

「トリウム原子力システム」研究専門委員会

報告書

2022 年 11 月 11 日

この報告書は 2018 年 8 月 から 2022 年 3 月まで日本原子力学会において設置された「トリウム原子力システム」研究専門委員会（主査：高木 直行）の活動をまとめたものである。

目次

1) 委員会設立趣旨	1
2) 委員会構成	1
第一期	1
第二期	2
3) 委員会活動実績	3
委員会（幹事会）の開催日時リスト.....	3
第一期	3
第二期	4
成果の公表	5
その他	5
4) 活動報告	6
①Task1 トリウム原子力システムの開発の世界動向の調査	6
調査対象	6
調査項目	6
調査結果	8
まとめ	48
②Task2 トリウムとウランの比較	48
調査項目	49
調査結果	50
まとめ	67
③Task3 トリウム原子力システムの開発状況と今後の研究開発のあり方	67
1. はじめに	67
2. トリウム炉・熔融塩炉への関心増大の背景.....	68
3. トリウム燃料を用いる原子炉の分類と得失.....	71
4. 我が国の研究開発の在り方.....	75
5) 編集後記	79
参考資料	81
議事録	81

1) 委員会設立趣旨

第一期 2018 年 8 月 1 日 ～ 2020 年 3 月 31 日

トリウムは資源量が豊富ながらも、ウランと異なり核分裂性同位体を含まないため、これまで原子力の主役燃料になることはなかった。約 10 年前からは、レアアース(希土類元素)抽出の過程でバイプロダクトとして蓄積するトリウムの管理問題が引き金となり、その原子燃料としての活用法に関心が高まっている。

また 2011 年の福島第一原子力発電所事故以降は、従来型の原子炉が持つイメージを払拭できる新たな原子炉を求める世界の気運が高まり、アメリカやカナダでは小型モジュール炉、カナダや中国では溶融塩炉など、新型炉を開発する活動が加速している。これらの中には設計認証審査の申請や実験炉建設の準備段階に入ったトリウム燃料原子炉も含まれている。

日本原子力学会では 2010 年 6 月、原子力学会核燃料部会に「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」(主査：山中伸介)が設置され、トリウム燃料を軽水炉、高速炉で利用する方法について検討が進められた。また 2013 年 6 月には「溶融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会(主査：山脇道夫)が活動を開始し、様々な溶融塩技術や溶融塩を用いた原子炉概念や加速器駆動炉等の新型炉概念を調査し、溶融塩取り扱いに関する最新の知見や研究開発課題が整理された。

いずれの委員会も 2017 年で終了したが、世界的にトリウム燃料やトリウム燃料原子炉に関心が高まり、これらの開発が勢いを増している状況を鑑みると、原子力学会として各国のトリウム原子力開発の動向調査を継続する意義は大きい。またこれまでの研究専門委員会は、燃料形態を固体もしくは液体に限定していたが、これらを区別せず、本来不可分である原子炉と燃料サイクル全体を俯瞰的に調査・検討するための研究専門委員会を設立する。

第二期 2020 年 4 月 1 日 ～ 2022 年 3 月 31 日

この 10 年の間に複数の国家/民間の研究チームがトリウム原子炉や溶融塩炉の開発に着手しており、世界的には活発な動きがある。その動向を継続して調査することは、NEXIP 計画等で原子力イノベーション創出を模索する我が国にとって有益であり、原子力学会専門委員会の活動として適切である。

なお近年では ICONE、ICAPP、Global などの原子力国際会議でトリウムのみのセッションが設けられたり、トリウムのみに焦点を当てた国際会議が毎年の様に開催されたり、調査対象となる情報源が豊富な状況にある。

さらに Web 会議システム積極活用し、海外講演者の委員会へのオンライン招聘を行うことで、これまで以上に遅滞ない最新情報の収集、効率的で質の高い委員会活動ができると期待される。

2) 委員会構成

第一期

主査	高木 直行	東京都市大学
幹事	魚住 浩一	電力中央研究所
幹事	宇根崎 博信	京都大学
幹事	北田 孝典	大阪大学大学院工学研究科
幹事	佐々 敏信	日本原子力研究開発機構
幹事	鷹尾 康一郎	東京工業大学
幹事	三澤 毅	京都大学
幹事	牟田 浩明	大阪大学大学院工学研究科
幹事	竹澤 宏樹	東京都市大学

委員	有田 裕二	福井大学
委員	阿部 弘亨	東京大学
委員	伊藤 邦博	ニュークリア・デベロップメント株式会社
委員	稲垣 博光	中部電力株式会社 原子力安全技術研究所
委員	宇留賀 和義	電力中央研究所
委員	大本 正人	関西電力株式会社
委員	奥出 克洋	米国サウスウエスト研究所
委員	木村 逸郎	京都大学
委員	木村 礼	東芝エネルギーシステムズ株式会社
委員	小雲 信哉	三菱重工業株式会社
委員	小坂 進矢	三菱 FBR システムズ株式会社
委員	後藤 琢也	同志社大学
委員	後藤 正治	東京電力ホールディングス株式会社
委員	坂場 弘	三菱重工業株式会社
委員	鈴木 達也	長岡科学技術大学
委員	関本 博	東京工業大学
委員	高橋 優也	東芝エネルギーシステムズ株式会社
委員	田畑 邦浩	中部電力技術開発本部
委員	鷹尾 康一朗	東京工業大学
委員	高橋 優也	東芝エネルギーシステムズ株式会社
委員	中里 道	三菱重工業株式会社
委員	中瀬 正彦	東京工業大学
委員	永沼 正行	日本原子力研究開発機構
委員	深澤 哲生	日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社
委員	藤井 靖彦	元東京工業大学
委員	松井 一秋	エネルギー総合工学研究所
委員	松浦 治明	東京都市大学
委員	宮川 高行	日本原子力発電株式会社
委員	山脇 道夫	東京大学
委員	吉岡 律夫	トリウム熔融塩国際フォーラム
委員	Lein Peng Hong	株式会社ナイス(東京都市大兼務)
委員	渡邊 崇	株式会社トリウムテックソリューション

計 41 名

第二期

主査	高木 直行	東京都市大学
幹事	魚住 浩一	電力中央研究所
幹事	佐々 敏信	日本原子力研究開発機構
幹事	小坂 進矢	三菱 FBR システムズ株式会社
幹事	大本 正人	関西電力株式会社
幹事	渡邊 崇	同志社大学
委員	有田 裕二	福井大学
委員	伊藤 邦博	ニュークリア・デベロップメント株式会社
委員	稲垣 博光	中部電力株式会社
委員	宇根崎 博信	京都大学複合原子力科学研究所
委員	宇留賀 和義	電力中央研究所
委員	大川 富雄	電気通信大学大学院
委員	奥出 克洋	米国サウスウエスト研究所
委員	嶋志田 守	日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社

委員	北田 孝典	大阪大学大学院工学研究科
委員	木村 逸郎	京都大学
委員	黒崎 健	京都大学複合原子力科学研究所
委員	後藤 琢也	同志社大学
委員	後藤 正治	東京電力ホールディングス株式会社
委員	坂場 弘	三菱重工業株式会社
委員	鈴木 達也	長岡技術科学大学
委員	関本 博	東京工業大学
委員	鷹尾 康一朗	東京工業大学
委員	高橋 優也	東芝エネルギーシステムズ株式会社
委員	永沼 正行	日本原子力研究開発機構
委員	中里 道	三菱重工業株式会社
委員	深澤 哲生	日本核燃料開発株式会社
委員	牟田 浩明	大阪大学大学院
委員	松井 一秋	エネルギー総合工学研究所
委員	三澤 毅	京都大学複合原子力科学研究所
委員	宮川 高行	日本原子力発電株式会社
委員	山脇 道夫	原子力システム研究懇話会
委員	吉岡 律夫	トリウム熔融塩国際フォーラム
委員	Liem Peng Hong	株式会社ナイス(東京都市大兼務)
計 34 名		

3) 委員会活動実績

委員会（幹事会）の開催日時リスト

第一期

第1回「トリウム原子力システム」研究専門委員会

開催日時：2018 年 8 月 2 日（木）13：30～17：00

開催場所：東京都市大学サテライトクラス（東京、渋谷）

出席者：29 名

主な議題：設立趣旨・活動内容・運営方針の説明、講演 2 件

第 2 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会

開催日時：2018 年 10 月 16 日（火）14：00～17：30

開催場所：東京都市大学サテライトクラス（東京、渋谷）

出席者：23 名

主な議題：各 Task の進め方について、講演 3 件

第 3 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会

開催日時：2019 年 1 月 16 日（水）13：30～17：00

開催場所：京都大学吉田キャンパス（京都）

出席者：22 名

主な議題：講演 3 件、Task2 の進め方について

第 4 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会

開催日時：2019 年 5 月 23 日（木）13：30～17：00

開催場所：東京都市大学サテライトクラス（東京、渋谷）

出席者：19 名

主な議題：講演 2 件、各 Task に関する協議

第 5 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時：2019 年 9 月 2 日（月） 13：30～17：00
開催場所：東京都市大学サテライトクラス（東京、渋谷）
出席者：20 名
主な議題：講演 2 件、各 Task に関する協議

第 6 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時：2019 年 10 月 25 日（火） 13:30～17:00
開催場所：東京都市大学サテライトクラス（東京、渋谷）
出席者：14 名
主な議題：Global2019 と ICENES2019 の報告、各タスクに関する協議

第 7 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時：2020 年 1 月 29 日（水） 13:30～17:00
開催場所：東京都市大学サテライトクラス（東京、渋谷）
出席者：17 名
主な議題：講演 2 件、各タスクに関する協議

第二期

第 8 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時：2020 年 5 月 15 日（金） 13:30～16:00
開催場所：ZOOM によるオンライン開催
主な議題：2020 年秋の大会企画セッションについて、各タスクのとりまとめ状況、委員会延長について

第 9 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時：2020 年 12 月 25 日（金） 10:00～12:00
開催場所：ZOOM によるオンライン開催
主な議題：第一期活動レビュー、第二期の目的、活動内容、成果報告について

第 10 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時：2021 年 3 月 10 日（水） 13:15～16:30
開催場所：ZOOM によるオンライン開催
主な議題：講演 3 件、第二期の活動内容と成果報告について

第 11 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会 幹事会
開催日時：2021 年 8 月 30 日（金） 18:00～19:00
開催場所：Zoom によるオンライン開催
出席者：6 名
主な議題：予算確認、次回委員会の内容

第 11 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時：2021 年 10 月 15 日（金） 17:00～19:00
開催場所：Zoom によるオンライン開催
出席者：24 名
主な議題：講演 3 件、熔融塩炉に関する研究開発の紹介、および中国の最新動向の報告

第 12 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会 幹事会

開催日時：2022 年 3 月 23 日（水）18:00～18:40

開催場所：Zoom によるオンライン開催

出席者：6 名

主な議題：次回委員会の内容、本研究専門委員会の成果報告について

第 13 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会 幹事会

開催日時：2022 年 4 月 13 日（水）18:00～19:00

開催場所：Zoom によるオンライン開催

出席者：6 名

主な議題：次回委員会の内容、本研究専門委員会の成果報告について

第 14 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会

開催日時：2022 年 5 月 26 日（水）15:00～17:00

専門委員会設置期間は 2022 年度末までであるが、最終回として開催（学会了承）

開催場所：Zoom によるオンライン開催

出席者：21 名

主な議題：講演 1 件、本研究専門委員会の成果報告について

成果の公表

トリウム原子力システム研究専門委員会報告書（本報告書）

日本原子力学会の Web サイトで公開

その他

第 1 回 国際シンポジウム

開催日時：2021 年 5 月 18 日（火）20:00～22:30

開催場所：Zoom によるオンライン開催

出席者：78 名

主な議題：Symposium on Thorium and Molten Salt Fast Reactor を開催

4) 活動報告

①Task1 トリウム原子力システムの開発の世界動向の調査

トリウム原子力システムの研究開発状況を把握する。現在提案されているトリウム原子力システムについて、公開文献をもとに主要な性能や実現性の見通し等を調査した。主な調査項目は、システム概念、検討・開発状況、開発背景や体制、予算規模、許認可対応状況、実現性や経済性の見通し等とした。

トリウム原子力システムについては、過去に設置された委員会等により度々調査が実施されている。核燃料部会「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」(主に固体トリウム燃料炉)、「熔融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会(トリウム熔融塩燃料炉)、今回は上記との重複を避け、両報告書取りまとめ後の数年間に公開文献が刊行されたシステム概念を中心に調査を実施した。

調査対象

様式	名称	燃料/塩/減速材	開発者出力	(MW _{th})
固体燃料	FTR	Th,U-Pebble/Graphite	MIT, UCB (US)	236
	IHTR	Th,U-Pebble/Graphite	BARC(India)	600
液体燃料 (熱路)	TMSR-LF2	Th,LEU-FLiBe/Graphite	SINAP(China)	400
	MSR-FUJI	Th-FLiBe/Graphite	Japan	450
	AMBIDEXTER	Th-FLiBe	Ajou Univ.(Korea)	250
	CAWB	Th,SNF-LiF/D ₂ O	Copenhagen Atomics(Denmark)	50
	CUBE-100	Fluorides	Seaborg Tech.(Denmark)	250
	SSR-Th	Static LEU-F/ZrF, ThF	Moltex Energy(UK)	300-2500
	Thorcon-R	LEU,Th-FNaBe/Graphite	Thorcon International(US)	557
	LFTR	Th-FLiBe/Graphaite	Flibe Energy(US)	600
液体燃料 (高速/熱外炉)	MSFR	Th-LiF	EVOL,SAMOFER(EU)	3000
	IMSBR	Th-U-LiF	BARC(India)	1900
	DFR	ThCl ₃	IFK(Germany)	3000

調査項目

提案概念	名称、開発国・開発機関 燃料、冷却材、減速材 炉心出力
炉システムの概要	炉構造・冷却系概念 原子炉核特性 トリウム増殖性能
燃料サイクルシステムの概要	燃料サイクル概念

	再処理(online 含む)概念 燃料処理 核拡散抵抗性
開発状況	開発体制・予算規模 許認可対応状況 実現性・経済性の見通し

調査結果

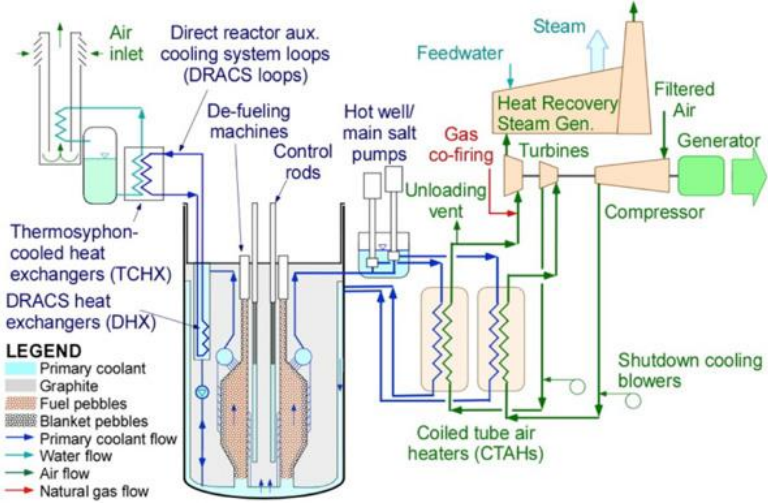
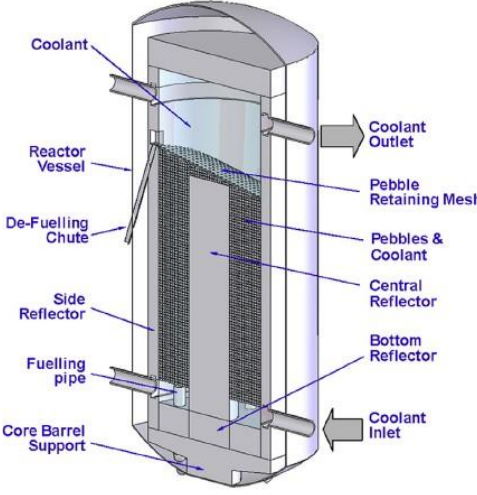
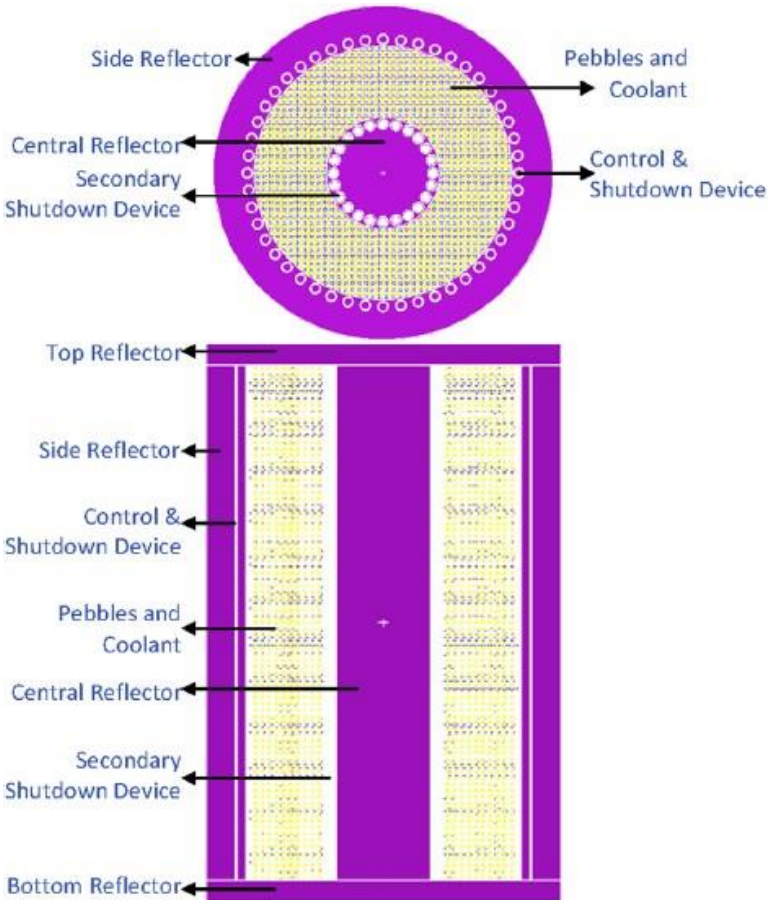
システム名称	Fluoride Salt Cooled High Temperature Reactor (FHR)
国	米国
研究機関	マサチューセッツ工科大, UC バークレー、ウィスコンシン大学
燃料・冷却材・減速材	$^{233}\text{U}/\text{ThO}_2$ TRISO 被覆粒子燃料/ FLiBe 冷却/ 黒鉛減速
熱出力	236MW
炉構造・冷却系	内部反射体・ペブルベッド燃料・外部反射体ペブルの3領域炉心
再処理・サイクル概念	明確な記載は無い
開発体制・許可	予算化されていないが、要素技術開発試験が行われている
実現性・経済性の見通し	許可を指向する文献あり、モジュール化でコスト低減を図っている
開発概要	 LEGEND - Primary coolant - Graphite - Fuel pebbles - Blanket pebbles - Primary coolant flow - Water flow - Air flow - Natural gas flow 3.50 m Defueling wells (2) Hot leg nozzle (1) Vessel outer lid Vessel inner lid Support skirt DHX wells (3) Shutdown blades (8) Control rods (8) Outer radial reflector Center radial reflector Graphite blanket pebbles Fuel pebbles Downcomer Lower reflector support

	表 1 システムの主要パラメータ	
	項目	パラメータ
	冷却材入口/出口温度	600 / 700 °C
	一次冷却材流量	976kg (0.54 m ³)/sec
	冷却空気出口温度	670 °C
	表 2 炉心の主要パラメータ	
	項目	パラメータ
	内部反射体半径	0.35m
	燃料領域外半径	1.05m
	反射体領域外半径	1.25m
	ペブルベッド平均ボイド率	40.0%
	燃料領域平均出力密度	23.0 MW/m ³
	燃料ペブル/反射体ペブル数	470,000 / 218,000
	燃料ペブル外径/被覆粒子数	30mm / 4730 粒子
	核拡散抵抗性 論文等に言及は無いが、被覆粒子燃料の再処理技術は汎用化されておらず、使用済み燃料の盗取などに対する抵抗性は比較的高いと考えられる。	
予算規模・体制	- 予算化されていない - TRISO 燃料部の流動など、要素技術開発用の試験装置での試験が実施されている	
許認可状況	概念検討のみ	
実現性・経済性	- 実現性 黒鉛減速型の溶融塩炉であり、MSRE の知見は利用可能と考えられる TRISO 燃料は日本も含め過去に比較的多くの実績があり実現性は高いと考えられる既存技術を組み合わせることで、技術課題の低減を図っている 許認可を睨んだ技術設計書などの文献が公開されている - 経済性 モジュール化によるコスト低減を図っているが、コストは明示されていない	
リファレンス	FHR Web サイト https://ftr.nuc.berkeley.edu C. “Harry” Andreades, et al., “Technical Description of the ‘Mark 1’ Pebble-Bed Fluoride-Salt-Cooled High-Temperature Reactor (PB-FHR) Power Plant”, UCBTH-14-003 (2014).	

システム名称	Innovative High Temperature Reactor (IHTR)																				
国	インド																				
研究機関	Bhabha Atomic Research Center, BARC																				
燃料・冷却材・減速材	$^{233}\text{UO}_2\text{-ThO}_2$ TRISO 被覆粒子燃料・FLiNaK 冷却・黒鉛減速																				
熱出力	600MWth (20MWth のデモ炉の計画もあり)																				
開発概要	・背景 商業的な水素製造のニーズに対応した専用原子炉が必要とされている ・システム概念 炉心はペブルベッド燃料を用いるグラファイト減速型炉心であり、FLiNaK 溶融塩の自然循環により冷却される。炉心概念を図 1 に、システム諸元を表に示した。  図 1 IHTR 炉心概念図 表 システムの主要パラメータ <table border="1"> <tbody> <tr> <td>Reactor power</td><td>600 MWth for following deliverables (Optimised for hydrogen Production) – Hydrogen: 80,000 Nm³/hr – Electricity: 18 MWe – Drinking water: 375 m³/hr</td></tr> <tr> <td>Coolant outlet/inlet temperatures</td><td>1273 K/873 K</td></tr> <tr> <td>Moderator</td><td>Graphite</td></tr> <tr> <td>Coolant</td><td>molten salt</td></tr> <tr> <td>Reflector</td><td>Graphite</td></tr> <tr> <td>Cooling mode</td><td>Natural circulation of coolant</td></tr> <tr> <td>Fuel</td><td>$^{233}\text{UO}_2$ & ThO_2 based TRISO coated particle fuel</td></tr> <tr> <td>Control</td><td>Passive power regulation and reactor shutdown systems</td></tr> <tr> <td>Energy transfer systems</td><td>Intermediate heat exchangers for heat transfer to system for hydrogen production + High efficiency turbo-machinery for electricity generation + Desalination system for potable water</td></tr> <tr> <td>H₂ production</td><td>High efficiency thermo-chemical/High temperature steam electrolysis processes.</td></tr> </tbody> </table> ・核拡散抵抗性	Reactor power	600 MWth for following deliverables (Optimised for hydrogen Production) – Hydrogen: 80,000 Nm ³ /hr – Electricity: 18 MWe – Drinking water: 375 m ³ /hr	Coolant outlet/inlet temperatures	1273 K/873 K	Moderator	Graphite	Coolant	molten salt	Reflector	Graphite	Cooling mode	Natural circulation of coolant	Fuel	$^{233}\text{UO}_2$ & ThO_2 based TRISO coated particle fuel	Control	Passive power regulation and reactor shutdown systems	Energy transfer systems	Intermediate heat exchangers for heat transfer to system for hydrogen production + High efficiency turbo-machinery for electricity generation + Desalination system for potable water	H ₂ production	High efficiency thermo-chemical/High temperature steam electrolysis processes.
Reactor power	600 MWth for following deliverables (Optimised for hydrogen Production) – Hydrogen: 80,000 Nm ³ /hr – Electricity: 18 MWe – Drinking water: 375 m ³ /hr																				
Coolant outlet/inlet temperatures	1273 K/873 K																				
Moderator	Graphite																				
Coolant	molten salt																				
Reflector	Graphite																				
Cooling mode	Natural circulation of coolant																				
Fuel	$^{233}\text{UO}_2$ & ThO_2 based TRISO coated particle fuel																				
Control	Passive power regulation and reactor shutdown systems																				
Energy transfer systems	Intermediate heat exchangers for heat transfer to system for hydrogen production + High efficiency turbo-machinery for electricity generation + Desalination system for potable water																				
H ₂ production	High efficiency thermo-chemical/High temperature steam electrolysis processes.																				

