014
アジア	CIS(ロシア除く)	150,000
	－カザフスタン	(> 50,000)
	－ロシア(アジア地域)	(> 100,000)
	ウズベキスタン	(5,000-10,000)
	インド	846,500
	中国(推定)	> 100,000
	イラン	30,000
	他(マレーシア等)	43,000-48,000
計	>2,647,500-2,684,500	
オーストラリア		595,000
合計		6,355,300-6,372,300

CIS: Commonwealth of Independent States.

いくつかの文献(US Geometry Survey2014)などでは、100-200万トンという報告もなされている。

現在IAEAでは鉱物種ごとのオンライン埋蔵量データベースを構築中である(THDEPO)。

(↑パスワードがかかっており読めない)

他のレポートとの比較(OECD2013, D. Greneche氏資料より) 4/12

国名等	USGS2005	IAEA2009	IAEA2012	IAEA2014(本レポート)
CIS		-	150,000	150,000
ブラジル	16,000	632,000	953,000	632,000
インド	290,000	319,000	846,000	846,500
トルコ	-	-	812,000	374,000
オーストラリア	300,000	452,000	474,000	595,000
アメリカ	160,000	674,000	434,000	595,000
エジプト	-	380,000	380,000	380,000
ノルウェー	170,000	264,000	320,000	87,000
ベネズエラ	-	300,000	300,000	300,000
カナダ	100,000	172,000	172,000	172,000
ロシア	-	75,000	155,000	55,000
南アフリカ	35,000	148,000	148,000	148,000
グリーンランド	-	86,000	89,500	86,000-93,000
マレーシア	4,500	-	-	18,000
他の地域	124,500	114,000	1,879,500	2,066,800
合計	1,200,000	3,616,000	7,113,500	6,355,300-6,372,300

USGS2005:US Geological Survey, 2005, Mineral Commodity Summaries.

IAEA2009:IAEA-OECD "Red Book", 2009, Uranium Resources, Production and Demand, "identified" (< 80 USD/kg) + "Inferred" resources"

IAEA2012:Presented in 2012 by Herikrishnan of IAEA, currently under review by an Egypt group.(同じもの?)

II. トリウム鉱石等について

- ▶ トリウム回収量は100トン/年に過ぎず、インド海岸におけるチタン鉱石(イルメナイト)の副産物として得られている。
- ▶ 海水中のトリウム濃度は0.01 ppbであり、ウランの3 ppbより著しく低い。このため相当な量が海水に含まれているものの、その回収は難しい。
- ▶ 100を超えるトリウム鉱床があり、うち60はトリウム濃度が0.1%を超える。
- ▶ ほとんどの鉱石種はトライト、トリアナイト、バストナサイト、モナザイトである。



Thorite
ThSiO₄
(Th,U,Y,Zr,...)SiO₄
正方晶



Thorianite
ThO₂
(Th,U,Y,Zr,...)O₂
立方晶



Bastnasite
Th(CO₃)F
(Th, Ca, Ce,...)(CO₃)F
六方晶



Monazite
ThPO₄
(Th,Ce, La, Nd,...)PO₄
六方晶

画像等はMineralogy Database (<http://webmineral.com/>) のものを流用した

・トライト(ThSiO₄)

6/12

- 過去には主なトリウム鉱石として検討されていた。
- 化学的にトリウムを抽出できることが明らかになったものの、近年商業的な観点からは注目されていない。

・トリアナイト(ThO₂)

- トリウム含有量が高く、ほぼトリウム酸化物のかたちで含んでいる。
- 鉱床が多く見つかっていないために、利用可能性については検討されていない。

・バストナサイト(Th(CO₃)F)

- 50%以上希土類元素を含むため、商業的な採掘の対象となっている。
- トリウム含有量は高くはなく、0.2%を大きく超えることはない。
- 採掘量が非常に大きい。特に中国で大きい。

中国でのBayan Obo複合鉱床では55,000トン/年の希土類元素がバストナサイトから回収されている。米国の最大鉱床であるPass山ではピーク時で1,500トン/年が回収された(一時撤退、2012年再開)。

- トリウムの回収はされていないが、化学分離法は中国において廃棄物処理の方法として開発されている。

- 現在、副産物としてのトリウムの回収対象の主候補とされている。
- バストナサイトよりもトリウムの含有量が高く、平均3～10%である。トリウム埋蔵量のうち、モナザイト堆積物が占める割合は高い。
- 希土類元素も50%以上含むが、希土類元素の産出量はバストナサイトからのものと比較して少ない。希土類元素算出量は10,000トン/年以下であり、ほとんどはインド海岸におけるチタン鉱石(イルメナイト)の副産物としてである。
- 世界のほとんどのモナザイト鉱床は、チタン鉱床と同一の場所にある。チタン生産量が700万トン/年であることを考えると、潜在的なトリウム回収量は、現在のもの(100トン/年)より2・3桁大きい*といえる。

*この換算の根拠はよくわからない



ブラジル ガラパリでの砂
 黒色がイルメナイト(FeTiO₃)、
 黄色がモナザイト
 (旅行会社HPより)



ORISSA SANDS COMPLEX
 硝酸トリウムを生産、Indian Rare Earth
 limited の子会社(同社HPより)

II. トリウム採掘シナリオについて

- 現在の原子力発電総量は376 GWeであり、1GWeのPWRの燃料の1/4≒20トンのウランが入れ替わると仮定し、これが全て(Th,U)O₂または(Th,Pu)O₂燃料に置き換わるとする。この場合、必要なトリウム量は
 - ワンスルーとしての利用で7,000トン/年
 - クローズドサイクルとしての利用で400トン/年
- 前述の通り、現在のトリウム生産量:100トン/年より2・3桁大きい産出量がイルメナイト副産物としてのモナザイトから見込めるとすると、十分賄えることとなる。
- トリウム需要はほとんどないため、このような廃棄物としてのトリウムを回収することが想定される。特にチタン鉱床、ウラン鉱床が有望である。
- この30年におけるトリウム処理法は、モナザイトを対象としていた。このためモナザイト鉱床でのフローシートはトリウムにとって有用である。

以上から、本節の結論として下記のことがいえる。

- 他鉱物の副産物として、トリウムは今世紀、それ以降も十分な産出量が得られる。
- 豊富なトリウム資源量は現在考えられている原子力利用のいかなるシナリオにおいても問題ではない。

3.2.2 Fabrication of test thoria fuel at IFE (Norway)

- (Th,U)O₂, (Th,Ce)O₂燃料製造が、Thor Energy社およびハルデンの燃料照射試験の一環として下記の手順で行われた。IFEはそのパートナーとして協力している。

・粉末製造

- シュウ酸塩の仮焼によって得られたThO₂粉末と他の酸化物をミリングによって混合する。シュウ酸塩からのThO₂粉末はブロック状であり、表面積を増やすうえでもミリングは必要である。
- 先行研究としてのLANL(2014)の取り組みに基づき、ミリング時には分散材・界面活性剤が恐らく必要である。これは粒子凝集に関連する静電気をコントロールするほか、廃棄物の低減にも良い。
- 途中にふるいをかけ、大きな板状粉末を分離・リサイクルすることがトータルのミリング時間の低減に有効である。

・加圧成型、グリーンペレット作製

- 通常のUO₂ペレットと同様に一軸加圧成型による。潤滑剤も通常のものを使用され、バインダの添加は必要ない。
- 加圧条件とグリーンペレット密度の関係について検討された。

・ペレット焼結

- 雰囲気は混合対象がUO₂かPuO₂かに依存する。
 - Th-MOXでは酸化雰囲気望ましいが、電気炉が傷む場合は焼結後に空气中・1000~1200°Cの熱処理を施すことによってO/M比を調整する。
 - Nb₂O₅, MgO等の焼結助剤は必要なかった。
- 結果として理論密度比96%の(Th,Ce)O₂ペレットが製造できている。
 - この結果は現行の燃料製造に活かされており、現在(2015)は(Th,Pu)O₂の微細組織の制御に取り組んでいる。
 - 将来はUO_x, MOX燃料製造に匹敵するTh-MOXの商業的製造法実証につなげる。



(Th,Ce)O₂ pellet



Halden reactor

画像はThor Energy社HPより

3.2 Thoria fuel fabrication、ThO₂燃料製造

この節ではThO₂ベース燃料としてカナダ、ドイツ、フランスそしてノルウェーで行われた製造手法をレビューする。

3.2.1 Fresh thoria fuel fabrication

➤ ThO₂ベース燃料は濃縮UもしくはPuを含有しなければならない。U, Puはマイクロレベルで均質でなければならず、混合方法を検討する必要がある。下記の4つの手法が検討された。

・機械的混合（本文中に説明なし）

・ゾルゲル法

- 混合されたU, Pu, Thの硝酸溶液に粘性調整のため有機増粘剤が加えられたものを前駆体とし、これをアルカリ性溶液に滴下・ゲル化され洗浄・乾燥後、仮焼されることで均質な粒子粉末が得られる。
- AECLにおいてHTR用燃料製造のために使用された実績があり、作製された粒子は焼結性が良い。
- 廃棄物量、焼結温度の低減に有利である。



for HTGR

・溶液混合＋共沈法

- 混合されたU, Thの硝酸溶液にシュウ酸を加え、共沈させることで粉末が得られる。
- UO₂-ThO₂粉末製造に使用された実績があり、適切な条件では原子レベルで均質な粉末が得られる。

・溶液含浸法

- ThO₂のグリーンペレットに硝酸U溶液を含浸させ、その後焼結する。硝酸塩は焼結時に除かれる。

- ThO₂ベース燃料の主な課題は、UO₂より365°C高い融点に由来して、焼結速度が遅いことである。このため粉末表面積は大きくなければならない。
- 添加されるPuO₂は焼結助剤として働く。

トリウムサイクルの利用

- 自律したTh-²³³Uサイクルに移行までは、Th-LEU またはTh-Pu燃料を使用する必要がある
- 廃棄物に関する優劣は、使用する混合燃料とその管理・リサイクル手法に大きく依存する

Chapter 8 Waste Management Issues

日本原子力研究開発機構
佐々 敏信

トリウム酸化物燃料

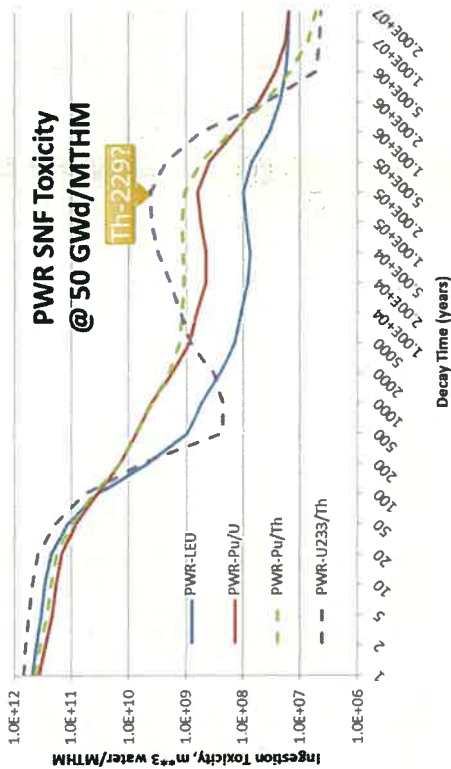
- UOX燃料に対して化学的に不活性
- 使用済み燃料を乾式貯蔵する際の最高温度を高く設定できる
- 環境に暴露された際に、UO₂燃料はU₃O₈まで酸化して体積膨張を起こし、被覆管を破損するリスクがある
- ThO₂燃料では、このような事象は生じない

