



Expertise | Collaboration | Excellence

Webinar-GuideBook

GIFのウェビナーシリーズ

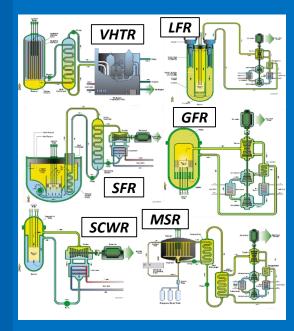
次世代原子カシステムに関して、GIFが有する知識の共有と、若い技術者の参加を呼びかけるため、GIFではほぼ毎月公開技術ウェビナーを開催しています。

ウェビナーの内容は、GIFで開発中の次世代原子力システムのプラント概念、各技術分野(安全性、経済性、燃料特性、流動特性等)の紹介、既存炉(フェニックス、ロシアのBNシリーズ等)の経験、現在進行中のプロジェクト(HTR・MYRRHA・ALFRED・ASTRID等)の紹介など多岐にわたります。



Mission Statement

GIF教育訓練タスクフォース(GIFETTF)は、GIFを支援する人や組織のコミュニケーション及びネットワークに、より良いオープンな教育と知識を提供する国際的なグループです。



Integration of GIF knowledge

- 第4世代原子カシステムの知識 を集約しGIF関係者に提供する と共に、より多くのステークホ ルダーに知識を提供する方法を 検討
- 教育訓練活動の情報やアイデア を交換するためにソーシャルメ ディアを活用
- 第4世代原子カシステムやシステムを構築するために必要な技術に関するウェビナーを開催

GIF 教育訓練ワーキンググループ:

https://www.gen-4.org/gif/jcms/c 97306/education-and-training

GIF ウェビナーガイド(日本語):

https://gif.jaea.go.jp/webinar/index.html

発行日: 2021年12月22日



Webinar list

- 1. イントロダクション
 - 次世代原子力システムの開発の歴史
 - 原子力システム設計
 - 小型モジュール炉 (SMR) 研究開発の概要
 - 小型原子炉システムによる電力供給の可能性
 - 超小型炉:イノベーション加速のための技術オプション
 - 原子力産業におけるパラダイムチェンジ (超小型炉の経済性)
- 2. 安全、品質及び規制
 - 第4世代原子力システムの安全性
 - ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア(SDC)と安全 設計ガイドライン(SDGs)
 - 受動的崩壊熱除去システム
 - 第4世代原子炉システムの核拡散防止及び物理的防護
 - グレーデッドアプローチ:等級分けは「なぜ」「いつ」「どう やって」行うのか
- 3. 持続可能性と燃料サイクル
 - クローズド燃料サイクル
 - 燃料サイクルの実現に向けた持続可能性に関する検討
 - 燃料サイクルにかかわる科学技術的諸問題
 - Th-U型/非Th-U型溶融アクチニド塩回収/変換システム: MOSART
 - クリーンエネルギーの統合を最大限活用するために:統合エネルギーシステムにおける原子力技術と再生可能エネルギー技術の役割
 - 廃棄物処理プラントHanfordサイトの概要



- 4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術
- 4.1. 高速炉の設計・建設経験とフィージビリティスタディ
 - ナトリウム冷却高速炉(SFR)
 - 欧州型ナトリウム冷却高速炉の紹介:ESFR
 - 鉛冷却高速炉(LFR)
 - 欧州先進型鉛冷却高速実証炉:ALFREDプロジェクト
 - LFR技術に基づく加速器駆動型システム:MYRRHA
 - ガス冷却高速炉(GFR)
 - ガス冷却高速試験炉プロジェクト:ALLEGRO
- **4.2.** 多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験とフィージビリティスタディ
 - 超高温ガス炉(VHTR)
 - 日本の新規制基準に対するHTTR許認可の経験
 - HTR-PMの設計仕様、安全の特徴、プロジェクト進展
 - 超高温ガス炉 (VHTR) 水素製造プロジェクト
 - 超臨界圧水冷却炉(SCWR)
 - フッ化物塩冷却型高温炉(FHR)
 - 欧州型溶融塩高速炉(MSFR)
 - チェコ共和国における溶融塩炉技術開発の実験プログラム
 - 溶融塩炉の安全評価 -米国の見地から-

5. 炉心・燃料

- ナトリウム冷却高速炉における金属燃料
- 高温ガス炉用TRISO粒子燃料
- 原子炉燃料としてのトリウム
- Pb-208アイソトープを含有する鉛:高速中性子炉の安全性向上 のための新型反射体
- 新型炉用MOX燃料



6. 運転経験

- Phenix、Superphenixから得た経験
- Astridプロジェクトの教訓
- ロシアのナトリウム冷却高速炉(BN 600/BN 800)

7.横断的トピック/第4世代炉の評価・設計技術

- 第4世代原子炉システムのコスト計算
- 第4世代原子炉システムに用いられる原子炉材料
- 新型炉用燃料及び材料の性能評価
- エネルギー変換システム
- 液体金属冷却高速炉の炉内熱流動特性
- 第4世代原子炉システムにおける冷却材の品質管理
- 流動可視化のための多重粒子陽電子放出粒子追跡法の発展
- 新しいプラントシステム設計 (PSD) 規格の紹介
- 先進的製造技術から第4世代原子炉設計者が得るチャンス
- SFRの供用中検査及び修理、第4世代の別システムへの拡張

8. 若手原子力技術者によるウェビナー

- 放射性廃棄物向けセメント・マトリックス
- SFRのシビアアクシデント時におけるナトリウム 核分裂生成物の相互作用
- SFRにおけるナトリウム-ガス熱交換器の安全研究



次世代原子カシステムの開発の歴史

概要/目的:

本ウェビナーでは、原子力の平和利用に関する歴史的展望を紹介します。 Atoms for Peace programによって、原子力発電の世界的展開が始まりました。 歴史的展開に基づき、さらに現在進められている第4世代原子炉システムの 開発と展開について紹介します。

講演者紹介:

Dr. John E. Kelly 博士は、米国エネルギー省原子カエネルギー局の原子力技術担当副次官補であり、小型モジュール炉、軽水炉、第四世代原子炉などのプログラムを含む米国の民間原子炉の研究開発プログラムの責任者です。







ATOMS FOR PEACE THE NEXT GENERATION

Dr. John E. Kelly
U.S. Department of Energy, Office of Nuclear Energy
September 29, 2016













SUMMARY

- First wave of reactors were driven by post-war economic growth in the industrialized world, concerns about energy supply/security, and strong government support.
- Today nuclear power is in its second wave and the worldwide interest is as strong as it was in 1953
- Reactors designs have evolved becoming safer, more reliable, and more economic
- Generation IV is progressing well and deployment is seen in the not too distant future







核の平和利用にとって、アメリカ合衆国のアイゼンハワー大統領が、1953年 12月8日にニューヨークの国際連合総会で行った演説は一つのゲームチェンジャー でした。

それ以降、原子力発電所は、第1世代(初期の原型炉的な炉)、第2世代(大型化した軽水炉等)、第3世代(改良型軽水炉、東電柏崎刈羽のABWRやSMR、VVER-1200等)と進化し、現在、我々は第4世代炉の開発に取り組んでいます。

ATOMS FOR PEACE





~ President Dwight D. Eisenhower, December 8, 1953, to the 470th Plenary Meeting of the United Nations General Assembly

"Peaceful power from atomic energy is no dream of the future.
That capability, already proved, is here — now — today."

GENERATION IV REACTORS





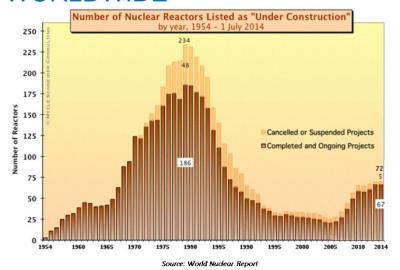
NUCLEAR POWER PLANTS BUILT WORLDWIDE





Expertise | Collaboration | Excellence

International



原子力発電所建設の機運は、1970~80年代と2010年代、2度訪れています。 要因は、それぞれ異なり、 本ウェビナーでは、その要 因を紹介しています。

DRIVERS FOR THE FIRST WAVE OF REACTORS



Encouraging drivers

- Re-emerging Economies Required Increased Energy in Post World War II Period
- The Oil Crises of the 1970s
- Strong Government Backing

Discouraging drivers

- · High Interest Rates
- Fear of Radiation
- Fear of Nuclear Weapons
- · Three Mile Island Accident
- · Chernobyl Accident
- Waste Management Impasse

Neutral drivers

- Acid Rain
- Air Pollution
- 1971- Inadvertent Climate Modification. Report of the Study of Man's Impact on Climate

CURRENT DRIVERS FOR NUCLEAR POWER

- Energy security
 - Nuclear shelters countries from imports of costly fossil fuels
 - Replacing retired nuclear or coal generation plants

■ Economic incentives

- Nations rich in fossil fuel would prefer to export those resources and use nuclear for domestic electricity production
- Environmental protection
 - Replacing coal with nuclear can alleviate air pollution problems
- Climate change concerns
 - Nuclear is the "emission-free" base load generation technology
 - Dry condenser cooling possible with small modular reactors when water usage is restricted



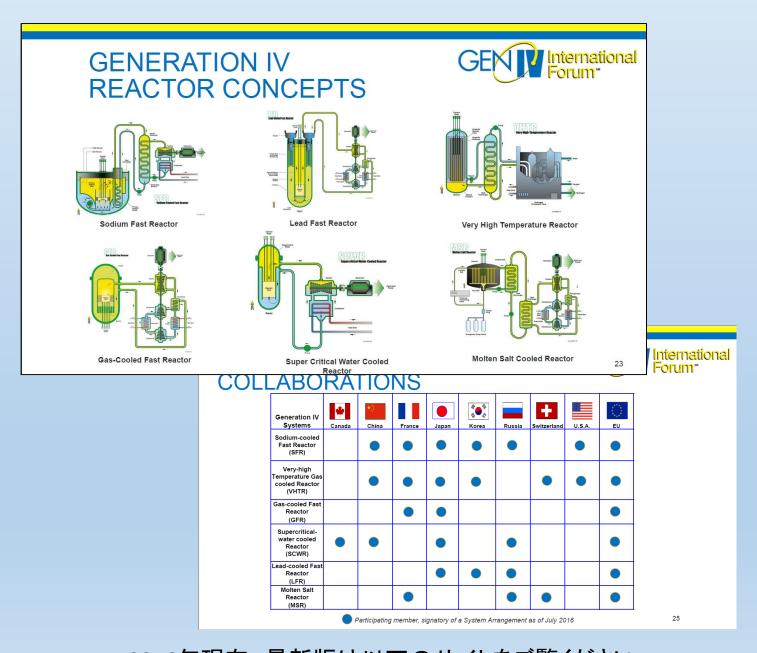






第4世代原子力システム国際フォーラムは、2030年代の商業導入を目指し、次世代原子カシステムの研究開発を多国間協力で推進することを目的に、2001年7月に発足した国際協力の枠組みです。2019年1月現在、13ヶ国1機関(アルゼンチン、オーストラリア、ブラジル、カナダ、フランス、日本、中国、韓国、南アフリカ、ロシア、スイス、英国及び米国及びユーラトム)が参加しています。

GIFは研究開発協力の対象として、6システム(GFR:ガス冷却高速炉、SCWR:超臨界圧軽水冷却炉、SFR:ナトリウム冷却高速炉、VHTR:超高温ガス冷却炉、LFR:液体金属冷却高速炉、MSR:溶融塩炉)を選定しています。これらの炉型は、高い安全性・信頼性、資源の有効利用と放射性廃棄物発生量の抑制、核拡散抵抗性・核物質防護、及び経済的競合性等を具備した革新的原子炉システムとして、2002年に選ばれました。



2016年現在、最新版は以下のサイトをご覧ください。 https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9342/framework-agreement



原子カシステム設計

概要/目的:

なぜ第4世代原子炉システムが必要なのでしょうか?そしてどのような原子炉テクノロジーが必要なのでしょうか? GIFは過去の設計オプションを再検討し、持続可能なエネルギー源としての新しい原子炉設計を模索しています。第4世代原子炉システムの合理性を理解し、その設計上の特徴を把握するためには、原子炉設計の基本的知識が必要となります。「臨界」「増殖」「高速中性子/熱中性子」という技術用語の背景にある意味合いはどのようなものなのか?冷却材、減速材、中性子スペクトル、燃料組成、燃料材料はどのように選択すればよいのか?第4世代原子炉の基準を満たし持続可能な原子炉システムを設計するためには、これらの技術をどのように組み合わせればよいのか?非専門家への解説を目的とするウェビナーとなっています。

講演者紹介:

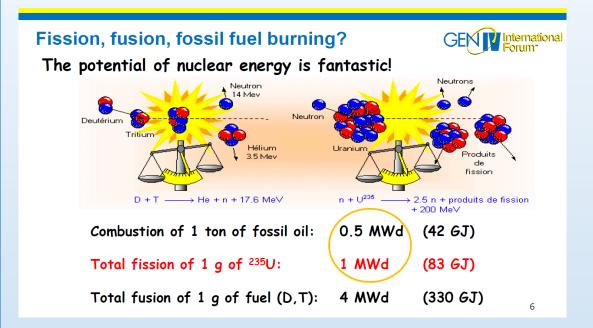
Claude Renault博士は、CEAで30年以上にわたり研究開発と教育に従事してきました。CEAのシニアエキスパートであると同時に、教授職にも就いていました。2010年に、国立原子力科学技術研究所(INSTN)に移籍し、現在は国際プロジェクトリーダーを務めています。研究及び教育領域は、主に熱流動、原子炉設計と原子炉の運転の分野であり、第4世代の概念を含む多様な形式の原子炉に関する知識を有しています。1984年にCEAに入社し、加圧水型原子炉(PWR)の熱過渡現象シミュレーションコードCATHAREの開発チームに所属しました。その後、シビアアクシデント(ASTEC)や核燃料挙動(PLEIADES)の分野で、国内外の研究開発プロジェクトを担当しています。

2001年から2009年にかけては、将来の原子炉に関する研究開発プログラムの策定に従事しました。原子力局(CEA/DEN)で、第4世代原子炉の研究プログラムの策定を行うとともに、GIFの溶融炉の運営委員会の委員長を務めました。





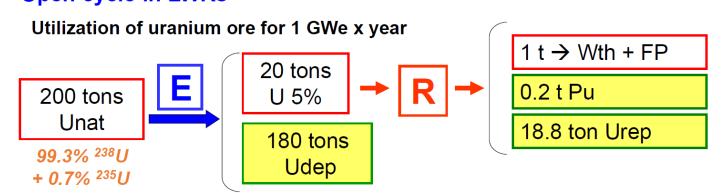
なぜ核分裂エネルギーを利用するのか?



2,000,000 倍 のエネルギー利用が可能だから。石炭、石油、ガスといった化石燃料と比較すると格段にエネルギ利用効率が高い。

Why is a new generation of nuclear reactors needed? Open cycle in LWRs





In PWRs, about 5% of the initial uranium set in reactor (enriched U) is consumed for electricity production (fuel technological limits)

This represents only 0.5-0.6% of the initial natural uranium

Breeder reactors (FNRs) need only 1 ton U238 (Udep & Urep) that is converted into plutonium and burned in situ (regeneration → breeding of fissile fuel)

軽水炉では200 tons U が1GWの電力生産に必要。

高速炉では1 ton U238 でよい。

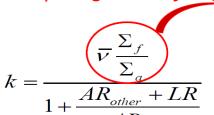
そのため、発電用の動力炉としては、高速炉が当初より開発された(EBR-1, 1951 USA Idaho: ウラン金属燃料、冷却材NaK)。

沸騰水型軽水炉による発電も1955年にBORAX-IIIにより実証。



What is the condition for self-sustained reaction GFMI

A necessary condition for criticality is that the reproduction factor η is significantly larger than 1



	Reproduction is	ictor η i	or uranı	um ruei	(IISSIIE I	raction e	=)
1	Fissile fraction e	0.71 % (U nat)	3 %	10 %	15 %	100 %	
	For fast neutrons	0.10	0.35	0.85	1.07	1.88	

1.84

2.00

2.02

2.07

The chain reaction is not possible with natural uranium <u>and</u> fast neutrons. Therefore 2 solutions:

 to <u>slow down neutrons</u> (criticality possible whatever the fissile content, Unat possible for strict neutron economy)

For « thermal »

neutrons

→ Thermal Neutrons Reactors, TNR (PWR, BWR, CANDU,...)

(1.33

to use fast neutrons and subsequently increase the fissile fraction in the fuel
 → Fast Neutrons Reactors, FNR

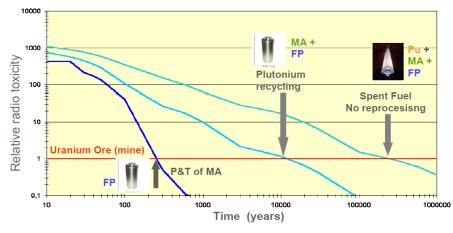
必要となる燃料の組成は、熱中性子及び高速中性子を用い、核反応を維持するために必要となる炉心の条件によって決定される。

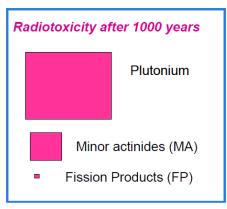
Why Fast Neutron Reactors? The waste management issue



- Plutonium is the major contributor to the long term radiotoxicity of spent fuel

 Plutonium recycling





The ratio fission/capture is favourable to MA fission with fast neutrons

27

1000年後の放射性物質の量や強さを検討することで、どの物質を再使用あるいは核変換すればよいのかという方向性が見えてくる。

General characteristics of nuclear reactors in operation

Reactor type	Fuel type	Moderator	Coolant	Core power density (MW/m³)	Pressure (bar)	Temperature (°C)	Efficiency (%)
UNGG Magnox	Unat	С	CO ₂	1	41	400	30
PHWR	Ollat	D ₂ O	D ₂ O	12	130	300	30
LWGR	11.4.20/	С	H ₂ O	2	70	284	31
AGR	U 1-2%	С	CO ₂	3	40	645	40
BWR	2 50/			50	72	288	37
PWR	U 3-5%	H ₂ O	H ₂ O	100	155	330	35
FBR (FNR)	Pu 20-30%	-	Na	500	1	550	40

International Forum[™]

ion | Excellence



		•					
	SFR	LFR	GFR	VHTR	SCWR	MSR	PWR
Neutron spectrum (T/F)	F	F	F	Т	T/F?	T/F	Т
Moderator				graphite	H ₂ O (or D ₂ O)	graphite (or none)	H ₂ O
Coolant	Na	Pb (or Pb-Bi)	Не	Не	H ₂ O	molten salt	H ₂ O
Fuel type	MOX (pins)	nitride (pins)	carbide	carbide (particles)	UOX, MOX	liquid fuel (U, Pu, Th)	UOX, MOX
Core outlet t° (°C)	550	500	850	> 900	550	700	330
Primary pressure (MPa)	0.1	0.3-0.4	7	5-8	25	0.1-0.2	15.5
Core power density (MW/m³)	240	140	100	4-6	100	20-300	100

The values given in the table are fairly indicative!