	論文等に言及は無いが、被覆粒子燃料の再処理技術は汎用化されておらず、使用済み燃料の盗取などに対する抵抗性は比較的高いと考えられる。  図2 核特性解析に使用された炉心モデル ・参考 局所的な水素製造に対応した鉛ビスマス冷却炉(100kWth)の検討も行われている
予算規模・体制	・予算化されていない ・TRISO 燃料部の流動や FLiNaK による腐食や自然対流試験など、要素技術開発用の試験装置での試験が実施されている
許認可状況	・概念検討のみ
実現性・経済性	・実現性 黒鉛減速型の溶融塩炉であり、MSRE の知見は利用可能と考えられる TRISO 燃料は日本も含め過去に比較的多くの実績があり実現性は高いと考えられるペブル燃料からの ^{233}U 回収など、燃料サイクル形成に伴う課題は言及されていない ・経済性 炉概念、HTGR による水素製造プロセスともに言及されていない
リファレンス	I.V. Dulera, R.K. Shiha, A. Rama Rao, R.J. Patel, “High temperature reactor technology development in India”, Progress in Nuclear energy 101 (2017), pp.82-

	99. Sinha, R.K., 2013. Nuclear power for energy security - Indian scenario. J. Sci. Cult. 79 (1e2), 5e16. January-February. Sinha, R.K., Dulera, I.V.: Carbon-based materials—applications in high temperature nuclear reactors, first Asian carbon conference (FACC 2009). India Habitat Center, New Delhi, India, 25–27 November, 2009. Published in Indian J. Eng. Mater. Sci. 17, 321–326 (2010)
--	---

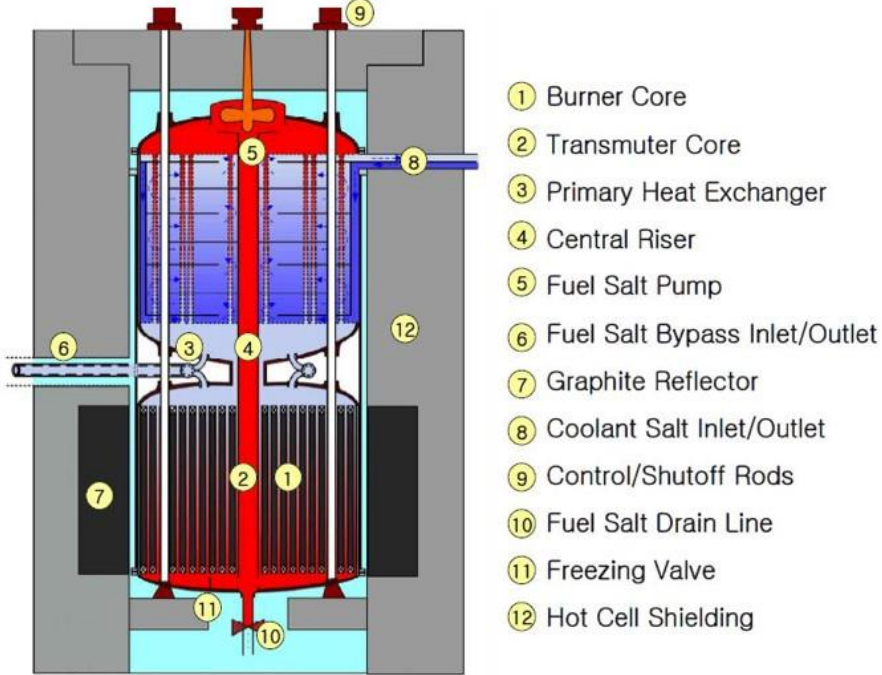
システム名称	Advanced Molten-salt Break-even Inherently-safe Dual-missioning Experimental and Test Reactor (AMBIDEXTER)
国	韓国
研究機関	Energy System Research Center, Ajou University
燃料・冷却材・減速材	LiF-BeF ₂ -ThF ₄ -UF ₄ 液体燃料（冷却材兼用）黒鉛減速
熱出力	250MWth(プロトタイプ)
開発概要	・背景 長期的な安定電源として原子力は重要な一方、安全性、廃棄物管理、核拡散、経済性などの課題があり、これらを解決可能な新しいシステムが必要である。実現できれば原子力の社会受容性も高められる。 ・システム概念 炉心・熱交換器・ポンプが同じ容器に収まり、燃料塩の漏洩リスクを低減。 熔融塩の連続処理により核分裂生成物を除去し、炉内の FP インベントリを低減。 揮発性 FP・発熱性 FP も連続除去により環境への漏洩リスクが下がり、安全性が向上。 燃料塩の密度効果により、負の反応度フィードバックが期待出来る。 ヒートシンク喪失時でも燃料塩の蒸気圧から考えて炉容器への加圧事故は起きない。 タンク型炉心であり、LOCA のリスクは極めて低く、事故時に燃料塩の自然循環による除熱が期待できる。また、小規模漏洩が生じても燃料塩は固化するため拡散しない上記のような理由から、AMBIDEXTER は多重防護の概念を必要としない。  ① Burner Core ② Transmuter Core ③ Primary Heat Exchanger ④ Central Riser ⑤ Fuel Salt Pump ⑥ Fuel Salt Bypass Inlet/Outlet ⑦ Graphite Reflector ⑧ Coolant Salt Inlet/Outlet ⑨ Control/Shutoff Rods ⑩ Fuel Salt Drain Line ⑪ Freezing Valve ⑫ Hot Cell Shielding

図1 AMBIDEXTER 炉心概念図

表 プロトタイプシステムの主要パラメータ

Parameter	Data	Parameter	Data
-Gross power,MW(th)	250.0	-Reactor physics	
-Reactor vessel:		k_{eff} (HFP)	1.0056
Material/shape	Hastelloy/cylind.	C. R.	1.005
Dimension, cm	420.0 ^{ID} × 650.0 ^H	Max. Flux, $\dot{\gamma}10^{14}$ nv	
-Core lattice:		i_{jth} ($E \sim 1.0$ eV)	7.43
Material/shape	Graphite/hex. 10.0	i_{jfr}	14.42
Pitch, cm	1.856/4.696	F. tmp. coc., T k/k°C	-4.62 $\dot{\gamma}10^{-5}$
Eff. channel rad., cm	141.0	-Thermalhydraulics Pk.	
Eff. core rad., cm	71.625-16.-12.-.375	pwr. den. w/c ³	127.9(salt)
-Fuel salt		Core inlt/outlt tmp., °C	621.0/704.0
Composition Fraction, mole%	3.309	Pwr peaking factor	2.79 ^R $\dot{\gamma}1.59^H$
Avg. density, g/c ³	17.6	-Prmy. heat exchgnr. Type	Shell & tube

・核拡散抵抗性

トリウムサイクルを採用しているため、核拡散抵抗性が高い
SEU（微濃縮ウラン）を混合すれば再処理時の拡散抵抗性も高められる

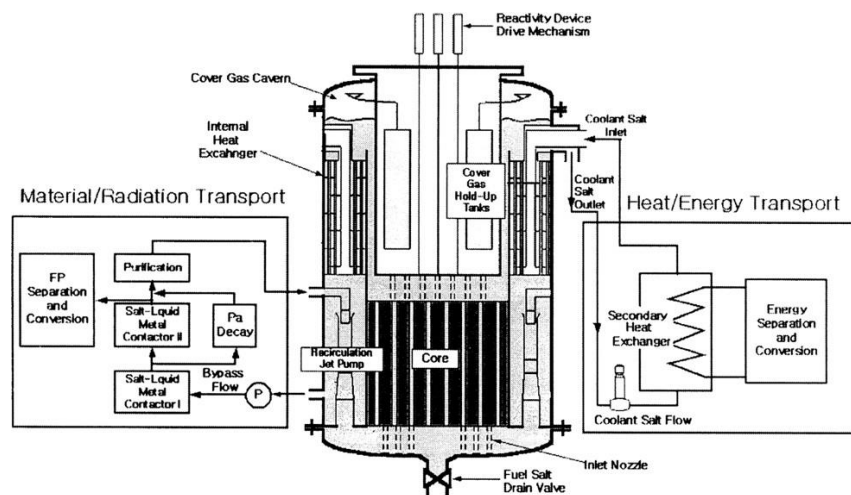


図2 AMBIDEXTER 全体構成図

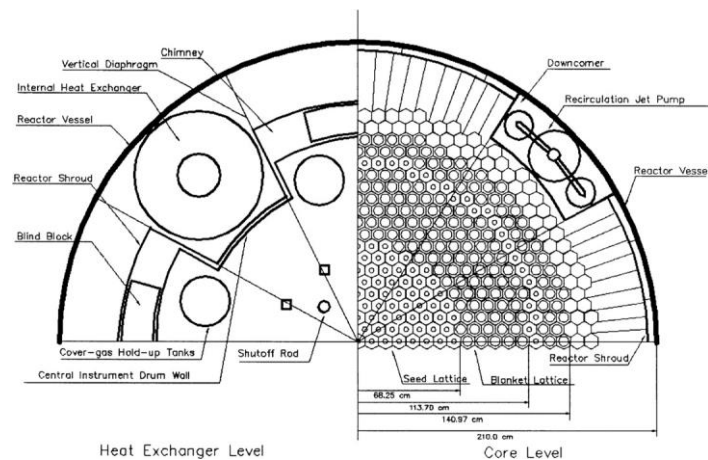
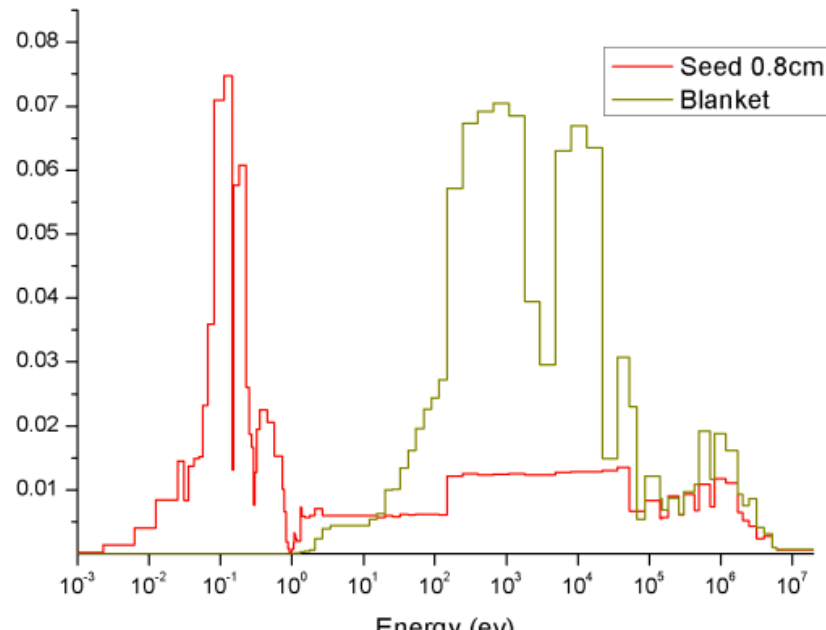


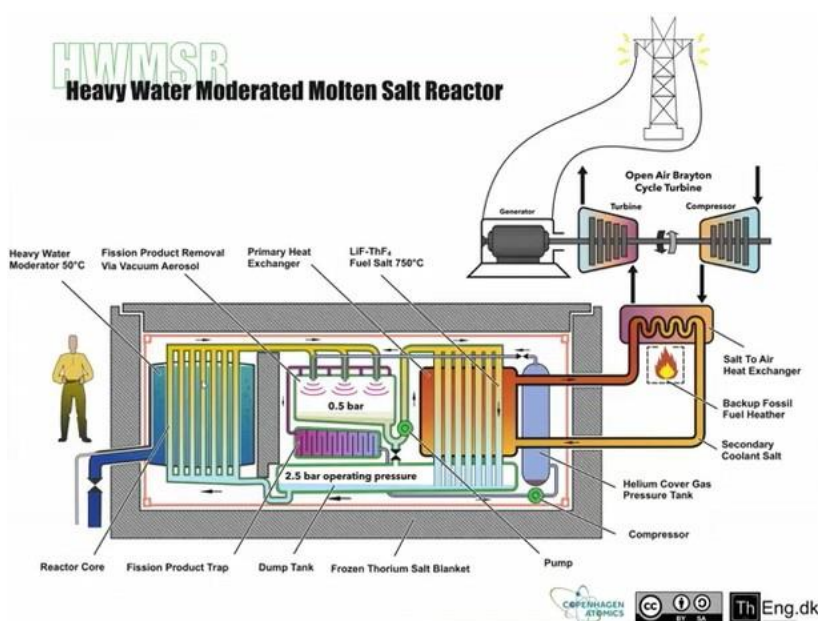
図3 AMBIDEXTER 炉心断面図

・システム構成

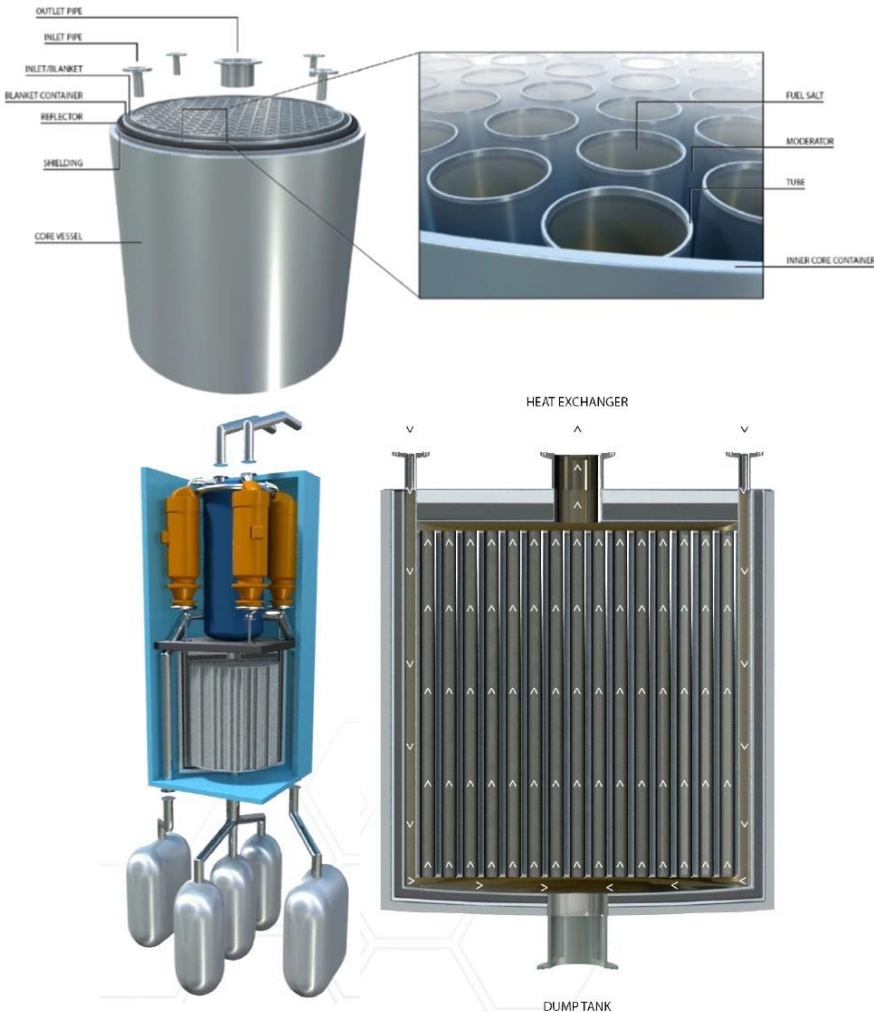
	熱除去系は3ループ構成 スタートアップ時には HEU または Pu を使用 中間熱交換器を介して蒸気発生器を接続 中間除熱媒体も熔融塩（運転温度 455～565℃） 制御棒を持たず、システムの熱バランスにより負荷追従機能を実現する 燃料塩主流の 10%を精製ラインに送り、MSBR で開発された多段電気化学プロセスを用いて FP 除去、ヘリウムパージによる希ガス除去と燃料の組成調整を行う プロトアクチニウム除去プロセスはシステム成立性に関わる大きな課題としている  図4 AMDEC 解析コードによる炉心中性子スペクトル解析例
予算規模・体制	・プロトタイプ概念を検討中、提案は大学からだが、2016 年にはKAERI、KEPCO等の公的機関、電力会社が検討している ・予算化されていない
許認可状況	・250MWth のプロトタイプ概念検討のみ
実現性・経済性	・実現性 黒鉛減速型の典型的な熔融塩炉であり、MSRE の知見は利用可能と考えられる燃料塩の濃度調整、核拡散抵抗性の言及は一般論の範疇 タンク型熔融塩炉心で多重防護が排除出来るとする点は既往文献からは判断不能 FP 分離によりプラント安全性が向上するかは、分離 FP の取扱に依存するため、実現性は既往文献からは判断出来ない ・経済性 経済性、トリウムサイクル導入によるエネルギー安定性に関する言及は無い

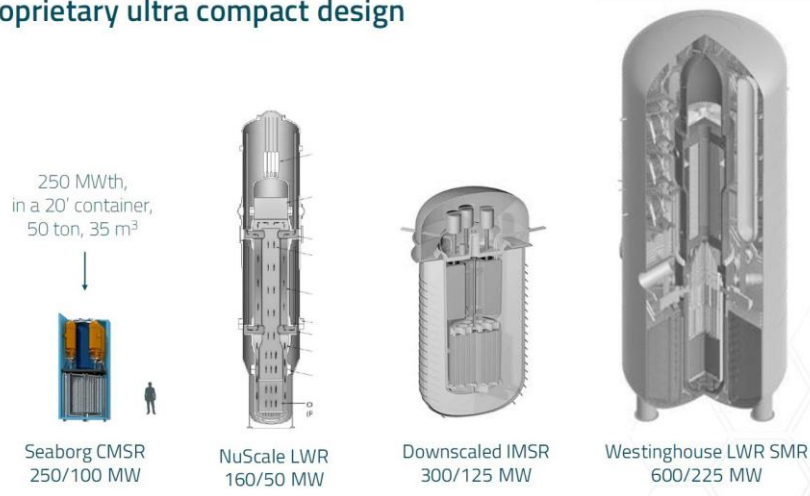
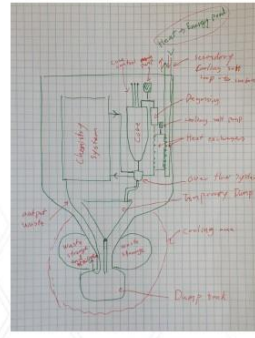
リファレンス	Se Kee Oh, Kun Mo Chung, “AMBIDEXTER nuclear energy complex: a practicable approach for rekindling nuclear energy application”, Nuclear Engineering and Design 207, pp.11-19 (2001). Tae Kyu Ham, et al., “The Design Features of the Double-Banked AMBIDEXTER Utilizing DUPIC FUEL”, Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting (2016).
--------	---

システム名称	Copenhagen Atomics waste burner
国	Denmark
研究機関	Copenhagen Atomics
燃料・冷却材・減速材	LiF-ThF ₄ (燃料塩)、重水（減速材）
熱出力	50 MWt
開発概要	・使用済燃料から抽出した主に Pu の燃焼を目的として、概念検討と開発が進められている。 ・システムについては、下図の概念図が示されており、主な特徴は以下のとおりである。 -熱中性子炉とし、重水を減速材とする。 -炉心から出た燃料塩から FP を分離回収するシステムを有している（真空エアロゾルとすることを利用） -塩のカバーガスにはヘリウムを採用。 -2次系の冷却材（熔融塩）に熱を伝え、タービンにより発電を行う。 -システムの周囲には、トリウムを含む固化した熔融塩を保持しており、これも燃料として活用を視野に入れている。 -システム全体は全長 13m のコンテナに設置。

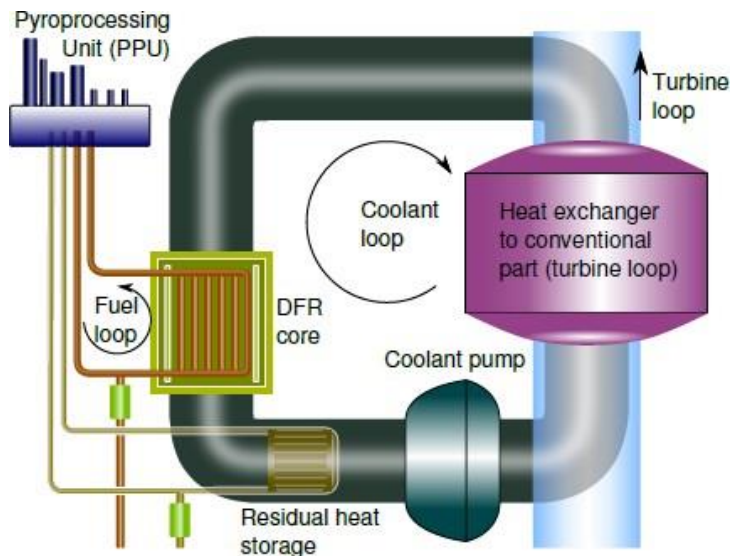


予算規模・体制	・規模、体制：不明（ベンチャー企業）
許認可状況	・概念検討段階
実現性・経済性	・概念検討段階
リファレンス	Copenhagen Atomics 社提供 Youtube 動画 「Copenhagen Atomics Waste Burner in 5 minutes」より

システム名称	CUBE-100
国	Denmark
研究機関	Seaborg Tech.
燃料・冷却材・減速材	(燃料) 液体トリウム溶融塩 (熱炉)、(冷却材) 液体燃料、(減速材) 不明
熱出力	250 MW
開発概要	<背景> ・原子力による発電量が 2000 年代前半以降年々減少している ・気候変動の影響を考慮すると二酸化炭素の発生を抑える必要がある ・軽水炉は本質的に不安定なシステム、過酷事故が発生する虞がある <システム概念> ・以下 3 点の特徴 ①核不拡散性 (CANNOT be used for nuclear weapons) ②核変換 (Burns waste from conventional reactors) ③炉心溶融回避 (CANNOT meltdown or explode) ・炉心周辺概念 

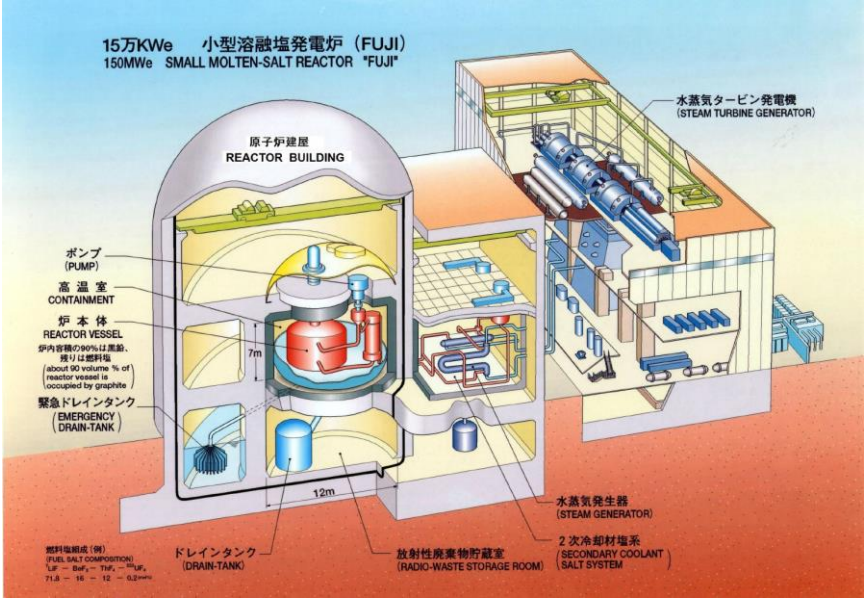
	・システムの大きさ比較 Proprietary ultra compact design  250 MWth, in a 20' container, 50 ton, 35 m³ Seaborg CMSR 250/100 MW NuScale LWR 160/50 MW Downscaled IMSR 300/125 MW Westinghouse LWR SMR 600/225 MW < 状況 > ・概念図(2015年), 炉心周り概念図(2016 年), 原子炉概念図(2017 年)作成 impossible  2015 to extremely hard  2016 to very hard  2017
予算規模・体制	< 規模 > ・11, 500, 000 ユーロ < 体制 > ・技術者数名
許認可状況	< 状況 > ・不明
実現性・経済性	< 実現性 > ・不明 < 経済性 > ・不明

リファレンス	<HP> • https://www.nextbigfuture.com/2018/08/seaborg-100-mwe-molten-salt-reactor-would-fit-on-a-regular-truck-and-burn-nuclear-waste.html • https://www.theengineer.co.uk/seaborg-technologies-molten-salt/ • https://www.nucnet.org/news/denmark-s-seaborg-attracts-investment-for-molten-salt-reactor-project • https://www.neimagazine.com/news/newsmolten-salt-reactors-spark-interest-in-usa-and-denmark-6107151 • https://www.seaborg.co/the-reacto
--------	---

システム名称	Dual Fluid Reactor
国	Germany
研究機関	IFK Berlin gGmbH (Institut für Festkörper-Kernphysik, Institute for Solid- State Nuclear Physics)
燃料・冷却材・減速材	熔融塩燃料($^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$) Cl_3 or ($^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$) Cl_3 ・ 液体金属鉛冷却材 ・ 金属燃料もオプションとしている
熱出力	3 GWth(～1.5 GWe)
開発概要	【特徴】^[2] ・既存炉はコスト高、廃棄物の量と長期保管、核拡散抵抗性といった課題を抱えており、DFR はこれらの多くを回避できるシンプルなデザインで、安価、安全、カーボンフリーなエネルギー源である。 ・高速炉であるため、U 資源を 100%消費できる。 ・鉛冷却材により高温で効率的な炉が可能で、熔融塩燃料との組合せは多くの受動安全な特徴があり極めて安全な炉である。 【経緯】 ・PBNC2014 でコンセプト公開と推測される。(その後、[2]でインタビュー記事が出ているため) 【システム構成】 主に^[1]  ・炉心構成 燃料熔融塩チューブ 13000 本以上、外径 9mm 下部入口プレナム、上部出口プレナム炉心領域 ...立方形状、幅 3m ・構造材料 燃料塩チューブ：SiC、機器構造：ニッケル基合金 ・プラント寿命（ターゲット） 15～20 年 ・冷却材流量

	90 tons/s (10 m³/s) ・冷却材温度 炉心下部入口 1030℃ 炉心上部出口 1300℃ ・燃料温度 炉心下部入口 1270℃ 炉心上部入口 1540℃ ・通常炉停止・緊急炉停止方法 循環ポンプ停止、融解プラグ燃料ドレン方式（オークリッジで使用されたものとしている） ・崩壊熱（燃料ドレンの冷却） 5～200 MW ・緊急停止 融解プラグ燃料ドレン方式 ・再処理 Physico-chemical separation methods at high temperature, 溶融燃料ループでの連続処理 Pyroprocessing Unit(PPU)+短寿命核分裂生成物の冷却 ・BOP 超臨界水または超臨界炭酸ガスタービン												
予算規模・体制 ^[9]	・予算規模不明（IFK HP にて寄付募集中） ・IFK メンバー4 名、外部協力メンバー4 名、アドバイザー3 名												
許認可状況	なし												
実現性・経済性 ^{[2][6]}	・見通し プロトタイプ建設（実証）まで 7～8 年、もしくは 10 年、フルサイズに更に 5 年を要する見込み、合計 10 年から 15 年の間 ・経済性 投資（<1.2US\$/We）、収益（売電、海水脱塩、石油化学プラント、水素精製） 発電コスト 0.75US\$/kWh（0.82 円／kWh） <table><thead><tr><th>Item</th><th>500 MW_e DFR</th><th>1500 MW_e DFR</th></tr></thead><tbody><tr><td>Capital costs</td><td>0.50</td><td>0.30</td></tr><tr><td>Operating costs</td><td>0.65</td><td>0.45</td></tr><tr><td>Sum</td><td>1.15</td><td>0.75</td></tr></tbody></table> Table 3. Total costs for electricity produced with the DFR in US¢ / kWh	Item	500 MW _e DFR	1500 MW _e DFR	Capital costs	0.50	0.30	Operating costs	0.65	0.45	Sum	1.15	0.75
Item	500 MW _e DFR	1500 MW _e DFR											
Capital costs	0.50	0.30											
Operating costs	0.65	0.45											
Sum	1.15	0.75											
リファレンス	[1] A.Huke, et al, “The Dual Fluid Reactor – A novel concept for a fast nuclear reactor of high efficiency”, Annals of Nuclear Energy, Vol.80, June 2015 [2] “Interview: The Dual Fluid Reactor”, 21st century science & technology, November 2014 [3] A.Huke, et al, “THE DUAL FLUID REACTOR – A NEW CONCEPT FOR												

	A HIGHLY EFFECTIVE FAST REACTOR”, The 19th Pacific Basin Nuclear Conference(PBNC 2014), British Columbia, Canada, August 24- 28, 2014 [4] “New Concept for Nuclear Power Plants: Dual Fluid Reactor”, NCBJ, April 8, 2016 [5] X.Wang, “ANALYSIS AND EVALUATION OF THE DUAL FLUID REACTOR CONCEPT”, TECHNISCHE UNIVERSITÄT MÜNCHEN, 2017 [6] “Dual Fluid Reactor”, IFK, 2013 [7] Jan-Christian Lewitz, “Dual Fluid Reactor”, ThEC2018, Brussels, October 30, 2018 [8] A.Huke, et al, “The Dual Fluid Reactor – A new reactor and safety concept”, Proceedings of ICAPP2015, track3-15176, Nice, France [9] http://festkoerper-kernphysik.de
--	--

システム名称	FUJI-U3 (MSR-FUJI)
国	日本
研究機関	International Thorium Molten-Salt Forum: ITMSF
燃料・冷却材・減速材	燃料・一次系冷却材：フッ化物溶融塩 $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-}^{233}\text{UF}_4$ 二次系冷却材：フッ化物溶融塩 $\text{NaBF}_4\text{-NaF}$ 減速材：黒鉛 Graphite
熱出力	450 MWth (200 MWe：熱効率 44.4%) (FUJI-U3)
開発概要	<経緯> ・1960 年代にオークリッジ国立研究所で開発された溶融塩炉（MSR）は、実験炉が4年間問題もなく運転され技術的成立性が検証された。 ・MSR-FUJI は、MSR をベースとして世界に広く展開する観点から、1980 年代に日本国内のグループによって開発された（図1）、その後 mini-FUJI（実験炉）、super-FUJI（大型炉）、FUJI-Pu（Pu燃焼炉）など複数の型が開発されており、FUJI-U3 は最新型の SMR である。  15万KWe 小型溶融塩発電炉 (FUJI) 150MWth SMALL MOLTEN-SALT REACTOR "FUJI" 原子炉建屋 REACTOR BUILDING ポンプ (PUMP) 高温室 CONTAINMENT 炉本体 REACTOR VESSEL 炉内空間の90%は黒鉛、残りは燃料塩 (about 90 volume % of reactor vessel is occupied by graphite) 緊急ドレインタンク (EMERGENCY DRAIN-TANK) 7m 12m ドレインタンク (DRAIN-TANK) 放射性廃棄物貯蔵室 (RADIO-WASTE STORAGE ROOM) 水蒸気タービン発電機 (STEAM TURBINE GENERATOR) 水蒸気発生器 (STEAM GENERATOR) 2次冷却材塩系 (SECONDARY COOLANT SALT SYSTEM) 燃料塩組成 (mol %) MOL. SALT COMPOSITION $\text{LiF} - \text{BeF}_2 - \text{ThF}_4 - ^{233}\text{UF}_4$ 71.8 - 18 - 12 - 0.2mol%
	図1 MSR-FUJI の鳥瞰図 <システム概念> ・受動的安全システムを採用しており、溶融塩燃料は必要に応じて凍結弁を通じてドレインタンクに格納される。気体状の FP は溶融塩燃料から常時除去されることで事故時のリスクを最小化している。 ・0.5 MPa と低圧で運転されるため、厚い原子炉容器や配管は不要である。燃料集合体や複雑な炉内構造物は存在せず、原子炉容器内にあるのは減速材の黒鉛のみである。炉心・配管・ポンプ・熱交換器・蒸気発生器から成る原子力蒸気供給システム (NSSS) でタービン発電機に蒸気を供給する。溶融塩燃料の一次系ループは、遠心ポンプによる強制循環で運転されるが、非常時には自然循環になる。（図2）