使用済み燃料の特性

- トリウム燃料ではPuやMinor Actinide(MA)の生成が少ないことがよく議論される
- 放射性毒性に関わる相違は、リサイクルの方針や効率に大きく依存するため、注意が必要である
 - Fig. 8.1において10⁵年以降でPWR-U233/Thの毒性が高くなるのは、²³³Uのα崩壊(T_{1/2} = 1.6x10⁶y)の生成に起因？
- 一方、トリウム燃料ではウラン燃料より高い燃焼度が適用可能であり、廃棄物の物量については有利になり得る

使用済み燃料の毒性変化の比較

Figure 8.1. Comparison of spent fuel ingestion toxicity* for different PWR fuel types at the same discharge burn-up



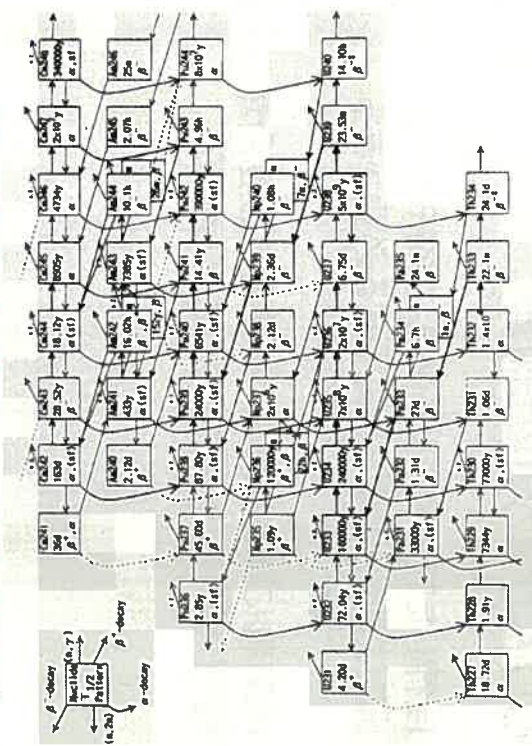
MA

- U-PuサイクルとThサイクルの相違が最も顕著に表れるのがMAの生成量
 - Thサイクル：Np, Am, Cmの生成量はU-Puサイクルの1/30程度
- Thサイクルでは、 ^{231}Th のβ崩壊 ($t_{1/2} = 1.06$ 日)より生じる ^{231}Pa ($t_{1/2} = 33,000$ 年)がGRIに影響
- 燃料の再処理時に発生する ^{220}Rn に由来する核種の環境への放出を、HEPAフィルタより手前で発生量の1/10程度に抑制する工夫が必要

核分裂生成物

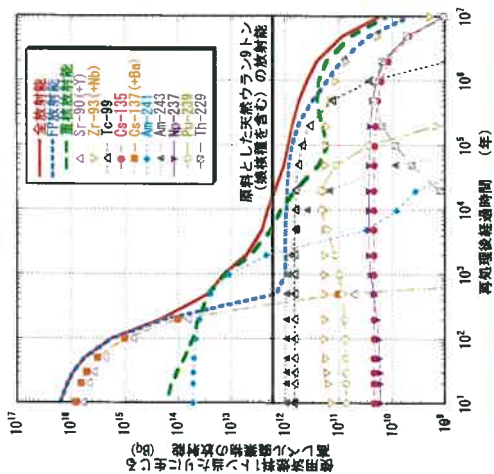
- 原則的に、炉心熱出力が同一であれば、トリウム燃料とウラン燃料のFP生成量は同じ
- Global Radiotoxic Inventory (GRI)は核分裂した核種に依存して若干の相違がある
- 大半のFPは数世紀以内に減衰し、より長寿命で地中移行しやすい核種での相違は極めて少なく、FPではGRIに大きな差は生じない

参考：アクチノイド燃焼チェーン



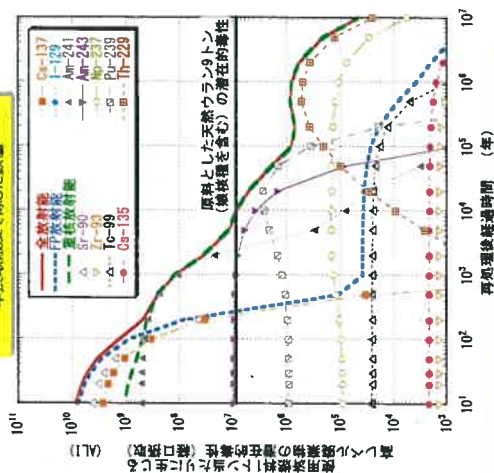
参考：LWR HLWの放射能と毒性

放射能



潜在的経口摂取毒性

含まれる核種の質量をそれぞれの年摂取限度で割った数値



INTRODUCTION OF THORIUM IN THE
NUCLEAR FUEL CYCLE
NEA 7224

9. Non-proliferation issues
第9章 核不拡散関連

担当： 宇根崎博信(京大)

核拡散抵抗性：4つの基本パラメータ

- 裸球体系の臨界質量
 - (最低限)必要な核物質質量、大きさ・重量
- 自発中性子発生率
 - (爆発的な)核分裂連鎖反応のスタートアップの阻害
- 自発ガンマ線による発熱
 - 核兵器製作、取扱いの困難さ
- 自発放射線(主としてガンマ線)による線量
 - 取扱いの困難さ、関連電子部品への影響

問題意識

- 原子力エネルギー利用における核不拡散性：関連する新規技術開発において本質的な課題。
- INFCE¹⁾による総合的な検討によると、軍事転用への障壁の観点からは、濃縮度20%未満ウラン/トリウムサイクルは、従来型のウラン/プルトニウムサイクルと同等の核不拡散性を有するとの結論。
- INFCEは50余りの国から多数(>500名)の多種多様な専門家を集めた検討であり、商業的な観点に加えて、政治的・行政的な観点が大きいに反映されている可能性大。
- したがって、INFCEによる総合的な結論に頼るのではなく、トリウムサイクルの核不拡散性に関するメリット(あるいはデメリット)について、ウランサイクルとのより詳細な比較検証が必要。

註1) INFCE: International Nuclear Fuel Cycle Evaluation
<http://www.aec.go.jp/jicst/nc/about/hakusho/wp1980/sb2040301.htm>

核拡散性に関連するパラメータの比較

Table 9.1. Physical characteristics of the main fissile material vis-à-vis non-proliferation (ease of use for the manufacture of nuclear weapons)

Fissile material	Critical mass (kg)	Neutron emission (neut./s.kg)	Heat emission (W/kg)	Radiation dose
Pure ²³⁵ U	16	1.23	0.281	Depends on ²³⁵ U content (see the text)
Pure ²³⁹ Pu	48	0.364	0.00006	Very low
Plutonium PWR-type	13	470 000	20	Low or average
Plutonium "weapon grade"	11	60 000	2	Low

U-233

- U-235と比べて 臨界量小、中性子放出率&発熱量大
- Puと比べて臨界量同程度、中性子放出率大幅に低、発熱量1~2ケタ低
- 放射線量はU-232の量に依存(→一般的にU-235, Puよりも高)

臨界量 (&他のパラメータ)

- 臨界質量: U-233はPuと同程度、U-235の1/3程度。核兵器製作にはU-233で5~15kgが必要
- Puとの最大の違いは自発中性子放出率: U-233 (及びU-235)の方がはるかに低い→U-233の方がPuより核兵器製造に適している(より容易に製造可能)
 - Pu: 製造方法によるグレード(PWR級、兵器級)の差異の最大のポイント
 - U-233: 中性子を放出しないU-234の同位体比が異なるだけなので、Puのような製造法によるグレードの差異は小さい
- U-233の場合、高いα線放出率によって(上記の製造の容易さ)はある程度補うる
- 発熱はU, Puともに低→顕著な差異は無し

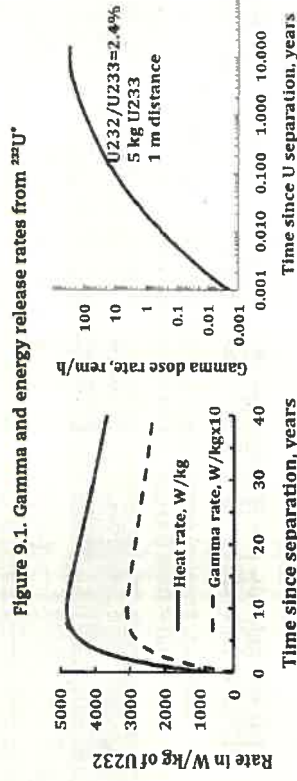
一定のU-234を含む場合でも、U-233による核兵器製造は可能

Self-Protectionに関する考察

- 高γ線量→遮蔽能力に優れた取扱施設の設置、遮蔽強化、もしくは取扱者への被ばく強制的な必要性と関連した事項
- U-ThサイクルからのU-233の核拡散抵抗性は脅威の想定に大きく依存→単なる物質特性のみによる議論だけでは不十分!
- 使用済燃料そのものの拡散、再処理による(多量かつ組織的な)核物質抽出は(拡散者にとって)非効率: 分離されたU-233を用いた単発の核兵器製造を想定すべきであり、一般的には分離後すぐのU-233が用いられることを想定(i.e. 放射線量低の物質)
- この場合、U-233に起因する線量は十分な抑止力とはならないというのが一般的な見解
- よって、核拡散抵抗性を保守的に評価する上では、U-232の減衰は無視されるべき。

"Self-Protection" (自己防御性)

- U-232の存在(特にU-Thサイクルの場合)による核不拡散に対する「自己防御性」: U-232崩壊系列の娘核種からのγ線(特にTl-208の2.6MeV γ線)の寄与
- U-233 (& U-232)分離後の時間に大きく依存



保障措置上の観点

- 保障措置上の観点(U-233の目的外/認可外転用の阻止)からは、U-232の娘核種からのγ線はU-233の検知にとって有用
- 核拡散リスクの低減には、トリウムを天然Uあるいは劣化Uと混合させることによる、U-233生成段階でのU-238による希釈が有用
 - ▶ Pu生成による核拡散リスクの増大の問題あり
- トリウム燃料製造時におけるU-233の希釈による、U-233リサイクル時の魅力度の低減もオプションとして考える

原子力学会核燃料研究会「トリウム燃料の利用に関するWG」 2016/6/27(月)