各炉型の炉心設計を行い、燃料や炉心出力密度、系統パラメータなど を決めていく。

第4世代原子炉の特徴を活かすことで、原子力エネルギーの利用が持続可能な形で可能となる。

GIF and a new generation of nuclear systems

New requirements for sustainable nuclear energy

Nuclear is a CO₂-free option for sustainable energy



Search innovative solutions for:

Waste minimisation

Natural resources conservation

Proliferation resistance

Perform continuous progress on:

Competitiveness

Safety and reliability

Develop the potential for new applications:

hydrogen, syn-fuels, desalinated water, process heat

→ Systems marketable from 2040 onwards





小型モジュール炉(SMR)研究開発の概要

概要/目的:

原子力発電は、低出力で小型の原型炉・試験炉から始まりましたが、ニーズの高まり、規模の経済、立地可能なサイトの制限により、比較的早い段階から、発電方式は大型炉による発電に代わりました。しかしここ数年は、小型モジュール炉(SMR)への関心が高まっており、50以上の概念が現在検討されています。IAEAでは、個々のモジュールの出力が300MWeまでの先進炉をSMRと定義しています。モジュールは工場で製造でき、プラントサイトに輸送、設置されますが、必要に応じて追加することができます。またSMRは先進技術の全て(水冷却、第4世代システム、超小型炉等)と関連付けられ、受動安全機能の強化、シンプルな設計及び運転、大量生産による経済性、ハイブリッドシステム及び非電気利用に対する柔軟性も兼ね備えています。このウェビナーでは、SMRの魅力、課題、開発状況、今後の展開に焦点を当て、紹介します。

講演者紹介:

Mr. Frederik Reitsmaは、ウィーンにある国際原子力機関 (IAEA)の原子力技術開発部門(NP)でSMRのチームリーダーを務めている。約7年前にIAEAに入局し、この分野のプロジェクトの管理、調整、監督を行っている。加盟国と協力して将来の主要なトレンドと技術開発のニーズを特定し、技術的およびプログラム的なリーダーシップをとっている。また、以前は、高温ガス冷却炉プロジェクトの責任者を務めていた。多くの技術論文(90以上)を発表し、国際ワークショップや国際会議にスピーカーとして招聘されるほか、国際協力プロジェクト



(OECD/NEAやGIFなど)をリードしてきました。原子炉物理学者でもあり、SMRおよび高温ガス炉の核工学と解析に豊富な経験を持ち、炉心の中性子工学設計と安全性の専門家です。南アフリカのPBMRプロジェクトでは、13年間にわたってさまざまな指導的立場にあり、キャリアの最初の10年間は、OSCARの原子炉計算システムの開発に貢献してきました。



SMRは、導入に伴う経済性、モジュール構造、プラント展開の柔軟性、再生可能 エネルギーとの相性などの観点から関心を集めている。

Small Modular Reactors (What is it?)



Advanced NPP that produces up to 300 MW(e). Individual modules built in factories and transported to sites for installation as demand arises.

A nuclear option to meet the need for flexible power generation for a wide range of users and applications



Economic

- · Lower Upfront capital cost
- · Economy of serial production



Modularization

- Multi-module
- Modular Construction

Flexible Application

- Remote regions
- Small grids



Smaller footprint

 Reduced Emergency planning zone



Replacement for aging fossil-fired plants



Potential Hybrid Energy System

Better Affordability

Shorter construction time

Wider range of Users

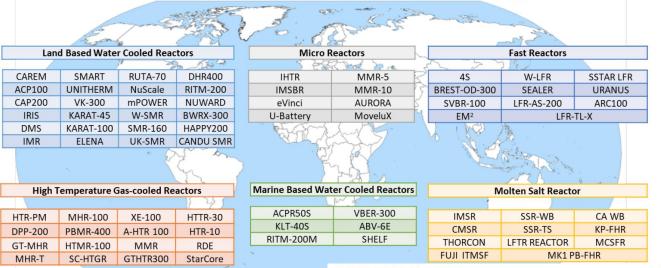
Site flexibility

Reduced CO₂ production

Integration with Renewables

SMR Designs around the World





IAEAはすでにSMRブックレットを発 行しており、ARISデータベースには SMRのコンセプトが含まれている。

IAEA SMR Booklet

The booklet contains information provided by vendors and designers on their SMRs

2018 Edition



- SMRs are categorized in types based on coolant type/neutron spectrum:
 - Land Based WCRs
 - Marine Based WCRs
 HTGRs
 - Fast ReactorsMSRs
 - Micro reactors
 - Test reactors (to be included with the types above as applicable)
- Design description and main features of ~70 SMR designs being updated (56 in 2018)
- Include information on fuel cycle, decommissioning and final disposal (for the first time)



IAEA ARIS Database Includes SMR Designs

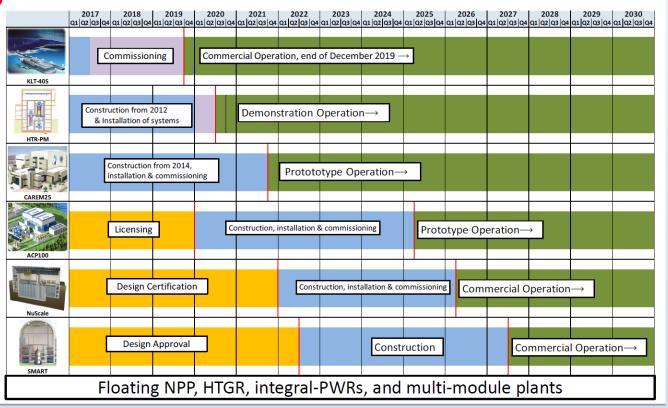


SMRの開発段階は、既にライセンス段階から 建設段階へ進んでいる。



Status of Deployment Timeline as of Spring 2020





Land-based SMRs (Examples)



Liquid Metal, Fast-Neutron-Spectrum SMRs (Examples)

CFX Intern

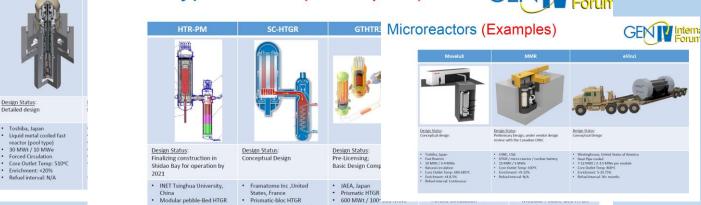
Marine-based SMRs (Examples)





HTGR-type SMRs (Examples)





水冷式だけでなく、液体金属、ガス、溶融塩冷却方式、そして海洋型からマイクロリアクターまで、100近いコンセプトが提案されている。

SMRの設計上の特徴は、モジュール構造、サイト条件との適合性(柔軟性)、物理的セキュリティの確保方法、防護区域(EPZ)であり、それらの特徴の紹介がなされている。また、グレーデッドアプローチ(等級別アプローチ)の適用が想定されている。

SMR Site Specific Considerations



- SMRs promise much smaller sites
 - EPZ can possible be reduced
 - · Located close to population centers / end users
 - · Located next to heat users / industries
- The first SMRs currently built / to be deployed has selected existing NPP / nuclear sites (HTR-PM, CAREM, NuScale plan)
- Important factor is physical security (smaller site and close proximity of other buildings / industries will present new challenges)

The HTR-PM - (Two-reactor unit) = 210MWe
The Vogtle 3 and 4 Nuclear power plant USA - 2 units = 2220 MWe



35

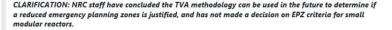
Progress made in applying a graded approach

Nuclear Regulatory
 Commission staff
 agreed with the
 Tennessee Valley
 Authority that
 scalable emergency
 planning zones
 (EPZs) for small
 modular reactors
 are feasible



US regulators discuss smaller SMR emergency zones

28 August 2018



The US Nuclear Regulatory Commission (NRC) has concluded that Tennessee Valley Authority's (TVA's) methodology can be used in the future to determine if a reduced emergency planning zone is justified for small modular reactors, a spokesman for the Commission told World Nuclear News today. It has not yet agreed that an EPZ around small modular reactors can be scaled to reflect their reduced risks rather than the mandatory ten-mile EPZ required for the USA's current light-water reactor fleet.



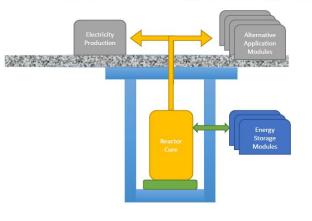
SMRと再エネの相性は良好であるため、コージェネレーションを含むハイブリッド概念に注目が集まっている。



Role of SMRs in Climate Change

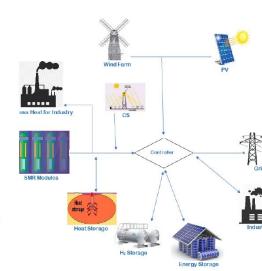
SMR Renewables Hybrid Energy System to Reduce GHG Emission

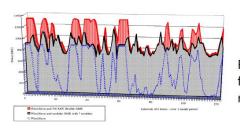




Modules:

- · Electricity production
- Process heat
 - Petro-chemical industry
 - Desalination plant
 - Oil and gas reforming
 - Hydrogen production
 - Ammonia production
 - District heating / cooling
 - Waste reforming
- Energy storage
- Load follow capabilities
 - Switch between applications





Example of load follow with renewables

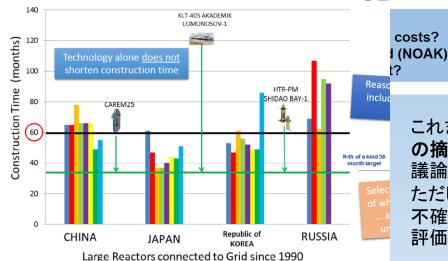
TECDOC:

Options to Enhance Energy Supply Security using Hybrid Energy Systems based on SMR; being finalised in 2020

Capital costs for SMRs



Key Topics	Prospects	Impediments
Capital component of levelized cost of power	Potential decrease in case of large scale and serial production	Require large initial order (e.g. 50 – 80 modules)
Comparison of material quantities	Design saving	Standardization of new structure, system, components and materials
Impact of local labour and productivity	Reduced construction time for proven design Lesser work force required with modular construction (case by case)	FOAK deployment of multi-module plant with modular construction technology <u>versus</u> stick-build
Cost of licensing	Based on LWRs technology - easier licensing, but still could take long in established nuclear regulators	First of a kind; Time required for modifying the existing regulatory and legal frameworks
Ensuring all necessary equipment is included in the cost estimate, e.g. there is no 'missing equipment'	<u>Learning curve</u> : the higher the number of SMR built on the same site is, the better the cost effectiveness of construction activities on site	Cost impact by delayed component delivery or defect during shipping
Assurance of reliable estimates of technology holder equipment prices	Similar among vendors	Manufacturing of FOAK components



We will only know after we build and operate SMRs

これまで**経済性評価に影響を及ぼす因子 の摘出**が行われ、多くの経済性に関する 議論が行われている。

ただし、モジュール化の効果については、 不確定要素が多く、建設されるまで、その 評価は定まらないであろう。

67



課題と挑戦:

多くのチャレンジすべき課題はあるものの、メリットも多く指摘されており、 そのため開発対象として着目されている。

Key Barriers/Challenges to Deployment



- Limited near-term commercial availability
- Technology developers ability to secure investors for design development and deployment: first domestically, then international markets
 - · may be an opportunity to cooperate
- Economic competitiveness
 - Need economy of numbers (vs economy of scale) ...
- Regulatory, licensing and safety issues.
 - FOAK, passive features, integrated designs, different technologies
- Technology Maturity
 - Water cooled SMRs (iPWR and BWRs) based on mature technology
 - HTGR mature technology (with steam generator and Tout < 850 °C)
 - · MSR has limited operation experience -some challenges to be solved

NEED GOVERNMENT COMMITMENT TO REALIZE DEMONSTRATIONS PROJECTS!

72

Advantages, Issues & Challenges





Technology aspects

- Shorter construction period (modularization)
- Potential for enhanced safety and reliability
- Design simplicity
- Suitability for non-electric application (desalination, etc.)
- Replacement for aging fossil plants, reducing GHG emissions

Non-Techno aspects

- · Fitness for smaller electricity grids
- Options to match demand growth by incremental capacity increase
- Site flexibility
- Reduced emergency planning zone
- Lower upfront capital cost (better affordability)
- · Easier financing scheme

Technology issues

- Licensing of FOAK designs, particularly non-LWR technologies
- · Prove of operability and maintainability
- Staffing for multi-module plant;
- Supply Chain for multi-modules
- Optimum plant/module size
- Advanced R&D needs

Non-technology issues

- Time from design-to-deployment
- Highly competitive budget source for design development
- Economic competitiveness: affordability & generation cost
- Availability of off-the-shelf design for newcomers
- Operating scheme in an integration with renewables



小型原子炉システムによる電力供給の可能性

概要/目的:

低コストで電力要求に応じられる小型モジュール炉は、従来の大型炉及び中央集中型の送電網設置が困難で、電力需要が大きい地域から高い注目を浴びています。現在約10億人が電力の無い生活を送っていると試算される中、Agenda for Sustainable Developmentは、低炭素エネルギーを生成し、2030年までに全世界が信頼性のある安価なクリーンエネルギーを利用できるようになることを目指しています。私たちの研究では、最新の衛星画像を使い、エネルギー貧困地域の人口、小型電力網が利用可能な場合にその地域に必要な電力容量等を解析しています。今回のウェビナーでは、今後のエネルギー需要に対する市場分析、自然事象、サイト設置における考慮事項、競合技術等をご紹介します。

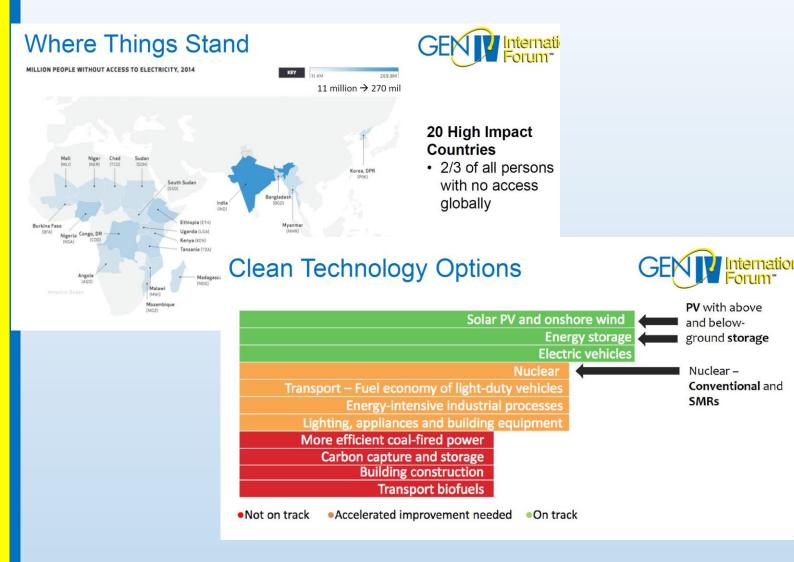
講演者紹介:

Dr. Amy Schweikertは、コロラド州鉱山大学の機械工学科研究准教授です。また、ペイン公共政策研究所のフェローであり、原子力科学プログラムの共同担当者でもあります。インフラフトラクチャーの強靭性と開発方法の分野など、幅広い研究に取り組んでいます。気候変動や異常事象に関するインフラの定量的なリスクモデリングに関しても研究を実施しています。さらに、低炭素エネルギー技術ポートフォリオとしての原子カエネルギーの役割を含め、十分なエネルギー供給を受けていない地域のエネルギー確保に関する社会技術的な選択肢についても研究しています。



人類の2/3は電気が使えない →電気はどこにどれだけ必要なのか?