- ・燃料集合体がないため、燃料交換に伴うプラント停止は不要。ただし、転換率 1.0 を達成するため、7 年毎に燃料溶融塩の交換を行う。
- ・運転中の反応度および出力の制御は、燃料調整システムで、燃料組成・濃度を随時調整して行う。非常停止時には、運転中に引き抜いている制御棒を重力落下により挿入する。原子炉容器の厚さは 5cm 程度で、炉内構造物も減速材の黒鉛ブロックのみである。（図 3）
- ・原子炉は、基本的に、米国ORNLで開発された黒鉛減速・フッ化物熔融塩炉である。即ち、原子炉内を貫流した燃料塩が、炉心外の熔融塩ポンプで循環し、一次熱交換器を経て、炉心外側を下降し、再び原子炉に流入する。これらが高温格納室に配置されている。一次熱交換器を経た二次塩の熱は、原子炉建屋に隣接する水蒸気発生器に伝熱され、超臨界発電設備により、発電を行う。

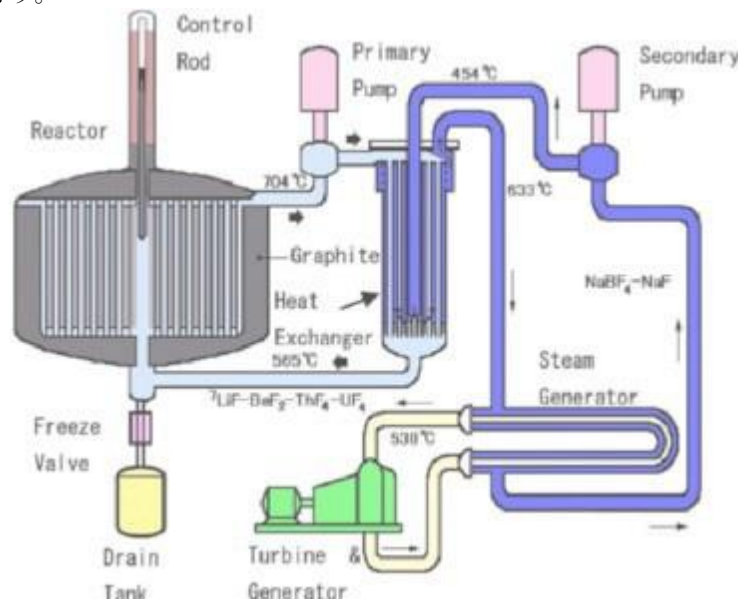


図 2 MSR-FUJI の全体構成図

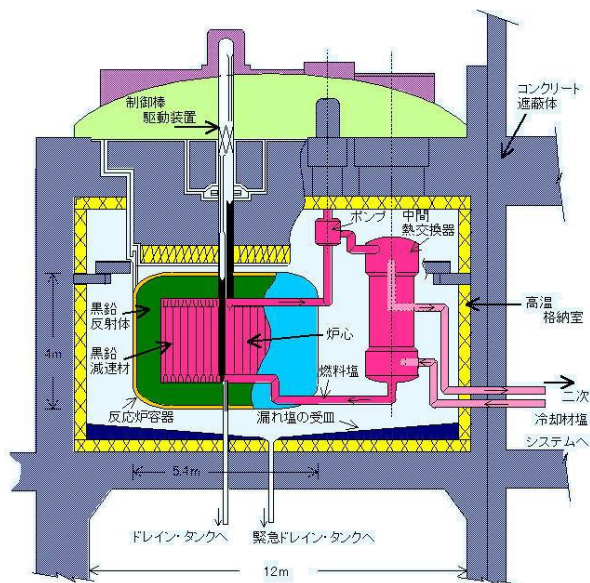
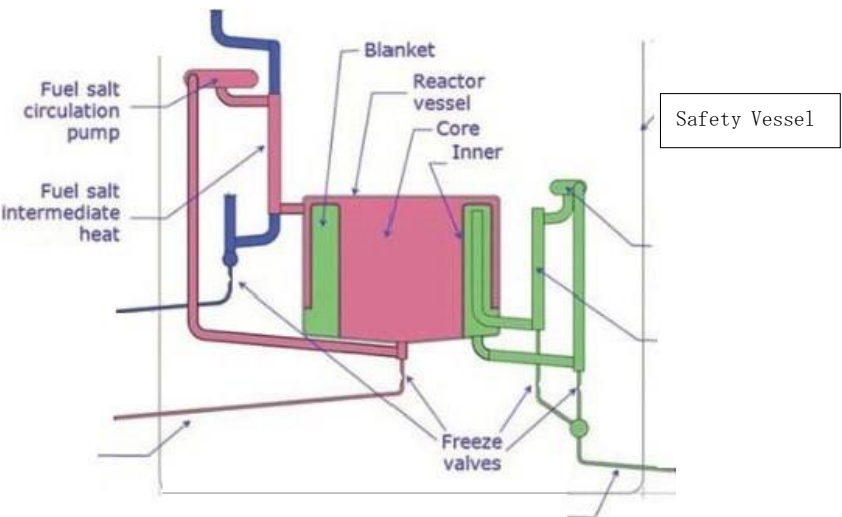
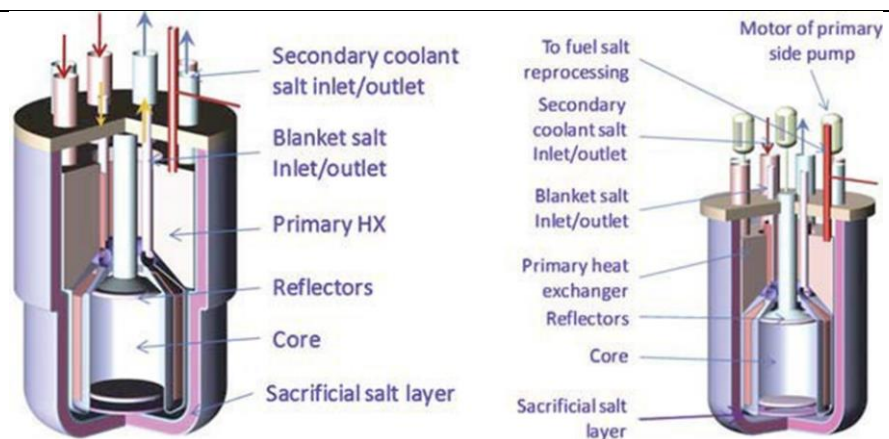


図 3 MSR-FUJI の一次系の断面図

	<安全性> ・以下特徴により、重大事故の危険性がなく、良好な安全性を有する。 ・低圧運転（一次系・二次系），化学的不活性かつ高沸点の熔融塩 ・事故時に凍結バルブを用いた燃料熔融塩排出，制御棒への要求低 ・事故時の水素爆発・再臨界なし，FP 放出量低減，黒鉛反応低等 ・上記特徴により、ECCS や ADS 等の工学的安全システムが不要。崩壊熱は、受動的熱除去システムおよび電源不要の空冷システムで除去される。ただし、熔融塩凝固事故の対策として、ヒーターを備えた高温の格納容器が必要になる。 <FUJI-U3：MS-FUJI の最新型> ・燃料塩を連続化学処理する炉は、関連するプロセスや設備の研究開発が必要な上、プラントが複雑な構成になる。また、MSBR や TMSR では炉内構造物を 1～4 年度ごとに交換するが、非密封線源（燃料塩）の付着した炉内構造物の交換は厄介な作業であり、炉の運転コストを押し上げると予想される。このため、燃料塩の連続化学処理を省いて、炉寿命の 30 年間黒鉛減速材を交換せず運転できる炉として FUJI-U3が提案された。
予算規模・体制	未定
許認可状況	・未定（MSR について安全基準・ガイドラインが提案されている）
実現性・経済性	<実現性> ・複数タイプの型の概念設計が完了しており、過去に MSR の実験炉で 4 年の運転経験があるものの、詳細設計は始まっていない。 <経済性> ・グラファイト無交換で、30年運転（負荷率75%）が可能 ・転換率（平均）は1.01 ・燃料は7年半ごとに化学処理（FP 除去） ・燃料補給に関しては、自己保持型燃焼が可能 ・核分裂物（U233）消費量は、同じ電気出力のBWRの32% ・液体燃料処理の実現で、FPのみを除去した燃料にU233を加え、次サイクルに投入が可能（疑似的な連続処理） ・Pu生産量は、同じ電気出力BWRの0.1% ・MA生産量は、同じ電気出力のBWRの4%
リファレンス	・International Thorium Molten-Salt Forum, 「FUJI」、P345-352 of the book 「Advances in Small Modular Reactor Technology Developments」, IAEA, 2016 https://aris.iaea.org/Publications/SMR-Book_2016.pdf ・「自給自足型トリウム熔融塩炉の特性（三田地、山本、吉岡、杉本）日本原子力学会和文論文誌、Vol.7、No.2、p.127-133 ・“Molten-Salt Reactor FUJI and Related Thorium Cycles（R. Yoshioka, K. Furukawa, Y. Kato, K. Mitachi）”, Thorium Energy Alliance Spring Conference 2010, March 29-30, 2010, Mountain View, USA ・R. Yoshioka, M. Kinoshita; ”Liquid Fuel, Thermal Neutron Spectrum Reactors”, ”Molten Salt Reactor and Thorium Energy”, Elsevier, 2017.

システム名称	Indian Molten Salt Breeder Reactor (IMSBR)
国	インド
研究機関	Bhabha Atomic Research Centre (BARC)
燃料・冷却材・減速材	LiF-ThF ₄ -UF ₄ / LiF-ThF ₄ (ブランケット)
熱出力	~1.9GWt (850 MWe で熱効率約 45%として)
開発概要	・背景 1 ; インドの豊富な国内資源であるトリウムの有効利用 ・背景 2 ; 第 1 段階として天然ウラン重水炉でプルトニウムを作り、第 2 段階としてはトリウムをブランケットにしてプルトニウム高速炉。第3段階はウラン233を使うトリウム増殖炉としての熔融塩増殖炉で自己完結を狙う。→高速炉 ・システム概念 1 ; Loop-in-tank (次ページ上) ・システム概念 2 ; Pool-type (次ページ下) ・ループとプールと言っているが、SFR ほどの違いがあるようには見えない。プールのオプション 1 は自然循環で、燃料塩のインベントリーもポンプありの倍近くになっている。 ・状況 1 ; 燃料塩 (UF₄, ThF₄, LiF) 、精製MAFL (molten active fluoride salt loop、<700°C) ・状況 2 ; 5 MWth 概念設計 ・状況 3 ; Molten salt breeder reactor development facility として、一連の試験施設を BARC 新キャンパスに計画中(例; 腐食テスト、ポンプ熱交試験、アクティブ塩精製・分析・物性試験、フリーズバルブ、超臨界圧炭酸ガスブレイトンサイクル試験関係など)  Loop-in-tank concept of IMSBR



Pool-type concept of IMSBR, natural circulation version on the left and forced circulation version on the right

Table 26.8.1 Loop-in-tank IMSBR—major proposed design parameters

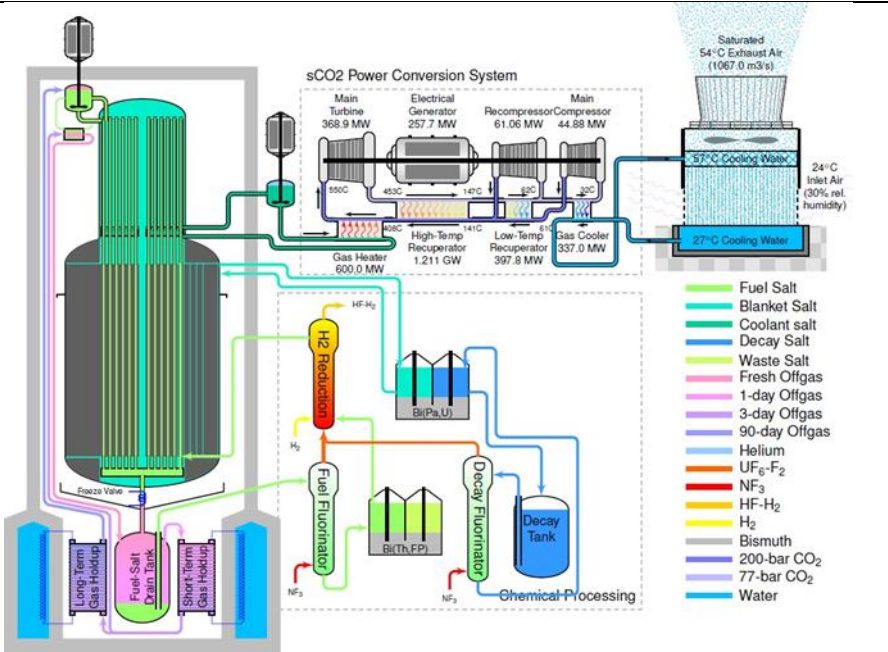
Attributes		Parameter
1.	Power	850 MWe
2.	Thermal efficiency	>45%
3.	Active core diameter/height	2 m/2.05 m
4.	Core inlet/outlet	700/800°C
5.	Fuel salt	LiF-ThF ₄ -UF ₄
6.	Blanket salt	LiF-ThF ₄
7.	Secondary salt	LiF-KF-AlF ₃
8.	Flow rate (primary)	10.9 t/s
9.	Flow rate (secondary)	6.3 t/s
10.	Velocity (core)	0.85 m/s
11.	Fuel salt inventory (total)	41.1 t (2.7 t of ²³³ U)
12.	Proposed power production system	Based on a supercritical CO ₂ Brayton cycle

Table 26.8.2 Pool-type IMSBR—major proposed design parameters

Parameters		Option 1, natural circulation	Option 2, forced circulation
1.	Power	850 MWe	
2.	Inlet/outlet temperature	650/1000°C	650/800°C
3.	Power conversion efficiency	>45%	
3.	Fuel salt/blanket salt	LiF-ThF ₄ -UF ₄ /LiF-ThF ₄	
4.	Secondary/tertiary coolant	FLiNaK/supercritical CO ₂	
5.	Total fuel salt inventory	74.6 t (5.22 t of ²³³ U)	55 t (3.64 t of ²³³ U)
6.	Velocity in the core	0.2 m/s	0.77 m/s
7.	Primary/secondary pump power	—/0.65 MW	0.71 MW/0.65 MW

予算規模・体制	・規模 ・体制
許認可状況	・状況 1 ・状況 2
実現性・経済性	・実現性；現在インドは温暖化対策の一環として大型の軽水炉を海外から大量に導入する計画。ももとの 3 段階計画の位置づけは？基礎は強いが、製造技術などついていけないのでは？ ・経済性
リファレンス	Molten Salt Reactors and Thorium Energy

システム名称	Liquid-Fluoride Thorium Reactor (LFTR)	
国	米国	
研究・開発機関	Flibe Energy, Inc.	
燃料・冷却材・減速材	熔融塩燃料： ${}^7\text{LiF}\text{-BeF}_2\text{-}^{233}\text{UF}_4$ 減速材：黒鉛(Graphite)	
熱出力	600 MWt (250 MWe)	
開発概要	・コンセプト： -オークリッジ国立研究所(ORNL)の MSBR 設計を継承 -現代の規制/経済への適合のため次のように一部設計を変更： -クローズド・ブレイトンサイクル (超臨界CO₂ガスタービン電力変換システム) - モジュール建設工法 -設計原則として、(i) 固有の安全性（メルtdownなし、炉内加圧なし）、(ii) シンプル（安定かつ自己制御設計）、(iii)効率的な燃料運用、(iv)核燃料廃棄物の低減を採用	
	・主要パラメータ（上述のパラメータを除く）	
	項目	仕様
	稼働率(%)	90+
	プラント寿命(設計)	TBD
	一次系循環	強制循環
	システム圧力 (MPa)	Ambient
	炉心入口／出口温度(°C)	500/650
	原子炉冷却系形状	ループ
	電力変換システム	超臨界CO ₂ ガスタービン
	燃料濃縮度(%)	n/a (Thから生成されるU-233を使用)
	燃料サイクル	ブランケットから生成されるU-233の連続燃料交換
	主要反応度制御機構	負の温度係数、制御棒挿入
	工学的安全システムアプローチ	受動安全
	・主要なシステム構成 -主要なシステム構成は次図の通りであり、原子炉、1次ループ、中間ループ、電力変換システム、外部冷却システム、化学処理システム、オフガス取扱システム等から構成される。	

	 The diagram illustrates the sCO₂ Power Conversion System. It features a nuclear reactor core on the left, connected to a gas turbine cycle in the center. The cycle includes a Main Turbine (368.9 MW), Electrical Generator (257.7 MW), Recompressor/Compressor (61.06 MW), and another Main Turbine (44.88 MW). A Gas Heater (600.0 MW) and a High-Temp Recuperator (1.211 GW) are also shown. The system uses various salts: Fuel Salt (green), Blanket Salt (cyan), Coolant salt (blue), Decay Salt (purple), and Waste Salt (yellow). It also handles offgases: Fresh Offgas (pink), 1-day Offgas (light blue), 3-day Offgas (dark blue), and 90-day Offgas (light purple). Other components include a Fuel Fluorinator, Bi(Pu,U) and Bi(Th,FP) units, a Decay Tank, and a Chemical Processing unit. A legend on the right lists various materials and their colors: Fuel Salt (green), Blanket Salt (cyan), Coolant salt (blue), Decay Salt (purple), Waste Salt (yellow), Fresh Offgas (pink), 1-day Offgas (light blue), 3-day Offgas (dark blue), 90-day Offgas (light purple), Helium (orange), UF₆-F₂ (red), NF₃ (yellow), HF-H₂ (light green), H₂ (dark green), Bismuth (grey), 200-bar CO₂ (dark blue), 77-bar CO₂ (light blue), and Water (dark blue). The system also includes a Gas Cooler (337.0 MW) and a Gas Heater (600.0 MW). The overall power output is 600.0 MW.
予算規模・体制	・ 予算規模 不明 -2018年 7月: DOE award announcement for Advanced fluorination development work ・ 開発体制 ・ 民間企業である Flibe Energy による開発 -Flibe Energy は 2011 年に Kirk Sorensen により設立された民間企業 (a private technology developer) -Kirk Sorensenが代表 (President)かつ主任技術者 (Chief Technologist) であり、エンジニア、科学者、核物理学者のチームを保有
許認可状況	・ 開発の初期段階であり、許認可活動は未着手。他の活動は次の通り。 - 2015 年 10 月: LFTR に係る EPRI レポート発行
実現性・経済性	・ 現実性 ・ EPRI 2015 Technical Report における技術成熟レベル(Technical Readiness Level(TRL))評価は次の通り。 - 現段階では機器の最終決定がなされておらず設定は困難 - 化学プロセス機器等に TRL3 以下となる機器があるため、通常、全システムの TRL はこれと同等の評価となる

	TRL の定義および各機器の TRL は次表の通り。 <table><tr><th>TRL 1</th><th>TRL 2</th><th>TRL 3</th><th>TRL 4</th><th>TRL 5</th><th>TRL 6</th><th>TRL 7</th><th>TRL 8</th><th>TRL 9</th></tr><tr><td>Exploratory Research</td><td>Concepts Formulated</td><td>Proof of Concept Validated</td><td>Subsystem Validation</td><td>System Validated</td><td>Early Demonstration</td><td>Demonstration</td><td>Early Commercial Deployment</td><td>Commercialization</td></tr></table> Research Development Demonstration Deployment Gate Stage 1 Gate Stage 2 Gate Stage 3 Gate Stage 4 <table><thead><tr><th>Component</th><th>TRL</th></tr></thead><tbody><tr><td>Reactor Vessel Internals</td><td>5</td></tr><tr><td>Core Control System</td><td>5</td></tr><tr><td>Emergency Shutdown Systems</td><td>4</td></tr><tr><td>Internal Heat Exchanger</td><td>5</td></tr><tr><td>Reactor Vessel</td><td>6</td></tr><tr><td>Piping</td><td>5</td></tr><tr><td>Coolant Salt Pump</td><td>6</td></tr><tr><td>Primary Heat Exchanger</td><td>6</td></tr><tr><td>Primary Loop Redox Control System</td><td>5</td></tr><tr><td>Instrumentation</td><td>9</td></tr><tr><td>Drain Tank Coolant Heat Exchanger</td><td>4</td></tr><tr><td>Coolant Salt Loop Components</td><td>6</td></tr><tr><td>Containment</td><td>5</td></tr><tr><td>Fuel Salt Pump</td><td>6</td></tr><tr><td>Combiner Tank</td><td>3</td></tr><tr><td>Gas Separator</td><td>3</td></tr><tr><td>Bubble Generator</td><td>4</td></tr><tr><td>Fuel Salt Drain Tank</td><td>5</td></tr><tr><td>Fuel Salt Catch Pan</td><td>4</td></tr></tbody></table>	TRL 1	TRL 2	TRL 3	TRL 4	TRL 5	TRL 6	TRL 7	TRL 8	TRL 9	Exploratory Research	Concepts Formulated	Proof of Concept Validated	Subsystem Validation	System Validated	Early Demonstration	Demonstration	Early Commercial Deployment	Commercialization	Component	TRL	Reactor Vessel Internals	5	Core Control System	5	Emergency Shutdown Systems	4	Internal Heat Exchanger	5	Reactor Vessel	6	Piping	5	Coolant Salt Pump	6	Primary Heat Exchanger	6	Primary Loop Redox Control System	5	Instrumentation	9	Drain Tank Coolant Heat Exchanger	4	Coolant Salt Loop Components	6	Containment	5	Fuel Salt Pump	6	Combiner Tank	3	Gas Separator	3	Bubble Generator	4	Fuel Salt Drain Tank	5	Fuel Salt Catch Pan	4
TRL 1	TRL 2	TRL 3	TRL 4	TRL 5	TRL 6	TRL 7	TRL 8	TRL 9																																																			
Exploratory Research	Concepts Formulated	Proof of Concept Validated	Subsystem Validation	System Validated	Early Demonstration	Demonstration	Early Commercial Deployment	Commercialization																																																			
Component	TRL																																																										
Reactor Vessel Internals	5																																																										
Core Control System	5																																																										
Emergency Shutdown Systems	4																																																										
Internal Heat Exchanger	5																																																										
Reactor Vessel	6																																																										
Piping	5																																																										
Coolant Salt Pump	6																																																										
Primary Heat Exchanger	6																																																										
Primary Loop Redox Control System	5																																																										
Instrumentation	9																																																										
Drain Tank Coolant Heat Exchanger	4																																																										
Coolant Salt Loop Components	6																																																										
Containment	5																																																										
Fuel Salt Pump	6																																																										
Combiner Tank	3																																																										
Gas Separator	3																																																										
Bubble Generator	4																																																										
Fuel Salt Drain Tank	5																																																										
Fuel Salt Catch Pan	4																																																										
リファレンス	・ http://flibe-energy.com/ ・ IAEA, Advances in small modular reactor technology developments, 2018 Edition, 2016Edition ・ EPRI 2015 Technical Report, Program on Technology Innovation: Technology Assessment of a Molten Salt Reactor Design, The Liquid- Fluoride Thorium Reactor (LFTR) ・ Kirk Sorensen, Flibe Energy, ThEC2018, October 29, 2018, “Reimagining Nuclear Energy with Molten-Salt Technology”																																																										

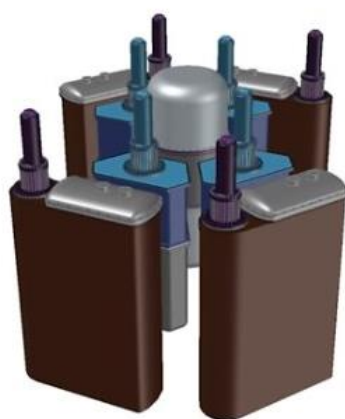
システム名称	Molten Chloride Salt Fast Reactor
国	USA
研究機関	Elysium Industries
燃料・冷却材・減速材	・塩化物溶融塩 DU, LEU, SNF, WGPu, RGPu, Th, Unat すべて可 ・10% Pu(WG/RG) + 90%使用済燃料、1 トンの使用済燃料/年 ・>5 % to >20 % 235U、減速材無
熱出力	・110 - 2700 MWth (Flexible)、50 - 1200 MWe (Flexible)[1] ・4/10/200/400/500/800/1000/1200/3000/5000 MWth (flexible)[2]
開発概要	・背景[1] ・Elysium Industries社のCTOで同社共同出資者のEd Pheil氏は、多種の炉の設計・運転に関わり、IAEAの安全保障分野のコンサルも務める ・塩化物はフッ化物よりもLi、Beの添加なしで約300°C低く溶融 ・Liを使用しないことでトリチウム発生の問題なし ・原子力が直面する問題に対処し、クリーン、低コストかつベースロード電源となる発電方法を提供する ・使用済燃料および兵器級 Pu を有用なエネルギーへ変換する ・システム概念[1-3] ・塩化物を用いた溶融塩高速炉 ・出力、燃料、炉形状、増殖比をフレキシブルに変更可能 ・システム概念： ・高速中性子スペクトル領域を利用 ・炉心出口温度：750～1,000°C ・炉心入口温度：600～650°C ・運転圧力：常圧（循環ポンプ圧力） ・運転期間は40年から100年を想定。実際には原子炉容器損傷評価要 ・燃料として、劣化ウラン、使用済燃料、Pu等を塩化物化して使用 ・核不拡散の観点から常に兵器用グレードのPuは混合して使用 ・燃料塩の精製は炉システムから分離してバッチ処理で行う 希ガスは吸着材で分離する ・使用済燃料の再処理オプションは2つ。塩の酸化物分離が課題 ①：既設軽水炉からのSNFを剪断した後、別途Puを混ぜる方法(PUREX法の1/100のコスト) ②：既設軽水炉からのSNFを剪断後、Puは混ぜず、一部Uを抽出(①よりも高くなるが、10倍のコストまで)



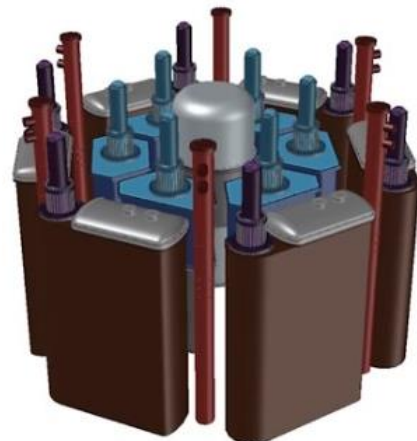
**4MWe / 10 MWth
200 Mwe / 500MWth**



400 Mwe / 1000MWth



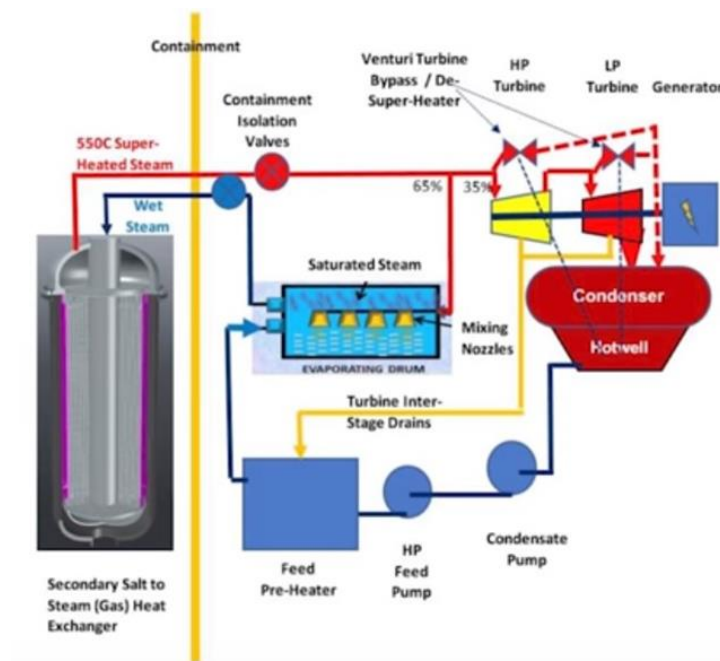
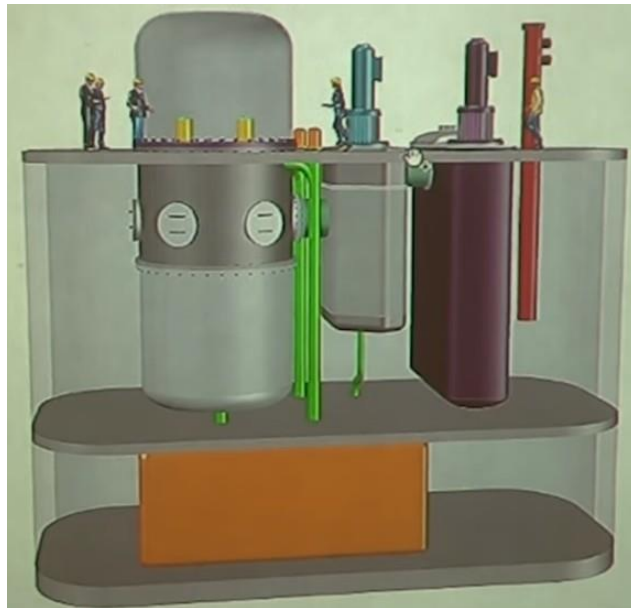
800 Mwe / 2000MWth