トリウム開発の動向



東京大学
核燃料工学部/原子力工学部
講堂 直行



3



Event Schedule International Thorium Energy Conference-2015 (ThEC15) October 12-15, 2015

Monday (Oct 12, 2015)
 9:30-10:30 Inaugural Session at IITB, Mumbai
 Session-1 Inaugural Session at IITB, Mumbai (Session Chair: Dr. S. Banerjee)
 Session-2 National Overview-1 (Session Chair: Dr. Anil Kulkarni)
 Session-3 National Overview-2 (Session Chair: Mr. S. S. Bajaj)

Tuesday (Oct 13, 2015)
 Session-4 National Overview-3 (Session Chair: Mr. S.G. Ghadge)
 Session-5 National Overview-4 (Session Chair: Prof. Thomas J. Dolan)
 Session-6 Enabling Technologies: LWRs & MSRs-1 (Session Chair: Dr. Jean Pierre C. Revol)
 Session-7 Enabling Technologies: LWRs & MSRs-2 (Session Chair: Prof. Gangpati Rao Myrneni)

4

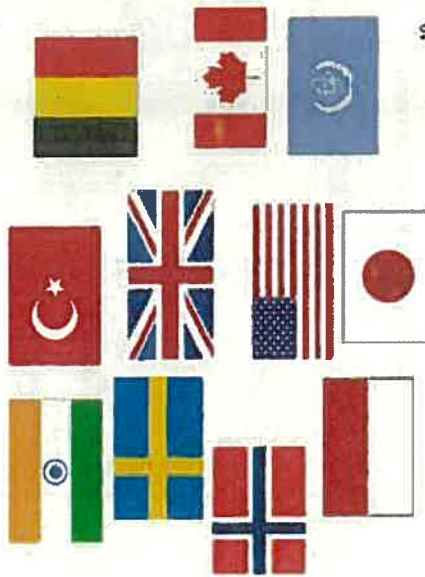
Plenary lecture:
"Harnessing thorium for nuclear power: challenges ahead"
Anil Kakodkar, India

- Wednesday (Oct 14, 2015)
 - Session 8 Enabling Technologies (Session Chair: Prof. Bala Seligal)
 - Session 9A Enabling Technologies: ADS-1 (Session Chair: Prof. R. B. Grover)
 - Session 9B Reactor Design-1 (Session Chair: Mr. S. K. Mehta)
 - Session 10A Enabling Technologies: ADS-2 (Session Chair: Dr. Robert Spennemann)
 - Session 10B Reactor Design-2 (Session Chair: Mr. S. A. Bhattacharya)
 - Session 11A Reactor Design-3 (Session Chair: Prof. Hooyul Yehiel)
 - Session 11B Thorium Fuel Irradiation Experiences (Session Chair: Dr. P. Chakrapani)

Thursday (Oct 15, 2015)

- Session 12 Power from Thorium (Session Chair: Prof. I.B. Joshi)
- Session 13 Fuel Cycle-1 (Session Chair: Mr. R. Ramakrishna)
- Session 14 Fuel Cycle-2 (Session Chair: Mr. G. Ramakrishna)
- Session 15 Fuel Cycle-3 (Session Chair: Mr. Ashok Chandra)
- Award Distribution to Poster Contest Winners
- Panel Discussion: The Way Forward

Friday (Oct 16, 2015): Visit to Nuclear Power Plant, Tarapur



10

India energy scene

Year	Per Capita	Key Points
1. Current (2015)	6.8% Size	Most of the world's population lives in developing countries. India is the 2nd largest country in the world.
2. Domestic supply	4.12% Size	To meet the demand of 6.8% of the world population, India has to produce 4.12% of the world's energy.
3. Total Energy Demand	387.8 Btoe	India's total energy demand is 387.8 Btoe.
4. Total Energy Demand (Projected)	~500 Btoe (2035)	India's total energy demand is projected to be 500 Btoe by 2035.
5. Nuclear Energy	~1% of total energy	Nuclear energy is currently contributing only 1% to India's total energy demand.
6. Nuclear Energy	~1% of total energy	Nuclear energy is currently contributing only 1% to India's total energy demand.

国内の風通しをエネルギー市場に開放し、原子力発電の導入を促進する。原子力発電の導入を促進する。原子力発電の導入を促進する。

11

世界

- やがては世界の途上国のエネルギー消費が先進国レベルに近付いてくる
- 2015/9時点で全世界の原子力は31か国で435基(発電容量比で11%)。
 - 現原子力容量の20%に相当する70基が建設中。
 - 50%に相当する160基が計画中。
- しかし原子力の導入は緩やかと言わざるを得ない
- トリウムは原子力導入に対するバリエーションを創分級する



12

• 世界

- 原子力に関心を示している国は、必ずしも関心を開発に結びつけていないさぞう
- 温暖化が現実であるならば、再生可能エネルギーとともに原子力の「早いペースでの大規模導入」が必要
- このジレンマをどう解決するか



• 原子力導入に対する障壁の緩和策

- PHWRの活用
 - インドが建設・運用化済みの220MWe出力PHWRは商業発電炉として競争力あり
 - トリウム法の活用
 - 高い核分裂抵抗性をもつ
 - 高燃焼度において、単位核分裂性物質質量あたりにより多くのエネルギーを回収できる。これは利点でも可能
 - 燃料の物理的、化学的、熱的特性に優れる
 - Pu成分に極めて優れる



原子力への参入を考えている国に具体的な提案を行う 15

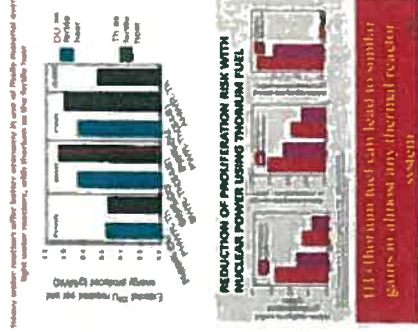
• 原子力新規導入国が求めるもの

- 保証された安全性と現実的・合理的な経済性
 - これらは、国民の生活に大きな可能性を与えうるもの
 - 同時にこれらは、主として、原子炉燃料に依存するものだが、燃料も重要。トリウムは安全性強化に貢献し得る
- 使用済み燃料の処分方法、貯蔵中の安全性とセキュリティの確保
 - 長期的には再処理-リサイクル路線は不可避であり、そのメカニズム構築が必要
 - トリウムは人々の生活を楽にする
- 資本費
 - 適度でなければならぬ
- 初期費用が適度であれば、せめて小型炉から導入
- 発電コスト
 - 他の電源と競合できるレベル

• 低濃縮ウラン+トリウム

酸化燃料PHWR

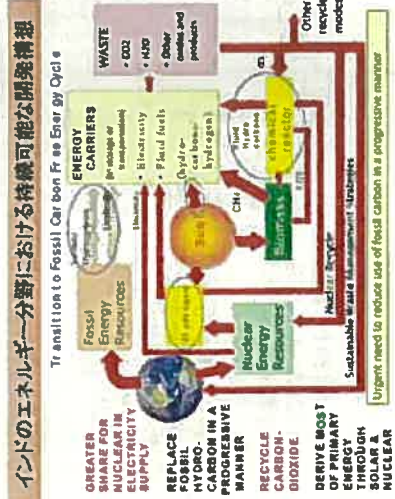
- 短期の開発期間で実用化可能
- 濃縮度20%以下のウランを用い、トリウムを燃料として利用する上で、PHWRは最良の炉型
- 使用済み燃料に含まれる物質の核分裂の概念を緩和
- トリウム酸化燃料は安全性確保に有利
- PHWRは大規模に対抗できる経済性を持つ最小出力の原子炉(導入に有利)



- トリウムPHWRの残された開発課題
 - 低濃縮ウラン+トリウム酸化物燃料の高燃焼度における性能確認
 - トリウム供給チェーンの確立
 - 燃料・炉心管理のレビュー
 - 反応度制御と安全性のレビュー
- 次のステップ
 - 低濃縮Uを用いるAHWR300
 - 公衆激ばの低減
 - 内外者の懸念ある行動に対する耐性



17

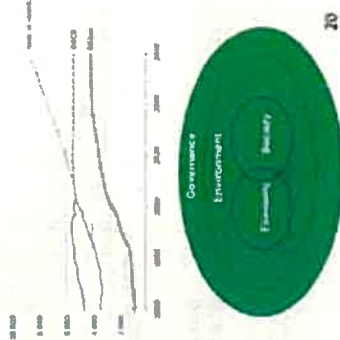


18

- まとめ
 - 二酸化炭素排出による環境影響への懸念にも関わらず、経済的問題や成長優先政策が化石燃料消費を増やし、エネルギー持続性の問題を増大させている
 - インドにおいて、やがてはトリウムの利用は必要不可欠
 - 世界規模でも原子力の拡大は急務。
 - トリウムの活用はこれに対する障壁を緩和する。特に原子力新規導入国に対して。
 - 低濃縮U+Th燃料PHWRは短期開発可能で有利
 - 低濃縮Uを用いるAHWRがその次に導入される炉型。
 - 高温炉(ガス炉ではない)、溶融塩炉、加速器駆動炉も開発

19

Plenary lecture:
"Sustainability: Role of Thorium"
Bjorn Roland Stigson, Sweden



- 世界のエネルギー消費は2040年までに30%以上増加の見込み
- 一方、OECD諸国では伸びなし
- この成長傾向が続けば、やがて世界は持続可能な社会への移行途中で、資源と炭素ガスの問題に制約を受けることとなる→資源が必要
- 低炭素社会の実現に向け、資源効率が高く炭素の技術開発"Green Res"がスタートしている

20

- EU
 - グリーン技術輸出のマーケットリーダー
 - 30%のシェアを持ち、ドイツ一國で15%は
 - EU内マーケット変革、ロシアからのエネルギー輸入？
 - ドイツがEUの将来の持続可能性達成の鍵
 - 持続可能技術への予算: 2015-2019の間、18 EUR/year
 - 資源有効利用、気候とエネルギー、QOL、雇用の4分野
 - 中国との共同
- インド
 - 全域への高信頼性の電力供給網設備投資が必要
 - エネルギー効率の改善が必要
 - 炭酸ガスの最大排出国になりそう
 - 再生可能エネルギーと原子力の増大、化石燃料低減のバランスをどうとるか？

23

- エネルギーミックスの将来
 - 求められるのは安価、環境負荷、安全、大規模な電源
 - 資源と環境の制約の観点から、再生可能エネルギーと原子力のバランスの良い活用に期待
 - ここで原子力は既存のインフラに整合するが、再生可能エネルギーはインフラの部分的再構築を必要とする
 - トリウムエネルギーは再生可能エネルギーの時間的変動を補完する電源となり得る？
 - トリウムエネルギーは超高密度エネルギーであり、都市化の進む今後、敷地面積制約のある都市でのモジュラー電源として期待

24

- 中国
 - Green raceのリーダーになりつつある
 - 第13次5か年計画の中核
 - 再生可能エネルギーへの投資額: 世界1位
 - トリウムエネルギー開発の優先順位高