The World at Night



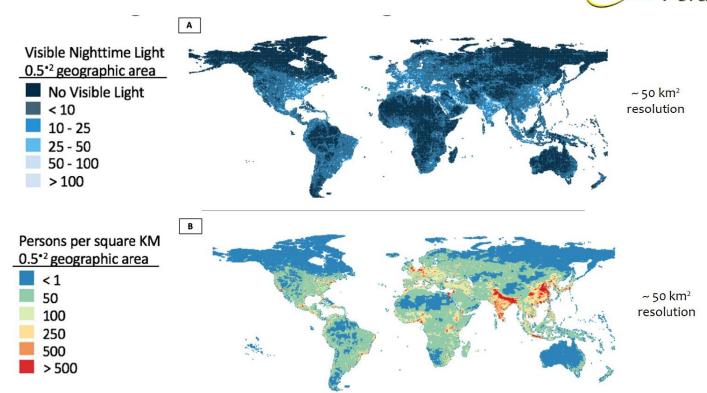




可視光(電気)を持たない人(電気需要)は推定できる。

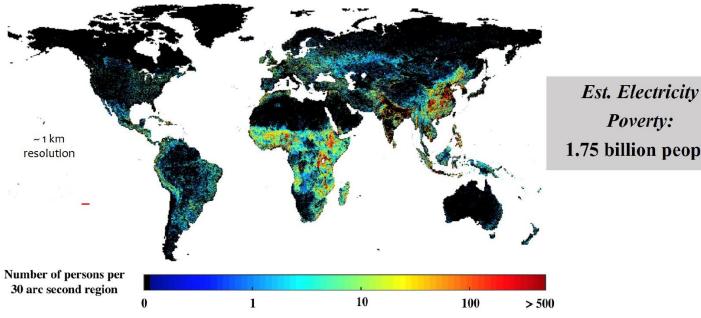
Visible Light and Population





Persons with no visible nighttime light





Poverty: 1.75 billion people

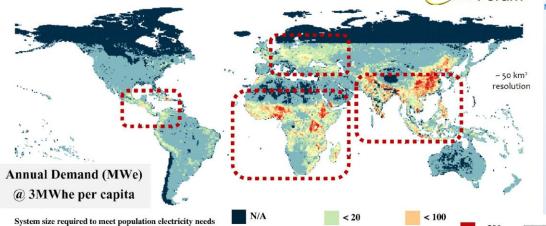
Schweikert, A., Osborne, A. Stoll, B., Duncan, I., Deinert, M. "A Global Assessment of Resources Available to Address Electricity Poverty using Photovoltaics and Energy Storage" 2018. In Review

Meeting Electricity Demand



ENOV International ForumSM

rtise | Collaboration | Excellence



電気需要マッピングと 供給コストマッピング

(MWe, Peak Watts, 0.85 capacity factor) Per 0.5⁻² geographic area

Technology	Technology LCOE, Current [\$/kWhe]		LCOE, CO ₂ Tax [\$/kWhe]
Natural Gas	\$0.0453	\$0.0096	\$0.0549
Nuclear PWR	\$0.0547	\$0.00	\$0.0547
Coal	\$0.0658	\$0.0226	\$0.0884
Solar	\$0.1071	\$0.00	\$0.1071
Nuclear SMR [NuScale]	\$0.0421	\$0.00	\$0.0421

Estimated costs of electricity by diesel

Euro/AWh

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

1 230-0.05

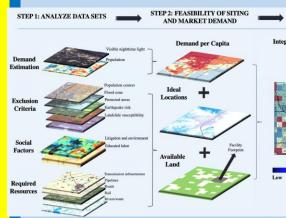
1 230-0.05

1 230-0.05

1



STEP 3: INFORMED INVESTMENT



これらの技術により、サイトスクリーニングや市場推定を行うことができます。

International Site Screening

Nuclear Siting

Ideal for siting

Acceptable for siting

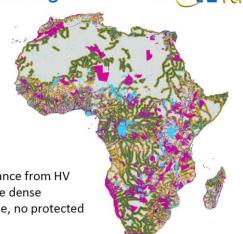
Population centers

Active fault zone

Water

Not suitable land

"Ideal" and "Acceptable" Criteria: Distance from HV Transmission and water source, outside dense population centers, no seismic fault line, no protected environmental regions





超小型炉:イノベーション加速のための技術オプション

概要/目的:

超小型炉(Micro-reactors)とは、送電線が無くても運転が可能な電力供給のための小型炉で、仮に障害が発生しても回復機能が高く、現在電気が届かない地域への電力供給に非常に適しています。典型的な超小型炉としては2~20 MWe規模の可動型原子炉で、工場で建設、燃料補充、組み立てが可能なものを想定しており、陸路、海路、空路での輸送が可能で、外部電源に依存せず、自然エネルギーの統合、離島モードでの運転が可能、運転員の介入を最小限にした自己制御が可能となるよう設計されています。NEI(Nuclear Energy Institute)は、超小型炉を使うことで\$0.09/kWh~\$0.33/kWhでの電力供給が可能と予期しています。本ウェビナーでは、超小型炉の設計、技術格差、及びDOEの研究開発についてご紹介しています。

講演者紹介:

Dasari V. Rao 博士は、原子力/機械工学者として、原子力施設の安全・保障措置の分野で25年の実務経験を持っています。本分野以外にも、流体力学計算、中性子・放射線工学、原子力システムのリスク評価など多様な分野での専門性を持ち合わせています。現在、ロスアラモス国立研究所の民生用原子力プログラム室長を務めており、DOEマイクロリアクタープログラムの国家技術ディレクターであるJess Gehin博士の技術顧問や、NASAの核分裂発電プロジェクトの主任研究員も務めています。



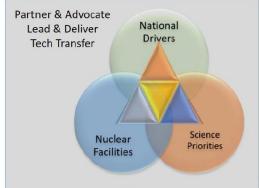
Microreactor R&D at a Glance

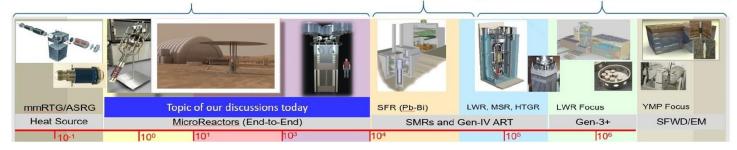
- National Drivers
 - Innovative, Affordable and Rapid
 - DoD and Civilian Microgrids
- Nuclear Facilities and Technologies
 - Fuels (HALEU)
 - High Temperature Moderators
 - Nuclear Data
- Prototypes
 - Advanced Manufacturing
 - Sensors and Structures
 - Sub-scale simulation test objects

Integration

- Multi-scale, nuclear validated codes
- Test Beds: EDU and NDU
- NRIC







NASAの火星ミッション用に開発された放射性同位元素を用いた熱電発電機(2kWt)から、マイクロリアクター(2-20MWe)、SMR、Gen III+/IV(最大1500MWe)を通じた共通戦略がある。

これは、国家としての枢要推進分野、共通原子力施設/燃料サイクル方針/データベース、開発優先順位を用いたダイアグラムの適用であり、この戦略をマイクロリアクターに適用すると、工場生産され、輸送可能かつ自己制御性を有するマイクロリアクターという求められるシステム像が浮かび上がる。

Reimagine Nuclear Generation...









Factory fabricated

The majority of components of a microreactor are anticipated be fully assembled in a factory and shipped out to its location. This can eliminate difficulties associated with large-scale construction, reduce capital costs, and help get the reactor up and running quickly.



Transportable

Smaller unit designs can enable microreactors to be very transportable. This can make it easier for vendors to ship the entire reactor by truck, shipping vessel, airplane, or railcar.



Self-regulating

Simple and responsive design concepts can enable remote and semi-autonomous microreactor operations that may significantly reduce the number of specialized operators required on-site. In addition, microreactors plan to use utilize passive safety systems that can prevent the potential for overheating or reactor meltdown.

DOE Microreactor
Program is undertaking
some of the most
important and
challenging research
and development
efforts to accelerate
microreactor
deployments by mid2020s

International



マイクロリアクターとしての枢要推進分野である

- + 革新性、開発の容易性、迅速性
- + 民生及び軍事用等特殊用途のマイクログリッド/需要との接続性

を踏まえると、キーテクノロジーは、

- +先進製造手法、革新的計測/計装技術、新型熱除去概念を採用し、
 - 一体型の製品として工場製造を行うこと
- +優れた出力制御性を有することにより、優れた運転性能ひいては容易な認可性をもち、グリッド安定性へ大きく貢献することであり、

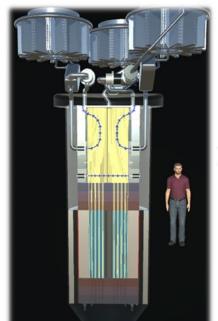
共通戦略を適用していることから、プラント概念は多様であるが、国家が支給する 燃料種別を含むどのようなタイプの燃料も適用可能である。

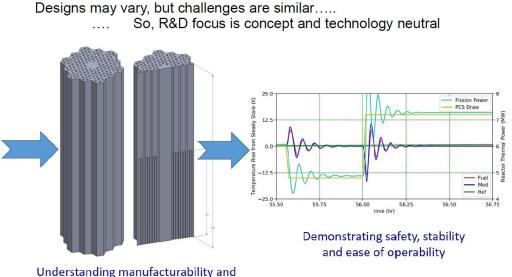
Key Technology Enablers

Factory Built 🔸 Easy to operate 🔸 Easy to license

licenseability



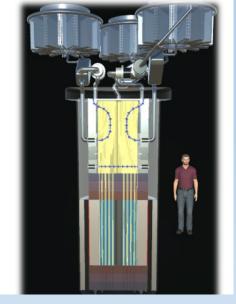




Typical Microreactor Design

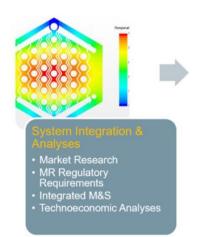
- Reactor designs include following options:
 - HALEU Metallic, Ceramic or TRISO Fuels
 - Fast, intermediate or thermal neutron spectrum enabled by a mixture of high temperature hydrides, beryllium and graphite
 - A large reflector that also performs as a thermal sink and houses control drums
 - · Heat pipe-, gas-, molten salt- cooled
 - Brayton power conversion (with or without intermediate HX)
- Structural material options include
 - Metals
 - High temperature creep-resistant steel
 - Molybdenum
 - Ceramics
 - Graphite





DOE Microreactor Program R&D Focus











- Hydrogen co- generation
- District heating Desalination Autonomous Operation Remote Monitoring

Current Technical Areas

Holly Trellue 博士は、ロスアラモ ス国立研究所のDOE-NEマイク ロリアクタープログラムの技術成 熟度評価のための技術チーム リーダーを務めています。

- + 候補燃料種別
- + 候補減速材料
- + 革新的除熱概念
- + 計装/計測技術
- の紹介をしています。



Mr. Yasir Arafat 博士は、現在、アイダ ホ国立研究所のDOEマイクロリアクタープ ログラムの技術顧問を務めています。 Westinghouse eVinci™マイクロリアクター プログラムの創設者であり、技術指導者 でもありました。

> 2種類の実証プ ログラムの紹介 をします。



SPHERE: Single Primary Heat **Extraction & Removal Emulator** MAGNET: Microreactor Agile

Non-nuclear Experimental Test-bed

37 heat pipe, 54 heater test article will GEN International Forum produce thermal output (up to ~75 kWt)

• One meter long section of core block exists in the bottom half of the article and one meter of heat exchanger in the top.

Heat pipes span both sections to provide heat

 Both additively manufactured (AM) and machined 37 heat pipe test article pieces have been fabricated.







Core Blo

Microreactor AGile Non-nuclear Experimental Test-bed (MAGNET)

- 250 kW electrically heated Microreactor Test Bed in the System Integration Laboratory at the Energy System Laboratory (ESL)
 - Initial test article will be a 75 kW heat pipe reactor demonstration unit with 37 advanced technology high-temperature (~650°C) sodium-charged heat pipes
- Multi-lab effort
 - INL: Test platform and microreactor advanced heat exchanger
- LANL: 75kW heat pipe reactor test article
- ORNL: Instrumentation and sensor





原子力産業におけるパラダイムチェンジ (超小型炉の経済性)

概要/目的:

Lovering博士は近年、出力10 MWe以下の超小型炉の研究を重点的に実施しています。超小型炉を商用化するにはどうすればよいか、経済競争性をもたせるにはどうすればよいかといった問いに対する回答を検討しています。分散型電源とコミュニティのマイクログリッドとしての利用を想定すれば、このサイズの超小型炉は100%再生可能エネルギーを想定した場合よりも安価で信頼性が高いこと、ディーゼル燃料が1リットル当たり\$1以上の場合にはコスト的にディーゼル発電と匹敵すること、さらに超小炉の資本コストは\$15,000/kW以下であることがわかりました。しかし超小型炉の均等化発電原価(LCOE)は資本コストに左右されるため、超小型炉の技術がこの隙間市場で商用化されるには、今後工場製作が繰り返し行われコストが下がる「学習効果」にかかっています。

そのため今回は、超小型炉の「規模の経済: economies of scale」対「工場製作の経済: economies of volume」のトレードオフについて考えます。超小型炉が大型炉や化石燃料にコスト的に匹敵するために必要な損益分岐売上高を、過去の原子力施設建設と、類似のエネルギー技術のパラメータを使って計算します。また、エネルギー技術全般の学習率のデータから、様々なサイズの超小型炉の学習率を予測します。

講演者紹介:

Jessica Lovering博士は、原子力政策に取り組む新しい組織、Good Energy Collectiveの共同設立者です。彼女は最近、カーネギーメロン大学で工学と公共政策の博士号を取得しました。彼女の博士論文は、商業的な核貿易が国際的な安全基準にどのような影響を与えるか、また超小型原子炉をコミュニティレベルでどのように展開できるかに注目したものでした。

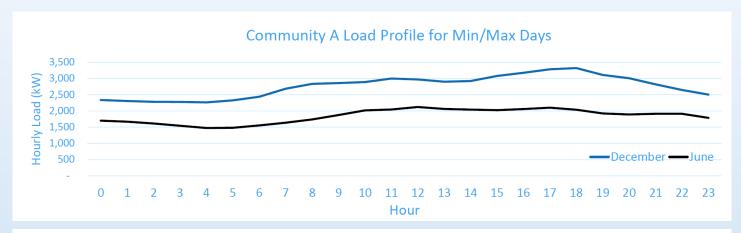
現在は、Energy for Growth Hubのフェローとして、サハラ以



南のアフリカにおける先進的な原子力の導入方法を研究しています。彼女は以前、ブレイクスルー研究所(エネルギーと環境に関する人々の考え方を変える先駆的な研究機関)のエネルギー・プログラム・ディレクターでした。ブレイクスルー研究所では、気候変動と経済発展の解決策の一環として、原子力技術の革新に拍車をかけてコストを下げ、導入を促進する政策を模索していました。



市場調査

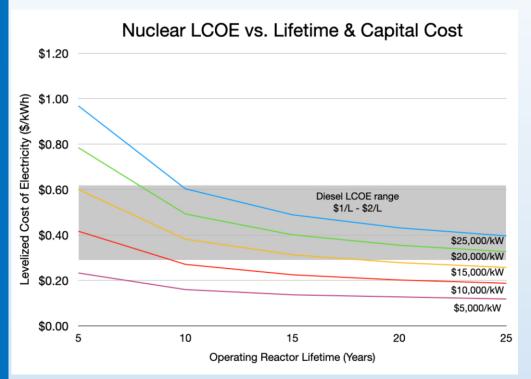


	Load	Average Load (MW)	Peak Load (MW)	Load factor	Peak Month	Day-to-Day Variance	Timestamp Variance
Comm. A	Elec.	2.41	3.66	0.66	Feb.	3.96%	2.70%
Comm. B	Elec.	1.18	1.77	0.67	Feb.	4.47%	3.65%
Fairbanks	Elec.	1.49	2.35	0.64	May	13.16%	8.58%
Hospital	Therm	1.47	4.47	0.33	Dec.	16.79%	9.19%
UW	Elec.	208	329	0.63	Jul.	7.47%	3.86%
Madison	Therm	107	229	0.47	Jan.	16.13%	6.72%

	Lowest Cost	Lowest Cost, Zero-Carbon
Including Nuclear	3MW Nuclear + 3.3MWh Battery LCOE = \$0.16/kWh	3MW Nuclear + 3.3MWh Battery LCOE = \$0.16/kWh
Excluding Nuclear	4.1MW Diesel + 6MW Wind LCOE = \$0.29/kWh	54MW PV + 21MW Wind + 325 MWh Battery LCOE = \$1.0/kWh

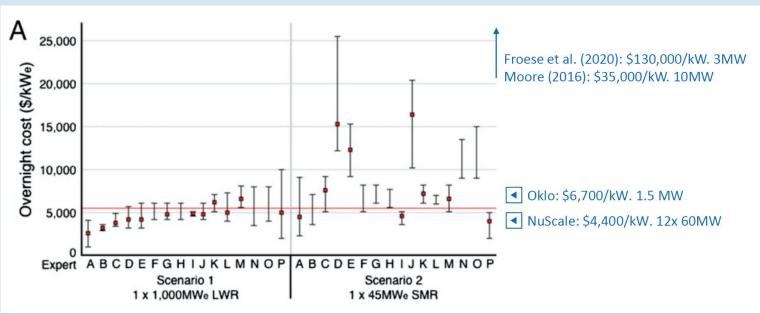
コミュニティの負荷プロファイルを考慮した場合、3MWの原子力発電+3.3MWのバッテリーは、4.1MWのディーゼル発電+6MWの風力発電、または54MWのPV(太陽光発電)+21MWの風力発電+325MWのバッテリーよりも安価というシミュレーション結果になった。

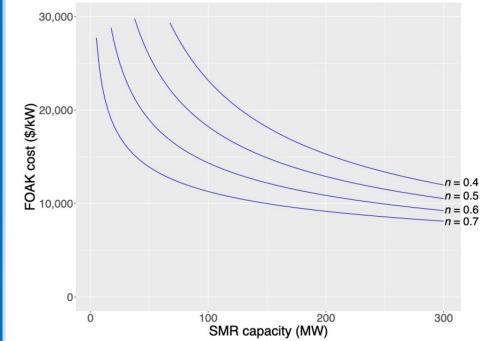




原子力にはコスト面での 可能性があるが、将来の SMRやマイクロリアクター のコストについてはコン センサスが得られていない。

従来のスケーリング関係 式を適用すると、マイクロ リアクターは高価になり すぎる。高い学習率を得 る必要がある。



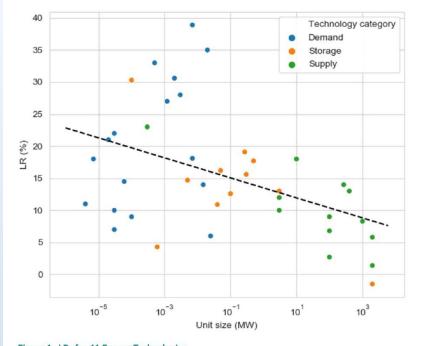


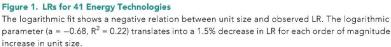
$$Cost_{SMR} = Cost_{NPP} \times \left(\frac{SMR \ MW_e}{NPP \ MW_e}\right)^{n-1}$$

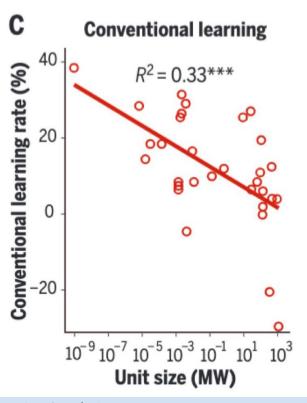
OCC= \$5500/kW、 Capactiy= 1100MWという ベースプラントを用いたス ケーリング関係式。

マイクロリアクター (<10MWe)

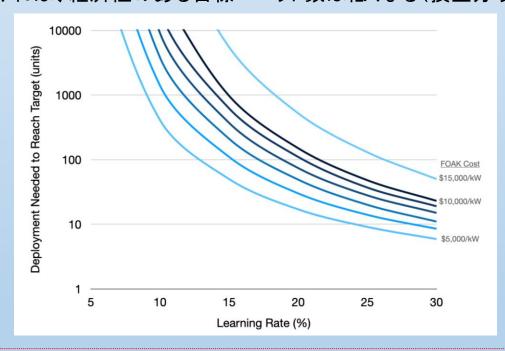








学習率は、技術カテゴリーよりもサイズに依存する傾向が強い。 学習率が高ければ、経済性のある目標ユニット数は低くなる(損益分岐点)。



- マイクロリアクターは、コスト競争力を高めることができれば、安全保障上のメリットをもたらし、原子力新規参入国にとって魅力的な概念となる。
- オフグリッド展開を考えると、マイクロリアクターのコンセプトは、経済的にディーゼル燃料と競合できる可能性がある。
- ただし、規模を拡大してグリッド電力として考えると、コストを大幅に削減する必要がある。
- ・ 20%以上の学習率で、プラントが量産されれば、このようなコストダウンは可能。