**1200 Mwe / 3000MWth
5000 MWth proc. heat**

- ・クローズサイクル
- ・使用済燃料からの燃料転換は電中研で開発された塩化物乾式法などを検討
- ・オンラインで FP ガス除去 (30 分毎) FP 貴金属粒子フィルター除去 (4 時間毎) 可溶希土類 FP抽出 (40 リットル/日) 他の U・Pu・MA・可溶FP の分離無
- ・FP 回収率は 90%程度でよい
- ・40-100 年運転可

・ ガラス固化/SS 管等で処分



・ 地下に埋めることにより航空機の衝突や竜巻等から守り、また FP リーク時の拡散を抑制できる

・ 状況[2-5]

・ いくつかの DOE, DOE-GAIN プロジェクトのもと、モデリングや燃料転換などの実証を進めている

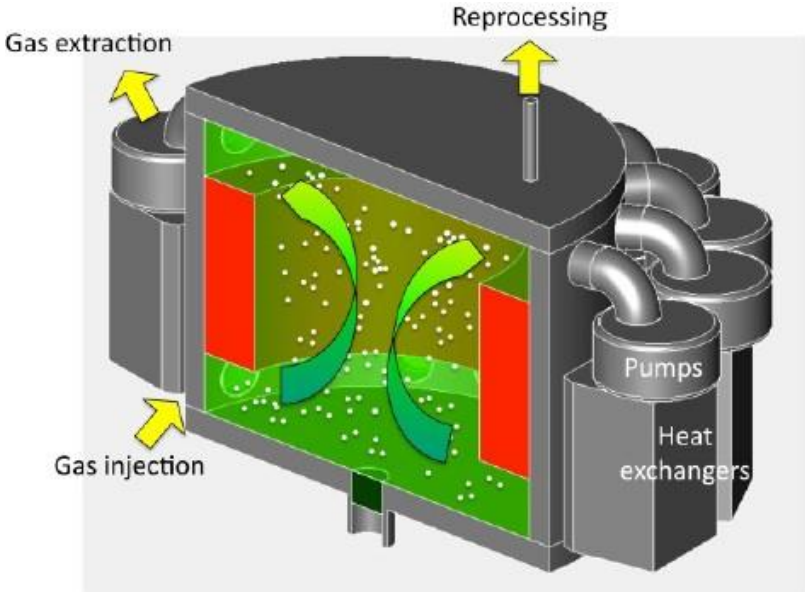
・ ^{37}Cl 濃縮が必要？

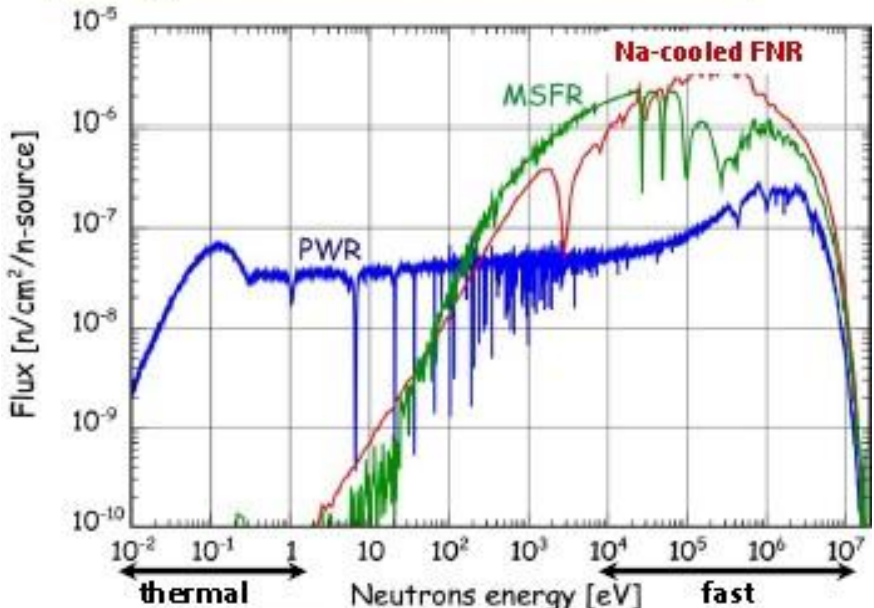
予算規模・体制

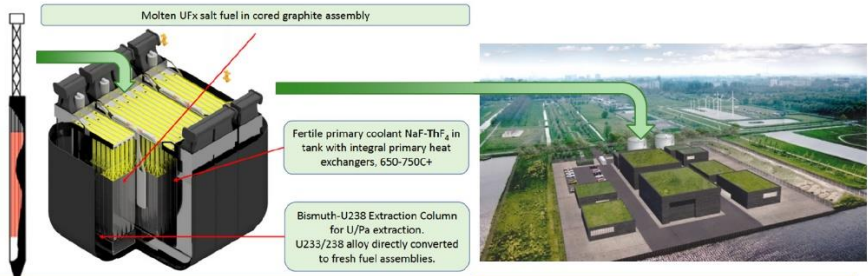
・ 2017 年 DOE GAIN プロジェクト[4]

・ 課題名 : Synthesis of Molten Chloride Salt Fast Reactor Fuel Salt from Spent Nuclear Fuel

	・規模：30 万ドル? ・INL にて照射 MOX 燃料を塩化物に転換できることを実証する ・体制：Elysium Industries – INL – ANL ・2018 年 DOE [5] ・課題名：Modeling and Optimization of Flow and Heat Transfer in Reactor Components for Molten Chloride Salt Fast Reactor Application ・規模：320 万ドル(DOE256 万ドル、他 64 万ドル) ・MCSFR用の炉容器内、熱交換機の流体特性をモデリングする ・2018 年 DOE GAIN プロジェクト[4] ・課題名：Assessing Fuel Cycle Options for Elysium Molten Chloride Salt Fast Reactor from Spent Nuclear Fuel, Plutonium, and Depleted Uranium ・規模：50 万ドル? ・使用済燃料、Pu の使用など様々な燃料オプションが可能であることを実証する ・体制：Elysium Industries USA Boston– ANL
許認可状況	・概念設計のみ？ 不明 まず 10 MW 級の小型炉の開発を進める[2]
実現性・経済性	・実現性 不明 ・経済性[1-3] 低圧運転が可能、その他溶融塩炉の特性（固体燃料製造不要など）により経済性は良いと記載あり（具体的な初期コスト等は不明）
リファレンス	[1] Elysium Industries HP http://www.elysiumindustries.com/ [2] Presentation at Thorium Energy Alliance Conf. #10 on Oct 1st, 2019. https://www.youtube.com/watch?v=_ou_xswB2b0 [3] Presentation at Thorium Energy Alliance Conf.#10 on Aug 21st, 2017. https://www.youtube.com/watch?v=aHsljVnY6oI [4] GAIN website https://gain.inl.gov/SitePages/Nuclear%20Energy%20Vouchers.aspx https://gain.inl.gov/VoucherSummaries/RFA-17-14592_Elysium-R3.pdf [5] DOE https://www.energy.gov/articles/secretary-energy-rick-perry-announces-60-million-us-industry-awards-support-advanced その他、 [6] Symposium on Thorium and Molten Salt Fast Reactor (2021.5.18) “Molten Chloride Salt Fast Reactor (MCSFR)” Dr. Ed Pheil [7]https://thoriumenergyalliance.com/wp-content/uploads/2020/02/Elysium-MCSFR-TEAC10-Update.pdf [8]https://thoriumenergyalliance.com/wp-content/uploads/2020/02/ElysiumIndustries_ThoriumEnergyAlliance-2017-8-21.pdf

システム名称	MSFR (Molten Salt Fast Reactors)																
国	EU, GEN-IV																
研究機関	Gen-IV, International Forum, CNRS (French National Research Center), SAMOFAR, EVOL																
燃料・冷却材・減速材	77.5 mol% LiF and ThF ₄ 22.5mol%																
熱出力	3000 MWth																
開発概要	・背景 長期的に見て、高速炉を固体燃料から熔融塩にしようという動きがある 大きな負のフィードバック反応度による安全性の高い高速炉熔融塩技術、 材料科学に関する技術開発がなお必要 ・システム概念 <table border="1"> <tr> <td>燃料塩温度</td><td>750 °C</td></tr> <tr> <td>燃料塩温度上昇</td><td>100 °C</td></tr> <tr> <td>増殖比</td><td>1.1</td></tr> <tr> <td>反応度フィードバック</td><td>-5 pcm/K</td></tr> <tr> <td>炉心寸法</td><td>直径 2.26 m, 高さ 2.26 m</td></tr> <tr> <td>燃料塩体積</td><td>18 m³ (½炉心, ½外部循環)</td></tr> <tr> <td>ブランケット塩体積</td><td>7.3 m³</td></tr> <tr> <td>燃料塩サイクル</td><td>3.9 秒</td></tr> </table> 16 基のポンプと熱交換器, 緊急時は下部からドレイン  固体減速材は無使用	燃料塩温度	750 °C	燃料塩温度上昇	100 °C	増殖比	1.1	反応度フィードバック	-5 pcm/K	炉心寸法	直径 2.26 m, 高さ 2.26 m	燃料塩体積	18 m ³ (½炉心, ½外部循環)	ブランケット塩体積	7.3 m ³	燃料塩サイクル	3.9 秒
燃料塩温度	750 °C																
燃料塩温度上昇	100 °C																
増殖比	1.1																
反応度フィードバック	-5 pcm/K																
炉心寸法	直径 2.26 m, 高さ 2.26 m																
燃料塩体積	18 m ³ (½炉心, ½外部循環)																
ブランケット塩体積	7.3 m ³																
燃料塩サイクル	3.9 秒																

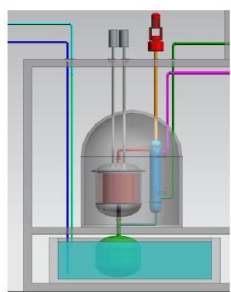
	Design of the 'reference' MSFR  ・燃料サイクルシステムの概要 簡素化された燃料サイクルが可能、バッチ式のオンライン再処理想定(10–40 L/day)、増殖乃至はバーナー
予算規模・体制	・炉心計算に加え溶融塩や材料に関する基礎的な R&D から実施されている．論文，プロシーディングス，年報など多数公開 ・Gen-IV, SAMOFAR project, EVOL project
許認可状況	・なし
実現性・経済性	・実現性 基礎研究段階 ・経済性現在未検討
リファレンス	E. Merie-Lucotte et al., Fast Reactor International Conference 2013, Paris, France 等 http://lpsc.in2p3.fr/index.php/en/?option=com_content&view=article&id=183 (資料を多数入手可能)

システム名称	Stable Salt Reactor for Thorium Breeder (SSR-Th)
国	英国
研究機関	Moltex Energy
燃料・冷却材・減速材	5% ²³³ UFx 燃料・NaF-ThF ₄ 一次冷却材・NaF-KF-ZrF ₄ 二次冷却材・Bi- ²³⁸ U ブランケット
熱出力	150MWth
開発概要	・システム概念 ・角形のモジュール構造炉心をモジュールごとに拡張可能で、150MW～1200MW に対応。 ・トリウムは希土類の採掘から生じる廃棄物でウランの 3 倍の埋蔵量がある。第二世代のSSRで、劣化ウランとトリウムから新しい核燃料を生成する。 ・燃料塩はベント付きの燃料管に保持される。SSRでは危険な核分裂生成物はガスではなく安定した化合物を形成するため、ベントガスは安全である。 ・燃料管は、従来のPWRと同様の燃料集合体にまとめられ、炉心モジュールを形成する支持構造に保持される。 ・タンクには常圧でナトリウムのように空気や水と激しく反応することのない安全な溶融塩冷却材が充填される。二次系の冷却塩は、一次冷却塩から特許取得済みの GridReserveエネルギー貯蔵システムに熱を取り込む。 ・GridReserveは、電力生産が不要な際はギガワット規模の熱エネルギーを溶融塩貯蔵タンクに貯蔵する。たとえば再生可能エネルギーがオフになり電力需要が高まると、プラントは原子炉と貯蔵タンクから熱を移送して発電する。これは、集中型太陽光発電プラントと同じで、1GW の原子炉を 3GW のピークプラントに変える。 ・燃料交換は、使用済み燃料集合体を炉心から取り出し、新しい集合体と交換するだけで、ほぼオンラインの燃料補給プロセスが実現できる。 ・全体の構造はシンプルで、高压システムや可動部品がほとんどなく、専門の鋳造所を必要とする圧力容器も不要である。 ・原子炉は空気の流れによって自動的に冷却され、事故時の過熱に対する完全なセキュリティを提供する。  図 SSR システム概念図
予算規模・体制	・概念検討段階だが、英国（2018 年、300k£）米国（2020 年、4.5M\$）カナダ原子力研究所(2020 年、金額不明)などから SSR シリーズ開発のサポートを受けている ・TRISO 燃料部の流動など、要素技術開発用の試験装置での試験が実施されている
許認可状況	・カナダの電力会社が 2030 年の建設を目指して設計のレビューを行ってい

	る ・同社が英国の Generic Design Assessment (GDA)の手続きを進めている
実現性・経済性	・実現性 フッ化物溶融塩燃料炉の過去の知見を活用できる可能性がある 非加圧システム、炉心の全部品を工場で製作可能、既存構造材が使用可能としている ・経済性 モジュール化・燃料のホットスワップが可能等のため、50 \$/MWhr 強と評価（英国の原発の発電コストは 140 \$/MWhr と評価）
リファレンス	Moltex Energy Web サイト https://www.moltexenergy.com A.Owens, “Stable Salt Reactors – A roadmap to Thorium”, ThEC18 presentation (2018).

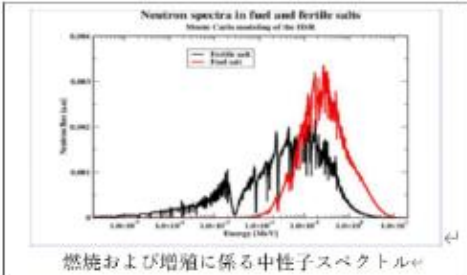
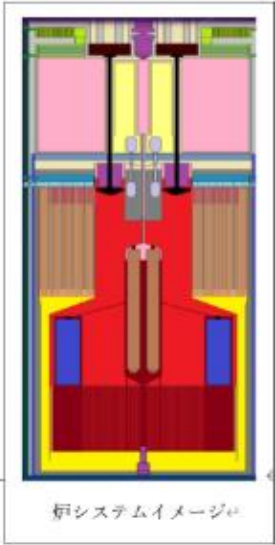
システム名称	ThorCon
国	アメリカ
研究機関	ThorCon US, Inc. 及びThorcon-PAL Indonesia
燃料・冷却材・減速材	NaF-BeF ₂ -ThF ₄ -UF ₄ (76, 12, 10, 2 mol%), U-235 濃縮度 19.75% ・ NaF-BeF ₂ (57, 43 mol%) ・ 黒鉛
熱出力・電気出力	557 MW (per module) ・ 250 MW (per module)
開発概要	・ 背景 ThorCon は、トリウム-ウランの液体燃料を用いた熔融塩炉である。新しい技術を用いず、これまでの造船技術、火力発電技術、熔融塩炉技術を活用し、入手できる材料のみを使うことで、エンジニアリングのみで構築できることを特徴とする熔融塩炉である。 ・ システム概念（構成） 2つの反応容器と1つの超臨界タービン発電機、ガス絶縁開閉装置、蒸気発生器などをひとつの単位として構成されている。システムは1単位以上で構成される。また、これらをモジュールとして構成することが可能な原子炉となっている。燃料は容易に交換できるようになっており、4年ごとに反応容器を切り替える仕様となっている。 ・ システム概念（反応容器） 反応容器内では、黒鉛減速材中でトリウムとウランを含む熔融塩が液体燃料として循環し、熔融塩中に含まれるウランの核分裂で熔融塩を 704°Cまで加熱、熱交換器で 565°Cまで冷やされ、熱交換と発電機を介して電力変換される。また、一部のトリウムが核分裂性のウランへと変換される。反応容器内の圧力は低く（3bar gage）高さ 4.9 m、直径 5.6 m であり、従来の軽水炉と比較して、低圧力であり、小型である。 ・ システム概念（安全機能） 反応容器下にはドレンタンクが設置されており、熔融塩が落下した場合においても、ドレンタンクで熔融塩を保持する構成となっている。ドレンタンクには減速材がないため反応が抑制され、核分裂で加熱されることがない。また、ドレンタンクの周辺部には冷水壁があり、除熱される構成となっており、除熱効率を高めるためドレンタンクは小分けにされて、除熱されるために十分な面積を確保している。 ・ システム概念（電力変換） 4つの熱媒体ループで構成されている。①NaF-BeF₂-ThF₄-UF₄, ②NaF-BeF₂, ③NaNO₃-KNO₃(55, 45 mol%), ④超臨界蒸気。これらを介して、タービンを回している。これによって、ThorCon は高温で運転が可能となっており、従来の軽水炉では発電効率が 33%であるものと比較して、46%へと向上でき、コスト低減を可能としている。 ・ システム概念（発電機） 高温の発電システムとして、火力発電と同様なシステムを用いている。さらに、NaNO₃-KNO₃の熔融塩を組み込むことで、超臨界蒸気前に高圧なシステムを導入しない構成を実現している。また、小型ボイラーとタービンを設置することで、外部電源なしに再稼働できるような構成としている。 ・ 再処理・サイクル概念 下図参照（バッチ燃料交換方式） ・ 状況 ThorConはインドネシアへ 3.5 GW まで導入する計画を進めている。

	Diagram illustrating the ThorCon nuclear reactor system and its fuel cycle. Reactor Components: - Hatch lifting eyes - Sand filled 3 meter wide double roof 3 meter wide double sides 3 meter wide double bottom 2 silos in each power module - Header tank and pump - Primary heat exchanger - Off gas cooling tanks - Pressurizer - Cold wall - Secondary salt loop Fuel Cycle Flowchart: - Inputs: 72.52 t natural U, 48.10 t natural U - Enrichment: enrich to 19.7%, 4.5 SWU/kg product, 0.2% tails - Outputs: 1.93 t U, 1.28 t U, 70.59 t depleted U, 46.82 t depleted U - Reactor: 500 MW ThorCon, 91% Capacity Factor - Reactor Inputs: 1.93 t U, 0.62 t F, 0.41 t F - Reactor Outputs: 4.000.000.000 kWh, 5.54 t NaF, 0.99 t BeF₂, 4.35 t ThF₄, 13.43 t spent fuel - Fluoride Volatility: 11.92 t spent fuel, 1.51 t U - Enrichment: enrich to 19.7%, 4.5 SWU/kg product, 0.2% tails - Enrichment Inputs: 1.51 t U, 0.65 t U - Enrichment Outputs: 0.86 t depleted U - Dry Cask Storage: 1 cask every 4 years Spent Fuel Isotopes (kg): <table border="1"> <thead> <tr> <th>U isotopes</th> <th>kg</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>U238</td> <td>1322</td> </tr> <tr> <td>U235</td> <td>78</td> </tr> <tr> <td>U233</td> <td>51</td> </tr> <tr> <td>U236</td> <td>41</td> </tr> <tr> <td>U234</td> <td>13</td> </tr> <tr> <td>U232</td> <td>0.05</td> </tr> <tr> <td>Total</td> <td>1505</td> </tr> </tbody> </table>	U isotopes	kg	U238	1322	U235	78	U233	51	U236	41	U234	13	U232	0.05	Total	1505
U isotopes	kg																
U238	1322																
U235	78																
U233	51																
U236	41																
U234	13																
U232	0.05																
Total	1505																
予算規模・体制	- 規模：12 億ドル - 体制：ThorCon-PAL Indonesia																
許認可状況	- 米国での許認可に 10億ドル、10年以上かかると試算している。 - インドネシアで許認可を得る計画を進めている。																
実現性・経済性	- 実現性：Oak Ridge National Laboratories 等の研究実績を活用 - 経済性：建設コスト 800～1000 ドル/kW, 発電コスト 3 セント/kWh																
リファレンス	http://thorconpower.com/ https://www.reuters.com/article/us-indonesia-nuclearpower-idUSKCN1UD0D0																

システム名称	TMSR-LF ₂ /TMSR-LF Small Modular Demo-Reactor/TMSR-LF150																																	
国	中華人民共和国																																	
研究機関	中国科学院（CAS）・上海応用物理研究所（SINAP）																																	
燃料	燃料塩：不明（参考）TMSR-LF1：LiF-BeF ₂ -ZrF ₄ -UF ₄ -ThF ₄ ）																																	
冷却材	冷却材：不明（参考）TMSR-LF1：LiF-BeF ₂ ）																																	
減速材	減速材：Graphite																																	
熱出力	（参考）TMSR-LF1：2MWt） TMSR-LF Small Modular Demo-Reactor：373MWt/168MWe TMSR-LF150：150MWt/60MWe																																	
	・1970～1971：SINAP はゼロパワーの MSR を建設。 ・～2019：モックアップシミュレータ（TMSR-0：370kW、1/3 スケール、FLiNaK 冷却材）によるキー技術・装置の実証（2019.6 完成） ・～2020 実験炉（TMSR-LF1：2MWt）建設予定 （2019 年発表資料からは、これまで併記されていた TMSR-SF1：10MWt を削除） ・～2030 実証炉（TMSR-LF2：100MWe および TMSR-SF：100MWe）の建設予定 （2018 年発表資料には TMSR-LF2 として、TMSR-Small Modular Demo-Reactor：168MWe、2019 年発表資料には再エネの出力変動を吸収する 3 次系の熔融塩バッファタンクを設置した TMSR-LF150：60MWt がそれぞれ記載） ・コンポーネント（熔融塩用ポンプ、フリーズバルブ、熱交換機、制御棒試験装置、耐食材料・グラファイト等の材料開発）の R&D を実施、材料については規格化も実施。 ・システム概念																																	
開発概要	TMSR-LF Small Modular Demo-Reactor TMSR-LF150  TMSR-LF Small Modular Demo-Reactor Nuclear island parameter <table><thead><tr><th>Design Parameters</th><th>value</th></tr></thead><tbody><tr><td>Electric power</td><td>168MWe</td></tr><tr><td>Thermal power</td><td>373MWth</td></tr><tr><td>Core diameter / height</td><td>4.8m/5.0m</td></tr><tr><td>Primary vessel diameter / height</td><td>5.2m/6.0m</td></tr><tr><td>Uranium enrichment</td><td>19.75%</td></tr><tr><td>The final loaded U / Th ratio</td><td>1:1</td></tr><tr><td>Initially loaded uranium</td><td>2100kg</td></tr><tr><td>Initially loaded thorium</td><td>15700kg</td></tr><tr><td>Adding mass of uranium per day</td><td>1.08kg</td></tr><tr><td>Burnup</td><td>330GWd/TU</td></tr><tr><td>The number of control rods</td><td>6</td></tr></tbody></table><table><thead><tr><th>Design Parameters</th><th>value</th></tr></thead><tbody><tr><td>The shape of graphite component</td><td>Hexagonal prism</td></tr><tr><td>Length of side</td><td>26cm</td></tr><tr><td>Diameter of molten salt</td><td>8.63cm</td></tr></tbody></table>		Design Parameters	value	Electric power	168MWe	Thermal power	373MWth	Core diameter / height	4.8m/5.0m	Primary vessel diameter / height	5.2m/6.0m	Uranium enrichment	19.75%	The final loaded U / Th ratio	1:1	Initially loaded uranium	2100kg	Initially loaded thorium	15700kg	Adding mass of uranium per day	1.08kg	Burnup	330GWd/TU	The number of control rods	6	Design Parameters	value	The shape of graphite component	Hexagonal prism	Length of side	26cm	Diameter of molten salt	8.63cm
Design Parameters	value																																	
Electric power	168MWe																																	
Thermal power	373MWth																																	
Core diameter / height	4.8m/5.0m																																	
Primary vessel diameter / height	5.2m/6.0m																																	
Uranium enrichment	19.75%																																	
The final loaded U / Th ratio	1:1																																	
Initially loaded uranium	2100kg																																	
Initially loaded thorium	15700kg																																	
Adding mass of uranium per day	1.08kg																																	
Burnup	330GWd/TU																																	
The number of control rods	6																																	
Design Parameters	value																																	
The shape of graphite component	Hexagonal prism																																	
Length of side	26cm																																	
Diameter of molten salt	8.63cm																																	

	  Main parameters <table><tr><th>Parameters</th><th>Value</th><th>Parameters</th><th>Value</th></tr><tr><td>Thermal Power</td><td>150MW</td><td>Fuel</td><td>U, Th or TRUs</td></tr><tr><td>Electricity Power</td><td>60MW</td><td>Burnup</td><td>≥250GWd/tU</td></tr><tr><td>Life time of power station</td><td>60-80 y</td><td>Power of Thorium</td><td>≥20%</td></tr><tr><td>Modular replace period</td><td>10 y</td><td>Temperature of core in/out</td><td>600°C/700°C</td></tr><tr><td>Fuel batched processing period</td><td>10 y</td><td>Load factor</td><td>≥95%</td></tr></table> ・残留熱除去系はパッシブな自然循環除熱。 ・TMSR-LF Small Modular Demo-Reactor（168MWe）は 8 年（TMSR-LF150（60MWe）は 10 年）でコンポーネントはモジュール交換。モジュール交換と併せて燃料も交換。	Parameters	Value	Parameters	Value	Thermal Power	150MW	Fuel	U, Th or TRUs	Electricity Power	60MW	Burnup	≥250GWd/tU	Life time of power station	60-80 y	Power of Thorium	≥20%	Modular replace period	10 y	Temperature of core in/out	600°C/700°C	Fuel batched processing period	10 y	Load factor	≥95%
Parameters	Value	Parameters	Value																						
Thermal Power	150MW	Fuel	U, Th or TRUs																						
Electricity Power	60MW	Burnup	≥250GWd/tU																						
Life time of power station	60-80 y	Power of Thorium	≥20%																						
Modular replace period	10 y	Temperature of core in/out	600°C/700°C																						
Fuel batched processing period	10 y	Load factor	≥95%																						
予算規模・体制	・中国科学院（CAS）TMSR プロジェクト費用 （2011-2017）2.17B 人民元（2018-2020）500M 人民元（5 億人民元≒約 75 億円） ・上海応用物理研究所（SINAP）TMSR プロジェクト費用 （2015-2017）115M 人民元（～2025）～800M 人民元（8 億人民元≒約 120 億円）																								
許認可状況	・TMSR-LF1 について初期設計について CAS 内のエキスパートレビュー終了（2018.6） ・TMSR-LF1 について PSAR 終了予定（2019.8（結果未確認） ・TMSR-LF1 について武威（Wuwei）サイトの環境影響レポート承認済み（2019.12.2）																								
実現性・経済性	・実現性：少なくとも実験炉の TMSR-LF1（2 MWt）は建設されると思われる。 ・経済性：TMSR-LF Small Modular Demo-Reactor（168 MWe）石炭火力よりも安いという記載。																								
リファレンス	・Progress of TMSR in China（2018.7.14 自民党熔融塩日米中国国際フォーラム） http://www.owaki.info/etc/msr20180614/Progress%20of%20TMSR%20in%20China.pdf ・Research Progress of TMSR design（2019.7.4-5SAMOFAR（Safety Assessment of the Molten Salt Fast Reactor - MSFR）Meeting） http://samofar.eu/wp-content/uploads/2019/07/2019-TMSR-																								

	SAMOFAR%E2%80%94%E2%80%94Yang-ZOU-PDF-version-1.pdf ・建設段階の環境影響レポートの承認 http://www.mee.gov.cn/xxgk/2018/xxgk11/201912/t20191205_745792.htm
--	---

システム名称	HSR ATLAS (Hard Spectrum Reactor Advanced Transuranic Liquid Atomic System)
国	仏国
研究機関	ARISTOS POWER 社
燃料・冷却材・減速材	・ HSR ATRAS 燃 料：NaCl-UCl₃-PuCl₃+FPCl_x（燃料管（循環しない）） ブランケット燃料・冷却材：NaCl-KCl-UCl₃ + PuCl₃ + FPCl_x 2 次系：NaCl-ThCl₄、3 次系：水・蒸気系 ・ 当初設計（2015-2019）の HSR 1) 燃 料：NaCl-UCl₃-PuCl₃+FPCl_x（燃料管（循環しない）） 冷却材：液体鉛 2 次系：液体鉛、3 次系：水・蒸気系
熱出力	・ HSR ATRAS ：HSR 1 と比較して 4 倍の熱を抽出 ・ HSR ：150～300MWth
開発概要	・ 背景： - HSR 1 で検討していた液体鉛ループを溶融塩（ブランケット燃料としても機能する）に変更し、多重増殖と燃焼（Multifil Breed and Burn）する設計。 ・ システム概念： - 高速中性子スペクトル領域を利用し、増殖比は 1.0 以上 - 燃料取替不要概念 - HSR ATLAS では循環しない外殻として鉛板を設置し放射線防護と中性子反射体に利用する。この変更により運転温度を当初設計（HSR 1）の 750℃から 850℃に上昇可能 - タングステン-タンタル合金コア（燃料管）からモリブデン合金コアに変更し、中性子経済の向上 - 受動的安全機能、自然体流冷却  燃焼および増殖に係る中性子スペクトル  HSR ATLAS プラントイメージ  炉システムイメージ

予算規模・体制	• 規模：不明 • 体制：不明
許認可状況	• 状況：不明
実現性・経済性の見 通し	• 実現性：不明 • 経済性：不明
リファレンス	• Symposium on Thorium and Molten Salt Fast Reactor (2021.5.18) “Hard Spectrum Reactor (HSR)” Dr. Andrei Andrei • http://www.thoriumenergyworld.com/uploads/6/9/8/7/69878937/ari_stos_power_thecl8_slides.pdf

まとめ

トリウム資源が豊富なインドを始め、アジア、欧州、米国と世界の原子力利用国で研究開発が進んでいる。燃料には、米国 FHR 及びインド IHTR がウラン・トリウムの球状（ペブル）を採用するほかは溶融塩を用いるシステムであった。デモ炉やモジュラー炉級の数 100MW から発電炉級で最大で約 5GW までの提案がある。液体燃料炉は、燃料に関わる熱的設計制限が緩和されることもあり、大出力炉の提案が見られた。

多くの提案が概念検討段階で実現性は未知数と考えられる。多くの概念が米国 MSRE の経験を引用し、高い実現性が有るとする。一部に許認可を狙う概念（Thorcon-認された概念（TMSR）もあった。

②Task2 トリウムとウランの比較

トリウム炉の核燃料、原子炉、サイクルの原理的、基礎的特性を、ウランと対比して整理する。トリウム炉については、詳細設計が行われていない場合が多いので、システム設計に大きく依存しない、基礎特性、原理的特性に主眼を置き、ウランに対するトリウムの一般的特徴を比較し整理することを試みた。

2019 年春の大会での幹事会（@茨城大学）と第 4 回委員会の魚住幹事プレゼンでは、US-NRC レポート「許認可に関わる重要度・知見ランキング」（A Phenomena Identification and Ranking Table (PIRT)) のフォーマットを用いて整理することを提案した。

Table PIRT for physical properties of thorium fuel in LWRs

Phenomenon or Characteristic	Importance (H=high, M=medium, L=low)	Knowledge (U=unknown, P=partially known, K=known)	Commentary	Summary for Category
Thermal Conductivity	H	P	Thermal conductivity for thorium oxides is fairly well known, but the properties when mixed with PuO ₂ and UO ₂ at varying fractions are not well studied.	Physical properties of ThO ₂ have been studied historically though various research programs and ThO ₂ has been used in LWRs previously. The limited research that is available is positive in that the physical properties of ThO ₂ are generally preferable for use in LWRs. However, much less is known about the resulting physics properties of PuO ₂ /ThO ₂ and UO ₂ /ThO ₂ mixtures. Very little data are available for alternative fuel forms such as thorium nitrides, or other potential fuel candidates.
Thermal Expansion	H	P	Similar to thermal conductivity, thermal expansion characteristics for thorium oxides are fairly well known, but the properties when mixed with PuO ₂ and UO ₂ at varying fractions have not been well studied.	
Chemical Stability	H	P	Preliminary indications are that ThO ₂ and thorium mixed oxides are chemically more stable than PuO ₂ and UO ₂ , but further research is needed under irradiation conditions.	
Melting Temperature	H	P	The melting temperature of ThO ₂ is greater than that for UO ₂ and PuO ₂ , but the properties of mixed oxides of Pu/Th or U/Th are not well known.	
Heat Capacity	H	P	The heat capacity of ThO ₂ is lower than that for UO ₂ and PuO ₂ , and early research shows that in general, the heat capacity of mixed oxides of thorium are lower than the parent oxides; however, there is little research in this area.	