中国、技術協力2部門 日本に譲るほどの意欲も
 中国、技術協力2部門 日本に譲るほどの意欲も
 中国、技術協力2部門 日本に譲るほどの意欲も
 中国、技術協力2部門 日本に譲るほどの意欲も

21

- 日本
 - 世界で最高のエネルギー効率社会を實現
 - Green solutionを提供する高い技術基盤あり
 - 原発停止が構造変革とガス輸入を促進中
 - 日本だけで世界のガス取引量の30%に
 - この高エネルギーコストが原発再稼働を後押し
- 米国
 - Green raceで中国に遅れ
 - 巻き返すために総力結集中？
 - ワシントンでは政治・規制が膠着状態、内向き姿勢
 - シェールガス革命
 - 安価な米国石炭を欧州に輸出

22

トリウムエネルギー共同体の役割

- TheEC全額にはトリウム共同メンバーが集結
- 例えトリウムマーケットを開拓する意味では競争相手であつても、目指す方向性は同一
- よつて、ゴールを目指す上で、全ての利害関係者と集い、政策決定者、公衆、企業、大学に向けた共通認識、合同メッセージを持つべき



World Business Council for Sustainable Development

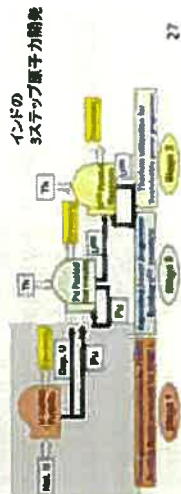


インド

Sweden - 2	National Overview - (Swedish Chair Dr. Auli Holmberg)
14.15 - 14.45	Indian nuclear power programme - role of thorium, and the challenges ahead P. K. Vijayan, India
14.45 - 15.15	An Overview of the Thorium Utilization of MSR program Ming Zhao, China
15.15 - 15.45	Thorium Salt Reactor related issues in Sweden Jan Krupa, III

Indian nuclear power programme - role of thorium and the challenges ahead;
P. K. Vijayan, India

- インドはウラン資源に乏しく、トリウム資源は豊富
- このことは、単にトリウムを大規模に利用したいという動機付けに留まらず、隣国を他国に先立ち、トリウム原子炉の開発・導入に取り組み動機となっている
- トリウム資源を持続的に利用する値となるのは、
 - 原子燃料サイクルの運用
 - 廃棄物の利用
 - 持続可能なトリウム原子炉の開発



First Stage: Well established
(Commercial Operation under NPCIL)

PHWRs

- 18 units under operation
- 4 x 700 MWe -- under advanced stages of construction
- More under planning & construction

LWRs

- 2 BWRs under operation
- 1 VVER under operation and 1 VVER in final stage of construction
- More under planning & construction

Second Stage : Well Underway

- IGCAR, Kalpakkam established to focus on fast reactor programme
- Fast Breeder Test Reactor (FBTR) is under operation since 1985.
- 300 MW Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR) in final stages of construction.
- Fast Reactor Fuel Cycle Facility (FRFCF) is under construction at Kalpakkam.
- BHA VINI has initiated work on CFBRs.
- R&D on metallic fuels in an advanced stage to achieve shorter doubling period.



Test Facilities for AHWR Design Validation

Several test facilities have been setup for AHWR design validation. Some of these are devoted to the study of specific phenomena. Major test facilities include 3 MW BWL, JTL and AHWR critical facility. The PARTH facility at R&D Centre Tarapur is the latest of these which also includes ATTF & PMTF.

第3ステージ

- 第2ステージのFBRで得られたU-233を用い、トリウムの補給のみを必要とする
- トリウム燃料サイクルのあらゆる技術は、研究レベルながら、既に開発済み
- 工業規模の技術実証のためにAHWRを設計・開発
 - AHWR燃料施設完成
 - 設計の検証・確認のための大規模試験施設(次項)も完成
- 第3ステージの炉型として、最も適した候補炉型はMSR
 - 持続可能であり、また電気のみでなく水素製造にも利用できるため

トリウム資源

- 確認モナザイト資源量: 11.93×10^6 ton
- これに含まれるトリウム資源量: 1.07×10^6 ton

トリウム利用実績

- 探鉱、転換、燃料製造、原子炉での照射、再処理、再加工、そして廃棄物処分の全工程について研究開発を実施中

Availability	<ul style="list-style-type: none"> ● 2000-2010: 100% of TRU ● 2010-2020: 100% of TRU ● 2020-2030: 100% of TRU ● 2030-2040: 100% of TRU ● 2040-2050: 100% of TRU
Production	<ul style="list-style-type: none"> ● 2000-2010: 100% of TRU ● 2010-2020: 100% of TRU ● 2020-2030: 100% of TRU ● 2030-2040: 100% of TRU ● 2040-2050: 100% of TRU
Consumption	<ul style="list-style-type: none"> ● 2000-2010: 100% of TRU ● 2010-2020: 100% of TRU ● 2020-2030: 100% of TRU ● 2030-2040: 100% of TRU ● 2040-2050: 100% of TRU
Reserve	<ul style="list-style-type: none"> ● 2000-2010: 100% of TRU ● 2010-2020: 100% of TRU ● 2020-2030: 100% of TRU ● 2030-2040: 100% of TRU ● 2040-2050: 100% of TRU

Mining & Extraction of Thorium

Environmental Friendly Designing Operation

Monazite Processing Plant at OSCONI
モナザイトからトリウムを生成するプロセスは薬用化済み
熟練のトリウム技術者を採用

Thorium Extraction Laboratory

Test Irradiations and PIE of Thorium Based MOX fuels

- (Th-4%Pu) MOX fuel pins of BWR design
- (Th-6.75%Pu) MOX fuel pins of PHWR design
- (Th-1%Pu),(Th-8%Pu) & (Th-10%Pu) MOX fuel pins of AHWR design

- Fission products & Uranium Isotopic measurements were used to validate reactor physics computer codes.
- Examinations also showed better performance characteristics of thorium based fuels in comparison to that of UO₂.

Thorium bundles in Initial Core of PHWRs for flux flattening

Bundle Type	No. of bundles
Thorium	4
Standard (I)	35
Standard (II)	35
Standard (III)	18
Standard (IV)	35
Standard (V)	35
Standard (VI)	35

Engineering Scale Reprocessing Facilities

Uranium Thorium Separation Facility (UTSF) Power Reactor Thorium Reprocessing Facility (PTRRF)

- Thorium assemblies irradiated at research reactors have been reprocessed at UTSF
- Commissioned in January 2015 for reprocessing of thorium fuel bundles irradiated in PHWRs

Shielded glove boxes

Lower Assisted Fuel Bundle Decanting

Cell view of PTRRF

Experience with ²³³U fuel

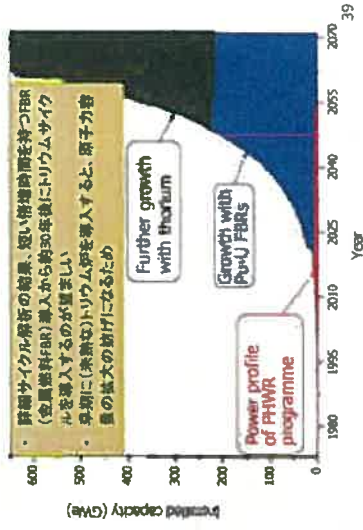
- PURNIMA II**
 - Experiments with uranyl nitrate solution containing ²³³U reflected by BeO blocks
- PURNIMA III**
 - Experiments were performed with ²³³U-Al Dispersion plate type Fuel
 - These measurements helped in finalizing the core of KAMINI reactor.
- KAMINI**
 - A 30 KW reactor based on ²³³U fuel in the form of U-Al alloy
 - The only operating reactor in the world with ²³³U as fuel.
- Fuel irradiation testing in FBTR**
 - PFBR design pin with (²³³U+ DU+ Pu) MOX fuel was tested



37

- トリウム原子炉の開発ロードマップ
 - インド原子力開発計画において、現時点のトリウム技術は未成熟な段階にあり、資源有効利用の最適形態にはなっていない
 - 第3ステージで本格的トリウムサイクルを展開するには相当量のトリウム原子炉と、それらに供給する核分裂性物質が必要
 - 十分な量の金属燃料FBRが導入された段階で、そのブランクेट領域にトリウムを被荷→U-233生成
 - このU-233を燃料持続型MSRの初被荷燃料として利用
 - トリウム燃料持続型炉は2070年より早めの導入が見込まれる
 - 現在設計をほぼ完了したAHWRはトリウムサイクル変証炉の位置付け
- 38

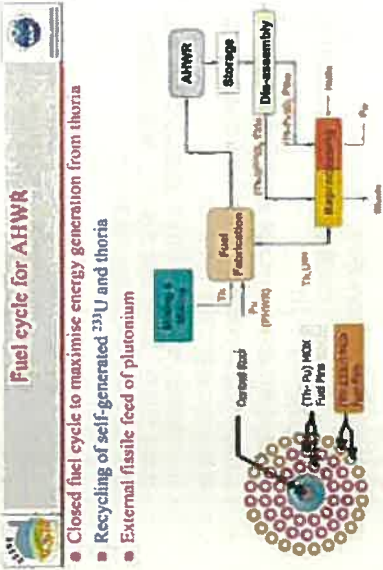
国内資源の最適利用のための原子力シナリオ



- AHWR (Advanced Heavy Water Reactor)
 - AHWRは第3ステージでの長期的トリウム利用に向けた技術実証炉の位置づけ
 - 比較的技術の確立された(水冷却、固体燃料の)炉
 - これは熔融塩炉や加速器炉でのトリウムの持続可能な技術確立に必要な重要なステップ
 - AHWR設計は、第3ステージの炉に必要な、安全性向上、核被曝抵抗性、廃棄物負荷の最小化、資源利用率の最大化などの重要な課題を浮き彫りに
- 40

Thorium has been proposed to be used worldwide in many reactor systems (1/2): LWRs and HWRs

Ref No	Reactor type	Coolant	Core length (m)	Power (MW)	Thermal efficiency (%)	Country	Reactor item
1	CANDU SCWR	Light Water	387 °C	2340	54.4% (off)	Canada	
2	AHWR-AC (BWRS)	Water	383 °C (2.25 MPa)	3916	33.56	USA	
3	AHWR-1400 (PHWR)	Water	290 °C (15.5 MPa)	3963	33.56	USA	
4	PHWR	Water	293 °C (15.5 MPa)	3587		India	
5	PHWR	Water	269 °C (15.5 MPa)	756	22.0	India	
6	AHWR-PU	Water	258 °C (15.5 MPa)	950	30.0	India	
7	PHWR (LEU-TH)	Water		2027	65.8	India	
8	PHWR (LEU-TH)	Water		2009	1000	India	



Advanced Heavy Water Reactor (AHWR)