第4世代原子カシステムの安全性

概要/目的:

第4世代原子炉技術ロードマップで特定されている目標には、高い安全性と信頼性があります。今回はその目標達成に向けた6種類の第4世代原子炉に関するGIFリスク安全性ワーキンググループ(RSWG)の活動、ならびに、第4世代原子炉システムの安全原則、先進炉に対する現在の安全性の枠組み、安全評価のために開発された安全性評価手法、さらには、安全設計評価者と、第4世代原子炉システムのプラント設計者に共同で進めている各プラントの評価作業について紹介します。

講演者紹介:

Dr. Luca Ammirabile は、欧州委員会(EC)に所属し、共同研究センター(ペッテン、オランダ)において原子炉安全・緊急時対策ユニットの原子力事故モデリング(NURAM)チームのグループリーダーを務める。彼のグループは、シビアアクシデントの予防・緩和とソースターム推定に関連した安全性課題に焦点を当てた、現行炉と革新的原子炉の安全性評価を担当する。現在は、炉心熱流動解析、決定論的コードの適用と開発、先進的原子炉の安全評価を対象とした研究活動を実施している。



2014年以降、第4世代原子炉システムに関する国際フォーラムのリスク安全性ワーキンググループの共同議長を務める。また、OECD/NEAが組織する事故分析管理作業部会(WGAMA)と先進炉の安全性に関する作業部会(WGSAR)の欧州委員会代表も務める。2007年の欧州委員会所属前は、Tractebel Engineering(現Tractebel Engie、ベルギー)の熱水力・過酷事故部門に勤務し、ベルギーの原子力発電所の安全性評価を支援するための革新的な方法論の開発などのプロジェクトに従事した。2003年にインペリアル・カレッジ・ロンドンで博士号を、1999年にイタリアのピサ大学で原子力工学の修士号を取得。



リスク安全性ワーキンググループ:

GIFリスク安全性ワーキンググループ(RSWG)の主要な目的は、「安全性、リスク、規制についての、第四世代システム間で一貫したアプローチの推進」である。

この目的のためRSWGは、技術的中立な統合安全評価方法論(ISAM)の開発及び推進を行っている。

System	Neutron Spectrum	Coolant	Pressure (MPa)	Temperatur e (°C)	Fuel Cycle	Size (MW)
GFR	Fast	Helium	~9	850	Closed	1200
LFR	Fast	Lead	0.1+ (atm.	480–800	Closed	45-1500
MSR	Fast or Thermal	Fluoride or hloride salts	′0.1+ (atm.	700–800 Closed		1000-1500
SFR	Fast	Sodium	0.1+ (atm.	550	Closed	50–1500
ScWR	Thermal or fast	Water	~25	510–625	Once-through or Closed	10–over 1000
VHTR	Thermal	Helium	~5.5	900–1000	Once- through	250–300

安全・信頼性目標の解釈(深層防護):

GIFの安全・信頼性目標は、深層防護の概念と対応付けられる。

- 運用における安全性・信頼性に優れる
 - > 深層防護 Level 1-2 [通常運転, 異常過渡状態]
- 炉心損傷の可能性と規模が十分に小さい
 - ➤ 深層防護 Level 2-3 [過酷事故防護設計]
- オフサイト緊急時対応の必要性を排除できる
 - > 深層防護 Level 4 [過酷事故緩和設計]

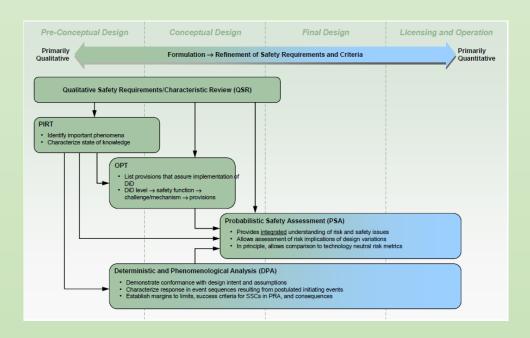
Defense-in-Depth Levels									
Level 1	Level 2	Level 3	Level 4	Level 5					
Operational states		Accident o	conditions	EP&R					
Normal Operation	Anticipated Normal Operation Occurrences		Design Extension Conditions	Residual risk and practically eliminated accidents					
				vere dents					
Plant states considered in design (safety analyses)				Out of the design (addressed in level-5 of DiD)					



統合安全評価方法論 (ISAM):

ISAM は以下の五種類の分析ツールで構成される。

- 定性的安全特性レビュー (QSR)
- 現象同定/順位付け表 (PIRT)
- 目的条項樹形図(OPT)
- 決定論的/現象論的評価(DPA)
- 確率論的安全評価 (PSA)



定性的安全特性レビュー (QSR):

QSRは、設計に所望の安全特性が組み込まれていることを確認するための、体系的かつ定性的な手段として作成される「チェックリスト」である。

現象同定/順位付け表 (PIRT):

PIRTは、システムとコンポーネントの脆弱性、安全性及びリスクへの相対的な寄与を特定することを目的に作成される。

• •		21 121 111 211	I	R		KL ₁		L2
System	Component	Phenomena/Characteristics/State variables	Α	В	A	В	Α	E
BRSS	SASS	SASS actuation temperature	Н	Н	1	2	3	4
DROO	Upper core region Coolant transport delay time from core outlet to around SASS		н	н	3	2	3	
	around SASS	Time constant of temperature response delay from coolant around SASS to SASS device		М	1	2	3	
		Core outlet temperature of the coolant that flows to around SASS	н	Н	3	3	3	Τ
		Doppler reactivity	M	M	4	4	4	İ
	or Reactor core	Fuel temperature reactivity		M	4	3	4	Ι
		Fuel cladding temperature reactivity	M	M	4	4	4	
Reactor		Coolant temperature reactivity	н	н	4	4	4	Ī
		Coolant flow rate halving time	Н	н	4	4	4	İ
		Power distribution	M	M	4	4	4	I
		Flow rate distribution among core assemblies	M	М	4	4	4	
		Coolant temperature at the core inlet and outlet	L	L	4	4	4	I
		Fuel pin gap heat transfer coefficient	M	М	4	3	4	Ī
		Fuel pellet thermal conductivity	T	T	4	4	4	İ
		Thermal material property of fuel cladding and coolant		1	4	4	4	Ī
RPCS	Temperature I&C	Coolant temperature to be used reactor power control	M	L	4	4	4	Ī
	Pump	Pump rotating inertia	M	M	4	4	4	İ
PHTS	-	Pressure loss in the reactor and PHTS	M	M	4	4	4	Ι

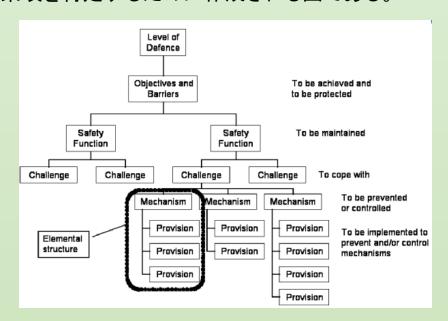
		PII	≺⊺			
Knowled	ge Base Ga	p Determina	ition			
Adequacy of knowledge		Rank of Phenomenon				
	Н	М	L			
(4) Fully known; small uncertainty						
(3) Known; moderate uncertainty						
(2) Partially known; large uncertainty	GAP	GAP				
(1) Very limited knowledge; uncertainty cannot be characterized	GAP	GAP	GAP			

DIDT



目的条項樹形図 (OPT):

OPTは、原子炉に損傷を与える可能性のある事故の、防止または制御と緩和のための条項を特定するために作成される図である。

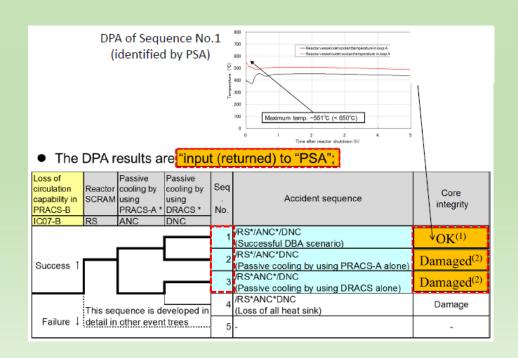


決定論的/現象論的評価 (DPA):

DPAは、既知の課題に対するシステムの応答を評価し、概念/設計開発の指針とする、古典的な安全評価である。従来の安全解析コードに基づいて実施されたDPAの結果は、PSAへの入力の一部として用いられる。

確率論的安全評価(PSA):

PSAは発生しうる事故を広範に把握するために実施され、予備概念設計の終盤から最終設計段階に至るまで繰り返し実施される。





<u>ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア(SDC)と</u> 安全設計ガイドライン(SDGs)

概要/目的:

SDCとは、第4世代ナトリウム冷却高速炉が満足すべき安全要件を記載した設計クライテリアです。第4世代ナトリウム冷却高速炉では、ナトリウムを冷却材に用いる高速炉の特徴を活かした固有安全特性あるいは受動的安全システムを取り入れ、東京電力福島第一原子力発電所の事故から学んだ教訓も反映して安全性の向上を目指しており、SDCにはこれらの要素が盛り込まれています。

さらに、SDCを実際の設計に適用する際の手引きとして安全設計ガイドライン (SDG)を構築しています。SDGでは、わが国のナトリウム冷却高速炉の安全向上技術も踏まえて、SDCを満足するための受動的炉停止手段、自然循環崩壊熱除去、シビアアクシデントの炉容器内事象終息等の設計手段とそれらが満たすべき要件を推奨事項として提示しています。

本ウェビナーでは、第4世代原子炉の高い開発目標を達成するために構築された安全設計クライテリアと安全設計ガイドラインの概要を ナトリウム冷却高速炉の安全上の特徴を交えて紹介しています

講演者紹介:

Mr. Shigenobu Kubo は、1989年よりナトリウム冷却高速炉 (SFR)の開発に従事。SFRのシステム設計,安全設計及び関連する研究開発を専門とする。2011年の発足時からGIF安全設計基準(SDC)タスクフォースに参加し、議長としてSFRの安全設計基準の開発に従事。現在、日本原子力研究開発機構の高速炉・新型炉研究開発部門炉設計部次長。高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究(1999年~2006年)及び高速増殖炉サイクル技術開発(2006年~2011年)に従事。また、日仏ASTRID共同



研究では、設計タスクリーダー、シビアアクシデントタスクリーダーとして参加した。最も印象的な仕事は、EAGLEプロジェクト(カザフスタンのIGR及び炉外実験施設を用いたSFRシビアアクシデント実験)である。

1989年名古屋大学大学院工学研究科原子力工学専攻修士課程修了。



GIF安全性目標および標準安全アプローチ:

GIF安全性目標

SR-1:運用における安全性・信頼性に優れる

SR-2: 炉心損傷の可能性と規模が十分に小さい

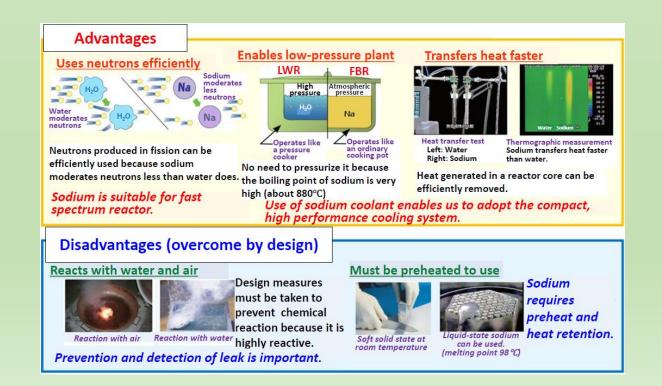
SR-3:オフサイト緊急時対応の必要性を排除できる

GIF標準安全アプローチ

- 深層防護
- 決定論的アプローチとリスク情報活用アプローチの組合せ
- 後付けでない設計に組み込まれた安全性
- 固有/受動安全性の活用の重視

ナトリウム冷却高速炉の安全特性:

IAEAは、階層構造を持つ国際安全標準を体系的に整備している。一方で階層の低層にあたる標準は、既存の軽水炉を想定したものとなっている。このため、それぞれの冷却材及び冷却系の特性を考慮した、第4世代炉向け国際安全標準の開発が必要である。





第4世代ナトリウム冷却高速炉向けSDC/SDGの開発:

安全設計基準タスクフォース(SDC-TF)はこれまでに、階層構造を持つ安全設計基準(SDC)及び安全設計ガイドライン(SDG)の開発を行った。これらの文書は、各国の規制機関、IAEA、OECD/NEAのWGSARなどの外部組織によるレビューを受けている。



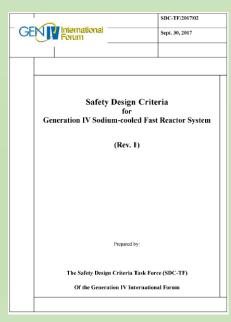
- SDG on Safety Approach and Design Conditions
- SDG on Key Structures, Systems and Components

安全設計基準:

安全設計基準の目的は、ナトリウム冷却 高速炉システムの構造/システム/コンポー ネントの安全設計に対する参照基準を与え ることである。

この基準は、GIFの標準安全アプローチへの適合を、体系的かつ総合的に明確化されている。

安全設計基準には福島第一原子力発電所からの教訓も反映されている。

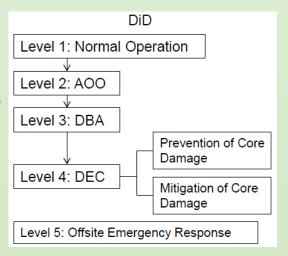


安全設計基準(改訂1)は、GIFウェブページにおいて公開されている。 (https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_93020/safety-design-criteria)



安全アプローチに関する安全設計ガイドライン:

安全アプローチに関する安全設計ガイドラインは、安全設計基準をいかに適用するかについて推奨とガイドラインを提供することを意図している。このガイドラインは主に「設計超過状態 (DEC) の設計アプローチ」と「事故状態の実用上の排除」に焦点をあてている。(深層防護レベル4、5に対応)



この安全設計ガイドラインはGIFウェブサイトで公開されている。 (https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_93020/safety-design-criteria)

構造/システム/コンポーネントに関する安全設計ガイドライン:

構造/システム/コンポーネントに関する安全設計ガイドラインは、SFR設計において高度な安全性を確保するために、安全設計基準の実用的な適用方法に関する詳細なガイドラインを設計者に提供することを目的としている。このガイドラインは、安全設計基準及び安全アプローチに関する安全設計ガイドラインへの適合に関する推奨とガイダンスを、一般的な第4世代SFRシステムへの適用事例とともに示している。下の表は、SFRに固有の安全機能と、本ガイドラインにおける14の着目点を列挙したものである。

Systems	Safety features	Focal points		SDG on Safety Approach
Reactor Core systems	Integrity maintenance of core fuels	Fuel design to withstand high temperature, high inner pressure, and high radiation conditions	~	
	of core fuels	2. Core design to keep the core coolability	V	V
	Reactivity control	Active reactor shutdown	~	V
		Reactor shutdown using inherent reactivity feedback and passive reactivity reduction		V
		Prevention of significant energy release during a core damage accident, In-Vessel Retention	~	V
	Integrity maintenance of components	Component design to withstand high temperature and low pressure conditions	~	
	Primary coolant system	7. Cover gas and its boundary	V	
Coolant systems		8. Measures to keep the reactor level	V	✓
	Measures against chemical 9. Measures against sodium leakage		~	
	reactions of sodium	10. Measures against sodium-water reaction	✓	
	Decay heat removal	11. Application of natural circulation of sodium	✓	✓
		12. Reliability maintenance (diversity and redundancy)	V	V
Containment systems	Design concept and load factors	13. Formation of containment boundary and loads on it	~	
	Containment boundary	14. Containment function of secondary coolant system	V	



受動的崩壊熱除去システム

概要/目的:

第4世代原子炉システムの主要な設計目標は、異常時の炉心損傷の可能性や損傷程度を低減または排除することであり、それによって敷地外における緊急時対策の必要性を排除することです。この目標達成のための1つのアプローチとして、固有安全性をもつプラント設計が挙げられます。このような設計により操作員の介入なしで、崩壊熱を環境に受動的に放出できます。これまでも、炉心損傷温度のしきい値以下に燃料温度を維持しながら自然対流の効果により崩壊熱を受動的に除去するよう設計された原子炉キャビティ冷却系(RCCS)を、第4世代ナトリウム冷却炉及びガス冷却炉に設置する設計がなされてきました。本ウェビナーではまず、先進的な原子炉設計のために開発されてきたRCCSについての説明を行います。続いてアルゴンヌ国立研究所で現在進行中の、空気冷却型、および水冷却型のRCCS概念に高品質のデータを提供するための大型統合試験の概要を紹介します。

講演者紹介:

ミッチェル・ファーマー博士は現在、アルゴンヌ国立研究所の原子力科学工学部門の上級原子力技術者であり、軽水炉プログラムのマネージャーを務めており、原子炉の開発、設計、安全性に関連する様々な研究開発分野で30年以上の経験を持っています。キャリアの初期には、軽水炉(LWR)のシビアアクシデント解析と実験に重点を置いていたが、その後、福島第一原子力発電所の事故後に提起された技術的な問題に対処するために、この分野の研究に取り組んでいます。



最近では、ナトリウム高速炉や高温ガス炉を含む第四世代原子炉の概念の運転と安全性に関する解析、設計、実験の実施にも力を注いでおり、200以上の論文を発表しています。ファーマー博士はまた、米国エネルギー省(DOE)の軽水炉持続可能性(LWRS)プログラム内の原子炉安全技術パスウェイ(RST)の技術エリアリーダーを務めました。

1988年にイリノイ大学で原子カエ学の博士号を取得。



動機: 福島第一原発の事故は、崩壊熱を能動的に冷却するシステムが機能しなかったためにトラブルが発生しました。受動冷却システムの研究は、先進的な原子炉システムにとって重要なテーマです。

Passive Safety Needs for GenIV



- GenIV initiative defines 8 technological goals, of which 3 are safety related:
 - "S&R 1 System operations will excel in safety and reliability"
 - "S&R 2 Very low likelihood and degree of reactor core damage"
 - "S&R 3 Eliminate the need for offsite emergency response"
- The reactor cavity cooling system (RCCS) has emerged as a leading concept for meeting these goals
 - · Possibility to provide inherently safe and fully passive means of decay heat removal
 - Offers a high level of performance with relative simplicity in design
 - · Has been under consideration since 1950's
- Though the RCCS is our focus, our ultimate objective is to support the continued development of safe and reliable nuclear power
 - Multi-institutional effort has brought together federal, industry, national laboratories, and universities