しかし「ウランに比較したトリウムの特徴」に着眼した整理とするため、フォーマットを修正することとした。

当該燃料の炉設計・サイクル設計を想定し、対象項目の特徴を定量的に説明できる知見がある場合はK(Known)、まったくない場合はU(Unknown)、どちらでもない場合はP(Partially known)とする。これにより知見の充実度を見やすくすることが心掛けた。熔融塩系に関しては物性等が溶媒塩に支配され、「ウランとトリウムの比較」の観点としての整理が困難な場合が多いことから、フッ化物塩と塩化物塩のそれぞれについて代表的な溶媒塩を挙げ、これらについての知見の充実度評価を試みた。これを受けて、対象とする溶媒塩組成はサーベイした結果に基づき以下の6種とした。①FLiBe (2LiF-BeF₂)、② FLiNaBe (58NaF-15LiF-27BeF₂)、③ 77.5LiF-22.5ThF₄、④ 56NaF-44BeF₂、⑤ 41.5NaCl-58.5MgCl₂、⑥ LiCl-NaCl-KCl (54LiCl-8NaCl-38KCl)。

また、比較表は以下のように、固体燃料については高木主査案を踏襲し、熔融塩系については上記の各熔融塩組成に対して知見を評価する(表中の①～⑥は上記の塩組成に対応します)。・酸化物燃料系については、「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」での報告を参照した。

調査項目

(A) 酸化物ペレット燃料の基礎物性についての比較*

熱伝導率、熱膨張率、化学的安定性、融点、比熱容量

(B) 酸化物ペレット燃料特性についての比較*

FP ガス生成/含有/放出、寸法変化(スウェリング/焼

(C) 熔融塩燃料の基礎物性についての比較

体積膨張率、熱伝導度、粘性、融点、密度、蒸気圧、熱容量、熔融・凝固時の体積変化

(D) 熔融塩燃料の燃料特性についての比較*

燃料塩製造、燃料塩充填、溶解度、燃料塩構成元素の同位体分離、被覆管/構造材との共存性、FP 収率の違いによるアニオンバランス変化、酸化還元電位の制御法、沈殿生成

(E) 原子核物理的特性についての比較

熱中性子断面積、共鳴領域の断面積、高速領域の断面積、娘核を含む崩壊データ、遅発中性子、核分裂収率、中性子再生率

(F) トリウム酸化物燃料炉心の核特性・安全特性についての比較

臨界性、増殖性、燃焼度、反応度係数、燃料インベントリ、制御棒価値、再臨界回避性、MA 燃焼性能

(G) 熔融塩燃料炉心の核特性・安全特性についての比較*

臨界性、増殖性、燃焼度、燃料インベントリ、制御棒価値、再臨界回避性、
MA 燃焼性能

(H) 酸化物燃料のバックエンドについての比較*

再処理法、揮発性、液液抽出での分配挙動、溶解度、沈殿生成、廃棄物の種類、ガラス固化体の FP 含有率、耐浸出性、温度制限、最終処分形態、崩壊熱・毒性の減衰特性、地層処分場安全性能

(I) 溶融塩燃料のバックエンドについての比較

塩の連続処理法、廃棄物の種類、廃棄体形態、最終処分形態、崩壊熱・毒性の減衰特性、地層処分場安全性能

(J) 溶融塩燃料の計量管理についての比較

核物質濃度分析方法、塩体積 (or 塩重量) 測定方法、塩流量測定方法

*: 調査未完了の項目

調査結果

調査結果は調査が完了したものを記載

(C) 溶融塩燃料の基礎物性についての比較

項目	フッ化物塩と塩化物塩 の大まかな特徴	知見の充実度 (U, P, K)					
		①	②	③	④	⑤	⑥
熱膨張	フッ化物塩は $1\text{E}-4$ の オーダー	K	K 2.25E- 4	K	K 1.84E- 4	U	U
熱伝導度	フッ化物塩の方が高い 傾向	K 1.0	K 0.97	K	K 0.87	K 0.50	K 0.38
粘性	フッ化物塩の方が高い 傾向	K 5.6	K 5.0	K	K 7.0	K 1.36	K 1.15
融点	両方とも塩組成に依存	K 730	K 588	P	K 613	K 718	K 618
密度	フッ化物塩の方が高い 傾向	K 1.94	K 2.00	K	K 2.01	K 1.68	K 1.515
蒸気圧	フッ化物塩の方が低い 傾向	K 1.2	K 1.7	U	K 1.4	K <2.5	K 5.8
熱容量	フッ化物塩の方が高い 傾向	K 0.58	K 0.489	K	K 0.52	K 0.258	K 0.287
溶融・凝固時 の体積変化		P	U	U	U	U	U

まとめ	融点は塩組成に依存し、熱伝導度、粘性、密度、熱容量はフッ化物塩の方が高い傾向を示し、蒸気圧は塩化物円の方が高い傾向を示す。 (③の塩を除いた特徴)
引用文献	① FLiBe [1] Guy Fredrickson, Guoping Cao, Ruchi Gakhar and Tea-Sic Yoo, “Molten Salt Reactor Salt Processing Technology Status”, p101-103, INL/EXT-18-51033, INL (2018) ② FLiNaBe [2] Guy Fredrickson, Guoping Cao, Ruchi Gakhar and Tea-Sic Yoo, “Molten Salt Reactor Salt Processing Technology Status”, p105-103, INL/EXT-18-51033, INL (2018) [3] Manohar S. Sohal, et. al., “Engineering Database of Liquid Salt Thermophysical and Thermochemical Properties”, p2, INL/EXT-10-18297, INL (2013) [4] Victor Ignatiev and Aleksander Merzlyakov, “Transport Properties of Molten-Salt Reactor Fuel Mixtures: The Case of Na, Li, Be/F and Li, Be, Th/F Salts”, Seventh Information Exchange meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, OECD/NEA (2002) ③ Ioannis Lantzou, “Molten Salt Fast Reactor: Shift from Burner to Breeder Moving on the Thorium Era” ④～⑥ ・ G. Fredrickson, et al., Molten Salt Reactor Salt Processing – Technology Status, INL/EXT-18-51033, Revision 0, August 2018. ・ 小山正史ら, 高温冶金法物性値集, 電力中央研究所報告・調査報告, T93033, 1994 年 4 月. にも、570NaF-43BeF ₂ の熱伝導度、各種組成の LiCl-KCl, LiCl-NaCl, NaCl-KCl の密度、各種組成の LiCl-KCl の粘性のデータあり。

(D) 溶融塩燃料の燃料特性についての比較

項目	フッ化物塩と塩化物塩の大まかな特徴	知見の充実度 (U, P, K)					
		①	②	③	④	⑤	⑥
燃料塩製造	いずれも混合塩であり、適切な精製や純度管理を行えば問題はない。	K	U	P			
燃料塩充填	いずれも液体での充填であり、特に問題はない。	K	P	P			
溶解度	ベース熔融塩に対する核物質の溶解度は各々異なる。特に PuF ₃ 等の 3 価の熔融塩の溶解度が制限になることがある。塩化物については不明の点が多い。	K	U	P			
燃料塩構成元素の同位体分離	濃縮 Li については、既に PWR で使用されており、中国では熔融塩実験炉用に製造しつつある。濃縮 Cl については原理的な実証実験も見当たらない。	P	P	P			

被覆管/構造材との共存性	フリーベについてはハステロイ N で問題ないと考えられる。フリナーベはデータがないが、融点がフリーベ以下なのでハステロイ N で行けそう。③は融点がフリーベより高いので材料開発が必要。	K	P	U			
FP 収率の違いによるアニオンバランス変化	フッ素が単一の価数なのに対し、塩素は複数の価数を持つので挙動が不確実と言われている。	K	K	K			
酸化還元電位の制御法	フッ化物では U^{4+}/U^{3+} 比制御を採用。塩化物については不明。	K	P	P			
沈殿生成	フッ化物では Mo/Ru/Tc が溶解しないので、フィルター等で回収が必要。塩化物については不明。	K	P	P			
引用文献	1) R. E. Thoma 「Phase Diagrams of Nuclear Reactor Materials」 ORNL-2548、1959 年 2) S. Cantor 「Physical Properties of Molten-Salt Reactor Fuel, Coolant and Flush Salts」 ORNL-TM-2316、1968 年 3) Ondrej Benes 「Thermodynamics of Molten Salts for Nuclear A」 JRC-ITU-TN-2008/40、2008 年 4) M. S. Sohal, et al. 「Engineering Database of Liquid Salt Thermophysical and Thermochemical Properties」 INL/EXT-10-18297、2010 年 5) D. E. Holcomb 「Fast Spectrum Molten Salt Reactor Options」 ORNL/TM-2011/105、2011 年 Molten salts database for energy applications 6) R. Serrano-Lopez, et al. 「Molten Salts Database for Energy Applications」 Chemical Engineering & Processing、2013 年 7) T. J. Dolan (Editor) 「Molten Salt Reactors and Thorium Energy」 Elsevier、2017 年						

(E) 原子核物理的特性についての比較

項目	ウランに対するトリウムの特徴	知見の充実度 (U, P, K)	
		ウラン	トリウム
熱中性子断面積	i) Fissile 核種: ^{233}U vs ^{235}U , ^{239}Pu [核分裂断面積] ・ ^{233}U と ^{235}U ・ ^{239}Pu の核分裂断面積に大きな相違はないが、 ^{239}Pu では 0.3 MeV 付近に大きなピークがある。 (図 E-1 参照) [吸収断面積]	K	P

・吸収断面積について、 $^{239}\text{Pu} > ^{235}\text{U} > ^{233}\text{U}$ の関係がある。そのため、 ^{233}U は ^{239}Pu に比べ高次化しにくく、MA の生成も少なくなる方向である。(図 E-3 参照)

ii) Fertile 核種: ^{232}Th vs ^{238}U

[吸収断面積]

・ ^{232}Th の吸収断面積は、 ^{238}U より 3 倍程度大きい。そのため、 ^{232}Th の方が転換性能に優れる。(図 E-4 参照)

・運転中 ^{232}Th から ^{233}U が生成される過程で、 β 崩壊半減期が 27 日と長い ^{233}Pa の吸収反応により ^{234}U が生成される。 ^{234}U の吸収断面積は、 ^{238}U より 50 倍程度大きく、多くの中性子を吸収するため、転換性能を低下させる方向に影響する。(図 E-4 参照)

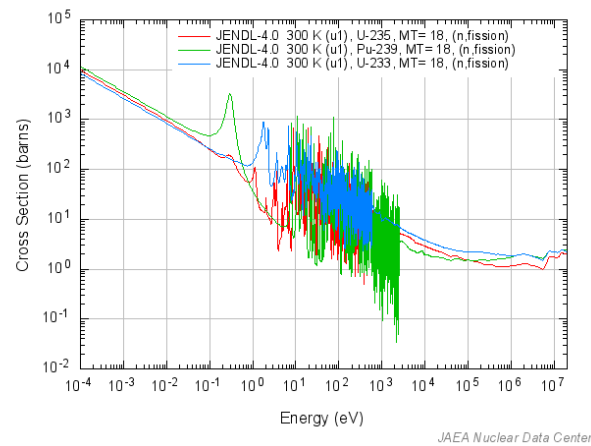


図 E-1 核分裂断面積 (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu)

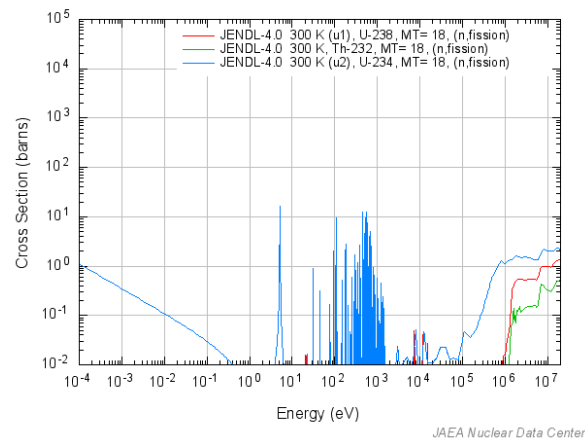


図 E-2 核分裂断面積 (^{238}U , ^{232}Th)

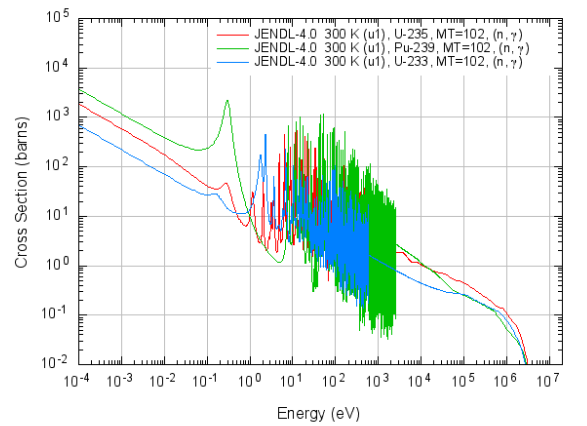


図 E-3 吸収断面積 (^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu)

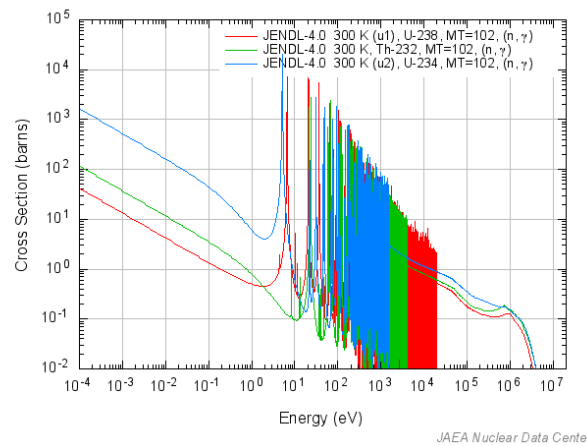


図 E-4 吸収断面積 (^{238}U , ^{232}Th , ^{234}U)

共鳴領域の
断面積

i) Fissile 核種: ^{233}U vs ^{235}U , ^{239}Pu

[核分裂断面積]

・ ^{233}U の核分裂断面積の共鳴積分(RI) の値は ^{235}U の 3 倍、 ^{239}Pu の 2 倍程度と大きい。(図 E-1 参照)

[吸収断面積]

・ ^{233}U と ^{235}U ・ ^{239}Pu の吸収断面積の RI の値には大きな相違はない。(図 E-3 参照)

ii) Fertile 核種: ^{232}Th vs ^{238}U

[吸収断面積]

・ ^{232}Th の吸収断面積の RI の値は ^{238}U の 1/3 程度と小

K

P

	さい。そのため、^{232}Th ではドップラー反応度（絶対値）は小さくなる方向である。（図 E-4 参照） ・運転中 ^{232}Th から ^{233}U が生成される過程で生成される ^{234}U の RI の値は ^{238}U の 2 倍程度大きい。（図 E-4 参照）		
高速領域の 断面積	i) Fissile 核種: ^{233}U vs ^{235}U, ^{239}Pu [核分裂断面積] ・^{233}U と ^{235}U・^{239}Pu の核分裂断面積には大きな相違はない。（図 E-1 参照） [吸収断面積] ・^{233}U と ^{235}U・^{239}Pu の吸収断面積についても大きな相違はない。（図 E-3 参照） ii) Fertile 核種: ^{232}Th vs ^{238}U [核分裂断面積] ・^{232}Th、^{238}U の高速核分裂の断面積は 1 MeV くらいから立ち上がり、^{232}Th の断面積は ^{238}U の 1/3 程度小さい。そのため、^{232}Th の高速核分裂の寄与は小さく、ボイド反応度を小さくする方向に影響する。（図 E-2 参照） ・運転中 ^{232}Th から ^{233}U が生成される過程で生成される ^{234}U の高速核分裂の断面積は、0.1 MeV くらいから立ち上がり、^{238}U より $\sim 10^2$ 程度大きい。（図 E-4 参照） [吸収断面積] ・^{232}Th と ^{238}U の吸収断面積には大きな相違はない。（図 E-4 参照） ・運転中 ^{232}Th から ^{233}U が生成される過程で生成される ^{234}U の吸収断面積は、^{238}U・^{232}Th と大きな相違はない。（図 E-4 参照）	K	P
娘核を含む 崩壊データ	・^{233}U に伴い生成（(n, 2n)反応）される ^{232}U の崩壊で生じる娘核種の ^{208}Tl は、高エネルギーの γ 線源（2.6 MeV）である。そのため、燃料製造や再処理時に遠隔操作や遮蔽が必要となる。（図 E-5 参照） ・^{233}U の崩壊（半減期 16 万年）で生じる娘核種の影響	K	P

により、Th-U サイクルの使用済燃料の毒性は 10 万年後前後でピークが発生し、U-Pu サイクル燃料を逆転して大きくなる。(図 E-6 参照)

・ ^{232}Th から ^{233}U が生成される燃焼チェーンにおいて、 ^{233}Pa の β 崩壊の半減期は 27 日と U-Pu サイクルにおける ^{239}Np の 2.4 日より長い。そのため、運転中、吸収断面積の大きい ^{234}U が生成され、転換特性に影響する。(図 E-7 参照)

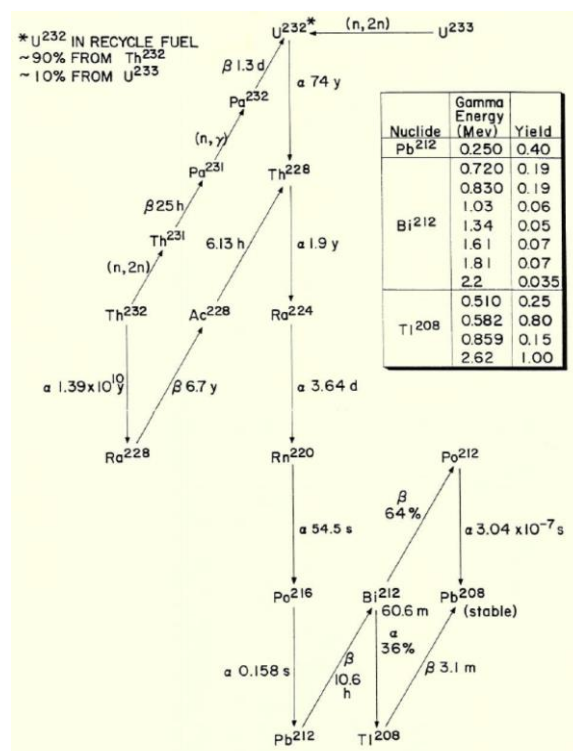


図 E-5 崩壊データ (^{232}U)

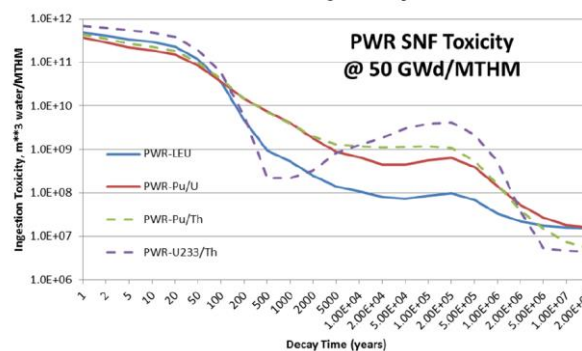
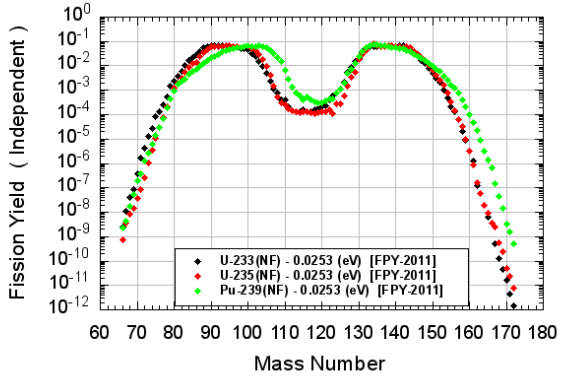
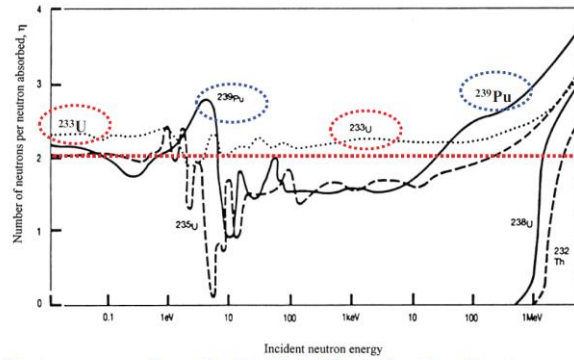


	図 E-6 使用済燃料の毒性 (^{233}U-Th 燃料) Th-U cycle ^{232}Th $\xrightarrow{(n,g)}$ ^{233}Th $\swarrow T_{1/2}=22\text{min.}$ ^{233}Pa $\xrightarrow{R_{\text{ng}}=835[\text{b}]}$ $\xrightarrow{T_{1/2}=27\text{d}}$ ^{233}U U-Pu cycle ^{238}U $\xrightarrow{(n,g)}$ ^{239}U $\swarrow T_{1/2}=23\text{min.}$ ^{239}Np $\xrightarrow{R_{\text{ng}}=932[\text{b}]}$ $\xrightarrow{T_{1/2}=2.4\text{d}}$ ^{239}Pu 図 E-7 燃焼チェーン (^{232}Th, ^{238}U)														
遅発中性子	i) Fissile 核種: ^{233}U vs ^{235}U, ^{239}Pu $\bullet$ ^{233}U の遅発中性子割合 (β) は 0.0027 であり、^{235}U の 0.0064 の 0.4 倍程度小さい。ただし、^{239}Pu の 0.0020 と同程度である。(表 E-1 参照) ii) Fertile 核種 (高速核分裂): ^{232}Th vs ^{238}U $\bullet$ ^{232}Th の β は 0.0203 であり、^{238}U の 0.0148 の 1.4 倍程度大きい。(表 E-1 参照) <table><tr><td>核種</td><td>β</td></tr><tr><td>^{232}Th</td><td>0.0203</td></tr><tr><td>^{233}U</td><td>0.0027</td></tr><tr><td>^{235}U</td><td>0.0064</td></tr><tr><td>^{238}U</td><td>0.0148</td></tr><tr><td>^{239}Pu</td><td>0.0020</td></tr></table> 表 E-1 遅発中性子割合 β (^{232}Th, ^{233}U, ^{235}U, ^{238}U, ^{239}Pu)	核種	β	^{232}Th	0.0203	^{233}U	0.0027	^{235}U	0.0064	^{238}U	0.0148	^{239}Pu	0.0020	K	K
核種	β														
^{232}Th	0.0203														
^{233}U	0.0027														
^{235}U	0.0064														
^{238}U	0.0148														
^{239}Pu	0.0020														
核分裂収率	i) ^{233}U vs ^{235}U $\bullet$ ^{233}U と ^{235}U の核分裂収率には、大きな相違はない。(図 E-8 参照) ii) ^{233}U vs ^{239}Pu $\bullet$ ^{233}U と比較し ^{239}Pu の核分裂収率は、軽分裂片ピーク	K	P												

	が質量数の大きい側にシフトし、貴金属類（Ru, Rh, Pd など）が含まれる質量数 99～110 の領域の収率が大きく増加する。そのため、運転中、燃料内の酸素ポテンシャルは増加する方向に影響する。（図 E-8 参照） ・^{239}Pu の重分裂片ピークについては、僅かではあるが質量数の大きい側に広がる。（図 E-8 参照）  図 E-8 核分裂収率 (^{233}U, ^{235}U, ^{239}Pu)		
中性子再生率	i) ^{233}U ・^{233}U について、熱-エピサーマル領域の中性子再生率 (η) は 2.0 より余裕を持って大きい。（図 E-9 参照） ・高速領域でも 2.0 は上回るが、^{239}Pu と比べあまり大きくならない。（図 E-9 参照） ii) ^{239}Pu ・^{239}Pu について、熱-エピサーマル領域の η は 2.0 近傍か下回っている。（図 E-7 参照） ・高速領域では 2.0 を大幅に上回り、Fissile 核種の中で最も大きい。（図 E-9 参照） iii) ^{235}U ・^{235}U について、熱-エピサーマル領域の η は 2.0 近傍程度と小さい。（図 E-9 参照） ・高速領域で 2.0 は上回るが、^{239}Pu と比べあまり大きくならない。（図 E-9 参照）	K	P