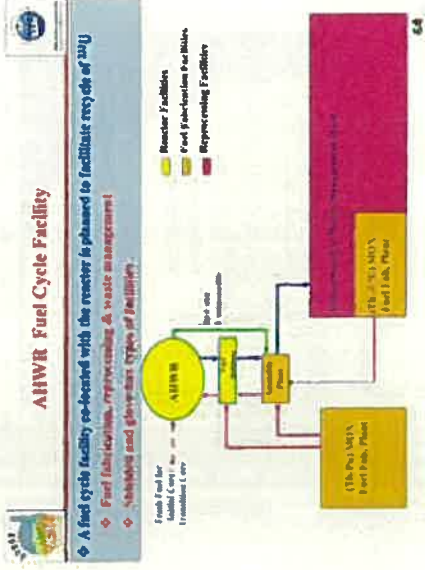
REACTOR BUILDING

Design Objectives

1. Thorium utilisation & Energy Security
2. Incorporation of Passive Safety Systems
3. Plant location in a populated area
4. Electric Power output – 300 MWe
5. Design life of 100 years

Advantages

- Power level- 300 MWe
- Coolant- Boiling light water
- Heat removed by natural circulation
- Moderator: Heavy water
- Lattice pitch: 225 mm square
- Number of coolant channels: 452
- Two independent functionality (diesel) shut down systems
- Passive poison injection directly into accelerator as an additional shutdown system



- AHWR-EM
 - 発電コスト低減のため出力を増大
 - 水素発生、燃料溶解や公衆被ばくを回避するため、冷却システムを多様化
 - 空気冷却凝縮器を最終ヒートシンクに
 - 給水過熱と蒸気水生成に太陽光を使用
 - 加速器系からのエネルギー回収
 - パワージェンレーターに加速器/太陽パネル発電を使用
 - 電気駆動炉停止システム機能喪失時のための受動的炉停止システム導入
 - 安全上重要な機器備品の無線伝送

45

- U-233生成戦略
 - AHWRの初級燃料はPuベースのMOX燃料
 - 初級燃料から平衡まで約15~20年
 - Th-Pu MOX & Th-233U MOXを全炉心燃費の場合、平均燃費率は20GWd/t
 - 平衡炉心の必要U-233量は約85kg/year
 - 移行期間の短縮
 - AHWR以外の炉でのU-233生成により、AHWRの平衡移行期間は10年以下に短縮
 - PWHRへのトリア/バンドル燃費
 - GTR/PBRでのトリア集合体燃費
 - 生成されたU-233は実験/実証MSRにも活用
 - 大規模導入前に実験を積むため


46

Studies on Generation of U-233 in PHWRs

(Options)	Generation of U-233 in each PHWR unit per year
2 Thoris + 10 Nat. U bundles in peripheral channels of the core	220 MTWt 4 kg
6 Thoris bundles + 6 SEU bundles in each channel of the entire core	9 kg 149 kg
(Th + Pu) MOX fuel bundles in the entire core	6 kg 55 kg
7 Thoris plus and remaining SEU plus	4 kg 28 kg 349 kg 13 kg 69 kg

47

Studies on generation of U-233 in Fast Reactors



	FBR Core Arrangement	PFBR Core Arrangement
(Pu) in reflector (ring 8 to ring 12)	23 kg (6.5 FP)	46 kg (6.5 FP)
(ring 6 to ring 12) in reflector	685 kg per year (117 assemblies)	38 kg per year
In Radial Blanket		

48

Reprocessing Studies for Thorium based Fuels

Shielded glove boxes

- Lab-scale simulation studies carried out to evolve process
- PKTRF will provide vital operational experience and inputs for optimisation of process parameters and equipments

Shielded glove boxes for processing of Thorium fuel waste

Shielded glove boxes for processing of Thorium fuel waste

Cell view of PKTRF

Studies on Waste Management for Thorium Fuel Cycle

- Management of thorium bearing liquid wastes.
- Concerns of thorium & fluoride during vitrification
- Partitioning of high level wastes as in uranium cycle

Shielded glove boxes for processing of Thorium fuel waste

Actinide Partitioning Demonstration Facility

Fuel Fabrication Development

Building of experimental facilities for 1kg of superheated U-233 having 500 ppm of U-235

- Methods under assessment for automation and remote fabrication

Plant Type	Technology	Type of Fueling
TRU-LWR Reactor	Pressurised Water Reactor (PWR)	Conventional LWR
Gas-cooled Reactor	Pressurised Gas Reactor (PGR)	Gas Cooled
Fast Reactor	Fast Breeder Reactor (FBR)	Fast Breeder Reactor (FBR)

TRU : 18.7-18.9%
 233U : 2.4-3.4%

Indian Molten Salt Breeder Reactor (IMSBR)

IMSBR is an attractive option being studied for large scale thorium utilisation in third stage.

- 区1の中核元素ベクトルの制御や燃料増殖が可能
- 過剰量の核分裂生成物を除き得
- オンサイトの燃料サイクルの30年寿命が中性子経済や増殖性を改善
- 深い燃焼のため高レベル放射能を減少
- 炉心閉塞や冷却水喪失の可能性を排除
- U-235を原料に燃料サイクルの設置を簡便

• Loop-In-Tank Option

• Pool Type Option

Studies for MSRs

開発中の課題

- ・オンライン高濃度システムの開発を可能とする中性子輸送コードとCFDコードの統合
- ・大量の閉鎖回路の集積、浄化
- ・閉鎖回路の非電特性
- ・溶融塩と相溶する材料
- ・燃料塩の冷却なし、パッチ式オフライン処理方法
- ・高圧、高濃度、超臨界状態で使用する材料開発
- ・オンライン化学制御技術



Facility for preparation and purification of fluoride salts

Molten Salt Reactor (MSR)


Molten Salt Conversion Test Facility (MUSCOF)

Molten Salt Reactor (MSR)

Molten Salt Conversion Test Facility (MUSCOF)

Molten Salt Reactor (MSR)

Molten Salt Conversion Test Facility (MUSCOF)



トルコ

Incident - 2	National Greenhouse - 2 (Diyadin, Duzlu, Jazir, S.S. Injail)
16.45 - 17.05	"Thorium research activities in Japan"
17.05 - 17.25	"Thorium research and development in Turkey"
17.25 - 17.45	"Role of Thorium for long term energy planning in Brazil"

Gökrem Güngör
 Republic of Turkey Ministry of Energy and Natural Resources
 Nuclear Energy Project Implementation Department

High Temperature Reactor Programme

開発中の課題

- ・オンライン高濃度システムの開発を可能とする中性子輸送コードとCFDコードの統合
- ・大量の閉鎖回路の集積、浄化
- ・閉鎖回路の非電特性
- ・溶融塩と相溶する材料
- ・燃料塩の冷却なし、パッチ式オフライン処理方法
- ・高圧、高濃度、超臨界状態で使用する材料開発
- ・オンライン化学制御技術



Facility for preparation and purification of fluoride salts

Molten Salt Reactor (MSR)

Molten Salt Conversion Test Facility (MUSCOF)

Molten Salt Reactor (MSR)

Molten Salt Conversion Test Facility (MUSCOF)

Molten Salt Reactor (MSR)

Molten Salt Conversion Test Facility (MUSCOF)

- ・トリウムの調査と開発
 - ・トリウム資源量: 380kton(確認埋蔵量)
 - ・抽出法検討中
 - ・トリウム資源探掘や燃料サイクルの実現可能性について研究開発実施
- ・ADS研究
 - ・今世紀半ばには商業化が期待されるADS研究開発にトルコも参画すべき
 - ・理論的検討はあるが工業技術実証確認が必要

トリウムサイクル研究

- 大学での研究あり。企業の支援必要。
- 研究対象炉型
 - 実証的検討レベル
 - CANDU-6, MSBR, HTGR
 - その他、調査対象レベル(炉心部、ブランケット部への調査)
 - AHWR, GT-MHR, HTMR-100, RM-BWR, ACR-700, HMR, VVER-1000

インフラ開発

- 原子力技術の産業基盤は規制局と分離されなければならぬ
- 原子力研究開発を行う組織、研究者の自由度を改善するため、国の原子力監督・推進体制改善の必要あり

結論

- トルコにとってトリウムは、エネルギー資源輸入依存を減らす可能性のある資源
- トルコ資源エネルギー庁(MENR)は、ウランやトリウム資源探掘の可能性を判断するため、2019年までの戦略的計画を継続



トルコ・トリウムレポートの概要

- トルコにおけるトリウム資源量は、MITAによると380ktonだが、OECDやIAEAによると最低でも744ktonと世界でインドに次ぐ第二のトリウム資源国
- トルコの弱点は、
 - 豊富な市民の見解、官制の体質、特殊な研究開発体制。
 - The Supreme Council for Science and Technology (SCSTI)による2003年と2007年の政策決定が今も懸念であること(←?)
- トリウム開発は、米、中国、露、英、日、韓国、ノルウェー、ベルギー、インドで行われている。トリウム資源のない日本、韓国の存在は、トリウムのエネルギー資源としての商業化に対する期待の衰え
- この状況は「トリウムレース」と呼ばれる

トルコ・トリウムレポートの概要-2

- 中国は2015年単年度で3.5億ドルの予算をトリウム開発に投入し、研究者の数を750名に増員
- トルコのトリウム開発に対する遅れは、トルコの地域的、世界的なイメージを損ねている
- トリウムを利用する3つの方法
 - a. ウランをトリウムに変換する
 - b. 加速器で発生した中性子を用いる
 - c. 核融合炉で発生した中性子を用いる
- aの方法はセキュリティの面でリスクあり。しかしウラン原子炉に比べて環境に優しく、核拡散の懸念も少ない
- 1GWyのエネルギー生産に、石炭は3.5百万ton、ウランは200ton必要だが、トリウムなら1ton

・トルコ・トリウムレポートの概要-3

- ・4つのメリット
 - ・トルコは、トリウム炉の利用により、輸入依存度を下げることが出来る。安全、環境、安価な電源獲得のチャンス
 - ・エネルギー資源の輸入により生じている他国の政策による貿易を排除し、戦略的行動領域を拡大できる。そもそもトルコは国際トリウム機関をアンカラに設立したバイオニア。このオフィスの公用語はトルコ語。トルコは国際エネルギー機関の中心となり得る
 - ・トリウム技術の商業化により、高度技術に基づく製品、サービスの輸出で利益を獲得。核分野への波及効果も大きい
 - ・環境に優しいトリウム原子力で化石燃料消費を軽減できる

・トルコ・トリウムレポートの概要-4

- ・トルコのトリウム戦略への提言
 - ・トリウム開発は平和的研究開発として実施し、現在の原子力政策に統合可能。よって行政の関与、予算化も容易。着実かつ継続的に進めるべき
 - ・トルコトリウム研究所を速やかに設立
 - ・国内外の研究開発プログラムへの関与によりトリウム人材育成を進め、国外への優秀な人材流出を防ぐこと
 - ・人材が十分に蓄っていない早い段階では高コストのプロジェクトは避けるべき。最終的には国内技術によるトリウム原子炉建設へ投資