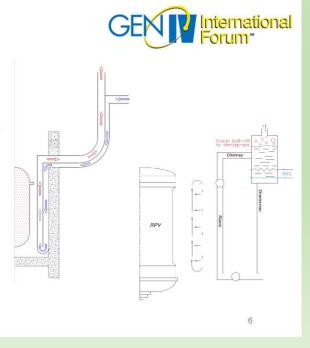
33

着目点:崩壊熱を受動的に除去するシステムとして、原子炉キャビティー冷却システム(RCCS)に焦点を当てている。空気と水の自然循環を利用したシンプルなシステムですが、適用にあたっては様々なスケールでの実用性を確認する必要があります。

RCCS Overview

- Unique to recent generation of HTGR
 - · Natural circulation in laminar and turbulent flow
 - · Radiative (primary) and convective heat transfer
- Air and water under consideration
- Considered for both active cooling duration normal operation, and with other designs operating solely as a passive safety system during an accident transient
- Several designs, each unique in geometry, but sharing a common concept, are under design

Reactor	RCCS Coolant	Cooling Mode	Country	Power
HTR-10	Water	Natural	China	10 MW _t
VGM	Water	Natural	Russia	20 MW _t
HTTR	Water	Forced	Japan	30 MW _t
PBMR	Water	Natural	South Africa	400 MW _t
SC-HTGR	Water	Natural	USA	625 MW _t
HTR-PM	Water / Air	Natural	China	250 MW _t
GA-MHTGR	Air	Natural	USA	450 MW,
GT-MHR	Air	Natural	Russia	600 MW,





自然対流熱除去実験施設:このような実験は、1980年代からANLで行われてきましたが、先進的な原子炉システムにも適用できるように設計を変更しています。

NSTF at Argonne (present)

- The <u>Natural Convection Shutdown Heat Removal Test</u>
 <u>Facility (NSTF)</u> was initiated in FY2010 in support of DOE programs NGNP, SMR, and now ART
 - Program operates according to Nuclear Quality Assurance (NQA)-1 standards
- The top-level objectives of the NSTF program are:
 - 1. examine passive safety for future nuclear reactors
 - 2. provide a user facility to explore alternative concepts
 - 3. generate benchmark data for code V&V
- Concurrent collaborations for a broader scope
 - Experimental facilities at multiple scales (½, ¼, etc.) for both air and water designs
 - Complimenting CFD modeling and 1D systems level analysis
 - Collaborating towards the development of a central data bank for the RCCS concept





10

品質:実験は、コード検証のための高品質なデータを提供し、ライセンスプロセスをサポートすることに貢献しています。

Quality Assurance



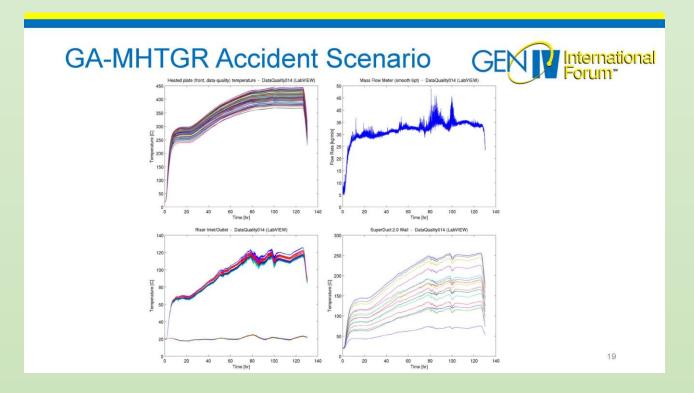
- Experimental data generated by the NSTF program is suitable for licensing initiatives by US vendors
 - The program meets requirements of ASME NQA-1 2008 w/ 2009 addendum
 - Regular audits maintain compliance to NQA-1
 - Small team of dedicated individuals with strong management support

Date	Audit Type		
Spring 2014	☐ MA ☐ Internal ✓ External		
Winter 2014	✓ MA □ Internal □ External		
Summer 2015	☐ MA ✓ Internal ☐ External		
Fall 2015	☐ MA ☐ Internal ✓ External		
Winter 2016	✓ MA □ Internal □ External		
Summer 2016	☐ MA ✓ Internal ☐ External		
Fall 2016	✓ MA □ Internal □ External		
Fall 2017	☐ MA Internal ☐ External		
Spring 2018	☐ MA ☐ Internal ✓ External		
Summer 2018	✓ MA □ Internal □ External		
Winter 2019	☐ MA Internal ☐ External		





実験結果: MHTGRの事故シナリオを想定した実験結果の一例を示します。 その他にも、発表資料ではガスを作動流体とした様々な条件での性能試験を実施し、その結果の例が示されています。



空気から水への転換:空冷試験の終了に伴い、プログラムは既存の試験施設 Framatome 625MWt SC-HTGRの概念設計に基づく水冷NSTFの水冷運転に移行しました。

Water Accomplishments



- May 2018 Completed installation of test facility
 - · Primary components: test section, water storage tank, and network piping
 - · All sensors, hardware, control valves, etc.
- July 2018 Shakedown and instrument verification
 - · Signed verification sheets
- November 2018 Single-phase demonstration test
 - · Install and verify network piping sensors
 - · Initial fill of test loop and system leak-test
- January 2019 First accepted matrix test at single-phase conditions
 - Baseline 'normal operation'; steady-state with 30°C inlet temperature
- August 2019 Completion of single-phase parametric series



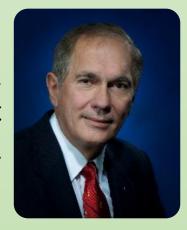
第4世代原子炉システムの核拡散防止及び物理的防護

概要/目的:

本ウェビナーでは、GIFの核拡散抵抗性及び核物質防護ワーキンググループが 開発したPRPP評価手法や第4世代原子炉システムへの評価適用例、及び、国内 外の機関へのアウトリーチ活動について紹介します。

講演者紹介:

ロバート・A・バリ博士は、ブルックへブン国立研究所の上級研究主席・上級顧問であり、原子力研究に40年以上の経験を持つ。先進原子力システムの安全性、セキュリティ、核不拡散に関する研究を行ってきた。15年間にわたり、第4世代原子力システムに関する国際フォーラムの核拡散抵抗性と核物質防護ワーキング・グループの共同議長を務めた。アメリカ原子力学会の理事および確率論的安全性評価および管理に関する国際会議の会長も務めている。2003年、米国原子力協会からTheo J. "Tommy" Thompson賞を受賞。2004年には、科学技術における卓越した業績に対してブルックへブン国立研究所賞を受賞した。



アメリカ原子力学会およびアメリカ物理学会のフェロー。20年以上にわたり、原子力技術のリスクベース標準の開発に携わってきた。米国の原子力発電所の安全・セキュリティを向上させるための福島原発事故の教訓に関する米国科学アカデミー委員である。バリ博士は、2014年に米国とブラジルが共同で開催した安全・セキュリティ文化に関する米国科学アカデミーのワークショップでも議長を務めた。ブランディーズ大学で博士号(1970年)、ラトガース大学で学士号(1965年)を取得。Phi Beta Kappa、Sigma Xi、Sigma Pi Sigmaの名誉協会の会員である。



核拡散抵抗性・核物質防護 はとても重要!

第二の広島/長崎は防がなくてはならない。



定義

- 核拡散抵抗性とは、核兵器(核起爆装置)を取得する ために、国家による核物質の転用や未申告の生産、 あるいは技術の不正使用を妨げる原子力システムの 特性のことである。
- 核物質防護(PP、物理的防護)とは、非国家主体(テロリスト)による原子力施設が所有する核起爆装置や放射性物質飛散装置に適した物質の盗難、原子力施設や輸送に対する妨害破壊行為(サボタージュ)を妨げる原子力システムの特性のことである。

これらの違いを認識することは重要である



PRPP WGの主な成果物

- PR&PP評価手法
- 仮想的ナトリウム冷却高速炉システム全体のケーススタディ
- GEN IV炉型比較検討
- その他補足資料
 - PR&PP参考文献
 - PR&PP FAQ
- Gen IVのSSCや他のWGとの継続的な交流

詳しくは: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9365/prpp

将来の原子カシステム設計のためのPRPP評価

- コンセプト開発の<u>可能な限り早い段階</u>で、PR&PPの特徴を設 計プロセスに導入することが重要
- 設計が進んで行くにつれ、システムにより詳細なPR&PP特性 を組み込むことができるようになる
- PR&PPの評価結果は政策立案者の意思決定に役立つ

システム応答

- パスウェイ分析:拡散、盗取、妨害行為のシナリオを記述・分析し、脆弱性を特定する直観的な方法
- パスウェイを区切り詳細に分析し、その後再度大局的に評価 する



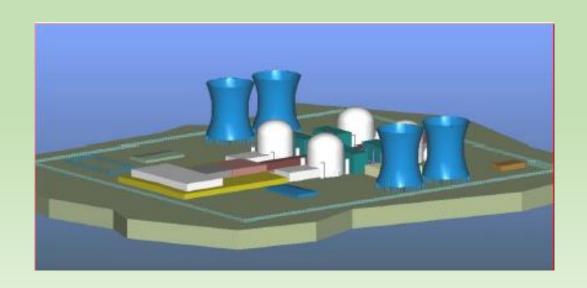
システム応答(続き)

- パスウェイ:目的を達成するために核拡散を行う国家またはテロリストが辿る一連の事象
 - どのようなパスウェイに沿っても、こういった敵対者は 様々な困難や障害に遭遇する。こういった困難性はすべて「核拡散抵抗性」や「物理的防護(性)」と総称される。
- パスウェイの時間依存性や解析に伴う不確かさを考慮することも大切

仮想的ナトリウム冷却高速炉システム全体のケーススタディ

ケーススタディの目的

- GIFのPRPP手法を第IV世代の原子炉/燃料サイクルシステム 全体に実施する
- 設計の様々な段階での適用可能性の確認
- 様々な設計オプションを比較することにより、本手法が特に設計者や意思決定者のために有意の結果を生成できることを実証する。
- さらなる方法論開発の必要性を見極める
- 本手法の将来のユーザーのためにPRPP評価の事例を提供する。





グレーデッドアプローチ: 等級分けは「なぜ」「いつ」「どうやって」行うのか

概要/目的:

今、世界各国の原子炉の基準や規制で、グレーデッドアプローチ(等級別扱い) が議論されており、必須となっている国さえあります。しかし多くの場合、等級分 けの基準やそれを正当とする理由については議論されますが、一旦基準を満た してしまえば、等級分けの方法に関してはあまり活発な議論が行われていないよ うです。

今回のウェビナーにご参加頂ければ、グレーデッドアプローチに対する不明点が無くなるはずです。今回のプレゼンターであるChermak氏は、「品質保証を満たすためのアプローチの等級分けの方法は2つしかなく、しかもどちらも非常に簡単である」と言います。

今回はグレーデッドアプローチについて、掘り下げてご説明いたします。

講演者紹介:

Vince Chermak氏は、アイダホ国立研究所の多目的試験炉(VTR)プロジェクトの保証責任者です。米国エネルギー省、海軍核推進プログラム、米国商用原子力、ISO、核廃棄物管理の各業界で20年以上にわたり原子力の品質保証に携わってきました。INLでは、IAEAのサプライチェーンマネジメントツールキット開発イニシアティブの代表を務めています。また、ASMENQA-1国際活動小委員会のメンバーも務めています。Chermak氏は、人は物を管理し、人を導くものだと固く信じています。リーダーシップとは地位ではなく、決断なのです。私たちー人一人には、自分の能力のすべてを使って、お互いをまとめ、卓越性に向かって歩む責任があります。私たちリーダーにできる最も重要なことは、違いによってお互いを分類するのではなく、お互いの強みを認識し、活用することです。





グレーデッドアプローチの定義

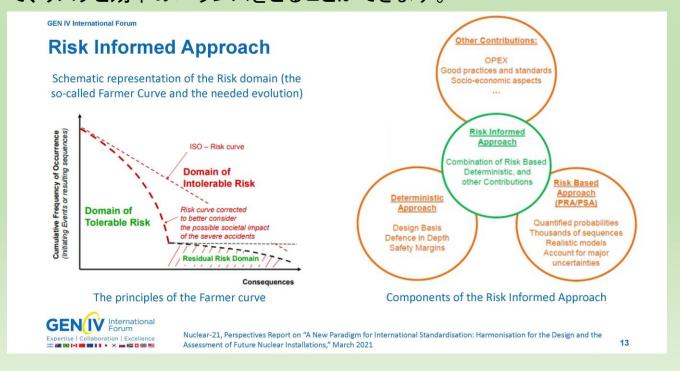
ASME NAQ-1-2015、DOE O 414.1D、IAEA WS-G.5.2 など、いくつかの文書でグレーデッドアプローチの定義が示されています。これらの定義に共通しているのは、組織活動のアプローチを等級別に分類する際に、施設や製品の用途及び特性、原子力安全にとっての重要性、失敗の確率や結果などを考慮するということです。これらはすべて「リスク」につながるものです。グレーデッドアプローチは、リスクと得られるであろう効率のバランスをとるものです。

定義の例

- NQA-1:2015*: The process employed, once the applicability of the requirement to the scope of the organization's activity has been determined, to ensure that the levels of analyses, documentation, and actions used to comply with requirements are commensurate with the following:
 - a) the relative importance to nuclear safety
 - b) the magnitude of any hazard involved
 - the life-cycle stage of a facility or item
 - d) the mission of a facility
 - e) the particular characteristics of a facility or item
 - f) the relative importance to radiological and nonradiological hazards
 - g) any other relevant factors

リスクインフォームドアプローチ

グレーデッドアプローチを実施するためには、リスクの概念をどのように利用してアプローチを評価するかについて、原子力コミュニティの間で共通の理解を深めることが必要です。「ファーマー曲線」は、リスク管理の観点からグレーデッドアプローチが目指すところを共有するための出発点となるものです。決定論的考察、確率論的考察、その他の要因に対する考察を総合的に行うことで、リスクと効率のバランスをとることができます。



^{*}Most recent edition identified in NRC RG 1.28 Rev 5.



アプローチの等級分けの方法

グレーデッドアプローチの目的は、業務のプロセスコントロールとビジネスニーズのバランスをとることにより、効率的かつコンプライアンスに準拠した作業の進め方を提供することであると言えます。不適切なグレーディングは、過剰な要求を課したり、適用可能な要求を課さなかったりする結果となります。アプローチを適切に等級分けする方法は2つしかありません。

(1) 規制の対象となる活動の厳密さを変える

特定の製品や施設を管理するための厳密さのレベルは、それらが使用される 用途によって異なります。例えば、検査員が報告書に結果を記載することにな る検査にマイクロメーターを使用する場合は、M&TE (Measuring and Test Equipment)として校正・管理する必要があります。エンジニアが大まかなアイ デアを得るために使用するマイクロメーターであれば、その必要はないかもし れません。

(2) 規制対象者の厳密さを変える

規制対象者に求められる厳密さのレベルは、それがプロセスのどの段階にあるのか、またどのような用途なのかによって異なります。もし、次の工程に進む前に誰かの作業をチェックするだけの人であれば、それは規制された活動ではありません。したがって、この人は認定検査員である必要はありません。もしこれが必要な検査であれば、その人はその活動を行うのに十分な資格を持った検査員でなければなりません。

GEN IV International Forum

What Methods are there to Grade our Approach?

- · There are two ways to grade our approach:
 - Change the level of rigor for regulated activities







- Change the level of rigor for regulated personnel











商用原子力発電所におけるグレーデッドアプローチの実施例

(1) 重複検査の廃止とピアチェックへの切り替え

規制の対象となる活動の過程で、最終検査の際にも行われていた重複する品質管理検査をピアチェック(内部検査)に切り替えた。このアプローチは、その時点で認定された検査員を必要としないため、コスト(検査のための待ち時間など)が減少した。

(2) 製品受入担当者の検査員認定

受入検査は限られた数の検査員によって行われていた。しかし、実際には、その検査の過程での特定の測定だけが資格を必要としていた。そこで、資格認定の内容を適正化し、受入担当者を検査員として認定することにした。このアプローチにより、コストが削減されただけでなく、検査員が必要な作業により多くの時間を割くことができるようになり、検査員のパフォーマンスにも良い影響を与えた。

(3) 設計図書への署名の廃止

これまで設計の全過程において個々の設計図書に対して行われていた 署名を、設計図書を束ねた最終パッケージに対してのみ行うように変更 した。このアプローチは、最終パッケージの品質に影響を与えることはな く、設計図書が全てそろうまで他の関係者が待つ必要がなくなったため、 パッケージ作成にかかる時間が大幅に短縮された。

GEN IV International Forum

Examples:

- Eliminating an inspection and replacing it with a peer check.
 - Eliminated the need for fully qualified QCIs
 - Decreased wait time
 - Decreased COPP
- Certifying receiving personnel as receipt inspectors.
 - Decreased the level of rigor for certification
 - Decreased wait time
- · Eliminating QA signature from particular design documents
 - Moved to final design package for those documents







クローズド燃料サイクル

概要/目的:

軽水炉原子力燃料サイクル及び代替燃料サイクルのオプションを紹介します。燃料サイクルを閉じるために使用済燃料内に残されたウラン及びプルトニウムを回収し再利用する2つの手法「湿式PUREX」及び「乾式Pyroprocessing」について紹介し、また、持続可能性及び核不拡散を理解するために、燃料サイクルを閉じるために考慮すべき課題についても紹介します。

講演者紹介:

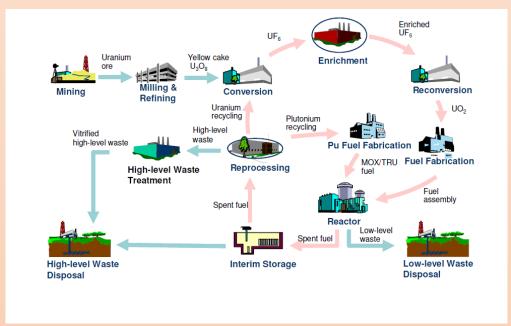
Myung Seung Yang教授は KAERI(韓国原子力研究所)でPWR とCANDU炉の燃料製造、燃料の品質管理、DUPIC(PWR使用済燃料のCANDU炉での直接使用)サイクル、およびパイロプロセスに関する研究開発に30年間携わってきた。GIF PRPPとINPROの活動への参加を通じて核不拡散に関する経験を得た。韓国国家工学アカデミーのメンバーであり、2007年から2010年にかけてKAERIの理事長、2015年からYoungsan 大学の教授を務める。2011年に韓国政府からWoong-Bee Order章を授与され、WNA (世界原子力協会,ロンドン)から原子力の平和利用への貢献により受賞。