	 図 E-9 中性子再生率 η (^{233}U, ^{235}U, ^{239}Pu)	
まとめ	^{232}Th の吸収断面積は熱領域で ^{238}U より 3 倍程度大きく、転換性能に優れる。一方、運転中 ^{232}Th から ^{233}U の生成過程で ^{233}Pa の吸収反応で ^{234}U が生成され、中性子の吸収が大きくなる。そのため、Th-U サイクル燃料炉の転換比は抑えられる方向となる。 ^{232}Th の吸収断面積の共鳴積分 (RI) の値は ^{238}U の 1/3 程度と小さい。そのため、Th-U サイクル燃料炉はドップラー反応度 (絶対値) が小さくなる方向であり、安全性に影響する。 ^{233}U の遅発中性子割合 (β) は ^{235}U の 0.4 倍程度、^{239}Pu と同程度と小さい。そのため、Th-U サイクル燃料炉は、過渡事象時の動特性について厳しくなる方向である。 ^{233}U の中性子再生率 (η) は熱-エピサーマル領域で 2.0 より余裕を持って上回っており、Th-U サイクル燃料は熱中性子炉でも増殖の可能性を有する。ただし、η の値が最も大きくなるのは、^{239}Pu の高速領域であり、増殖の点では U-Pu サイクル燃料の高速炉の方が優れる傾向である。 崩壊データについて、Th-U サイクル燃料では、(^{233}U に伴い生成される) ^{232}U の崩壊で高エネルギーの γ 線源の娘核種が生じるため、燃料製造や再処理時に遠隔操作や遮蔽が必要となる。その一方、同様の理由により、核不拡散性は向上する。また、^{233}U からの崩壊核種の影響で Th-U サイクルの使用済燃料の毒性は 10 万年後前後でピークを生じ、U-Pu サイクル燃料を逆転するなど有害度に影響する。 ^{232}Th、^{233}U 等の Th-U サイクル関連核種の断面積について、核データライブラリー間の差、不確かさによる炉心核特性への影響等は課題であり、今後継続して断面積データの拡充・検証等信頼性向上のための取り組みが必要である。	
引用文献	・日本原子力研究開発機構 核データ研究グループ ホームページ, https://www.ndc.jaea.go.jp/index_J.html ・北田, “Thorium Core Characteristics”, トリウム燃料に関する国際セミナー,	

	日本原子力学会 核燃料部会, (2014). ・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報告書, (平成 30 年). ・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活動最終報告書, (平成 27 年). ・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活動報告書, (平成 23 年). ・ U.S.NRC, “Safety and Regulatory Issues of the Thorium Fuel Cycle”, NUREG/CR-7176, ORNL/TM-2013/543, (2014). ・ OECD NEA, “Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle”, NEA No. 7224(2015). ・ Franco Michel-Sendis, “On Thorium as Nuclear Fuel General Considerations”, GEN-IV International Forum, OECD/NEA, (2017).
--	--

(F) トリウム酸化物燃料炉心の核特性・安全特性についての比較

項目	ウランに対するトリウムの特徴	知見の充実度 (U, P, K)	
		ウラン	トリウム
臨界性	U238 に比して Th232 の捕獲断面積が大きいため、トリウム炉は臨界を維持するためにより多くの Fissile が必要。	K	P
増殖性 (転換率)	U238 に比して Th232 の捕獲断面積が大きく、U233 の η 値も U235, Pu239 より大きいためトリウム炉の方が増殖に有利。	軽水炉では K、 高速炉では P	P
燃焼度	U238 に比して Th232 の転換率が高いためトリウム炉の方が燃焼欠損反応度を抑えられ高燃焼度化しやすい。	K	P
反応度係数	PWR 設計例では以下の傾向が報告されている。 (NUREG/CR-7176) ドップラー：トリウム炉の方がモアネガティブ傾向。 MTC：ウラン炉と同等。 ホウ素価値：ウラン炉と同等。 その他、遅発中性子発生割合：トリウム炉の方が小さい。	K	P
燃料インベントリ	トリウム炉の方が運転（臨界）に必要な fissile 量が多くなる。	K	P
制御棒価値	ウラン炉と同等。（Pu 富化度に依存）	K	P
再臨界回避性	トリウム炉の方が燃焼欠損反応度＝余剰反応度を抑えやすく、再臨界リスクを軽減できる傾向にある。（炉心設計に大きく依存する）	P	P
MA 燃焼性能	トリウム炉は TRU 生成量が少ないので、炉の MA 収支として有利。	P	U
まとめ	ウランに対するトリウム炉の特徴としては、Th232 の捕獲断面積が大ききことによる、増殖性・転換率の良さの反面、運転に必要となる装荷 Fissile 量が多くなる傾向となる。 PWR 適用例における反応度係数などの安全性に係る特徴は、ウラン-MOX 炉心の変動レンジと同程度であることが示されている。 その他の特記すべき特性として、トリウム炉は TRU の生成量が少ないこと		

	が上げられる。
	※ 1 : NUREG/CR-7176 “Safety and Regulatory Issues of the Thorium Fuel Cycle” (2014) ※ 2 : OECD/NEA-7224 “Introduction of Thorium in the Nuclear Fuel Cycle” (2015)

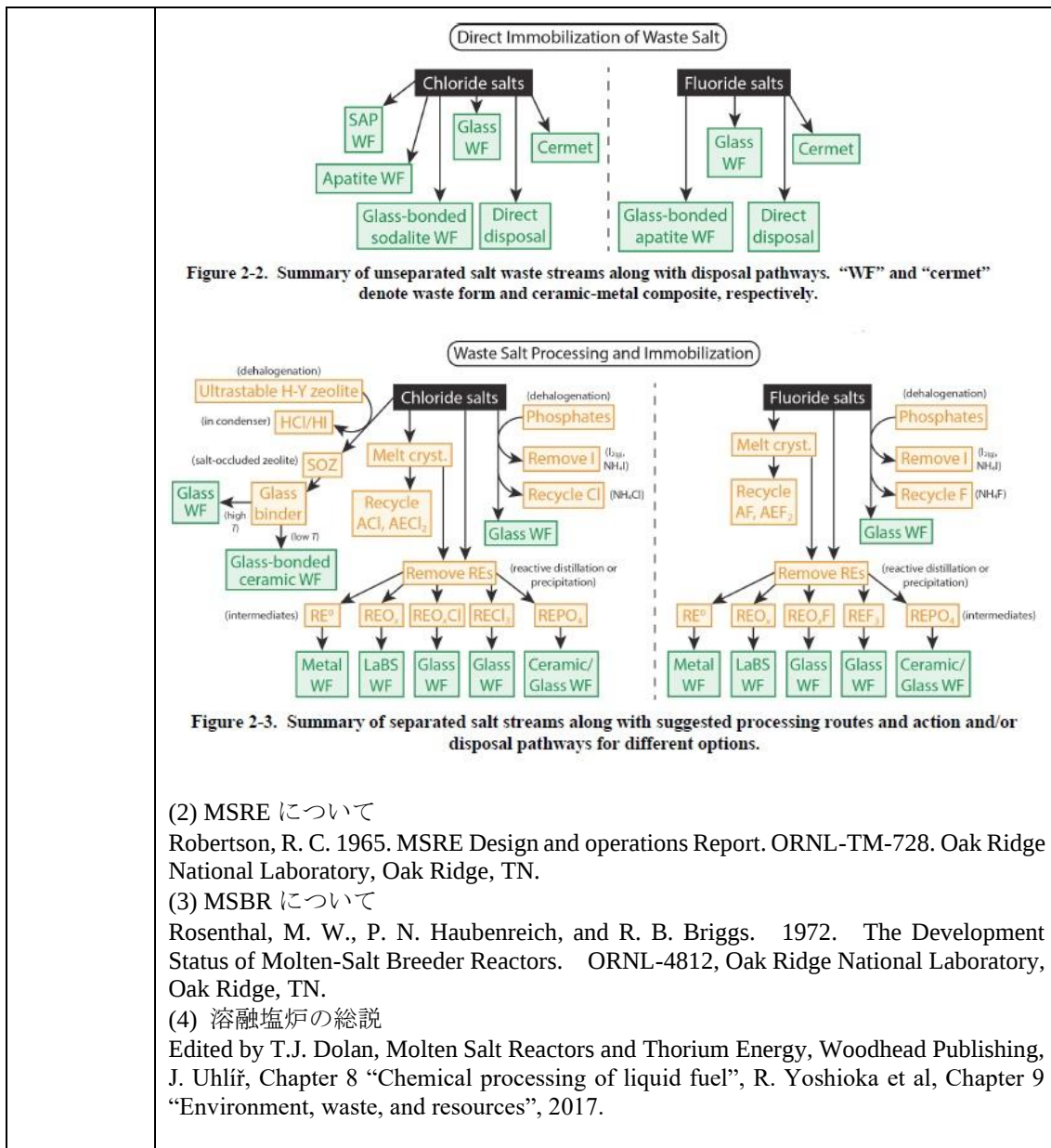
(I) 溶融塩燃料のバックエンドについての比較

項目	フッ化物塩と塩化物塩の大まかな特徴	知見の充実度 (U, P, K)					
		①	②	③	④	⑤	⑥
塩の連続処理法	MSBR 等の経験からフッ化物については技術的な再処理の見通しが提案されている。 溶融塩炉の場合、再処理により使用済み溶融塩燃料から Th、U、Pu と F または Cl が抽出され、それらをリサイクルすることを想定。 塩化物についても、高速炉への期待から再処理過程が提案されている。塩素の同位体は ^{35}Cl (75.77%) と ^{37}Cl (24.23%) があり、 ^{35}Cl は中性子捕獲により半減期 3 万年で β 崩壊する ^{36}Cl を生成する。 溶融塩燃料の F と Cl はリサイクルを想定した議論が多いが、塩化物系溶融塩燃料の調製過程では ^{36}Cl を生じない ^{37}Cl は濃縮とリサイクルが期待されるウランについては UF_4 の F_2 による酸化により揮発性 UF_6 を生成し、ウランを分離出来る。 フッ化物溶融塩燃料についてはこうした揮発性フッ化物生成により成分を調整できる見通しがある。一方塩化物溶融塩の系でも Cl_2 により UCl_6 生成による U の分離の可能性もあるが、フッ化物の系と比べ複雑で効率も期待できない。	K	P	P	P	P	P
廃棄物の種類	廃棄物は化学的特性から 3 群に分別。 第一群：希ガスと T。第二群：溶融塩中で安定可溶な組成。I 族から IV 族の金属やレアアースと VIIA 族の F、Cl、I、Br ハロゲン。第三群：塩中で不安定な金属。V 族、VI 族の金属、貴金属、Cd、Se、Sn。 溶融塩炉共通の廃棄物に加え、専焼炉型か増殖炉型かにより、廃棄物の組成も異なる。専焼炉やワンスルーを想定すると、残存する核燃料が加わる。	P	P	P	P	P	P

廃棄体形態	オフガスには、N₂、O₂、希ガス（Xe、Kr）、ハロゲン、T₂や及 TF、揮発性ハロゲン化合物、粒子状物質、エアロゾルがある。N₂やO₂はトラップし放出する。希ガス（Xe、Kr）もゼオライト等で回収し、一定期間保管後、放出する。Tを含むガスはゼオライトに固定し、保管する。ハロゲンを含むガスは熔融 NaOH や Ag-Z など回収固定し、セラミック化処理やガラス化処理したのち保管する。活性炭の他、金属交換ゼオライト、Ag⁰-修飾シリカエアロゲル、MOF 等が提案されている。熔融塩燃料に残存する I 族から IV 族のフッ化物や塩化物については、ガラス結合ソーダライトやアパタイト、鉛テルル等のガラス固化が提案されている。さらに銅マトリクスにハロゲンを含む廃棄物を分散させたセルメット固形物も提案されている。一方、脱ハロゲン処理し、リン酸塩ガラス、ガラス結合ゼオライト、セラミックス化やガラス固化する形態も提案されている。 Pt、Pa 等は固形物として蓄積する他、粒子状物質やエアロゾルとして、炉システムの 1 次系と境界をもつ気層中を移動し、機器構造物の窪みや隙間等に吸着する。熔融塩燃料からはろ過して回収し、吸着した箇所は装置の解体時に回収し保管する。 上述の固形物のうち高レベル廃棄物は鋳鉄製キャニスターに収容し、さらに銅製の容器でオーバーパックする。	P	P	P	P	P	P
最終処分形態	分別により廃棄物を減容し、キャスクに収容する。それらのうち低レベル廃棄物は保管し、高レベル廃棄物は地層処分する。	P	P	P	P	P	P
崩壊熱・毒性の減衰特性	崩壊熱特性や毒性特性は、熔融塩燃料がフッ化物系か塩化物系というよりも、再処理なども含む炉システム全体による核燃料の燃焼効率や FP や TRU の生成量に依存する。炉が専焼炉型か増殖炉型かにより廃棄物の組成は異なるため、その崩壊熱や毒性の減衰特性は全く異なる。増殖型や燃料サイクルを想定した研究例では、使用済み熔融塩核燃料から Th、U、Pu などの残存核燃料は再処理により抽出され、新	P	P	P	P	P	P

	しい燃料の調製に利用。FP や TRU も同様に新しい燃料に加えて燃焼させ、減容を図る。残滓が廃棄物として処理する対象。一方、専焼炉やワンスルー運用を想定すると、これらの燃料組成に加え、PF と TRU を含む廃棄物とになり、軽水炉由来の高レベル廃棄物と同様の崩壊熱と毒性の減衰挙動を示す。						
地 層 処 分 場 安 全 性 能	廃棄物の組成に依存する。燃料核種、ハロゲンを含むか、またそのハロゲンが何かに依存する。また、廃棄物を収容するキャニスターやオーバーパックなどの容器、ベントナイト等による充填方法、保管場所、地層処理施設の設計思想にも依存する。核燃料や長寿命 FP と TRU を分離したものか、それらを含むかによる。もし、それらを含む場合は U-Pu 使用済み燃料について議論されてきた崩壊熱と毒性の千年以上の長期間にわたる対策が必要。一方、燃料サイクルの成立や長期寿命の FP と TRU の分離処理が可能ならば、管理期間は三百年程度となるとの報告例がある。キャニスターに収容される核燃料を含む廃棄物については、臨界に至らないように設計する。保管場所や容器の設計においては、万一の破損の際には廃棄物の漏洩、保管している廃棄物と水の接触による溶出、さらに臨界についても検討が必要だろう。	P	P	P	P	U	U
まとめ	これまでに実際に組み立てられた溶融塩炉は 1950 年代の ARE と 1960 年代の MSRE のみであり、これらの炉の燃料はフッ化物溶融塩であった。溶融燃料の再処理と廃棄物処理の技術の確立への見通しはこれらからの炉で得た経験とその後の個々の研究に基づく。ARE と MSRE の後、MSBR、MSDR、SSFR の検討において溶融塩燃料の溶媒となる塩の組成については上記の組合せの塩が提案されている。Th、U、Pu を添加したフッ化物または塩化物が溶融塩燃料であるが、燃料を構成するハロゲンについては熱中性子炉にはフッ素、高速炉には塩素が提案されている。しかし使用済み溶融塩燃料の再処理や最終処分形態へ至る処理は共通の技術が担うだろう。 システム設計における再処理過程を検討する際に、それがオンライン処理かバッチ処理か、またオンサイトかオフサイトに設置するのかの選択を迫られるだろう。その場合、保管、輸送、除染についても検討しなければならないだろう。上述のように F₂ や Cl₂ のハロゲンガスにより酸化し揮発性物質を生成すること						

	による分離する方法に加え、塩化物溶融塩と溶融塩 Cd を用いた電気化学的方法、真空蒸留法、溶融 BiLi を用いた方法、F と Cl の交換反応を利用した方法もある。 リサイクルする組成については核燃料物質となる Th、U、Pu に加え、F、³⁷Cl を含む Cl のハロゲン、⁷Li もリサイクル対象になる。 上記の第 2 群の固形物の廃棄物処理において、最終的な廃棄物の状態でハロゲンを含むか含まないかを重要な課題になる。現在ハロゲンを多量に含むガラス固化等の固定技術は確立されていない。しかし仮にそのような固形物の生成に成功したとしても、その固形物が FP や TRU と共に F や Cl を含む場合、塩の放射線分解により F₂ や Cl₂ が生成し、さらにそれらによる FP や TRU の酸化により UF₆ や NpF₆、TcF₆、UCl₆、TcCl₅ 等の揮発性物質を生成するだろう。それらの揮発性物質は廃棄体や管理施設の設計や管理方法の課題となる。こうしたハロゲン含有廃棄物由来の課題を回避するために、再処理によりハロゲンを除去し、ハロゲンフリーの固形物による廃棄体を仕立てることが検討されている。 廃棄物の輸送、容器の安全性、保管については化学的特性と物理特性、サイズ、重量、同位体、不純物を考慮し、具体的な取り扱いを検討することになるだろう。脱ハロゲン処理した廃棄物については軽水炉由来の廃棄物と同様の法規制のもとに仕様を決定し、管理されるだろう。その場合、米国の CFR や DOE Order に準拠した規制を満たす容器や保管設備の設計や取扱いを求められる。 最終処分についても現時点で溶融塩燃料から生じる廃棄物についての各論の研究が進んでいるものの、具体的なシステムの設計像の提示までは至っていない。組成、そこに含まれる同位体、総量の見積が必要であろう。これらの条件に廃棄体や保管場所あるいは最終処分所の仕様決定は依存する。オフガスについても大気開放できるものと回収保管しなければならないものを分別しなければならないが、その具体的な評価はこれからである。固形物廃棄物については上述のように脱ハロゲンするかハロゲンを含んだまま処理するかも廃棄物処理のシナリオは大きく変わる。 最後にフッ化物も塩化物もそれぞれの廃棄物処理の経済性については検討されていない。両者とも経済性は今後の課題になるだろう。
引用文献	(1) 溶融塩炉の廃棄物処理についての総説 B.J. Riley, J. McFarlane, G.D. DelCul, J.D. Vienna, C.I. Contescu, L.M. Hay, A.V. Savino, H.E. Adkins. 2018. Identification of Potential Waste Processing and Waste Form Options for Molten Salt Reactors. NTRD-MSR-2018-000379, PNNL-27723. Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA.



- (2) MSRE について
Robertson, R. C. 1965. MSRE Design and operations Report. ORNL-TM-728. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN.
- (3) MSBR について
Rosenthal, M. W., P. N. Haubenreich, and R. B. Briggs. 1972. The Development Status of Molten-Salt Breeder Reactors. ORNL-4812, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN.
- (4) 溶融塩炉の総説
Edited by T.J. Dolan, Molten Salt Reactors and Thorium Energy, Woodhead Publishing, J. Uhlir, Chapter 8 “Chemical processing of liquid fuel”, R. Yoshioka et al, Chapter 9 “Environment, waste, and resources”, 2017.

(J) 溶融塩燃料の計量管理についての比較*

項目	フッ化物塩と塩化物塩の大まかな特徴	知見の充実度 (U, P, K)					
		①	②	③	④	⑤	⑥
核物質濃度分析方法	- 電気化学測定: フッ化物塩系では参照極が確立されていない。 - 分光: フッ化物塩系では透過窓 (石英) との反応が顕著。	P	P	P	P	P	P
まとめ	- 化学分析はいずれも可能だが、時間を要する。 - 放射線分析は特定の核種には適用可能と思われるが、多様な放射性核種						

	の存在下では容易でない。 ・電気化学や分光などのオンライン分析の研究は行われているものの、実用段階には達していない。					
塩体積 (or 塩重量) 測定方法	特に違いは無い	K	K	K	K	K
まとめ	・液位測定 (レーザー) ・電極間抵抗変化					
塩流量測定方法	特に違いは無い	P	P	P	P	P
まとめ	・実験的には体積や重量変化から調べる ・差圧式流量計や電磁流量計をフッ化物溶融塩に使用する報告例あり					

*燃料塩を被覆管に入れる「ピン静置型」の場合は、炉内では固体燃料の範疇に含めるため、燃料製造および再処理を対象とする

まとめ

トリウム系酸化物燃料の基礎データについては、本学会核燃料部会の「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」により精力的にデータが収集・整理されたものの、ウラン系と比較するとトリウム系酸化物燃料のデータは部分的にしか揃っていないものが多く、また核的特性などは炉コンセプトの依存性が高いため代表的な特性としてまとめるにとどめている。

溶融塩炉に関しては体系的なデータ収集が試みられているものの、そもそも炉概念により燃料塩組成や燃料塩処理方法などがまちまちであることから、十分にデータが蓄積されているとは言い難い。

とは言え、MSRE での使用実績もある FLiBe については最もデータが充実している。本研究専門委員会の活動はボランティアベースでもあり、現段階では「抜け」がある。また、調査者により記述の程度に差がある。

③Task3 トリウム原子力システムの開発状況と今後の研究開発のあり方

1. はじめに

日本原子力学会では 2010 年 6 月、原子力学会核燃料部会に「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」(主査：山中伸介)が設置され、トリウム燃料を軽水炉、高速炉で利用する方法について検討が行われた。また 2013 年 6 月には「溶融塩技術の原子力への展開」研究専門委員会 (主査：山脇道夫)が活動を開始し、様々な溶融塩技術や、溶融塩を用いた原子炉概念や加速器駆動炉等の新型炉概念を調査し、溶融塩取り扱いに関する最新の知見や研究開発課題が整理された。

いずれの委員会も 2017 年で終了したが、世界的なトリウム燃料やトリウム燃料原子炉へ

の関心の高まりや、これらの開発が勢いを増している状況を鑑みると、原子力学会として各国のトリウム原子力開発の動向調査を継続する意義は大きいと考え、2018年8月、「トリウム原子力システム」研究専門委員会(主査：高木直行)を設置した。以前の委員会では、トリウム燃料の形態を固体もしくは液体に限定していたが、新たな委員会ではこれらを区別せず、また本来不可分である原子炉と燃料サイクル全体の俯瞰的な調査・検討を目的とし、諸外国・国内で進められているトリウムを用いる革新的原子炉・サイクル概念の最新動向の調査(Task 1)、トリウム原子力システムの特徴や開発意義、ウラン原子力システムとの得失比較の検討(task 2)、そして我が国でのトリウム原子力研究のあり方に関する検討(Task 3)を活動項目に掲げ、委員会活動を行った。

2018年8月に開始された本専門委員会は2020年5月に第8回目の委員会を開催するとともに、2年間の活動成果を原子力学会「2020年秋の大会」企画セッションで報告した。2020年12月より第二期目に入り、2021年5月に国際シンポジウム”Symposium on Thorium and Molten Salt Fast Reactor”を開催し、その後の委員会でも海外からの講師を招くなど主として動向調査の活動を継続し、2022年5月に最終回の委員会を持ち最終報告書をまとめて4年間にわたる活動を終了した。

2. トリウム炉・溶融塩炉への関心増大の背景

トリウム研究の歴史は古い。原子力黎明期の1950年代後半から1970年代の間に米、独、英、オランダ、インド、ブラジルの国々で(規模の違いはあるものの)原子炉へトリウム燃料を装荷した実験が行われている¹⁾。最も熱心に取り組んだのはアメリカであり、1960年代にはオークリッジ国立研究所に熱出力7.4MWの溶融塩実験炉MSRE(Molten Salt Reactor Experiment)を建設しU-233を用いた実験を実施、1970年代後半には SHIPPINGPORTにて燃料集合体や制御方式を工夫して中性子経済を向上させたPWRでU-233増殖が可能であることを実証している。しかしながら同時に進行したウラン燃料炉開発と比較して、核分裂性核種の調達、燃料サイクル確立、原子炉材料開発等の課題が多く、商業技術として日の目を見ることはなかった。

ところが今から10年少々前より、再びトリウム燃料や溶融塩原子炉への関心が世界的に高まってきた²⁾。それには国毎に異なる様々な背景が考えられるが、ここではその要因として1)レアアース生産に伴う副産物対策、2)地球温暖化対策としての原子力再評価、3)中国のTMSR(Thorium Molten Salt Reactor)計画始動、4)福島第一原子力発電所事故(1F事故)の影響、5)放射性廃棄物処分への懸念、6)余剰Puへの懸念、そして7)トリウム・溶融塩炉に関する情報発信増加、の7つの項目に着目して分析した。

2-1. レアアース生産に伴う副産物対策

電気自動車やデジタル機器等、先進技術分野で原材料として用いられるレアアースの需給拡大に伴い、レアアースに随伴するトリウムが副産物として大量に発生するようになった。

レアアース抽出後に残る放射性元素トリウムの廃棄物処理は、資源開発の意思決定を左右する程の重要な問題である。モナザイトに比べトリウムの含有量が格段に低いバストネサイトを産するカリフォルニア州のマウンテンパス鉱山は、かつてレアアース生産の拠点であったが、州の環境規制強化や中国でのレアアース生産増の影響を受け価格競争力を失い1998年に操業を停止した³⁾。アメリカに代わる生産拠点となった中国はその後レアアースの生産・輸出を政策的に規制するなどし、世界のレアアース供給体制やその価格に大きな影響を与えている。

随伴トリウムは、鉱山の廃棄物処理問題を起こす一方、核分裂資源でもある。トリウムを核燃料として利用する途が一旦開かれれば、エネルギー・環境問題に大きく寄与する資源物質になり得ることから、鉱山、資源会社の後押しもあって2000年代初頭よりトリウム資源を擁するノルウェー⁴⁾や中国⁵⁾他でトリウム原子炉の研究が活発化してきた。

2-2. 地球温暖化対策としての原子力再評価

1997年の気候変動枠組条約会議(COP3)で先進国の温室効果ガス排出の削減目的を定めた京都議定書が採択されて以降、地球温暖化の深刻化がより強く叫ばれ、その対策として原子力の有効性を評価する声も高まった。2000年代中盤には、自国の軽水炉が好調な稼働率を記録するアメリカでブッシュ政権が開始した原子力新設計画などが後押しをし、世界的な「原子カルネッサンス」の動きにもなったが、2011年の1F原発事故により原子力の社会受容性は大きく低下した。温暖化対策の重要な切り札として原子力の重要性を認識する肯定派の中にも、福島事故をおこした軽水炉を敬遠し、新型炉へ期待を抱く風潮が拡大した。そうした中、トリウム炉、液体燃料という一見目新しいキーワードが魅力的な技術と捉えられ、支持層が全世界的に拡大した。トリウム溶融塩炉は米でかつて一定の開発実績があったことが、再度の開発により早期に技術確立できる炭素フリー電源になるとの期待につながった要因とも考えられる。

2-3. 中国の TMSR 計画始動

中国は、経済拡大のためのエネルギー源の強化、大気汚染や温暖化対策としての原子力開発もさることながら、国内のレアアース生産の副産物として生じる豊富なトリウムを資源として活用すること、持続可能な増殖システムとしてのトリウム炉を開発すること、さらに中国独自の原子炉型として世界に先駆けて商用溶融塩炉を開発することを目的に、1F事故直前の2011年1月にTMSR計画を発表・開始した。

TMSR計画は予算約500億円、人員数500名以上の大規模プロジェクトであり、その始動は世界の溶融塩炉への関心を高め(再燃させ)、数々の溶融塩炉ベンチャー設立やいくつかの国に公的予算を投じさせるきっかけとなった。

2-4. 福島第一原子力発電所事故の影響

2011 年の 1F 事故は、全世界に軽水炉の安全性への疑念や原子力への不信を拡大させた。技術的な真偽は別として、具体的には、1) 軽水炉の様に一次系が高圧、燃料ピン内側も高圧の炉は、2) 電源喪失し除熱不足になると崩壊熱により炉心が溶融し、3) 水素ガスを発生させ爆発の恐れがあり、4) 放射性物質を環境へ放散させる、5) 事故後にも再臨界の可能性を持つ、との印象を全世界へ与えた。

これに対し溶融塩炉は、1) 低圧システムであり、2) 燃料は元々溶融状態、3) 炉心部に水が無いので水素ガス発生無し、4) FP 元素はある程度塩中にトラップされ放散を軽減、5) 事故時には炉底部のドレインプラグで燃料塩を排出し未臨界達成、と定性的には上記の懸念に応え、従来の原子炉とは一線を画す炉型としてジャーナリストからもアピールされ、広くの関心を集めることとなった。

2-5. 放射性廃棄物処分への懸念

原子力発電所から発生する使用済燃料の最終処分は、原子力利用国が抱える共通課題である。トリウム炉は、燃料の主成分が原子番号 90 の Th-232 でありウラン燃料炉に比べて質量数が 6 ほど小さいため、原理的に Pu や Np, Am, Cm といった高次 MA の生成は少なく、必要に応じて軽水炉で生じたそれらの元素を効率的に燃焼可能であること、かつ溶融塩炉であれば高発熱・高線量の固体燃料の加工プロセスを排除でき、こうした多種元素のリサイクルに適するとの期待がある。