ベルギー

Year	Event / Project
1954 - 1958	Industrialisation - 7
1959 - 1960	1st French-Spanish Transatlantic Line (FTL)
1961 - 1962	1st Dutch Heavy Electrical Line (PHL)
1963 - 1964	National Orientation - 1 (National Charter No. 3, 4, 5)
1965 - 1966	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1967 - 1968	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1969 - 1970	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1971 - 1972	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1973 - 1974	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1975 - 1976	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1977 - 1978	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1979 - 1980	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1981 - 1982	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1983 - 1984	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1985 - 1986	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1987 - 1988	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1989 - 1990	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1991 - 1992	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1993 - 1994	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1995 - 1996	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1997 - 1998	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
1999 - 2000	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
2001 - 2002	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
2003 - 2004	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
2005 - 2006	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
2007 - 2008	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
2009 - 2010	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
2011 - 2012	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
2013 - 2014	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)
2015 - 2016	1st Canadian Perspective on Progress in Thorium (M.D. Towards Sustainability)

BR2: core characteristics

Light water cooled, water + Be moderated MTR

Maximum thermal power level 100 MW
Maximum heat flux 470 W/cm²

Typical flux levels 10¹⁵ n/cm² s thermal
6 10¹⁴ n/cm² s fast (E > 0.1 MeV)

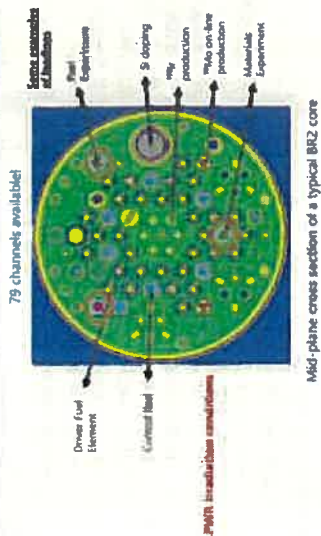
Irradiation inside rigs in reactor channel or in axis of fuel element

1963年運転開始
2015/5-2016/5: 大規模改修工事中 (ベリリウム燃料取り換え、保守・検査、計測機器刷新)

- Th燃料, Th-Pu燃料研究
 - 1999年調査でトリウムサイクルにはTh-235U、Th-Pu燃料
必要性
 - 同年、SCK-CENとITUは、Th-Pu酸化物燃料の性能を通常
MOX燃料と比較するプログラムを開始
 - 以後、SCK-CENでは継続的にTh酸化物燃料研究を実施
 - 製造、炉内性能、安全性、燃焼後の使用済み燃料善処、照
射後試験など

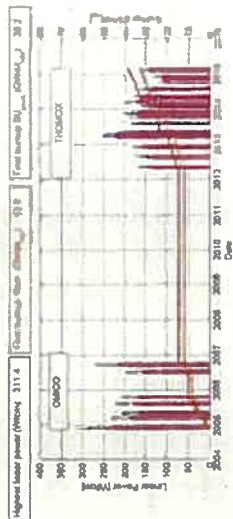
65

BR2 = real multipurpose reactor



66

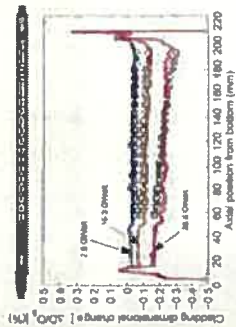
In-reactor performance of (Th,Pu)O₂ in BR2 irradiations 2004-2015



Non-instrumented (Th,Pu)O₂ irradiations
Objective reach ca. 40 GWd/t_{HM} (industrially-relevant burnup)

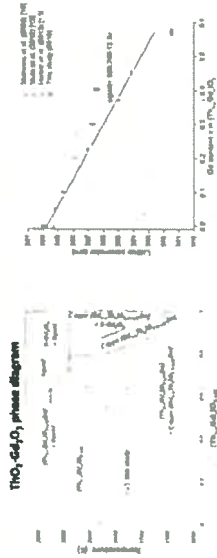
67

In-reactor performance of (Th,Pu)O₂ in BR2 Model predictions versus experiment



68

Fabrication and solid state research on Th-based fuel Lattice deformation of $(Th_{1-x}Gd_x)O_{2-z}$



69

Th-Pu酸化物燃料開発の現状

- Th-Pu酸化物燃料に関する10年以上の研究の結果、一定の見解が蓄積されつつある
- Th-Pu酸化物燃料は、豊富、炉内性能、使用済み燃料の安定性という観点で、実用可能な燃料である
- 放射化学、照射挙動、照射後試験から基礎データセットを整備
- まとめ
 - Th-233U燃料は、その燃料向けに最適化された原子炉の将来的候補燃料であるが、Th-Pu燃料は、既存のTh在庫価格を安定化、余剰Pu削減、MA燃焼を目的として、15~20年内に現行PWRのU-PuのMOX燃料の代替燃料になり得る

70

今後の課題

- 商業規模での製造ルートの確立
 - Th酸化物/パウダー供給
 - 混合、ペレット加工、スクラップリサイクルなど製造工程全体の確立
- 動力炉での炉内照射実証
- バックエンド技術の具体化、定量的データ取得
 - 地層処分後のTh-Pu酸化物燃料の安定性は、一般にU-Pu MOXよりも優れる
 - その再処理技術は多分に未確立

71



ノルウェー

Speaker 2:6	Enabling Technology (LWR & Molten Salt Reactor) [Environ Chem Eng from Pierre-Clément]
14:00 - 14:30	"Improvement for liquid-fuel reactors in a PWR and BWR"
14:30 - 15:00	"The evolutionary adoption of thorium beginning with its application in the LWR"
15:00 - 15:30	"Feasibility Study of a Pilot Scale Molten Salt Reactor Demonstration"
	Bjørn Østby, NTNU, Trondheim, Norway

1 NOK(ノルウェー・クローネ) = 14.5円

72

Thanks to: The International Thorium Consortium



- Established in 2012 by Thor Energy
- Objective: To jointly verify and license LWR Thorium fuels
- Project name 'SevenThirty'
- Q1 2012 – Q1 2017
 - Fuel fabrication
 - Irradiation
- Total budget 96 MNOK including 21 MNOK from Norwegian Research Council

Seven Thirty

- Thor Energy: Scatecグループの核燃料会社
- 現行軽水炉に設置可能なトリウム燃料開発を担う
- 近未来に電力会社に採算をもたらすことを目的に2005年オースロに設立
- 2011年12月にこの国際トリウムコンソーシアムを設立
- 2013年4/25にHalden試験炉にトリウム酸化物を照射

• トリウムの魅力

- 原子力はその信頼性、実用性、発電容量、低炭素生成という意味で、世界が将来のエネルギー源として求める、一つの解
- トリウム酸化物燃料は、軽水炉向けウラン酸化物燃料の niche application として近い将来に導入可能な補助的燃料
- トリウム燃料開発を推進する最近の政策的動機付け
 - 事故耐性燃料である(融点高性、非透過性、...)
 - Puマネージメントに適用可能である
 - ウラン燃料の問題を解決する可能性
 - 原子炉の安全性改善
 - 廃棄物としての高い安定性
 - 高燃焼効率性

Thor Energy develops niche thorium-based fuels

Fuel types

Th-U-fuel
 5-10% Th in Uranium fuel

- Get replacement
- Improved safety margins
- Improved economy

Validated fuel design products

- Pellet manufacturing processes
- Pellet geometry patents
- Bundle geometry patents
- Validated irradiation data
- Pursuing regulatory license

Engineering services

- Design implementation
- Validated software tools

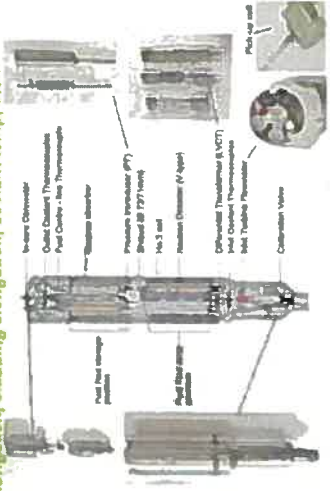
Transition to thorium fuel will be step-wise ThAdditive may be the first step



Th-U Pellets manufactured and set to be irradiated include: U-7Th, U-25Th and U-40Th



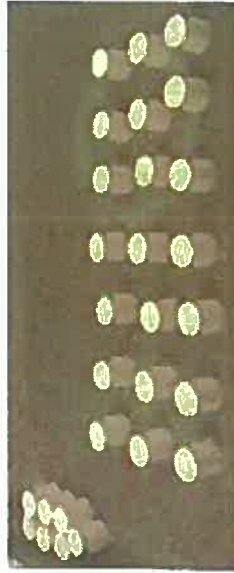
Ability to monitor fuel temp, fission gas release, fuel attack elongation, cladding elongation, coolant temp, etc....



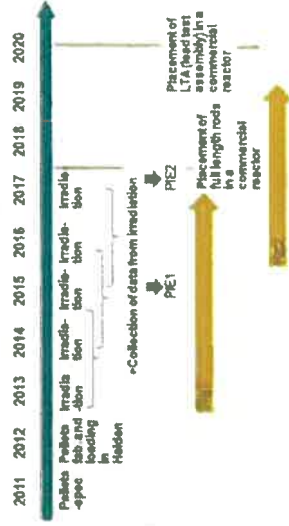
燃料棒の監視構成：燃料温度の国産としての燃料中心温度
新たな知見：燃料温度の動作標準測定値

Phase 2 Pellet Mfg (Pu-Th) Campaign:

-Final dry-runs' with Th-Ce. (67% TD after pressing / 95.5% post-sint)



Project timing



・まとめ

- ・ Thor Energyはトリウム燃料開発へ参画する世界のパートナーとの契約拡大を望んでいる
 - ・ 国際コンソーシアムへ参加したい組織
 - ・ 燃料製造に関心のある組織
 - ・ トリウム燃料の燃料試験に関心のある組織
- ・ どの地域との協力も歓迎
 - ・ インド、中国、EUなど..