閉じた燃料サイクルの概念

- 原子炉は中性子のエネルギー、減速材、冷却材、および燃料によって分類される。
- 使用済燃料は再処理して再利用されるか、あるいは直接処分される(ワンススルー)。



使用済燃料の管理

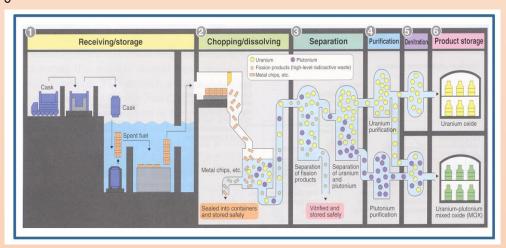
- 使用済燃料には超ウラン元素、核分裂生成物、及び燃え残りのウランが 含まれる。
- 数百年後のほとんどの崩壊熱は超ウラン元素に由来している。
- 超ウラン元素を分離すれば、300年経過すると放射性毒性は天然ウラン 鉱石レベルまで低下する。
- 使用済燃料は乾式あるいは湿式で貯蔵され、固化され、地下施設に処分 される。
- 処分場については、キャニスターの腐食速度等、5つの点について考慮 するする必要がある。





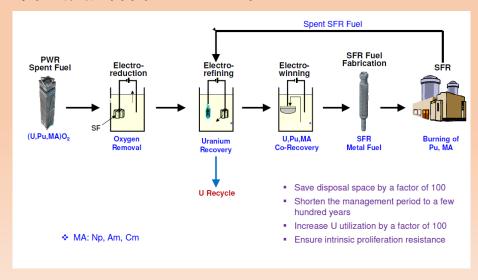
核燃料サイクル技術

- 革新的な原子カシステムは核拡散抵抗性、持続性、廃棄物管理、環境効果、経済性を有する。
- ピューレックスは湿式であり、パイロプロセスとDUPICは乾式である。ピューレックは受入/貯蔵、解体/溶解、分離、精製、脱硝、および製品貯蔵から成る。
- 先進湿式プロセスとして、CoDCon、ALSEP、NEXT、およびCOEXが開発されている。



核燃料サイクル技術

- CANDU、PWR、及び第4世代高速炉(SFR)用の閉じたサイクルとしてパパイプロセスとDUPICの使用が考えられる。
- DUPICは集合体解体、ピン切断、脱被覆、酸化/還元、成型/焼結、溶接、 および集合体組み立て工程から成る。
- 乾式プロセスには何種類かあり、パイロ金属法、パイロ化学法、フッ化物気 揮発法等がある。
- パイロプロセスのフローシートは、脱被覆、熱処理、電解還元、電解精製、電解析出、及び高速炉燃料製造からなる。





核燃料サイクル技術

- パイロプロセスには、構成機器数が少ない、冷却期間が短い、臨界事故 の危険性が低い、高純度のPuの精製が無い等の長所がある。
- Puの分離能力が限られていることから、パイロプロセスは核拡散のポテンシャルが低いが、保障措置の経験が少ないことから課題もある。
- パイロプロセスについては、保障措置に関するR&Dや経済性評価が継続されている。
- いくつかの国の使用済核燃料管理方針について整理した。

	Korea	USA	Japan	France	Russia	China	India
Fuel Cycle Policy	Wait & See	Direct disposal/ Wait & see (P&T)	Recycle (P&T)	Recycle (P&T)	Recycle (P&T)	Recycle (P&T)	Recycle (P&T)
Target Yr for INS	2020's	2040s	2040s	2020 ~ 2040	2020s	2020s	2020s
Recycle Method	Pyro	Wet (Advanced Aqueous) Pyro	Wet (NEXT) Pyro	Wet (COEX /GANEX)	Wet (Advanced Aqueous) Pyro	Wet (PUREX) Pyro	Wet (PUREX) Pyro
Reactor (Fuel)	SFR (Metal)	SFR (Metal, Oxide)	SFR (Oxide)	SFR (Oxide) GFR (Carbide, Nitride)	SFR (Oxide, Nitride)	SFR (Mixed oxide)	SFR (Mixed carbide, Oxide, Metal)

まとめ

- 閉じた核燃料サイクルの利点は持続性、高レベル廃棄物の管理、環境負荷低減、永久処分のための貯蔵管理、核拡散抵抗性の促進にある。
- 先進湿式、乾式燃料サイクルプロセス、および保障措置技術は開発途上である。
- 国家の使用済み燃料管理方針が決定される予定である。



燃料サイクルの実現に向けた 持続可能性に関する検討

概要/目的:

原子力エネルギーは、技術的には温室効果ガスの排出量が少なく、かつ高い信頼性をもち、ベースロード容量も高いことから、地球温暖化を緩和する最も効率的なエネルギー源の一つとして再生可能エネルギーと共に期待されています。しかし、公衆の意見やこれまでに取られたいくつかの段階的廃止の決定などを考慮すると、技術的基準を満たしていることだけが政治的決定につながるのではないことに気付きます。技術的、経済的に最適化を行うこと以外にも、環境及び社会に対する配慮など、多くの基準が重要になってきており、それにより、これまでの論理的な技術アプローチから、より広い持続可能性アプローチへの変換が求められています。そのため環境フットプリントや、より包括的な社会許容性、社会への影響も考慮する必要があります。本ウェビナーでは、長期にわたり原子力エネルギーを持続させるために持続可能性に注目することが、原子力燃料サイクルの動向の見極めるためにいかに有用であるかを説明します。

講演者紹介:

Christophe POINSSOTは、CEA(フランス代替エネルギー庁及び原子力委員会)に25年以上にわたり勤務し、燃料サイクルの研究開発に携わってきました。現在は、鉱業・燃料リサイクルプロセス研究部門(DMRC)を率い、アクチニドリサイクルプロセスの開発とAtalanteホットラボの運営を実施しています。また、アクチノイド化学に関するCEAの国際専門家であり、INSTNの核化学の教授でもあります。





環境因子、社会因子、経済因子に着目し、原子カエネルギーのより広い持続可能性アプローチへの変換を説明しています。そして、今後の燃料サイクルの合理性を示しています。

The sole technical approach is not sufficient need for a more global and systemic approach



« Sustainable development is development that meets the needs of the present without compromising the ability of future generations to meet their own needs. (...) »

(Bruntland's commission, 1987) Recent concern Climate change Baseline for technology Overall Footprint development Can nuclear omy energy be How to improve • How to improve sustainable and affordability? environmental how? footprint?

- Predictable, stable and limited energy cost
- Economic stability through energetic independence

- GHG-free energy
- Preservation of natural resource
- Reduce and manage ultimate waste
- · Low environmental footprint

- Equity, reducing risks, democratic choice
- 2 How to improve acceptability?
- •Highest level of safety and reliability
- •Consensual choice of the society
- •Promote the international stability

Main trends will be depicted in the following

The rationale of future NFC in view of sustainability Internationa Dates are purely indicative WARDS INCREASING SUSTAINABILIT Gen.II & III **Pu-monorecycling** Gen.IV Pu-multi-recycling Pu-mono-recycling - Twice-Through Cycle Gen.IV ... + MA recycling Pu multi-recycling - LWR reactors - Multi-Through Cycle - Pu-recycling in MOX fuel - Fast-Neutron Reactors (FR) Pu+MA multi-recycling - Pu multi-recycling - Fast Neutrons Reactors (FR) - Pu multi-recycling - MA burning

Main incentives

- 1st step towards U resource saving
- Efficient waste conditioning

Main incentives

Breakthrough = reactors

- Major resource saving
- Energetic independence
- Economic stability

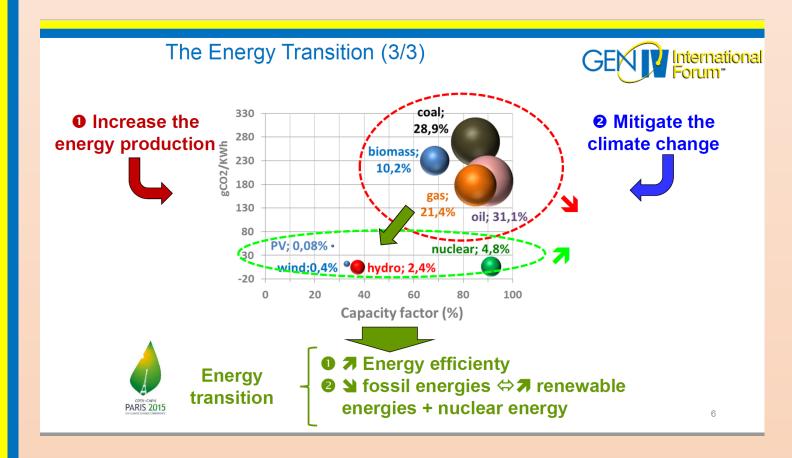
Breakthrough = cycles

Main incentives

- Decrease of waste burden,
- Optimisation of the repository
- Public acceptance

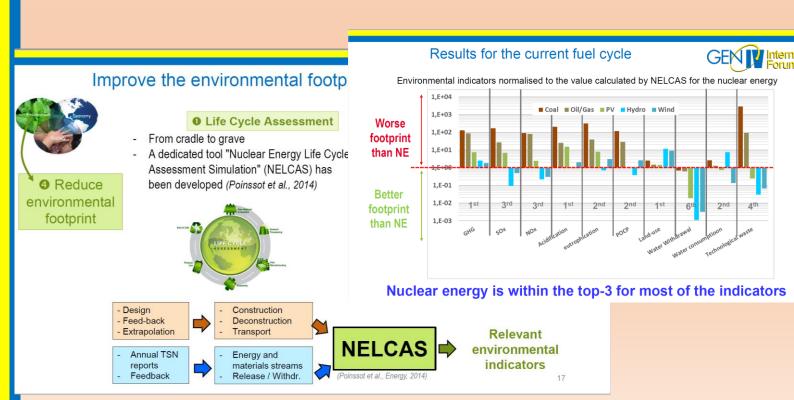
32





環境因子 (1=グリーンハウスガス低減因子, 2=資源有効活用因子)

シミュレーションツール(ここではフランスのNELCASを使用)を用いて、環境フット プリントに関するライフサイクル評価が可能。エネルギー源ごとにこれらの評価を 行い、各指標(gCO₂eq, SOxやNOxなど)へ対する効果を提示できる。



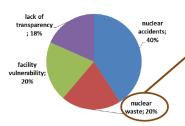


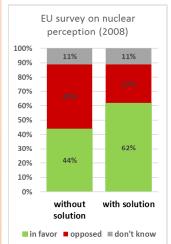
社会影響因子として、

1= 安全性の向上, 2=使用済み燃料処理/処分方法の確立をあげ、 経済性因子として 1= 安定かつ予測可能な経済性, 2= 運用可能 なコストレベル,3=より簡素なプロセスの採用をあげている。

Improve waste management

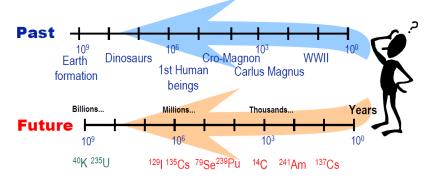






Improve waste management

- Waste is severely questioned by public opinion
 - Nuclear waste seen as Achille's heel of nuclear energy, mainly due to very long lifetime
 - Main concern = waste lifetime. Any reduction could help to improve acceptability. Could we reduce waste lifetime back within Human History?



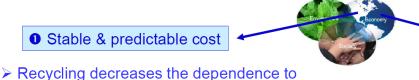
Chap.III: economic drivers



26

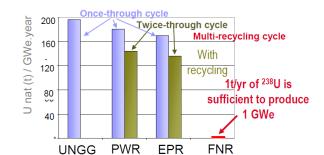
Economic optimization is already at the root of R&D for industry

Stable & predictable cost

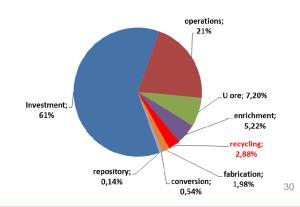


2 Ensure affordable costs

- U market (price, availability, volatility ...)
 - Possibility of using U_{rep} and U_{dep} available stockpile with FNR
 - Significant extension of U reserve



Back-end of the fuel cycle has a limited influence on the KWh cost





燃料サイクルにかかわる科学技術的諸問題

概要/目的:

本ウェビナーでは、オープン及びクローズドという2つの燃料サイクルにおける科学技術的問題について説明します。オープン燃料サイクルにおけるサーマルリアクターがもつ問題点及び、クローズド燃料サイクルにおける高速炉のメリットに焦点を当てつつ、混合UN燃料と使用済燃料処理の最新の技術開発についても紹介します。さらに"Proryv"プロジェクトで開発されている新しい技術プラットフォームついても紹介します。

講演者紹介:

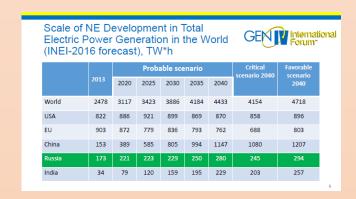
Alexander Orlov博士 は「Proryv」プロジェクトR&D科学部 長のアドバイザーである。2012年から鉛・ナトリウム冷却高速炉、新型炉(U-Pu・窒化混合燃料)、使用済燃料再処理技術開発メンバーであり、これら技術は総合して「Proryv」プロジェクトとして知られる。

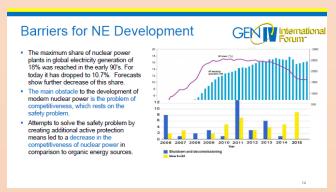




原子力導入の悲観的な予測とその障害:

世界の原子力発電導入シナリオ分析に依れば、全てのシナリオは中国 以外、原子力導入の悲観的な成長を示している。原子力導入の障害は 追加的な安全対策による競合性の欠落である。現在及び/又は古いオープン 核燃料サイクルは中期的な燃料供給には充分であるが、長期的な利用には、 ウランの低有効利用性、環境需要性の欠如、及び核不拡散リスクの面から限 界がある。

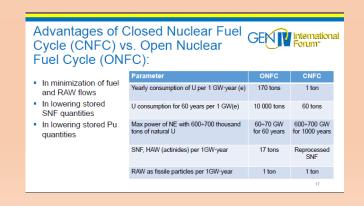


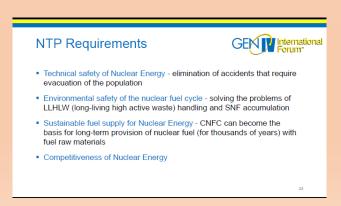


高速炉新技術プラットフォーム(New Technology Platform: NTP):

高速炉クローズド燃料サイクルは、放射性廃棄物の最小化、使用済燃料 (SNF) 及び貯蔵プルトニウム低減の面で利点がある。ロシア政府はNTPの開発 戦略(Stratefy-2000)を構築し、2020年までのマイルストーンに基づきこれを進めている。

NPTには、4つの主要課題、1)技術安全、2)環境安全、3)持続可能な燃料供給、及び4)競合性の解決が求められる。



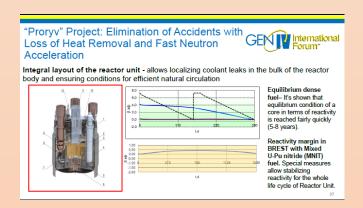


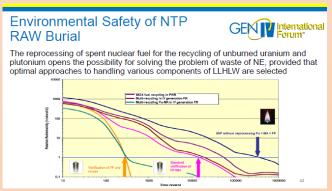


1) 技術安全及び 2)環境

技術安全を達成するため目標は、原子力発電所及び他の原子力施設における人々の避難が必要となる事故の排除である。ゼロ余剰反応度高濃度燃料炉心、鉛冷却剤、及び自然循環のための空冷熱交換器は反応度事故及び熱除去損失事故を排除するための方策となり得る。

環境安全のための目標は、長寿命高レベル放射性廃棄物の処理の社会受容、及びSNF累積の回避である。SNFの処理、マイナーアクチニド変換及び放射性廃棄物の処分は、環境に重大な量の放射性廃棄物の処分の禁止、SNF量の削減、及び放射性廃棄物の隔離のための方策と定義される。

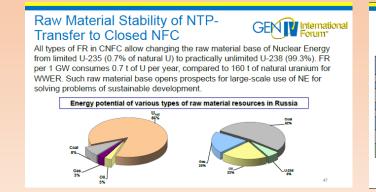


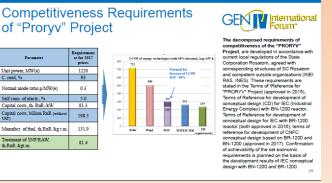


3)持続可能な燃料供給、及び 4) 競合性

原材料を伴う長期的な核燃料の供給は、持続可能な燃料供給の目標である。増殖費1以下の高速炉、SNF再処理及び再利用物質を用いた燃料加工を利用した、炉心の核分裂性核種の完全な再生産及びクローズド核燃料サイクルへの移行は、この目標を達成し得る手段である。

競合性は、原子力発電所のシステムの数及び炉の設計の簡素化、及び燃料構造材及びオンサイト燃料サイクルシステムによる輸送コストの低減によっ実現可能である。



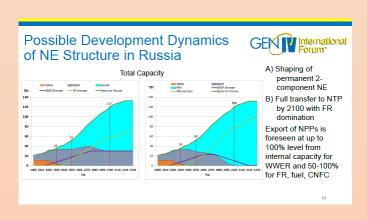


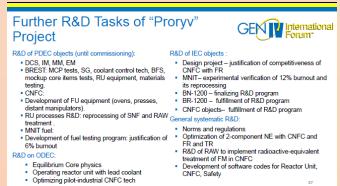


Proryy プロジェクト:

露口スアトムによって実施されているProryv プロジェクトは、これらの課題達成を目的としている。技術安全のために7つの方策が検討差されており、窒化物燃料鉛冷却炉BREST-OOD-300が開発されている。開発の為、多くのソフトウェア解析と窒化物燃料の試験炉照射が行われている。また、環境安全のため、乾式化学再処理、ブランケットのない設計、及びマイナーアクチニドの核変換も検討されている。

高濃度燃料及び再処理によるBREST-OD-300、BN-1200、及び産業による設計プロジェクトを想定した試験的エネルギー供給構造にかかるロシアにおける予備的なシナリオ検討の結果は、高速炉クローズド燃料サイクルへの完全な以降は、21世紀末までに120GWを供給する事を示した。