2-6. 余剰 Pu への懸念

前節で述べた理由により、トリウム炉では発電量当たりの Pu 生成量が少ない。非核兵器保有国の日本が所有する使用済燃料中の Pu がしばしば国際批判の的になることから、Pu を生産しないトリウム燃料・炉は核不拡散という観点から、一定の魅力を有する原子炉概念と捉えられる傾向がある。

一方で、軽水炉使用済燃料中の重元素を燃料原料とする溶融塩炉や、軽水炉で生成された Pu を燃料に用いる Th-Pu 混合酸化物燃料軽水炉では、初期炉心から多くの Pu を装荷することになるため、炉心やサイクル中の Pu インベントリはウランサイクルと大差ない。さらに、純粋なトリウムブランケットで生成された U-233 は化学分離のみで抽出可能であり、U-238 と混在する U-235 の単離に必要な同位体濃縮を必要としない。また U は Pu の様に自発核分裂同位体を持たないため、高度な爆縮技術無しに転用の可能性があるなど、トリウム燃料にもそれ特有の核拡散上の懸念があることに留意しなければならない。

2-7. トリウム・溶融塩炉に関する情報発信増加

以上のような背景の中、2010 年頃からはトリウム・溶融塩炉に関する情報発信が増加し、一般の関心を高めることに寄与している。情報の媒体は専門家のレビューを受ける学術論

文よりむしろ、書籍、解説記事(雑誌・ネット)、You tube、SNS などであり、発信者は科学ライターや溶融塩炉を開発するベンチャー企業等が多い。

ここで懸念すべきは、その少なくない割合がトリウム燃料や溶融塩炉のメリットや優位性をやや楽観的に述べている点である。例えば、トリウム炉は安全性が高く、経済性に優れ、廃棄物は少なく、核拡散懸念も小、資源有効利用性に優れ持続可能で、技術成熟度も高く、早期導入可能といった主張である。これらはいずれも現時点で確証はなく、今後検証されねばならない事柄である。

2000 年代後半からは、トリウムをテーマとした国際会議も多く開催される様になった。中国内モンゴル自治区包頭で開催されたトリウム利用会議 TU2009、2010 年のロンドンを皮切りにニューヨーク、上海、ジュネーブ、ムンバイ、ブリュッセルで約 2 年毎に開催されているトリウムエネルギー国際会議 ThEC、2009 年のワシントン DC での第一回会議以降、米国内で毎年実施されているトリウムエネルギー同盟会議 TEAC などがある。米国 ORNL は 2015 年以降、毎年、公開の溶融塩炉ワークショップを開催し、米国研究者や政府機関、更に米国外も含め多くの参加者がある。ThEC や TEAC では、ほぼすべての研究発表が主催者によって動画撮影・編集され、会議終了後いつでも誰でも You tube で研究発表を聴講できるよう整備されている。インターネットを通じた、動画を含む情報発信は強力な宣伝ツールとなっている。

3. トリウム燃料を用いる原子炉の分類と得失

トリウムを用いる炉型と言えば「トリウム溶融塩炉」の印象が強いが、本委員会 Task1 の報告にもあるとおり、トリウム酸化物ペレットを用いたトリウム軽水炉や、溶融塩中に低濃縮ウランを溶解したウラン溶融塩炉もあり、「トリウム＝液体燃料」もしくは「溶融塩炉＝トリウム」ではない。燃料、冷却材、減速材、サイクルには様々な組み合わせがあり、多様な概念が提案されているため、整理して議論する必要がある。

3-1. 燃料形態

固体と液体に分類される。固体トリウム燃料炉の開発の歴史は長い、昨今は液体燃料炉に比べ検討例は少数である。ノルウェーの Thor Energy はトリウム酸化物ペレットを軽水炉で使用することを目的に、許認可取得のためのデータを蓄積している⁴⁾。カリフォルニア大バークレー校では被覆粒子の中心核にトリウム酸化物を用いるペブルベッド型溶融塩冷却炉(FHR)を検討している。液体燃料としてはフッ化物塩、塩化物塩が殆どであるが、液体金属燃料増殖炉の研究も少数ある。

3-2. 冷却材形態

固体燃料を用いる場合、軽水や重水などを冷却材とする既存炉にて、ウラン燃料をトリウムに置き換えた通常炉概念と、前述の FHR の様に固体燃料を塩で冷却する溶融塩冷却炉に

分類される。

液体燃料の場合は、「燃料・冷却材同一型」と「燃料・冷却材分離型」の二種類がある。主流は同一型であり、炉心で核反応を生じ高温となった塩が冷却材として炉心から熱交換器へ循環する。分離型としては、被覆管内にある塩化物燃料塩を被覆管外側のフッ化物塩が冷却する英 Moltex Energy の SSR (Stable Salt Reactor) や、燃料管内の塩化物燃料塩を冷却材である液体金属 (鉛) が冷却する独 DFR (Dual Fluid Reactor)、仏 Aristos power の HSR (Hard Spectrum Reactor) などが提案されている。

3-3. 中性子スペクトル

熱中性子炉と高速炉に分類されるが、塩の種類や塩中の HM 含有割合によっては中速スペクトル炉もある。主流は ORNL の MSRE と同じ黒鉛減速材を用いた熱中性子炉だが、第四世代炉の代表炉型は上記に加えて、炉心内に減速材や構造材を配置しない塩化物高速炉を主対象としている。

高温の溶融塩中に置かれる黒鉛の材料的課題を回避するため、重水 (Copenhagen Atomics)、水素化ジルコニウム (Transatomic Power)、水酸化ナトリウム (Seaborg Technologies) などを減速材に用いた溶融塩熱中性子炉も提案されている。燃料塩高速炉としては液体鉛を冷却材に用いることで硬スペクトル化し増殖性能を改善させる仏 HSR や独 DFR が提案されている。

3-4. 燃料サイクル

開サイクル (Open cycle) と閉サイクル (Closed cycle) がある。溶融塩炉の早期建設を目指し、当面はリサイクルを考えていないグループ (例: ThorCon, Elysium Industries, Terrestrial Energy) と、燃料増殖のために燃料塩や fertile 塩からの fissile 回収 (マルチリサイクル) を想定するグループ (Flibe Energy, 仏 MSFR) に分かれる。但しいずれも、揮発性の FP の連続除去は想定している。

3-5. トリウム炉・溶融塩炉の様々な炉概念

上述の通り、近年検討されているトリウム炉・溶融塩炉には、用いる燃料元素、燃料形態、冷却材、燃料/冷却材の別、中性子スペクトルに組み合わせにより多様な概念が存在する。その特徴を既存炉と比較して表 1 にまとめた。ここで注目すべきは、トリウムを社名に掲げるベンチャーや、トリウム主題とする国際会議 ThEC など提案/検討されている溶融塩炉概念のいくつかは、トリウム燃料の利用を (当面は) 考えていないことである。溶融塩炉の商業炉としての導入を考えると、当面は軽水炉使用済燃料を燃料塩の原料とし、含まれる Pu を火種として炉を臨界にするのが得策で現実的という判断と考えられる。

表 1 トリウムを燃料とする様々な炉型

	Major Fuel Element		Fuel Form		Coolant			Neutron Spectrum		Fuel Cycle	
	U	Th	Solid	Liquid	Identical to the fuel	Separated	Pressure [MPa]	T	F	O	C
LWR	○ LEU+Th	○ Th+Pu	○			○ H ₂ O	7~16	○		○	
CANDU, PHWR	○ Nat.U/LEU+Th										
FBR	○ MOX+Th in Bl.		○			○ Sodium	Ambient		○		○
ThorCon, IMSR (ThorCon, Terres.)	○			○ F-Salt	○ ←		Ambient	○		○	
LFTR (Flibe E.)		○ Th+U ₃		○ F-Salt	○ ←		Ambient	○			○
SSR (Molten E.)	○	○ Th+U ₃		○ F-Salt		○ Cl-Salt	Ambient	<-----> ?		○?	
MCSR (Elysium I.)	○			○ Cl-Salt	○ ←		Ambient		○		○?
DFR, HSR (IFK, ARISTOS P.)	○?			○ Cl-Salt /Metal		○ Lead	Ambient		○		○?

F-Salt: Fluoride Salt T: Thermal O: Open
 Cl-Salt: Chloride Salt F: Fast C: Closed

3-6. 中国の TMSR の最新動向

この 10 年、国家として最も熔融塩炉開発を本格的に進めてきた中国は、甘肅省武威市にて 2018 年 9 月に開始した 2MWt 出力の液体燃料型 TMSR-LF1 の建設を 2021 年 8 月に完了し、まもなく試運転に入ると報じている⁶⁾。同炉では、U-235 濃縮度 20%未満の UF₄を用いた FLiBe 熔融塩（組成：LiF-BeF₂-ZrF₄-UF₄-ThF₄、Li-7 純度 99.95%）を炉心入口 630℃、出口 650℃として運転し、炉停止後の崩壊熱は炉容器表面から空気の大気循環で除去可能である。トリウムインベントリは 50kg、転換比は 0.1、当面の間、燃料塩はバッチ交換とし一部のガス状 FP のみオンライン処理を行うが、5~8 年で全燃料塩を取出し、FP 分離と MA の回収を行う。続く段階では FP と MA の連続オンライン処理を行うとともに、トリウムによる核分裂寄与割合を 20%から 80%に増加させ、その実験結果を踏まえつつ、2030 年までに 373MWt 出力のトリウム熔融塩炉を建設するとしている。

3-7. 既設炉でのトリウム利用

熔融塩炉等、新型原子炉の実用化には年月を要するため、トリウム資源の早期利用を図る上では、軽水炉や重水等の既設炉にて固体燃料として用いることが有効である。これについては、前述のノルウェーの Thor Energy⁴⁾の他に、近年以下のような取り組みがある。米国シカゴに拠点を置く核燃料開発会社 Clean Core Thorium Energy は、DOE の支援の下、アイダホ国立研究所 INL やテキサス A&M 大学と共同して、トリウムを HALEU (high-assay low-enriched uranium) と混合した ANEEL 燃料 (Advanced Nuclear Energy for Enriched

Life)の開発に着手した⁷⁾。ThO₂ と UO₂ (濃縮度 5-20%) の粉末を混合しペレットに成型し、2023 年初頭には INL の ATR で照射を開始し、照射後試験と性能評価へと進める。

ANEEL 燃料は、CANDU 炉、PWR、BWR、SMR、HTGR 等の燃料として利用でき、CANDU 炉の場合使用済み燃料発生量を 80%低減するなど、廃棄物低減の他、経済性、事故耐性、安全性や核拡散抵抗性上の利点があるとしている。CNADU 炉用の ANEEL 燃料集合体は、2025 年末には実際に炉へ装荷し、世界初の商業用トリウム燃料とすることを目指している。

トリウム利用を国策とするインドのバーバー原子力研究所は、トリウム燃料を軽水炉 (PWR) に装荷した炉特性に関する評価を行い以下 (表 2) の知見を整理している⁸⁾。

表 2 トリウム燃料を装荷した PWR の核特性

燃焼初期の反応度	Th-232 の熱中性子断面積は U-238 より約 3 倍大きいため、トリウム燃料ではウラン燃料に比べ 0.3eV 以下の熱中性子成分が少なく、U-235 濃縮度一定条件と比較すると初期反応度が 50mk 程度小さくなる
燃焼に伴うスペクトル変化	燃焼が進むとウラン燃料では 0.3～1eV の低いエネルギー領域に巨大共鳴を持つ Pu-239, Pu-240, Pu-241 が蓄積するため熱中性子成分が徐々に減少するが、トリウム燃料では顕著でなく燃焼後期の反応度低下が少ない
燃焼欠損反応度	燃焼欠損反応度は U-233+Th 燃料>U-235+U-238 燃料>U-235+Th 燃料>U-Pu or Th-Pu の大小関係となる
炉停止後の反応度増加	トリウム燃料ではウラン燃料に比べて炉停止後の重核組成の変化による反応度増加が大きい。Th-232 の中性子捕獲で U-233 を生成する過程の中間核種 Pa-233 の半減期が 27 日と長く、ウランサイクルで Pu-239 を生成する中間核種 Np-237 (半減期 2.4 日) に比べて多く蓄積する。このため炉停止後の fissile 生成量が多く印可反応度も 50mk 程度と 2 倍以上大きい。加えて、反応度上昇傾向は炉停止後 3 か月程度継続することに注意が必要である
遅発中性子割合 β	燃焼に伴い Pu もしくは U-233 を生成する燃料では遅発中性子割合 β は徐々に減少し、逆にそれらが消費される燃料では β はやや上昇傾向となる
即発中性子寿命 l_p	ウラン燃料、トリウム燃料に因らず、Pu を含む燃料で短い。またいずれの燃料でも燃焼に伴う fissile の減少により、熱中性子が吸収/漏れでなくなるまでの時間 (平均拡散時間) が若干延長されるため、 l_p は燃焼とともに長くなる傾向を示す
燃料温度係数	すべての燃料、燃焼期間で負値
減速材温度係数	ボロン濃度が 0pcm では全ての燃料、燃焼期間で負値。600～1200pcm と高くなると U-233 や U-235 を用いるトリウム燃料で正值に。なお Th-Pu 燃料では負値
ボロン濃度反応度係数	全ての燃料、燃焼期間で負値。なお Th-Pu 燃料では特に燃焼初期で負値ながら絶対値は小さい

また東京都市大は、BWR にトリウム燃料を装荷した場合の炉心特性および発電コストへの影響評価を実施している⁹⁾。9×9 燃料集合体無限体系において、UO₂ (濃縮度 3.5%)、U-MOX、Th-MOX (Pu 富化度 5%～20%) の燃料を対象とし、UO₂ と U-MOX の使用済み燃料は再処理と直接処

分を半々、Th-MOX は全量直接処分の想定の下解析を行い以下の結果を得ている。

- ✓ Th-MOX は U-MOX と比べて、
 - 中性子吸収が大きいため、同燃焼度達成には約 5%高い Pu 富化度が必要
 - 転換比に優れ(0.04 程度)、初期反応度と欠損反応度を低減できる。UO₂ と比べると顕著。
 - 同 Pu 富化度での比較で、Pu を約 2 倍効率的に燃焼できる。(Pu 富化度 20%の Th-MOX の Pu 消費率：約 0.8kg/GWd)
- ✓ 安全パラメータに関して、
 - ドップラー係数は、いずれの燃料でも Pu 富化度増に伴い悪化するが、Th-MOX では Pu 富化度を 20%程度に高めても現行 BWR の制限値内に収まる
 - 冷却材ボイド係数は、Th-MOX でより大きな負値となる
- ✓ 経済性に関して、
 - Th-MOX は U-MOX より高い燃料加工費を想定しても、発電コストへの感度がより大きな燃焼度を増大できるため、UO₂や U-MOX より経済性に優れる可能性あり
 - ここで、Th-MOX は再処理を行わない前提故、バックエンド費を削減できているが、それよりも長期反応度維持による燃焼度向上のコスト低減効果大きい

最終的に、Th-MOX 燃料を装荷した BWR は、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、コスト競争力を持つ可能性があること、設計変更無しに多くの Pu を装荷できるため余剰 Pu マネージメントへの応用が考えられることを特徴として結論づけている。

4. 我が国の研究開発の在り方

周知の通り日本はこれまでウラン・プルトニウム酸化物を基本とする燃料サイクル基盤を整備しているため、国としてトリウム燃料や液体燃料に目を向け研究資源を投じる判断をするには、当然ながら大きな incentive が必要である。そもそも我が国は、1950 年代の原子力黎明期にトリウム燃料をどう捉えていたか、日本の原子力政策の歴史を振り返ってみるとともに、それから 65 年を経た現在、第 6 次エネルギー基本計画に基づいて開始された経産省と文部科学省共同の原子力イノベーション促進（NEXIP）イニシアチブとして近年行われている熔融塩炉研究を紹介し、これからの研究開発の方向性を探りたい。

4-1. 原子力黎明期のトリウムの位置づけ

1955 年に制定されたわが国の原子力基本法“第一章 三条”には『「核燃料物質」とは、ウラン、トリウム等原子核分裂の過程において高エネルギーを放出する物質であって、政令で定めるものをいう。「核原料物質」とは、ウラン鉱、トリウム鉱その他核燃料物質の原料となる物質であって、政令で定めるものをいう』とされている。

1956 年 9 月 6 日の原子力長期計画の“4 方針(18)”には「原子燃料の有効利用等の見地からウラン、トリウムおよびプルトニウムについて十分な基礎研究を行うこととする」と明

記され、さらに同” (4) 日本原子力研究所の業務計画 (ホ) 製錬” では「粗製ウラン塩を精練しウラン金属を製造する。(中略) トリウムについては、その将来性にかんがみ、トリウム精錬技術の確立を図るものとする」と記載されている。

1958 年 12 月 24 日の原子力委員会資料「核燃料開発に対する考え方」の” [3] 核燃料有効利用のための技術開発” では「核燃料物質としてのトリウムについては、今後におけるトリウムを使用する原子炉の開発と関連せしめつつ、その利用技術を開発すべきである。当面は日本原子力研究所に置いて進行中の熱中性子増殖試験炉の研究に必要なトリウム系燃料の製造、加工等の研究を行う他、トリウムの合金及びセラミック型燃料等に関する基礎的な研究を合わせて進めるものとする」とある。

すなわち、1960 年頃までは国内でもウランと並行して、トリウムも核燃料としての利用可能性が検討されていたが、日本初の研究炉 JRR-1 が 1957 年に臨界となり、原電東海発電所の天然ウラン・炭酸ガス炉が 1966 年に初の商業炉として運開するにつれ、ウラン燃料への開発資源集中が進み、基本法が施行された頃にあったトリウム利用への関心は薄れ研究資源投資はなされなくなった。

4-2. 国内でのトリウム・溶融塩炉研究

日本の原子力開発がウラン・プルトニウム利用へ明確に舵を切られた後、トリウム研究は学会の専門委員会や大学が中心となって行われた。1974 年 10 月には日本原子力学会に「溶融塩増殖炉」研究専門委員会が設けられており¹⁰⁾、当時は米 ORNL にて 1965 年に初臨界を達成した実験炉 MSRE が 4 年にわたる実験を終え、炉の解体を進められていた時期であるとともに、続く実用溶融塩増殖炉 MSBR の設計が完了した頃であったため、専門委員会では米国で得られた知見の整理が活動の中心であった。

1979 年には文部省科学研究費補助金総合研究(B)として「溶融塩増殖炉技術の基礎に関する研究」、1983 年には文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究として「トリウム燃料に関する総合的研究」の成果がまとめられ、溶融塩炉の炉物理・核データ、燃料・材料、再処理と燃料システム、安全性、計装・制御、導入戦略、経済性に関する成果が整理されている。当時は将来実現すべき増殖炉として、U-Pu 燃料の高速炉系か Th-²³³U 系の熱炉系かの議論が活発であったが、米国が 1970 年代初めに U-Pu 燃料高速炉に軍配を上げて以降、日本でも溶融塩増殖炉研究は縮小していった。

それから約 40 年後、第 2 章で述べた背景から再び溶融塩炉への関心が高まり、国内でも 2019 年度から国の補助事業「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業」(NEXIP)として、溶融塩炉開発への支援が始められるようになった。この事業の中では、一般社団法人次世代エネルギー研究・開発機構(BERD)が「統合型溶融塩高速炉 IMSFR の開発」、株式会社トリウムテックソリューション(TTS)が黒鉛減速フッ化物溶融塩を用いる「熱中性子型液体燃料炉」、株式会社 MOSTECH が「溶融塩循環ループの技術開発」を手がけている¹¹⁾。BERD の IMSFR は高速炉であり、起動には軽水炉使用済み燃料から回収した TRU(Pu+MA)を燃

料として消費しつつ、劣化ウランを追加供給するのみで長期の電力供給が可能な持続可能な炉概念として提案されている。

4-2. トリウム炉・熔融塩炉の展望

1F 事故を経験した現在、軽水炉以外の革新炉を求め、世界的にトリウム炉・熔融塩炉への関心が再燃し、研究開発が活発化していることは事実である。トリウム熔融塩炉の開発は日進月歩で進んでおり、開発に熱心な他国に比べて我が国の知見は豊富ではないが、本委員会での調査検討を経て、熔融塩炉がそもそも原理的に抱える課題、設計が進むにつれ顕在化してきた主要課題として以下を抽出した。

- ✓ 既存の固体燃料炉では燃料被覆管が放射性物質の主要な隔離境界を構成するが、燃料・冷却材同一型の熔融塩炉では、燃料物質や FP を含む塩が循環する一次系境界にまで拡大する
- ✓ これにより熱交換器、配管、ポンプなどプラントの主要機器、そして広範な領域が(定検中にも)高線量となり、運転・点検・保守・補修が桁違いに困難となる可能性がある
- ✓ 廃炉時の放射性廃棄物も増大する
- ✓ また定常運転時の環境放出放射能が固体燃料炉に比べて格段に多いため、環境影響評価を行うと立地がより限定され、地元受容性も悪化することが懸念される
- ✓ 国際政治的に深刻なのは、熔融塩炉は塩から脱離した Xe ガスを定期的に環境中へ放出するため、その世界的な普及は、包括的核実験禁止条約機関 (CTBT) の国際監視制度 (IMS) 施設に影響を与え、刷新を強いる可能性すらあることである¹²⁾
- ✓ 発電システムは必ず塩処理システム(簡易再処理施設)を伴うことになるため、経済性の悪化、保障措置の難化、核物質処理施設の分散化・増加による核セキュリティ上の問題が懸念される

熔融塩炉推進派は時に、熔融塩炉のメリットについて、「ワンススルーの軽水炉」と「閉じたサイクルの熔融塩炉」を比較して説明することがある。例えば、熔融塩炉では資源利用効率が軽水炉の 100 倍となる、長寿命放射廃棄物を出さない、といった主張である。これは、非増殖炉か増殖炉かの違い、もしくは開サイクルか閉サイクルかの違いであり、燃料がウランかトリウムか、固体か液体かの別とは直結しない話である。こうしたやや飛躍した論法がトリウム熔融塩炉への公衆の過度な期待を助長する要因となっていることは否めない。これは安全性の説明についても同様である。

一方で、陽イオンと陰イオンから成り立つ熔融塩は化学的に活性な元素と結合しやすく、加圧の必要がないことと相俟って、事故時の揮発性 FP の環境放出を抑制する効果が期待できること、今後 Pu 燃焼や MA 核変換などリサイクルの高度化が要求される場合、高発熱・高線量の燃料を液体のまま取り扱えることなど、熔融塩炉固有のメリットも認められること

も事実である。

4-3. おわりに

海外の溶融塩炉開発ベンチャーの主要人物には、元々軽水炉や高速炉の開発に携わっていた原子力の専門家が少なくない。彼らは、既存炉の技術を熟知し、地球環境保全や持続的なエネルギー供給における原子力の重要性を十二分に理解しており、同時に現在の社会情勢を分析し、現状を打破する方策として、トリウム・溶融塩炉を提唱している。「1F 事故等で社会一般に染みついた原子力のマイナスイメージ脱却には、これまでとは抜本的に異なる原子力概念が必要」という主張である。

原子力を rebrand する「何か」として、1) 固体→液体、2) ウラン→トリウムを選択し、ベンチャー組織によっては、2) のトリウムは重視せず、a) 高い経済性、b) 非加圧システム、c) 軽水炉使用済燃料を供給燃料とし易いこと、を目指し売りとする戦略を提示している。これであれば、新規に原子力を導入する国も議論のテーブルに着いてくれるとの感触を彼らは得ている。特に「現実問題として、安全性は大前提の上、火力に勝る経済性こそ重要。それが全てを決める」との明確なスタンスを示している。現在世界中でみられるトリウム・溶融塩炉開発の動きは、原子力の未来を真摯に考え、自ら具体的な取り組みを先駆け実践している活動の具体例とも捉えられる。

ウラン・プルトニウムサイクルの完結を目指す日本においては、これまでと異なる加工・再処理技術やインフラが必要となるトリウムサイクルを導入することの意義や課題の大きさについて多くの議論がある。また核燃料物質が被覆管内に留まらず、炉心、配管、熱交換器、ポンプを循環するという、これまでの軽水炉の運転・保守経験からすると放射性物質に最も近いバウンダリが欠損している、全く概念の異なる炉型に対して、特に規制やプラントの運転・保守管理を行う視点からは厳しい見方がある。

一方で 1F 事故以降、原子力を学ぼうとする若者の人口は明らかに減少し、特に機械、電気、化学工学などの関連学科からの原子力業界への就職者数は落ち込んだまま回復していない。このままでは産業の高い技術力やサプライチェーンの維持はおろか、2030 年時点の原子力発電比率 20% 達成や、炭酸ガス排出抑制の政策目標達成もままならないという危機感がある。既設炉の更なる安全向上、革新的軽水炉（大型、SMR）、高速炉やガス炉を含む革新炉の開発を着実に進めつつも、常に基礎科学の裾野を広げること、新たな何かに挑戦すること、絶えなき安全性や環境負荷低減の追求には一定の意味があり、原子力先進国の役割でもあろう。基礎的知見や研究資源なしにはトリウム・溶融塩炉関係の技術詳細をフォローすることすら困難である。我が国としては、各国の動向を常時ウォッチし専門的知見から分析・評価を行う体制の強化をはじめ、特にエネルギー安全保障につながる資源有効活用や燃料供給多様性の確保、既設炉の安全性や経済性を改善する方策としてのトリウム利用技術については基礎的な研究開発を継続していくことが望まれる。

<参考文献>

- 1) 日本原子力学会「トリウムサイクル調査」研究専門委員会、トリウムサイクル—研究開発の現状と発展の道—、日本原子力学会(1980年10月)
- 2) 高木 直行、今なぜトリウムか？ 炉物理・炉設計の観点から、原子力 eye 日刊工業出版プロダクション Vol. 57 No. 4 p4-p25, 2011
- 3) 渡辺 寧、レアアースから見た鉱物資源供給の将来像、資源地質, 66(1), 27~34, 2016
- 4) 高木直行、軽水炉でトリウムを燃やす トリウム利用に向けた“ノルウェー発”燃焼照射計画、原子力 eye、2011年4月号、Vol. 57 No. 4 2011年4月1日
- 5) 高木直行、動き始めた中国のトリウム燃料利用 —第二回トリウム利用国際シンポジウムに参加して—、原子力 eye、2009年12月号、Vol. 55 No. 12 2009年12月1日
- 6) <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Chinese-molten-salt-reactor-cleared-for-start-up>
- 7) <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Clean-Core-prepares-for-testing-of-innovative-fuel>
- 8) Devesh Raj and Umasankari Kannan, Analysis for the use of thorium based fuel in LWRs, Annals of Nuclear Energy 174 (2022) 109162
- 9) 井上徹也他、トリウム燃料を用いる BWR の Pu 消費性能と発電原価に関する研究、日本原子力学会秋の大会予稿集(CD-ROM)、ROMBUNNO. 3109、
- 10) 2021年溶融塩増殖炉—MSBR研究の進歩と開発への展望—、日本原子力学会「溶融塩増殖炉」研究専門委員会(1977)
- 11) 山脇 道夫 他、溶融塩炉の最新開発状況、日本原子力学会誌, Vol. 63, No. 11 (2021)
- 12) Edwin Lyman (UCS), Proliferation and Terrorism Issues Related to Noble Gas Management at Molten Salt Reactors, Proc. of Global2019 (Seattle)

5) 編集後記

本「トリウム原子力システム」研究専門委員会は、諸外国・国内で進められているトリウムを用いる革新的原子炉・サイクル概念の最新動向の調査を行うこと、トリウム原子力システムの特徴・開発意義の整理、さらにはウラン原子力システムとトリウム原子力システムの得失比較等の検討を通じて、我が国でのトリウム原子力研究のあり方を探ることを目的とし、2018年8月に活動を開始した。

対象とするトリウム燃料炉、溶融塩炉は、昨今各国で大小様々な研究開発が行われており調査対象が広いこと、また 2019 年末からはコロナ禍に入り活動に制約が生じたことから、活動期間を第一期(2018年8月1日~2020年3月31日)の1.5年間に続き、第二期(2020年4月1日~2022年3月)まで延長し全3.5年間の活動を行った。日本では2019年度から原子力イノベーション促進(NEXIP)イニシアチブが立ち上がり、溶融塩炉研究に動きがあるものの、大半の委員の本来業務は基本的にウラン固体燃料、軽水炉といった本委員会の主題とは異なるところにあるため、各委員の自主的、献身的なご尽力に支えられた委員会となった。