82



イギリス

Sessions	Time	Topic
14:00 - 14:30	14:00 - 14:30	Enabling Technologies (NRC, E.ON, EDF, etc.) (Moderator: Charles Dr. James P. Jones, P. Jones)
14:30 - 15:00	14:30 - 15:00	"Reprocessed fuel Spilled with Thorium in a MSR and BWR" (Moderator: P. Jones)
15:00 - 15:30	15:00 - 15:30	"The evolutionary adoption of thorium beginning with its application to nuclear reactors" (Moderator: P. Jones)

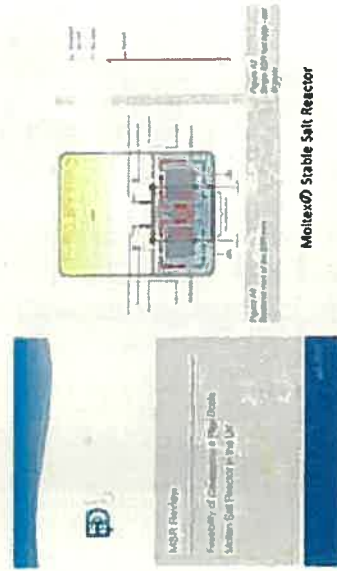
1 NOX(ノルウェーイクロン) = 14.5円

83

・イギリス政府、6つの熔融塩炉概念評価報告書を発表 (2015年9月)

- ・ 報告書取りまとめ: Energy Process Developments(LTD)
- ・ MSR概念提案者: Fibre Energy, Moltex Energy, ThorCon Power, Seaborg Technologies, Terrestrial Energy, and Transatomic Power
- ・ 評価結果
 - ・ Moltexの Stable Salt Reactorは速やかな実証スケール開発に最も適した概念
 - ・ 6つの概念いずれも、今後10年のR&D後には、各社は安全解析に備えた工学設計の段階に進める
 - ・ この報告書には、MSRのレビューのみでなく、他の革新炉、過去から現在の状況分析、液体燃料原子炉についての情報やそれらに関連する科学-工学が盛り込まれている

84



Moltexの Stable Salt Reactor

85

MSR Proposed Technical Requirements Reference Table

Category	Requirement	MSR Reference	MSR Reference
General	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
Design	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
Construction	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
Operation	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
Maintenance	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference

規制側の課題

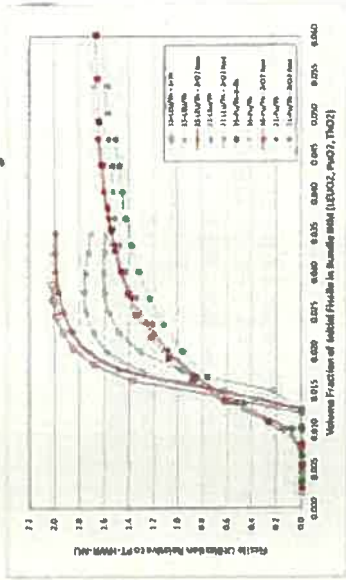
- MSRのような革新炉の設計クライテリア作成は仮定に基づかざるを得ない
- 英で最後に建設した研究炉は1970年代であり、許認可経験が失われている
- 原子力規制局(office of nuclear regulation, ONR)は新技術を扱う知識も余裕もない
- コストや時間の制約を考えると実現不可能?
- 全ての認可には市民による諮問が必要。

MSR Proposed Technical Requirements Table (continued)

Category	Requirement	MSR Reference	MSR Reference
General	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
Design	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
Construction	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
Operation	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
Maintenance	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference
	MSR Reference	MSR Reference	MSR Reference

英国民の原子力意識

- 1000人対象の調査では、近年見られていた反応よりも改善傾向
- 57%が既存やその改良によるものではなく、新技術に基づく原子力を用いたエネルギーミックスの在り方を好む
- 41%が原子力比率の拡大に肯定的
- 23%が第四世代炉について聞いたことあり
- 73%がもっと情報必要と感じている
- 52%が気候変動対応には改良された原子力が必要と考えている



Canada's Thorium Technology History



- > 60 years of development
- ThO₂, (Th, U)O₂, (Th, Pu)O₂, (Th, U-233)O₂
- reactor physics (ZED-2)
- fuel fabrication (CRAFT, RFFL)
- irradiation testing (NRX, NPQ, MRU, WRE)
- post-irradiation examination (hot cells)
- reprocessing (e.g., WLFRE)
- Systems & Concepts (OTT, SST, AFCR, SCWR)

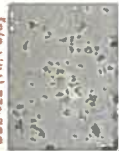
- 燃料製造技術
- 粒度、Pu均質度
- 溶解や焼結時間とトリア中のPu量への影響
- CNLのRecycle Fuel Fabrication Laboratory (RFFL)で製造したThO₂/PuO₂ペレットを使用

照射試験・照射後試験

BDL-422 (Th, Pu)O₂

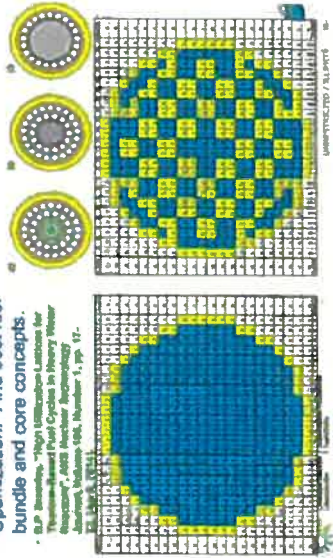
照射試験	照射後試験	燃料	照射
ABC	67	71	1
ABE	64	75	1
ABF	68	70	1
ABA	64	67	1
ABD	71	64	1

BDL-422 (Th, Pu)O₂



6. Reactor Physics / Fuel Cycles

- Optimization: Find best fuel bundle and core concepts.
- B.P. Boudreau, "High Utilization Lattices for Thorium Fuel Cycles in Energy Reactors", ANS Nuclear Science and Engineering, Volume 50B, Number 4, pp. 47.



• トリアロードマップ

- 大学、企業、海外と協力関係構築
 - Royal Military College - development of thorium fuel models
 - NEA - thorium fuel cycle review
 - 短期、中期、長期について
 - OECD/NEA, France, USA, Canada, Russia, Germany
 - Canadian contributing report (2014 January)

• まとめ

- 現状技術と実用技術のギャップ評価(ほぼ完了)
- 今後3年間の計画策定中
- CNILが今年出す論文→関心度増に



インドネシア

Year(s)	Project Name	Project Description
11-10 - 12-09	Thorium Cycle Fuel Element (TCFE)	Thorium research and development in Australia, Lyndon Emswiler, Australia
12-00 - 12-19	Thorium Cycle Fuel Element (TCFE)	Thorium research and development in Australia, Lyndon Emswiler, Australia
12-29 - 12-40	Thorium Cycle Fuel Element (TCFE)	Thorium research and development in Malaysia, Mohd Yunosoff Bin Mohd Yusoff, Malaysia

"Resources of thorium toward alternatives power plant in Indonesia:
A concept of implementation"
Yudutomo Imardjoko, Indonesia,

- トリウム燃料原子炉が響え
- インドネシアはモナザイト豊富
- 石炭より安価
- 既設技術に基づく
- 設計と運転が単純
- 海外への依存度最小
- 核拡散の懸念がない
- 廃棄物は管理可能
- トリウムWGを既に発足
- 最初のトリウム炉(PTT)をインドネシアに建設するための企業がコンソーシアム設立
- 政府の関与も検討中



• **インドネシア、ThorConとトリウムMSR開発MOU締結**

- インドネシアの3編織、ワシントンにて
 - PT Industri Nuklir Indonesia (PTINI) (国営の核燃料加工会社)
 - PT PLN (国営の電力会社)
 - PT Pertamina (国営の石油・ガス企業で原子力や他の電源を調査中)
- インドネシアが敬愛する中からトリウムMSRを選択した理由 by Dr. Yudutomo Imardjoko, CEO of the Indonesian Nuclear Company (INUKI).
 - まず、インドネシアにはモナザイトが豊富にあり、もしトリウム炉が実現すれば、1000年のエネルギー供給可能
 - トリウムMSRは第4世代炉に求められる実証的安全性、モジュラー化適合性、石炭列するコスト有利性を有す
 - 従って、有望なのは、TMSR(受動冷却HTGRタイプ)の炉がMSRが候補
 - しかしHTGRは複雑な設計で、TMSRは製造が難しい。インドネシアはこの技術を持っており導入する必要がある。
 - 一方MSRは設計がシンプル、第4世代炉で最も単純だと考えている
 - その燃料は液体なので製造が容易で、その単純さが炉の運転や運転を徹底的にする。少人数で運用するには高炉力と設計できる経済である

• **Dr. Yudutomo Imardjoko, CEO of the Indonesian Nuclear Company (INUKI).**

- 1. 進捗は遅く、2050年までに電力の20%を賄いたい
- ThorConの設計は燃料が濃縮が必要、4、5年で導入の可能性ありと考えている
- 建設所の技術を活用した建設が可能でコストが低く、コストと建設期間を削減できる
- 運転・保守を容易とする経済的で徹底的な設計
- 完全な受動シヤットダウンが可能で安全性が極めて高いプラント
- ThorConの見直し
 - 1000MWのプラントを5年以内に建設可能
 - さらに1年で5000MWまでスケールアップ可能としている
 - もしこれが実現すればインドネシアのエネルギー危機を回避できる
 - 建設技術の手順により、省コスト、高効率、大規模で大量の建設が可能
- Dr. Yudutomo Imardjokoによると、インドネシアの原子力開発を推進するBATEPENは、MSRのような受動炉の建設を如何に行えるかについて、この問題を来年2016年専断にも議論することを約束
- これはMSRの商業化に向けた具体のステップであり、インドネシアがMSRを実現する最初の国になると説明





アメリカ

Sessions - 100 Reactor Design - 2 (Sessions Chair: Mr. S. A. Bhattacharya)
"A walkthrough of the Capenhagen Atomic Waste Burner design", Thomas Jan Feders, Denmark
"Performance of Energy Multiplier Module (EM2) with Long Burn Thorium Fuel Cycle", Puja Gupta, India
"Feasibility and Deployment Strategy of Water Cooled Thorium Breeder Reactor", Naoyuki Takaki, Japan

101

**"Performance of Energy Multiplier Module (EM2) with Long-Burn Thorium Fuel Cycle",
Puja Gupta, India**

Advanced safety High accident probability 10^{-7} reactor/year 100 energy and fuel for conversion with long fuel power generation	Major accident probability 10^{-7} reactor/year 100 energy and fuel for conversion with long fuel power generation
Economically competitive Non-negligible waste streams Fuel fabrication resistance	Cheap fuel cycle for sustainability of resources No heavy metal separation (e.g. U, Pu, MA, transactinides, fission, etc.) Resistant to dry cooling (FC) to feed from water and solid power fluctuations
Capability to utilize fuel forms High flexibility Low self-heating	Resistant to dry cooling (FC) to feed from water and solid power fluctuations

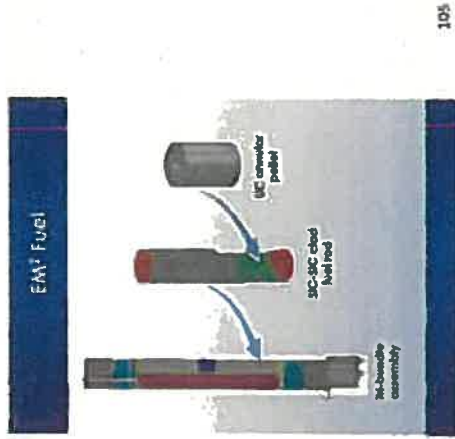
103

Energy Multiplier Module (EM²)
Compact helium cooled fast reactor producing 265 MWe