結語:

PRORYVプロジェクトは、NPTに求められる主要な課題検討についての主導権をもたらしている。世界の原子力発電所の危機は2018-2035年の間、高速炉に基づく最初の産業エネルギーの複合構造の創出によって克服可能である。

"PRORYV" Project provides the State Corporation "Rosatom" with leadership in: Construction of FR with inherent safety (deterministic exclusion of accidents requiring evacuation of the population) Creation of dense MNIT fuel, optimal for Fast Reactors Final solution of the problem of SNF accumulation and radiation equivalent treatment of radioactive waste Creation of the world's first pilot energy complex with FR and CNFC technologies (PDEC) The crisis of world nuclear power can be overcome by the creation between 2018-2035 of the first industrial IEC (Industrial Energy Complex) based on Fast Reactors: With BN-1200 reactor, if competitiveness with WWER will be confirmed by design project With BR-1200, which is competitive with CCGT and RES Reduction of natural uranium consumption by 6 times and the growth rate of SNF stocks with the introduction of FR Phased introduction of SNF reprocessing technologies when economic feasibility is achieved (price of uranium raw materials and SNF storage)



Th-U型/非Th-U型溶融アクチニド塩 回収/変換システム: MOSART

概要/目的:

GIFで検討しているフッ化物塩に核分裂物質が溶けている溶融塩炉設計について紹介します。今回の発表は、使用済燃料から回収した異なる組成の超ウラン元素の三フッ化物を添加したTh-U型/非Th-U型のMOSART (MOlten Salt Actinide Recycler & Transforming)システムに関するものです。ロシア/モスクワのクルチャトフ研究所では、均質炉心及び高溶解度超ウラン元素塩燃料を用いた新しい設計が研究しています。ここではMOSARTシステムの燃料サイクルの柔軟性について、本研究で明らかとなった技術制約及び実験データを踏まえてご紹介します。燃料塩の主な物理的・化学的特性及び材料共存性についての実験結果が、MOSARTの要求を満たすことを述べます。また、MOSART概念の主な設計オプション・特性や安全性、過渡特性模擬、小規模の実験及び低出力実証MOSARTの開発計画についても説明します。

講演者紹介:

Victor Ignatiev (ヴィクトル・イグナティエフ) 博士は、ロシアのモスクワにあるNRC「クルチャトフ研究所」に、溶融塩炉実験室の所長(2012年~)兼教授(2009年~)として勤務しています。1976年にソ連の原子カシステム・モスクワ物理工学研究所を卒業し、1986年にソ連モスクワのクルチャトフ原子カ研究所で博士号を取得しました。博士号取得後は、溶融塩炉の研究に従事。2014年から第四世代国際フォーラムMSR pSSCの共同議長を務める。1985年には、溶融塩炉の基礎研究に関するクルチャトフ賞を受賞し、2016年には、溶融塩炉の工学研究に関するクルチャトフ賞を受賞し、2016年には、溶融塩炉の工学研究に関するクルチャトフ賞を受賞した。



主に溶融塩炉を中心に、以下の研究活動を行っている。

- (1)Th-U燃料サイクルとTRU燃焼炉
- (2)設計運転を模擬したパラメータでの選択された溶融塩環境における複合材料の適合性と塩の化学的制御
- (3)燃料と冷却材の塩組成の物理的・化学的特性
- (4) 炉物理、熱流動、安全性に関連する課題を含むフローシートの最適化



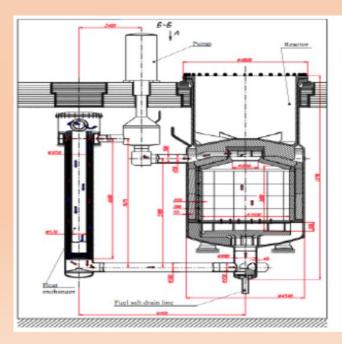
1. MSR及びMOSARTの紹介:

MSR(溶融塩炉)では、固体燃料の代わりに液体燃料が用いられます。軽水炉使用済燃料からのTRU(超ウラン)フッ化物で始まるMOSART(Molten Salt Actinide Recycler & Transformer)は、様々なモード(核変換、自足自給、増殖)で運転することができます。



2. MOSART:

MOSARTの設計では、超ウラン元素の三フッ化物を高溶解度で含有する燃料塩の均質炉心というオプションを用意しています。

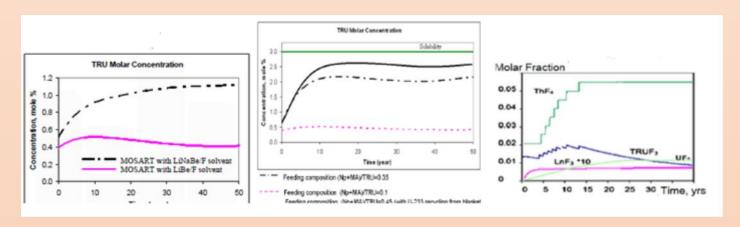


System	burner	/ breeder
Fluid streams	1	2
Power capacity, MWt	2400	2400
Fuel salt inlet/outlet temperature, °C	600 /720	600 /720
Fuel salt composition, mole %	72LiF 27BeF ₂ 1TRUF ₃	75LiF 16.5BeF ₂ 6ThF ₄ 2.5TRUF ₃
Blanket salt composition, mole %	no	75LiF 5BeF ₂ 20ThF ₄



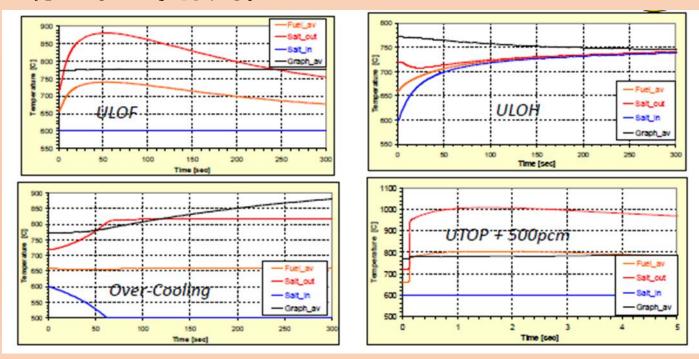
3. MOSARTの燃料サイクル:

2モル%のThF₄と1.2モル%のTRUF₃を初期装荷として含むMOSART炉心は、レアアース除去サイクル12年後(定格出力300日運転相当)で、TRUF₃を全く増加させずにTh自立型システムとして運転することができる。 平衡状態では、燃料塩中の親物質は凡そ6モル%である。



4. MOSARTでの過渡試験:

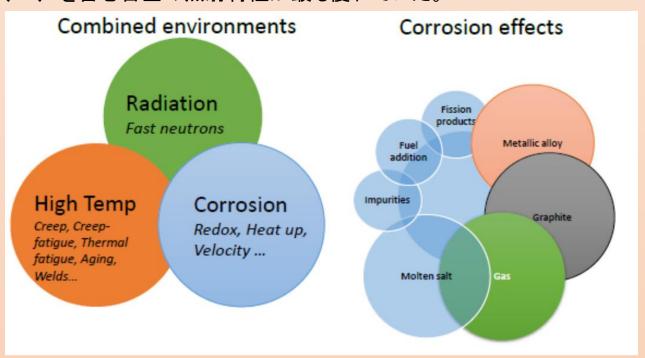
主要な制御系不作動事故(流量喪失事故ULOF、熱除去機能喪失事故ULOH、過冷却事故、更には過出力事故UTOPでも)においても、重大な問題は発生しないと考えられる。





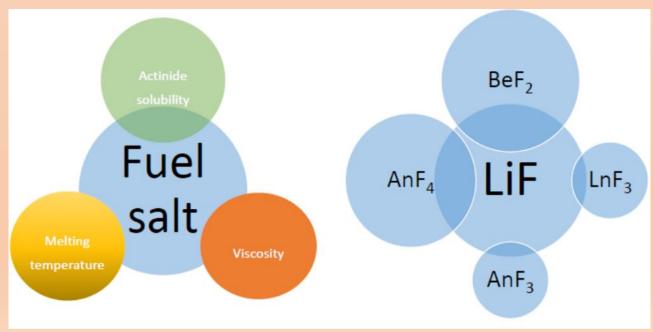
5. MSRの材料(燃料用・構造材):

酸化還元電位測定を行った多くの熱ループでの実験結果から、 UF_4 燃料あるいは PuF_3 燃料を含有するLi / Beフッ化塩の運転は、高純度を保てば可能である。Ti、Al、Vを含む合金の照射特性が最も優れていた。



6. 燃料及び冷却材の選択:

多くの場合、最も特性の優れたLi-Beフッ化塩が、基準の燃料/冷却塩となった。



3. 持続可能性及び燃料サイクル



クリーンエネルギーの統合を最大限活用するために: 統合エネルギーシステムにおける原子力技術と 再生可能エネルギー技術の役割

概要/目的:

現在、様々な分野で二酸化炭素排出量の削減を目指したエネルギーアプローチが試されています。クリーンかつ安定した(resilient)エネルギーの確保には、新しい発電、送電、電力利用方法が欠かせません。アイダホ国立研究所主導の統合エネルギーシステムに関する原子力エネルギー計画では、再生可能エネルギー技術と原子力を併用した、クリーンエネルギーの利用を最大限に引き出すことが可能な方法を検討しています。私たちが向かう目標は何か?発電した電力はどのように使われるのか?一これらの答えは様々な要因の影響を受けています。そのため、これまで応用検討を実施してきました。各手法には収益を最大にする独自のマーケットとマーケット牽引因子、地理的条件があり、また電力のみで生産可能な製品もあれば、熱と電力が生産に必要な製品もあります。今回のウェビナーでは、統合エネルギーシステムにおいて原子力エネルギーをより活用する新しいオプションを紹介します。

講演者紹介:

Dr. Shannon Bragg-Sittonアイダホ国立研究所(INL)の核科学技術部門で、統合エネルギーシステム(IES)のリーダーを務めている。シャノンは、熱エネルギー生成、電力システム、データシステム、化学プロセス/産業適用などの重点分野を含むINLラボラトリーイニシアチブの共同ディレクターでもある。また、INL、国立再生可能エネルギー研究所(NRE)、国立エネルギー技術研究所(NET)が参加するDOE応用エネルギー3研究所コンソーシアムのINLリーダーでもある。





統合エネルギーシステムの評価とは、

資源 -- 技術 - 経済性 - マーケットのポテンシャルを評価することである。

Technical & Economic Assessments (TEA)

Resource Potential

- o Market size
- o Resource availability
- o Resource attributes
- Infrastructure requirements



https://ies.inl.gov

Technology Potential

- o Thermodynamics
- o Performance
- Systems integration and control

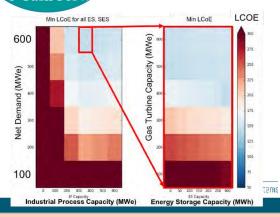


Economic Potential

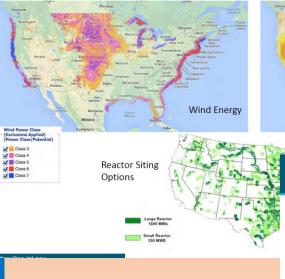
- Pro forma○ ROI / IRR
- o Cash Flow

Market Potential

- o Competition
- o Policy, Regs



What is the resource potential in a selected region?

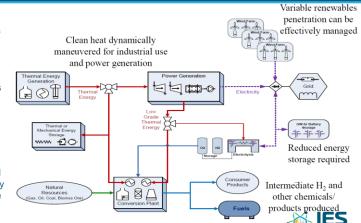


Value of the control

Evaluation of Candidate IES

- Technical Feasibility:
 Tightly coupled systems involve dynamic exchange of energy streams, process conditions data, and diagnostics/ prognostics control commands.
- Economic Feasibility Requires Efficient Capital Utilization: The impact of improved capital utilization, increased reliability, and enhanced maintainability on overall plant revenue must be characterized

and understood.





ポテンシャルを見極めるための段階的なアプローチ(段階的にコードを使い分ける)

プロセスモデルコード(プロセス工学+経済性)

動特性モデルコード(プラント動特性+制御性)

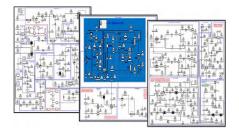
システム最適化設計(システム構成検討+システム物理特性+経済性)

+AI(複雑な物理モデルに対する代用モデルとして使用)

Energy System Modeling, Analysis, and Evaluation for Energy System Optimization

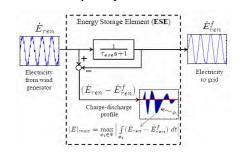
Graded approach to identify design, and evaluate hybrid system architectures

Aspen Plus® and HYSYS® Process Models



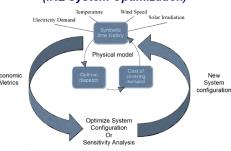
Process modeling addresses technical and economic value proposition

Modelica[®], Aspen Dynamics[®]



Dynamic modeling addresses technical and control feasibility

RAVEN (INL System Optimization)



System modeling addresses whole-system coordination

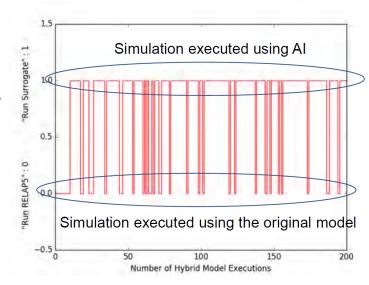


Consideration of Resource—Technology—Economic—Market Potential

nttps://ies.inl.gov

IES: Artificial Intelligence (AI, Supervised Learning) Generation and Validation

- Addresses computational cost of probabilistic analysis
 - Al is used to develop surrogate models for complex, computationally expensive, physical models
 - Concepts such as the hybrid model in RAVEN are currently being extended to time dependent AI (supervised learning)
 - Al validation is being tuned for these applications



- · Needed 1000 simulations to generate a good statistic
- Al learned to replace the original simulation
- Only about 200 simulations were executed using the real model





例: ハイブリッドシステムの性能評価(最適化設計)

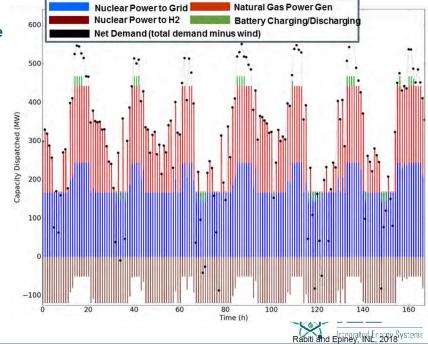
+1年間の気候などの条件時刻歴を用いたシステム最適化検討 (エネルギー供給:原子力、水素、ガスタービン、バッテリー、風力)

+既存プラントを再利用したケースでの高温電気分解による水素製造最適化検討: 水素の他産業での利用(アンモニア/肥料製造、鉄鋼製造、燃料電池)

+軽水炉での低温・高温電気分解による水素製造最適化検討: (高分子材料、化学材料、合成材料)

Example Optimized Hybrid System Performance Results INL-Developed Toolset

- System design optimization using time histories for one year
- Results shown for a selected time history, one week period (hourly resolution)
- Optimized component capacities
 - Nuclear Reactor 300 MW_e
 - Hydrogen Plant Capacity 120 MW_e (shown as negative – electricity input; 70% turndown limit; H₂ market price - \$1.75/kg-H₂)
 - Gas turbine
 200 MW_e
 - Electric battery 100 MWh
 - Wind penetration 400 MW_e (100% of mean demand, installed capacity, 27% capacity factor)
 - Penalty function applied for over or under production of electricity.



Recent Hydrogen Production Analyses for Current Fleet LWRs

INL issued public-facing reports on in FY19 that provide the foundation for demonstration of using LWRs to produce non-electric products:

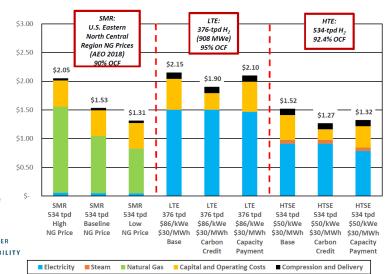
• <u>Evaluation of Hydrogen Production Feasibility for a</u> <u>Light Water Reactor in the Midwest</u>

Repurposing existing Exelon plant for H2 production via high temperature electrolysis; use of produced hydrogen for multiple off-take industries (ammonia and fertilizer production, steel manufacturing, and fuel cells) (INL/EXT-19-55395)

 <u>Evaluation of Non-electric Market Options for a</u> <u>Light-water Reactor in the Midwest</u>

LWR market opportunities for LWRs with a focus on H2 production using low-temperature and high-temperature electrolysis; initial look at polymers, chemicals, and synfuels (INL/EXT-19-55090)

Example: Analysis results for H2 production, compression and delivery prices to meet ammonia plant demand.



https://ies.inl.gov



廃棄物処理プラントHanfordサイトの概要

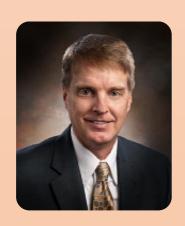
概要/目的:

米国エネルギー省(DOE)では現在、約9,000万ガロンの放射性廃棄物をHanford とSavannah Riverサイトにある約230の地下タンクに貯蔵しています。Hanfordの放射性廃棄物の内訳は、約2,000万ガロンが液体(上澄)、約1,000万ガロンが不溶性のスラッジ(沈殿物)、残りはソルトケーキと呼ばれる部分的に水溶性の固体です。これら放射性廃棄物のガラス固化は、廃棄物処理等の主要プラントであるHanford Waste Treatment and Immobilization Plant(WTP)にて実施される予定です。今回のウェビナーではその一連の処理の流れ(貯蔵、取り出し、前処理、固化、廃棄)に関してご紹介します。ここではガラス固化について、1)扱いにくい廃棄物の構成成分及びそれによるガラス形成と運転への影響、2)重要なプロセス及び製品の性能と特性(なぜ、どのようにそれらを計測するか)、3)工程管理方策、並びにガラス化モデル及びアルゴリズムの活用、4)許容可能なガラス組成域と運転柔軟性との関係、5)ガラス形成の大きな進歩及び一連の流れと運転に対するその影響、及び6)運転の教訓、に焦点を当てて説明します。

講演者紹介:

デビッドピラー博士はクレムソン大学でセラミック工学の学位を取得した。ピラー博士は25年以上にわたって、ガラス調合技術の開発を行うとともに、南カリフォルニア州のアイケンにある国防関係の廃棄物処理施設とワシントン州のハンフォードにある廃棄物処理施設の処理能力向上と運転柔軟性改善のための代替プロセスの開発を行っている。