原子力リネッサンスの勢いが残る 2000 年代後半には、レアアース採掘の副産物として発生するトリウムを核燃料として利用する原子炉の研究が世界的に再燃し、特に 2011 年の福島第一原子力発電所事故以降は、軽水炉の安全性への不安感増大も手伝い、これまでの主流であった原子力技術とは異なるトリウム燃料や溶融塩炉への関心が世界中で高まった。それから 10 年を経て、既に消滅したり、開発を減速したベンチャー企業もあり一時の熱は収まりつつあるようだが、中国は 2011 年以降国家プロジェクトとして推進してきたトリウム溶融塩炉開発計画において、開始から 10 年で 2MWt の実験炉の建設を完了させ、現在は実験開始の承認を得た段階にある。オランダでは研究炉 HFR を有する原子力研究コンサルタント・グループ NRG の子会社 Thorizon が 2022 年夏に公的および私的資金として約 20 億円を獲得し、トリウム溶融塩炉の原型炉設計完了に要する実験研究を開始するなど、着実に進む計画もある。

日本では、カーボンニュートラル目標の達成やロシアによるウクライナ侵攻に伴うエネルギーセキュリティへの関心の高まりから、政府が原子力を積極活用していく方針を示とともに革新炉開発にも言及し、福島第一原発事故以来無かった変化が生じている。そこにトリウム原子力について言及は殆ど無いが、これまでの原子力政策と大きく異なり学術的にも工学的にも未熟な技術体系である故、それは当然の判断と考える。本委員会では、限定的ながら、トリウム燃料や溶融塩炉の基礎的特性について整理・評価を試み、トリウム原子力にはウラン・プルトニウム原子力には無い好ましい特性があることも示した。親物質のみとは言え、ウランより豊富に存在する核燃料物質であるトリウムについて、今後も着実にこうした学術的活動を継続し、ウランサイクル固体燃料炉と同じ土俵で評価・考察していく為の更なる積み上げが必要である。

2022 年 10 月
(幹事一同)

参考資料
議事録

専門委員会開催報告

専門委員会名	第1回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時	2018 年 8 月 2 日(木) 13:30～17:00
開催場所	東京都市大学サテライトクラス 東京都渋谷区道玄坂 1-10-7 五島育英会ビルB1F
参加人数	29 名(敬称略・順不同) 阿部(東大)、伊藤(NDC)、宇根崎(京大)、宇留賀(電中研)、永沼(JAEA)、関本(東工大)、吉岡(トリウム熔融塩国際フォーラム)、宮川(日本原電)、魚住(電中研)、後藤(同志社大)、高木(都市大)、佐々(JAEA)、坂場(MHI)、三澤(京大)、山脇(東大)、小雲(MHI)、小坂(MFBR)、松井(エネ総研)、深澤(日立 GE)、大本(関電)、鷹尾(東工大)、竹澤(都市大)、中里(MHI)、田畑(中部電力)、木村(東芝 ESS)、木村(京大)、鈴木(長岡技科大)、Liem(ナイス)、牟田(阪大)(記)
議 事	(1) 委員挨拶 高木主査の挨拶ののち、出席委員から自己紹介がなされた。その後、議事次第に従って発表と質疑が行われた。 (2) 委員会設立趣旨・活動内容・運営方針について 高木主査より、本委員会の設立の経緯と趣旨が紹介され、研究・活動項目の具体的内容について議論された。本委員会ではトリウム燃料関連の世界動向の調査(Task1)、トリウムとウランの比較(Task2)、我が国のトリウム原子力研究のあり方に関する検討(Task3)を進めていくこととなった。 (3) トリウムサイクルに関連した研究の回顧(講演 1) 木村逸郎委員より、ご自身の略歴と研究履歴、トリウム燃料の基礎、黎明期のトリウム関連の研究内容、国内外の動向が紹介された。関連してトリウム利用を強く推し進めているインドとの関わりが紹介され、1990 年の日印セミナーの貴重な資料が回覧された。 (4) 日本の熔融塩炉研究開発の方向性(講演 2) 山脇委員より、熔融塩炉研究開発の状況等について紹介された。はじめに米国・中国の開発リーダーも招かれた資源・エネルギー戦略調査会熔融塩炉第二回推進総会の様子が紹介され、第5次エネルギー基本計画でも言及された熔融塩炉への期待が高まっていることが説明された。その後、世界の熔融塩炉研究開発動向として米国、中国、カナダ、オランダ、英国の開発状況が説明された。
備 考	次回委員会 ThEC2018 の前、10/16 の 14 時より東京都市大学サテライトクラスにて第 2 回委員会を開催することとなった。

専門委員会開催報告

専門委員会名	第2回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時	2018 年 10 月 16 日(火) 14:00～17:30
開催場所	東京都市大学サテライトクラス 東京都渋谷区道玄坂 1-10-7 五島育英会ビル B1F
参加人数	23 名(敬称略・順不同) 高木(都市大)、竹澤(都市大)、奥出(サウスウェスト研)、深澤(日立 GE)、坂場(MHI)、渡邊(トリウムテックソリューション)、後藤(同志社大)、小坂(MFBR)、後藤(東電 HD)、中瀬(東工大)、高橋(東芝 ESS)、阿部(東大)、宮川(日本原電)、鈴木(長岡技科大) 佐々(JAEA)、永沼(JAEA)、藤井(元 東工大)、三澤(京大)、伊藤(NDC)、大本(関電)、鷹尾(東工大)、吉岡(トリウム熔融塩国際フォーラム)、魚住(電中研)(記)
議事	(1) 委員挨拶 高木主査の挨拶の後、今回が初参加の委員から自己紹介がされた。 (2) 前回議事録の確認(竹澤幹事) 竹澤委員より専門委員会開催報告が紹介され、本内容で承認された。 (3) 本委員会のタスクの進め方について(高木主査) タスク-1(Th 燃料関連の世界動向の調査)、タスク-2(Th と U の比較)、タスク-3(我が国の Th 原子力研究のあり方に関する検討)の進め方の方針が高木主査より示され、各タスクのリード、サブリードが決定した。 (4) 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」成果概要報告(講演 1) 伊藤委員より標記 WG による検討の経緯、および得られた成果の概要が紹介された。 (5) 中国熔融塩炉開発の最新状況(講演 2) 吉岡委員より上海 SINAP を訪問して得られた情報や所感が紹介された。 (6) ウラン選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料簡易再処理技術基盤研究(講演 3) 鷹尾幹事より ThO₂ 燃料を処理する THOREX プロセス、および鷹尾幹事らが行った標記の研究について紹介された。
備考	次回委員会は 2019 年1月に、京都大学での開催を予定。

専門委員会開催報告

専門委員会名	第3回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時	2019 年 1 月 16 日(水) 13:30~17:00
開催場所	京都大学 本部構内(吉田キャンパス) 総合研究10号館117室
参加人数	22 名(敬称略・順不同) 高木(都市大)、竹澤(都市大)、深澤(日立GE)、坂場(MHI)、渡邊(トリウムテックリレーション)、後藤(同志社大)、後藤(東電HD)、宮川(日本原電)、鈴木(長岡技科大)、佐々(JAEA)、永沼(JAEA)、三澤(京大)、宇根崎(京大)(記)、北田(阪大)、伊藤(NDC)、本(関西電力)、魚住(電中研)、小雲(三菱重工)、牟田(阪大)、有田(福井大)、中里(MHI)、田畑(中部電力) 1) 第二回委員会議事録確認(魚住幹事)
議事	魚住幹事より、第二回委員会議事録(メール審議により承認済)の紹介があった。 2) 講演1:「Th-U 燃料部分装荷 PWR による核特性への影響の検討」(北田幹事) 北田幹事より、大阪大学で実施された Th-U 燃料部分装荷 PWR に関する炉心核特性評価研究の紹介があった。 3) 講演2:「京都大学複合原子力科学研究所におけるトリウム関連基礎研究」(宇根崎幹事) 宇根崎幹事より、京大複合原子力科学研究所におけるトリウム関連基礎研究として、KUAC を用いた臨界実験、不確かさ評価、LINAC を用いた Th-232 断面積測定関連研究の紹介があった。 4) 講演3:「トリウムエネルギー国際会議 ThEC2018 の報告」(高木主査) 高木主査より、2018 年11月に開催されたトリウムエネルギー国際会議 ThEC2018 の報告があった。 5) タスク2の進め方について(魚住幹事) 魚住幹事より本委員会タスク2(U-Th 比較)の進め方について、配布資料を元に説明があり、意見交換を行った。
備考	次回委員会の開催時期は4月下旬から5月(GW明け)を目途とし、開催場所とテーマについては今後調整することとなった。

専門委員会開催報告

専門委員会名	第4回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時	2019 年 5 月 23 日(木) 13:30～17:00
開催場所	東京都市大学渋谷サテライトクラス
参加人数	19 名(敬称略・順不同) 高木(都市大)、竹澤(都市大)、深澤(日立 GE)、奥出(サウスウエスト研)、宮川(原電)、伊藤(NDC)、小坂(MFBR)、松浦(都市大)、宇留賀(電中研)、小雲(MHI)、阿部(東大)、佐々(JAEA)、永沼(JAEA)、北田(阪大)、藤井(元東工大)、鈴木(長岡技大)、魚住(電中研)、吉岡(Th 溶融塩炉フォーラム)、大本(関西電力)
議事	1)第3回委員会議事録確認(竹澤) 竹澤より第3回委員会議事録(メール審議により承認済)の紹介があった。 2)講演1:都市大原子力シンポ「溶融塩炉・トリウム炉の展望」報告(高木主査) 高木主査より 2019 年 4 月 4 日に都市大で開催された標記シンポジウムの概要について報告があった。 3)タスク 1(Th 原子力システム研究開発の世界動向調査)に関する協議(佐々幹事) 佐々幹事よりタスク 1 の進め方として、具体的な文献調査対象や作業内容、作業スケジュール案について説明がなされた。 4)タスク 2(トリウムとウランの比較)に関する協議(魚住幹事) 魚住幹事よりタスク 2 の評価方法について、過去になされた固体燃料での比較表をもとに溶融燃料への適用について説明され、溶融燃料に適用した場合の問題点について説明がなされた。 5)タスク 3(我が国のトリウム原子力研究の在り方の提言)に関する協議(高木主査) 高木主査よりタスク 3 に関連して、1950 年代から 1960 年代にかけての我が国の原子力開発利用長期計画におけるトリウムの位置づけや研究開発状況、および、当時の原子力委員会での核燃料開発の考え方におけるトリウムについての説明がなされた。 6)講演2:「溶融塩炉燃料の処理技術開発の現状」(松浦委員) 松浦委員より溶融塩炉燃料の再処理の目的や処理技術の現状および問題点について、諸外国における研究開発動向とあわせて説明がなされた。
備考	次回委員会の開催時期は 2-3 か月後を目途とし、詳細な日時およびテーマについては担当の牟田幹事および竹澤幹事の 2 名が中心となり調整することとなった。

専門委員会開催報告

専門委員会名	第5回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時	2019 年 9 月 2 日(月) 13:30～17:00
開催場所	東京都市大学サテライトクラス 東京都渋谷区道玄坂 1-10-7 五島育英会ビル B1F
参加人数	20 名 高木(都市大)、Zaki(ITB)、吉岡(トリウム熔融塩国際フォーラム)、坂場(MHI)、伊藤(NDC)、深澤(日立 GE)、有田(福井大)、中瀬(東工大)、宮川(日本原電)、田畑(中部電力)、宇留賀(電中研)、佐々(JAEA)、永沼(JAEA)、小雲(MHI)、関本(東工大)、魚住(電中研)、松井(エネ総研)、奥出(サウスウエスト研)、小坂(MFBR)、竹澤(都市大)(記)(敬称略・順不同)
議事	(1) 前回議事録の確認(竹澤) 原案の通りに承認された。 (2) 講演1「Research on Innovative Nuclear Reactor Based on Thorium Fuel」(Prof. Zaki Su'ud, Bandung Institute of Technology)及び「巷にみるトリウム論評記事の例」(高木主査) Prof. Zaki より、バンドン工科大における Th 炉研究(軽水冷却長寿命 Th-SMR、Th を用いた改良 CANDLE 燃焼炉の出力平坦化)及び、同国における Th 炉開発動向の概要が紹介された。また、高木主査より海外における一般向け Th 論評記事と、インドネシアにおけるThorCon の FS 契約に関するニュース記事(ロイター通信)が紹介された。 (3) 講演2「Th サイクル研究の新アイデア - U-234 を仲立ちとしたサイクル高度化からゲル液抽出法を用いた再処理まで」(東工大 中瀬委員) 中瀬委員より、U-234 を用いて核拡散抵抗性を高める Th 燃料概念に関する研究とゲル液抽出法の U/Th 分離への適用に関する研究の概要が紹介された。 (4)タスクに関する協議(高木主査、佐々幹事(タスク1リード)、魚住幹事(タスク2リード)) 高木主査よりタスク1・2・3の進め方と委員分担案が示され、大筋で承認された。また、タスクの検討結果は2020年原子力学会秋の大会の総合報告において発表する方針確を再認した。 佐々幹事よりタスク1の詳細と委員毎の炉システム分担案が示され、大筋で承認された。 魚住幹事よりまとめ作業の課題が説明され、まずは代表的な塩化物・フッ化物塩を対象として次回委員会で委員分担案を示すこととした。
備考	次回委員会は 2019 年 10 月に、都内での開催を予定。

専門委員会開催報告

専門委員会名	第6回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時	2019 年 10 月 25 日(火) 13:30～17:00
開催場所	東京都市大学サテライトクラス 東京都渋谷区道玄坂1-10-7 五島育英会ビル B1F
参加人数	14名 高木(都市大)、竹澤(都市大)、関本(元 東工大)、大川(電通大)、小雲(MHI)、伊藤(NDC)、中里(MHI)、佐々(JAEA)、永沼(JAEA)、山脇(BERD)、松井(エネ総研)、大本(関電)、鷹尾(東工大)、魚住(電中研) (順不同)
議事	(1) 前回議事録の確認(竹澤幹事) 第5回研究専門委員会の開催報告が紹介され、本内容で承認された。 (2) Global2019の報告(鷹尾幹事、高木主査) 2019年9月に米国・シアトルで開催された国際会議: Global2019 の紹介、および本会議でのトリウムや溶融塩炉に関する主要な発表に関する報告がされた。 (3) ICENES2019 の報告(関本委員) 2019年10月にインドネシアで開催された国際会議: ICENES2019の紹介の他、本会議で ThorCon により発表されたTMSR-500 接岸水上発電システムに関する報告がされた。 (4) 各タスクに関する協議(佐々幹事、魚住幹事、高木主査) タスク-1(Th 原子力システム研究開発の世界動向調査)の状況が佐々幹事より報告された。また、タスク-2(トリウムとウランの比較)の進め方についての魚住幹事による提案が了承された。更に、タスク-3(我が国のトリウム原子力研究の在り方の提言)について、最終的にどうまとめていくかの方向性が高木主査より提案された。
備考	次回委員会は2019 年 12 月中旬の開催を予定。

専門委員会開催報告

専門委員会名	第7回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時	2020 年 1 月 29 日(水) 13:30～17:00
開催場所	東京都市大学サテライトクラス 東京都渋谷区道玄坂1-10-7 五島育英会ビル B1F
参加人数	17 名(敬称略・順不同) 高木(都市大)、牟田(阪大)、深澤(日立)、リン(ナイス)、伊藤(NDC)、小雲(MHI)、稲垣(中電)、宮川(原電)、宇留賀(電中研)、佐々(JAEA)、永沼(JAEA)、大本(関電)、渡邊(静大)、魚住(電中研)、吉岡(トリウム熔融塩国際フォーラム)、小坂(MFBR)竹澤(都市大)(記)
議事	(1) 前回議事録の確認(竹澤幹事) 第6回研究専門委員会の開催報告が紹介され、本内容で承認された。 (2) 「トリウム酸化物燃料について」(牟田幹事) 牟田幹事より「軽水炉・高速炉におけるトリウム燃料の利用WG」で検討された内容を中心に、トリウム酸化物燃料についての(1)燃料としての物理的特性、(2)課題と現状(採鉱、製造、照射試験、再処理)について講演いただき、質疑応答を行った。 (3)IAEA 燃料サイクルコードにおけるTh 燃料の崩壊熱と放射性毒性(吉岡委員) 吉岡委員より、①IAEA の燃料サイクルコード NFCSS、②PWR におけるトリウム燃料の崩壊熱評価、③PWRにおけるトリウム燃料の放射性毒性評価、④崩壊熱計算・放射性毒性計算のNFCSS への組み込みについて講演いただき、質疑応答を行った。 (4)各タスクに関する協議(佐々幹事、魚住幹事、高木主査) タスク-1(Th 原子力システム研究開発の世界動向調査)とタスク-2(トリウムとウランの比較)の検討状況が佐々幹事、魚住幹事より報告された。また、タスク-3(我が国のトリウム原子力研究の在り方の提言)の検討方針について質疑応答を行った。 (5)その他 高木主査より委員会延長要否、運営体制の見直しに関する委員の意見確認があり、その結果を踏まえて学会事務局へ延長有無の回答期限を確認いただくこととなった。
備考	次回委員会は2019 年 3 月 25 日の開催を予定。 (追記:開催延期要否を主査・高木先生がご確認・ご検討中です)

専門委員会開催報告

専門委員会名	第 8 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時	2020 年 5 月 15 日（金） 13:30～16:00
開催場所	Zoom によるオンライン開催
参加人数	22 名（敬称略・順不同） 高木（都市大）、鈴木（長岡技大）、リン（ナイス）、宇留賀（電中研）、奥出（サウスウエスト研）、深澤（NFD）、中里（MHI）、吉岡（トリウム熔融塩国際フォーラム）、渡邊（静大）、松井（エネ総研）、高橋（東芝）、伊藤（NDC）、稲垣（中電）、永沼（JAEA）、小坂（MFBR）、大本（関電）、後藤（東電）、牟田（阪大）、佐々（JAEA）、魚住（電中研）、北田（北大）、竹澤（都市大）（記）
議事	(1) 前回議事録の確認（竹澤幹事） 第 7 回研究専門委員会の開催報告が紹介され、本内容で承認された。 (2) 2020 年秋の大会企画セッションでの報告について（高木主査） 高木主査より 2020 年秋の大会企画セッションでの報告を一般公開とする方針が提案され、質疑応答を経て了承された。 (3) タスク 1（Th 原子力システム研究開発の世界動向調査）（佐々幹事） 佐々幹事より企画セッションでのタスク 1 報告として、様式ごとに代表的な炉概念を紹介する方針が提案され、質疑応答を経て了承された。 (4) タスク 2（トリウムとウランの比較）（魚住幹事） 魚住幹事よりタスク 2 の取りまとめ状況が報告された。また、企画セッションでのタスク 2 報告では、U/Th 燃料の基礎物性の収集結果に焦点をあてて報告する方針が提案され、質疑応答を経て了承された。 (5) タスク 3（我が国のトリウム原子力研究の在り方の提言）（高木主査） 高木主査よりタスク 3 報告の素案が提案され、質疑応答を経て了承された。 (6) その他 高木主査より委員会延長の趣旨と活動内容案が説明され、質疑応答を経て委員会の延長方針が了承された。
備考	なし

専門委員会開催報告

専門委員会名	第 9 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時	2020 年 12 月 25 日(金) 10:00~12:00
開催場所	Zoom によるオンライン開催
参加人数	22 名(敬称略・順不同) 高木(都市大)、魚住(電中研)、佐々(JAEA)、小坂(MFBR)、大本(関電)、渡邊(同志社)、三澤(京大)、鈴木(長岡技大)、宇留賀(電中研)、深澤(NFD)、中里(MHI)、吉岡(Th 熔融塩国際 F)、松井(エネ総研)、高橋(東芝 ES)、伊藤(NDC)、有田(福井大)、永沼(JAEA)、宮川(原電)、関本(東工大)、後藤(東電)、山脇(原研研究懇)、鴨志田(日立 GE)(記)
議事	(1) 各委員の自己紹介 第二期の初回開催にあたって、委員会参加者の自己紹介を実施。 (2) 第一期最終議事録の確認(魚住幹事) 第一期第 8 回研究専門委員会の開催報告が紹介され、本内容を確認した。 (3) 2 期目の活動目的の紹介、並びに活動内容や成果報告の在り方の検討(高木主査) 高木主査より第二期の活動方針が提案され、質疑応答を経て了承された。 (4) 1 期目の委員会報告のレビュー(高木主査、他) 第一期の成果報告である 2020 年秋の大会企画セッションの概要について各発表者より報告され、質疑応答を経て了承された。 (5) その他 高木主査より次回委員会を来年 2 月~3 月に実施する方針が提案されて了承された。
備 考	なし

専門委員会開催報告

専門委員会名	第 10 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
開催日時	2021 年 3 月 10 日(水) 13:15～16:30
開催場所	Zoom によるオンライン開催
参加人数	21 名(敬称略・順不同) 高木(都市大)、小坂(MFBR)、山脇(原シ研懇)、 有田(福井大)、宇留賀(電中研)、奥出(サウスウエスト研)、深澤(NFD)、吉岡(トリウム熔融塩国際フォーラム)、渡邊(静大)、関本(東工大)、大川(電気通信大)、松井(エネ総研)、高橋(東芝)、鴨志田(日立 GE)、伊藤(NDC)、永沼(JAEA)、魚住(電中研)、後藤(東電)、稲垣(中電)、宮川(原電)、大本(関電)記
議事	(1) 前回議事録の確認 第 1 回研究専門委員会の開催報告が紹介され、本内容で承認された。 (2) ご講演 ・「DOE の先進的原子炉実証プログラム(ARDP)について」(深澤委員) 深澤委員より、米国 DOE による先進的原子炉実証プログラムの概要および選定されている炉型のうち熔融塩炉(KP-FHR、MCRE)・熔融塩(Natrium炉の蓄熱系)に関する内容について説明があった。 ・「熔融塩高速炉のフィージビリティ・スタディー」(山脇委員) 山脇委員より、2019 年度「社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業補助金」で検討した内容について報告があった。 ・「トリウム熔融塩燃料に関する研究」(有田委員) 有田委員より、熔融塩炉に関する主な研究の状況について報告があった。熔融塩燃料には様々な種類があり、その物性の取得は現在進行中であり、今後は物性値の数式化・一般化が必要という内容であった。 (3) 今期委員会の活動内容及び成果報告のあり方について(高木主査) 今期委員会の活動として、一般の方に向けて、読みやすい形の報告書をまとめることとなった。章立て、分担は、幹事会の議論を経て提案することとなった。 また、次回は海外からの講演を委員会主催の公開シンポジウムとして開催することで調整することとなった。講演者への謝金はなしとする方向で調整する。
備 考	なし

2022 年 4 月 25 日

専門委員会開催報告

会合名	第 11 回「トリウム原子カシステム」研究専門委員会 幹事会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*() *分科会、WG 等具体的に記入のこと
開催日時	2021 年 8 月 30 日(金)18:00～19:00
開催場所	Zoom によるオンライン開催
参加人数	6 名 高木主査, 渡邊幹事, 佐々幹事, 小坂幹事, 大本幹事, 魚住幹事
議事	1. 前回(5/18 国際シンポジウム)の議事録について 本議事録を確認した。 2. 予算確認 委員会や国際シンポジウムでの講師への謝金が不要であったことから、予算は使わない見込みであることが確認された。 3. 次回委員会について 10 月中旬を予定。 内容は、熔融塩炉に関する研究開発の紹介として、以下の 3 者による講演をお願いする予定: Dr. R. Hania(オランダ、NRG)、吉岡委員(トリウムテックソリューション)、木下氏(MOSTECH) 以上
備考	

2022 年 4 月 25 日

専門委員会開催報告

会合名	第 11 回「トリウム原子力システム」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*() *分科会、WG 等具体的に記入のこと
開催日時	2021 年 10 月 15 日(金)17:00～19:00
開催場所	Zoom によるオンライン開催
参加人数	24 名 高木主査, 渡邊幹事, 佐々幹事, 小坂幹事, 大本幹事, 魚住幹事, 吉岡委員, 鈴木委員, 深澤委員, 宇留賀委員, 後藤委員, 伊藤委員, 松井委員, 高橋委員, 永沼委員, 鴨志田委員, 中里委員, 山脇委員, 奥出委員, Peng Hong Liem 委員, 稲垣委員, Hania(NRG), 木下(MOSTECH), Aji(MOSTECH), 有馬(九大)
議事	1. 溶融塩炉に関する研究開発の紹介 溶融塩炉に関する研究開発を行っている次の 3 機関より、各々の活動内容が紹介された。 ・「Molten salt irradiation test at NRG Petten」: Dr. R. Hania(オランダ、NRG) ・「MSR Development in Thorium Tech Solution Inc.」: 吉岡委員(日本、トリウムテックソリューション) ・「Molten Salt Technology development for deployment of TMSR」: 木下氏、Aji 氏(日本、MOSTECH) 2. 中国の最新動向(深澤委員) フッ化物溶融塩炉の建設を進めている中国の動向が深澤委員より報告された。 以上
備考	

2022 年 4 月 25 日

専門委員会開催報告

会合名	第 12 回「トリウム原子カシステム」研究専門委員会 幹事会
会議種別	本会議 <u>幹事会</u> メール審議 その他*() *分科会、WG 等具体的に記入のこと
開催日時	2022 年 3 月 23 日(水)18:00～18:40
開催場所	Zoom によるオンライン開催
参加人数	6 名 高木主査, 渡邊幹事, 佐々幹事, 小坂幹事, 大本幹事, 魚住幹事
議事	1. 本研究専門委員会の今後の方針について 本来の予定通り、2021 年度末で終了する予定。 2. 最終成果物について 2022 年秋の大会での企画セッションとする場合と、報告書としてまとめて学会のホームページに掲載する場合の 2 つの方法が考えられるので、次回幹事会で決める。 3. 次回委員会(最終回)について 遅くとも 5 月中に実施する予定だが、本来の期限(2022 年 3 月)以降となっても問題無いかを学会事務局に確認する(担当:魚住)。 内容は、インドの方の講演(高木主査がコンタクトを取る)と、本研究専門委員会の終了関連を予定。 以上
備考	

専門委員会開催報告

会合名	第 13 回「トリウム原子カシステム」研究専門委員会 幹事会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他* () *分科会、WG 等具体的に記入のこと
開催日時	2022 年 4 月 13 日(水)18:00～19:00
開催場所	Zoom によるオンライン開催
参加人数	6 名 高木主査, 渡邊幹事, 佐々幹事, 小坂幹事, 大本幹事, 魚住幹事
議事	1. 本研究専門委員会の今後の方針について 延長はせず、第 2 期(期限は 2021 年度末まで)で終了とする。但し、最終回となる委員会を 5 月頃に開催する。 最終回を期限後に実施することについては学会事務局の了解済み。 2. 最終成果物について 第 1 期を含むこれまでの委員会の全プレゼン資料(2020 年秋の学会での企画セッションで使用したものを含む)を束ねて、表紙を付けた程度のものを学会・炉物理部会のホームページに掲載してもらうという案を基本方針として進めることとなった。 Task2 については仕分け案を渡邊幹事が作る。 資料や最終案の検討のため、次回委員会の 1 週間くらい前に幹事会を開催する予定。 3. 次回委員会(最終回)について 5 月 26(木)、15:00～、高木先生の Zoom 利用、担当幹事は魚住。 議題: 高木先生の講演:「軽水炉での Th 利用について(仮題)」、本委員会の最終成果報告について。 取り敢えず、日時を委員にアナウンスする(4/14 実施済み by 担当幹事)。 関連資料として、これまでの委員会の全プレゼン資料(2020 年秋の学会での企画セッションで使用したものを含む)、議事録などを都市大のストレージに保管しておく。 以上
備考	

2022 年 9 月 20 日

専門委員会開催報告

会合名	第 14 回「トリウム原子カシステム」研究専門委員会
会議種別	本会議 幹事会 メール審議 その他*() *分科会、WG 等具体的に記入のこと
開催日時	2022 年 5 月 26 日(木) 15:00 ～ 17:15
開催場所	Zoom によるオンライン開催
参加人数	21 名 高木主査, 渡邊幹事, 佐々幹事, 小坂幹事, 大本幹事, 魚住幹事, 松井委員, 伊藤委員, 山脇委員, 吉岡委員, 奥出委員, 深澤委員, Liem 委員, 大川委員, 高橋委員, 永沼委員, 後藤委員(東電), 後藤委員(同志社大), 宇留賀委員, 有田委員, 鷹尾委員
議事	1. 議事録の確認 第 1 回国際シンジウム(2021/05/18)および研究専門委員会(2021/10/15)の議事録案が確認・承認された。 2. 講演:「軽水炉での Th 利用について」(高木主査) 高木主査より、標記の講演が行われた。 3. 本研究専門委員会の成果の取りまとめについて(小坂幹事) 小坂幹事より、本研究専門委員会の成果の取りまとめ案が紹介され、承認された。これにより本年 9 月を目途に成果報告書案を幹事団でとりまとめ、各委員の内容確認を経て、最終報告書とする方針となった。 以上
備考	