- 30-year fuel life
- Burns depleted uranium, spent fuel, plutonium and thorium
- Capable of rapid load following
- Flexible siting, no need for water cooling
- Factory built, truck transportable
- Waste stream reduced

Module rating : 500 MWt, 245 MWe
 Plant rating : 2000 MWt, 1040 MWe

102



105

Manufacturing UC Fuel at GA

UC particles with carbon

UC granules

Shaved pellets

Prototypes have been fabricated and samples prepared for irradiation

Material Property (Unirradiated)

	UO ₂	UC	UO ₂	ThC
Density (g/cm ³)	10.97	13.65	10.9	10.6
Melting temperature (°C)	2845	2380	3390	2500

Thermal conductivity (W/mK)

Temperature (°C)

UC
ThO₂

Manufacturing SiC-SiC Clad at GA

Pellet

Clad

SiC-coated

SiC-coater

Neutron Energy Distribution as a Function of Fuel and Coolant Material

EMF Heterogeneous Fuel

- Uranium carbide fuel pellets (U₂C) & thorium carbide fuel pellets
- Enrichment zoning

EMF Homogeneous Fuel

- Mixed uranium (U₂)-thorium carbide fuel pellets (U₂Th_{0.4}Th_{0.6}C)
- Enrichment zoning on the case periphery

Flux

Energy (eV)

UO₂ UC ThO₂

UO₂ UC ThO₂



IAEA

Session - 9B Reactor Design - 1 (Session Chair: Mr. S. K. Mehta)
"Prototype Fast Breeder Reactor: Vector for thorium utilization", P. Chellappandi, India
"Thorium Utilization in Fast Breeder Reactors and in Cross-Propriety Fuel Cycles", Björn Selvig, Sweden
"Technology Considerations for Deployment of Thorium Power Reactors", Mehdi Kerasz, Austria

114

- IAEAの原子力発電部技術課(Section of Nuclear Power Technology Development, NPTDS)は、現状・需要分析を行う技術委員会(新たな技術高級(学級)としてMSRを通知する予定)
- MSRは多様な形態が考えられるため、これまでのカテゴリー分類に適合せず、以下のすべてに関連する



115

新たな可能性(MSR)を追求する上での前提(現時点の認識)

- 水冷却炉はトリウム含有燃料、もしくはトリウムを母材とする燃料を使用可能
- これに関する既知の技術的課題はやがては克服され得るもの
- この“補助的な”Th/Uベース燃料原子炉への段階的な移行において、阻害する問題はない
- 但し、本格的なTh/U-233燃料原子炉の実用化には大きな課題が残っている

116

トリウム固有のメリット

- 核燃料が容易(現状では副産物・廃棄物の位置づけ)
- 優れた燃料特性を示すが、高燃焼度でも“溶融しない燃料”であることこの領域にはさらに研究が必要
- 化学的安定性: 一つの酸化状態のみをとるので被覆管理時、過酸化、水、最終処分時に酸化しない
- Pu, MAの生成が少なく、100年以上の廃棄物毒性を著しく低減……(?)
- U-233の崩壊は極めて遅やかかなので再処理-リサイクルの遅れを許容できる。冷却期間を長くとれる。
- 原理的には熱中性子水冷却炉で維持増殖が可能

117

LEU-Th燃料サイクル評価の要約

- 様々な冷却材(ヘリウム、ナトリウム、鉛、溶融塩)の効果をU-Th燃料サイクルに別して実施
- 冷却材以外の炉心仕様が同一と仮定した場合、ヘリウムガスがサイクル量、燃焼度、資源利用率を最大化し、廃棄物を最小化できる
- U-Th燃料EM2炉の炉心安全パラメータは、Uのみの燃料に比べて悪化しない
- Th割合が40%以下の場合、U-Th均質混合燃料が最善
- 液体金属冷却材や溶融塩冷却材の性能は、各々の使用で最適化されるはさらに良くなるであろう
- しかしながらヘリウムガスは、高温で直接駆動方式のため熱効率では他に引けを取らない



日本

Svensen, 100 Reactor Physics - 2 (Svensen Chair, Mr. S.A. Bhattacharya)
"Apathology of the Copenhagen Atomic Waste Burner design", Thomas Jan Pedersen, Denmark
"Performance of Energy Multiplier Module (EM ²) with Long-Burn Thorium Fuel Cycle", Paola Gupta, India
"Feasibility and Deployment Strategy of Water-Cooled Thorium Breeder Reactor", Masayuki Takaki, Japan



What I want to share

- Th shows some preferable characteristics but is **not magic fuel**.
 - It is basically the same as Uranium.
- Th reactor produces similar nuclear wastes if the cycle is not closed.
 - Closed cycle just minimizes the waste.
- Scientists must be humble, objective, mustn't exaggerate.

トリウム固有のデメリット

- 原子炉初装荷時の核分裂性物質の調達が必要
- 濃縮中性子割合が小さいため、早い原子炉制御やシャットダウン応答が必要
- 反応度係数も悪い方向に影響するが、これはMOX程度
- 燃料の化学的安定性は再処理を困難に
- 強いガンマ線の存在でサイクル施設は遠隔操作となり高価に
- Rn-220の存在により、換気系がより複雑に
- Th-228の存在により、約20年の遠慮・防護された貯蔵が必要に
- 8崩壊により、毒性に寄与するPa-231のような長半減期核種が生成

118

トリウムに対する関心に影響を与える外部因子

- 政府の政策と市民の声(合わだつて)、その圏が志向するエネルギー方針を定める
 - 炭酸ガス削減、エネルギーミックス
- 世界的そして地域的な視点でみた、資源量、調達の容易性、資源確保のセキュリティ。割合する化石燃料などの比較において
- 燃料コスト(原料、再処理含む)
 - 資本費、発電機コストを含む、発電コストの一部として
 - トリウム原料の高い再処理費用は、高濃縮UO₂燃料サイクル推進により削減される

119

トリウム固有のデメリット

- 原子炉初装荷時の核分裂性物質の調達が必要
- 濃縮中性子割合が小さいため、早い原子炉制御やシャットダウン応答が必要
- 反応度係数も悪い方向に影響するが、これはMOX程度
- 燃料の化学的安定性は再処理を困難に
- 強いガンマ線の存在でサイクル施設は遠隔操作となり高価に
- Rn-220の存在により、換気系がより複雑に
- Th-228の存在により、約20年の遠慮・防護された貯蔵が必要に
- 8崩壊により、毒性に寄与するPa-231のような長半減期核種が生成

120

IAEAの協力研究計画CRP

- 近未来・長期のトリウム原子炉開発に関するCRPを2012-2015に実施
- 終了後、報告書を発行予定
- 参加国:
 - カナダ、中国、チェコ、ドイツ、イタリヤ、イスラエル、インド、ロシア、アメリカ
- 研究トピック



121

まとめ

- ・ 現在の、もしくは現在見通せる経済、技術、廃棄物管理、安全/セキュリティ/保護措置の状況からは、トリウム燃料の大規模な開発や導入が進むことは考えにくい
- ・ しかしながら、
 - ・ 許認可に關する厚大な作業
 - ・ 商用に至るまでのギヤップを埋めるHe0
 - ・ トリウムの採掘、経済的、社会的検討課題
- ・ についての、長期ビジョン、地まぬ努力、国際協力が次第に変化をもたらすし、トリウムを

再生可能な原子力(Renewable Nuclear Energy)

- ・ とする可能性あり。

・オランダ、フランス、ECIによるSAMOFAR計画

- ・ 2015年8月、下記組織の後援により、熔融塩高速炉(Samofar)安全性評価を行う4年間の研究計画開始
 - ・ SAMOFAR (Safety Assessment of the Molten Salt Fast Reactor) is a European Commission Horizon 2020 -funded project with 11 partners from both science and industry. The scientific partners are CNRS, JRC-ITU, CIRTEN, PSI and CINVESTAV. Industry partners are Areva, CEA, EDF, KIT and IRSN.
 - ・ European Commission, including the Technology University of Delft (TU Delft) in the Netherlands, France's National Center for Scientific Research, and the Commission's Joint Research Center in Brussels
- ・ 2020年代初期の原型炉運転を目標

国際協力で新たに進み始めたトリウム炉開発

- ・ MSRの能力は大きく跳ねてきたが、天然ガスの安価な時代に発生した福島事故もあり、R&Dレベルの脱してはなかつた
- ・ インド、中国ではトリウム開発の国家計画があるが、これはヨーロッパのMSRに対する関心を示す明確なサイン
- ・ 数年内に商業の炉ではないが、freeze plug, 炉管壁のコーティング、配管材料、種々の機器をテストする施設を建設予定
- ・ SAMOFARは燃料特殊型高速MSR
- ・ 増設炉としても廃棄物燃焼炉としても運転可能



Jan Leen Kloosterman from TU Delft 133

1910

1911

1912

1913

Core Study Work Plan on Thorium added fuel (UO₂ + Th, Pu + Th)

1. Preface

The Thorium fuel WG of AESJ (Atomic Energy Society of Japan) performs a study of the feasibility of the Thorium Additive Fuel in reload core of PWR and BWR.

2. Purpose, etc.

The purpose of this study is, as a evaluate of the feasibility of the Thorium Additive Fuel for LWR, to consider the feasibility in the reload core and to identify challenge associated to the application of the Thorium Additive Fuel.

3. Implementation system

A Group composed of WG members under the guidance of Professor Kitada of Osaka University and Thor Energy will proceed with the study. It should be noted that this study is carried out in a self-financing fashion. In other words, it will be done with the provision that there is no exchange of money.

4. Implementation plan

(Basic)

- 1) Typical Core: Latest of PWR and BWR plant core
- 2) Analysis code: CASMO-4/SIMULATE-3 Code, owned by Osaka University
- 3) Fuel Specifications: PWR-17X17 fuel, BWR-10X10 fuel
- 4) Core specification: Standard Specifications (confirmed later)

(Osaka University)

- 1) Core analysis and evaluation of PWR and BWR by CASMO-4/SIMULATE-3 Code. (note: Core study of PWR is preceded ahead)
- 2) Creation of the report to Thor Energy and a composed Group from WG members

(Thor Energy)

- 1) Provision of Thorium Additive Fuel Specifications to Osaka University and a composed Group from WG members
- 2) Provision of core and fuel information to Osaka University and a composed Group from WG members
- 3) Support iterations of core design, based on simulation and irradiation experience.

4) Review of core analysis and evaluation performed by Osaka University

5. A composed Group from WG members (Except Osaka University and Thor Energy)

1) Provide relevant core models of PWR and BWR (Open information)

2) Review of core analysis and evaluation performed by Osaka University

5. Ownership

The results of this study belong to Osaka University and Thor Energy

6. Publication of result

The disclosure of results of this study to a third party needs the prior consent of Osaka University and Thor Energy.

Signatures:

AESJ WG representative:

By:

Name: Takanori Kitada

AESJ WG Secretariat

By:

Name: Sadaaki Abeta

Thor Energy CEO

By:

Name: Oystein Asphjell