彼は現在Pacific Northwest National Laboratory (PNNL)において技術管理部門マネージャー代理の役職に就いており、PNNLでは年間の4,500万ドル以上のR&D予算が、廃棄物処理と環



境修復に使用されている。ピラー博士はクレムソン大学物質科学工学科の外部 諮問委員会員であり、非常勤教授でもある。彼は米国セラミックス学会員であり、 85以上の外部査読付き論文と300以上に内部技術報告書を執筆している。また、 彼は3件の特許と1件の国際特許を取得している。



廃棄物処理プラントHanfordサイトの概要

背景と目的

- DOEの施設には約9,000万ガロンの放射性液体廃棄物が貯蔵されている。
- 古い廃棄物は環境にとっての大きなリスクである。
- 革新的な解決方法を開発し、成熟させ、実用化するためには基礎研究と応用研究が必要である。
- 回収し、前処理し、固化し、処分するのが役割である。



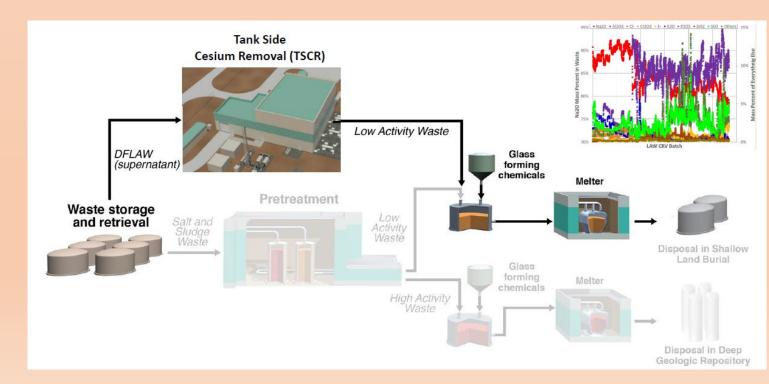






ハンフォード施設のフローシート

• DOE施設の中で技術的に最も複雑な作業が行われている施設の一つである(回収、前処理、固化)

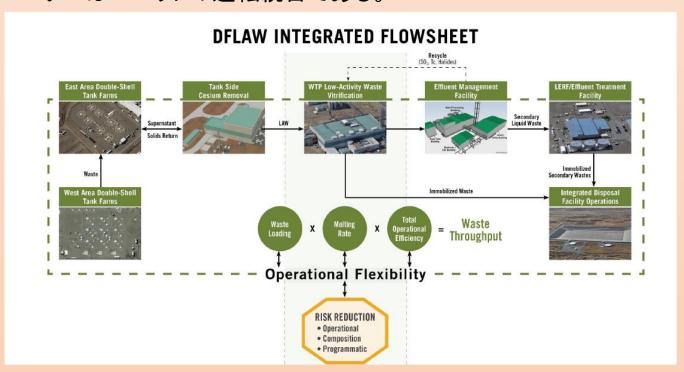




廃棄物処理プラントHanfordサイトの概要(続き)

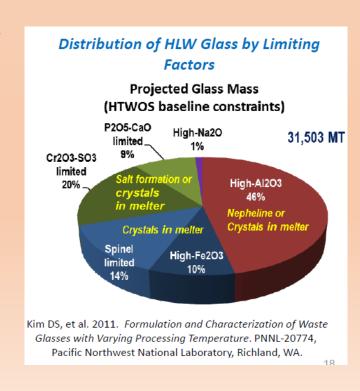
ユニットの運転の統合

・ 廃棄物処理量と運転の柔軟性を増加させるための主たるファクターはユニットの運転統合である。



前処理

- ホウケイ酸ガラス中の溶解度が制限される厄介な成分
- 解決策としてはバランスの取れたア プローチがある。
 - 前処理
 - 腐食溶解(AI)
 - 酸化浸出 (Cr)
 - 高レベル廃棄物のためスラッジ量の削減
- 改良されたガラス
 - 厄介な成分の溶解限度の増加
 - Al₂O₃: 16 wt% -> 25 wt%
 - Cr₂O₃: 0.5 wt% -> 1.5 wt%





廃棄物処理プラントHanfordサイトの概要(続き)

ガラス固化

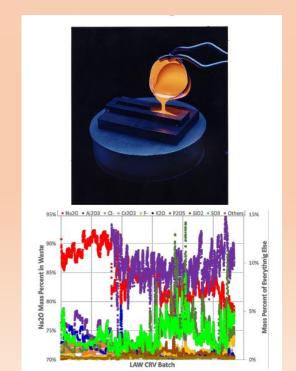
• ガラス調合作業は、処理と製品の性能に関連する制約の バランスをとる必要がある。そのため、 組成と物性を関 連付けたプロセス制御モデルが必要

Constraint Description	Constraint	Source
Product consistency test (PCT) normalized releases of Na, B, and Si	<2 (g/m²) (for Na, B, and Si)	DOE 2000 (Spec. 2.2.2.17.2)
Vapor hydration test (VHT) 200°C alteration rate	< 50 (g/m²/d)	DOE 2000 (Spec. 2.2.2.17.3)
Viscosity at 1100°C	≤150 (P) ^(b)	24590-LAW-3PS-AE00 T00001, Rev. 4
Viscosity at 1150°C	≥20 (P)	24590-HLW-RPT-RT- 05-001, Rev. 0 ^(c)
Viscosity at 1150°C	≤80 (P)	24590-HLW-RPT-RT- 05-001, Rev. 0 ^(c)
Electrical conductivity at 1100°C	≥ 0.1 (S/cm)	24590-LAW-3PS-AE0 T00001, Rev. 4
Electrical conductivity at 1200°C	≤0.7 (S/cm)	24590-LAW-3PS-AE0 T00001, Rev. 4
Waste loading (wt% waste Na ₂ O in glass)	> 14, 3, and 10 (wt%) for envelopes A, B, and C LAW, respectively	DOE 2000 (Spec. 2.2.2.2)
Waste classification	< Class C limits as defined in 10CFR61.55	DOE 2000 (Spec. 2.2.2.8)
⁹⁰ Sr activity per unit volume of glass	< 20 (Ci/m³)	DOE 2000 (Spec. 2.2.2.8)
¹³⁷ Cs activity per unit volume of glass (waste form compliance)	< 3 (Ci/m³)	DOE 2000 (Spec. 2.2.2.8)
¹³⁷ Cs activity per unit volume of glass (system maintenance)	< 0.3 (Ci/m³)	DOE 2000 [Section C.7 (d).(1).(iii)]
Canister surface dose rate	≤ 500 mrem/h	DOE 2000 (Spec. 2.2.2.9)

From 24590-LAW-RPT-RT-04-0003, Rev 1

アルゴリズム

- リアルタイム調合の必要性
 - 供給される廃棄物の組成はバッチごとに変化する。
 - 供給される廃棄物の組成が頻繁 に変動する条件下において運転 の柔軟性を確保するには、ガラ ス調合条件の変更が必要。
- 処理スケジュールは非常にタイト。
- 貯槽に余裕がないため、ガラス調合 条件は数分以内に調整する必要があ る。







ナトリウム冷却高速炉(SFR)

概要/目的:

高速炉としての特徴、主要なメリットを紹介します。ナトリウム冷却高速炉(SFR)に関する国際的な開発知見や開発の歴史を振り返り、最後に第4世代SFR技術の研究開発に関する国際協力について紹介します。

講演者紹介:

Dr. Robert Hill は、DOEの多研究所間先進原子炉技術プログラムの共同国家技術ディレクターを務める。このプログラムは、技術革新、安全性と許認可、先端材料、エネルギー変換技術、計装・制御などを行う。Dr. Hillは、第4世代原子炉システムに関する国際フォーラムにおける、ナトリウム冷却高速炉システム運営会議及びシステム統合プロジェクトの米国メンバーである。

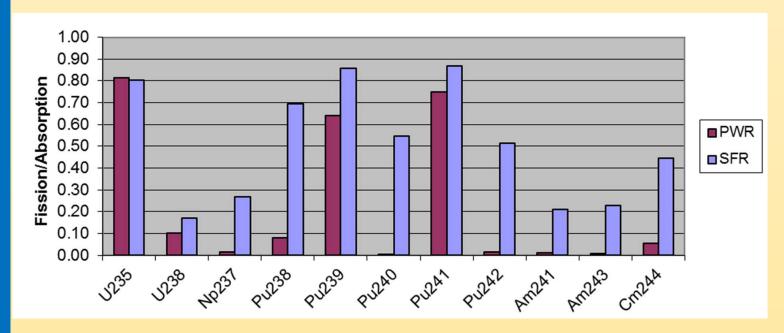




エネルギースペクトルの燃料サイクルへの影響:

高速炉は一般的に、ウラン転換による閉じた燃料サイクル(リサイクル)と資源拡張を意図している。

- 高位の同位体の生成が抑制される
- 超ウラン元素 (Pu, Np, and Am)の燃焼に好ましい中性子バランス



ウラン活用:

ウラン活用は高速炉技術の最も大きい利点の一つである。

古典的なワンススルーのシステムでは、濃縮過程で多くの劣化ウランが廃棄され、最終的なウラン利用率は1%に満たない。一方で高速炉を利用することによりウランのリサイクルを行えば、90%以上のウラン利用率が期待できる。

Once-through systems

	PWR-50GWd/t	PWR-100GWd/t	VHTR	Fast Burner
Burnup, %	5	10	10.5	22.3
Enrichment, %	4.2	8.5	14.0	12.5
Utilization, %	0.6	0.6	0.4	0.8

Recycling Systems

	LWR		LWR-Fast Burner		Fast
	UOX	MOX	LWR-UOX	Fast Burner	Converter
Power sharing, %	90	10	57	43	100
Burnup, %	5	10	5	9	-
Enrichment, %	4.2	-	4.2	12.5	-
Utilization, %	0	.7	1	.4	~99



高速炉冷却材としてのナトリウム:

ナトリウムは優れた熱物性及び熱流動 特性を持ち、以下の利点がある。

- ・ 従来のステンレス鋼が使用可能
- 高出力密度、低濃縮度で重金属使 用量が少ない小型コアが実現可能
- 自然循環と総合的な受動的安全性能が実証されている
- ASTM規格で成文化されたナトリウム が使用可能

Thermophysical Properties:	
Excellent Heat Transfer	√ +
Low Vapor Pressure	√ +
High Boiling Point	√ +
Low Melting Point	✓
Material Properties:	
Thermal Stability	√ +
Radiation Stability	√ +
Material Compatibility	√ +
Neutronic Properties:	
Low Neutron Absorption	√ +
Minimal Activation	✓
Negligible Moderation	√ +
Supports Passive Safety	√ +
Cost:	
Initial Inventory	√ +
Make-Up Inventory	√ +
Low Pumping Power	√ +
Hazards:	
Sodium reacts with air and water	

世界的な利用実績:

過去50年以内に建設されたほぼすべての(陸上の)高速炉はナトリウムを一次冷却材としており、広範囲にわたる試験実績がある。

	 		1	
Reactor	Country	MWth	Operation	Coolant
EBR 1	USA	1.4	1951-63	NaK
BR-2	Russia	2	1956-1957	Mercury
BR-10	Russia	8	1959-71, 1973-2002	Sodium
DFR	UK	60	1959-77	NaK
EBR II	USA	62.5	1963-94	Sodium
Fermi 1	USA	200	1963-72	Sodium
Rapsodie	France	40	1966-82	Sodium
BOR-60	Russia	50	1968-	Sodium
SEFOR	USA	20	1969-1972	Sodium
OK-550/BM-40A	Russia	155 (7 subs)	1969-	Lead Bismuth
BN 350*	Kazakhstan	750	1972-99	Sodium
Phenix	France	563	1973-2009	Sodium
PFR	UK	650	1974-94	Sodium
KNK 2	Germany	58	1977-91	Sodium
Joyo	Japan	140	1978-	Sodium
FFTF	USA	400	1980-93	Sodium
BN 600	Russia'	1470	1980-	Sodium
Superphenix	France	3000	1985-98	Sodium
FBTR	India	40	1985-	Sodium
Monju	Japan	714	1994-96, <mark>2010</mark> -	Sodium
CEFR	China	65	2010-	Sodium
PFBR	India	1250	2016?	Sodium
BN-800	Russia	2000	2014-	Sodium
ASTRID	France	1500	2025?	Sodium
PGSFR	Korea	400	2028	Sodium



SFRシステムに対する第4世代研究開発コラボレーション:

GIFは、第4世代原子力システムが達成すべき8つの目標を定めている。これを達成するための技術革新を目指し、これまでに複数の共同研究開発プロジェクトが実施されている。

r — r 1 10 70	MBC40 CO O
Criteria	Goal: Generation IV nuclear energy systems will
Safety and Reliability-1	excel in safety and reliability.
Safety and Reliability-2	have a very low likelihood and degree of reactor core damage.
Safety and Reliability-3	eliminate the need for offsite emergency response.
Economics-1	will have a clear life-cycle cost advantage over other energy sources.
Economics-2	will have a level of financial risk comparable to other energy projects.
Sustainability-1	will provide sustainable energy generation that meets clean air objectives and promotes long-term availability of systems and effective fuel utilization for worldwide energy production.
Sustainability-2	will minimize and manage their nuclear waste and notably reduce the long-term stewardship burden, thereby improving protection for the public health and the environment.
Proliferation Resistance and Physical Protection-1	increase the assurance that they are a very unattractive and the least desirable route for diversion or theft of weapons-usable materials, and provide increased physical protection against acts of terrorism.

SFRシステム研究計画書:

SFRシステム研究計画書は、2013年7月に改訂された。 (最新の改訂3版は2019年10月発行)

<u>内容:</u>

<u>開発目標及び設計要求</u> <u>5つのSFR研究開発プロジェクト</u> 4種のSFR設計概念

LOOP Small Modular JSFR ESFR KALIMER AFR-100 Friedry Party Friedry Fail Hedge Stone Fri



4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-1.高速炉の設計・建設経験とフィージビリティスタディ

欧州型ナトリウム冷却高速炉の紹介: ESFR

概要/目的:

欧州型第4世代ナトリウム冷却高速炉(ESFR:3,600 MWth大型炉)の概念設計の歴史を紹介したのち、欧州プロジェクトHorison-2020(ESFRSMARTプロジェクト)における安全性向上を目的としたR&Dの状況を紹介します。3つの安全機能(反応度制御、崩壊熱除去、放射性物質の格納機能)を改善するための安全対策について紹介します。さらに、ESFR研究開発のためにヨーロッパで実施中の実験プログラムや、プロジェクトの次フェーズの活動を紹介します。

講演者紹介:

Konstantin Mikityuk(コンスタンチン・ミキティユク)博士は、

1992年にモスクワ工学物理学研究所で博士号を取得して以来、高速中性子スペクトルを持つ様々な原子炉の安全性に関する研究に携わってきました。現在の関心は、ナトリウム冷却高速炉の安全解析、特にナトリウム沸騰の中性子と熱水力学的側面です。彼は、PSIのグループリーダー、ローザンヌ工科大学(EPFL)の研究員、チューリッヒ工科大学(ETHZ)の講師を務めています。また、Horison2020 ESFR-SMARTプロジェクトのコーディネーターも務めています。

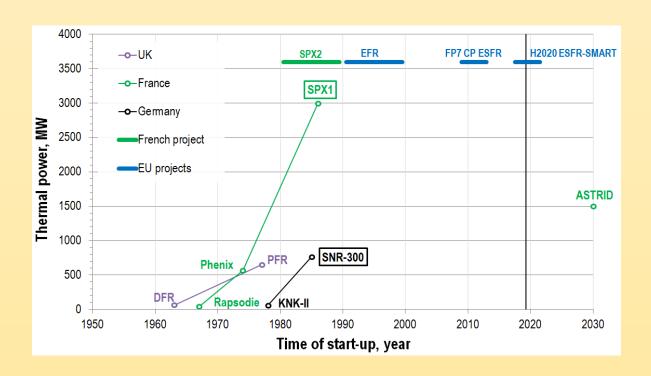


Work Package and Task Leaders **ESFR-SMART:** consortium K. Mikityuk (PSI) L. Andriolo (EDF) J. Krepel (PSI) A. Ponomarev (PSI) N. Chauvin (CEA) S. Perez Martin (KIT) SFR fuel measurements F. Payot (PSI) F Dufour (CFA) ARDECo MIONAL NUCLEAR . IN JRC **ENEL** C. Latge (CEA) L. E. Herranz Puebla (CIEMAT) Sodium facilities & instrumentation E. Girardi (EDF) C. Demaziere (CHALMERS) Past SFR safety E. Fridman (HZDR) S. Poumerouly (EDF) related tests HZDR G. Gerbeth (HZDR) C. Collignon (ENEA) cea L. Buligins (IPUL) W. Pfrang (KIT) # HELMHOLTZ **IRSN** N. Girault (IRSN) M. Gradeck (LEMTA) E. Bubelis (KIT) X. Gaus-Liu (KIT) PAUL SCHERRER INSTITUT A. Rineiski (KIT) L. Ayrault (CEA) eDF S. Ehster Vignoud (Framatome) S. Eskert (HZDR) J. Guidez (CEA) E. Sanseigne (CEA) Experience LGi in SFR framatome <u>Elemba</u> CAMBRIDGE E. Schwageraus (UCAM) W. Jager (KIT) licensing B. Lindley (WOOD) D. Staicu (JRC) SFR safety-related education L. Ammirabile (JRC) C. Demaziere (CHALMERS) wood. New SFR safety C. Lombardo (ENEA) N. Garcia Herranz (UPM) related tests Experience in A. Seubert (GRS) H Tsige-Tamirat (JRC) Experience from EU projects SFR operation related to SFR safety M. Bazin-Retours (LGI) C. Collignon (Framatome) M. Flad (KIT) 14



1. 欧州ナトリウム冷却高速炉: 小史

ESFR-SMARTプロジェクトは、欧州の持続可能な原子力産業イニシアティブ(ESNII)のロードマップに基づき、ASTRIDプログラムとの緊密な協力の下、第四世代SFR、特に商用サイズのESFRの安全性をさらに向上させることを目的としている。



2. 欧州ナトリウム冷却高速炉:原子炉設計

- 熱出力/電気出力 3600/1500 MW
- 一次系プールのナトリウム質量~2500 t
- 一次系ナトリウム温度 395℃ -545℃
- 熱交換器6台、一次ポンプ3台、蒸気発生器36台





3. ESFR-SMART: プロジェクトの概要

名前:

- ESFR-SMART: 欧州のナトリウム冷却高速炉の安全対策評価・研究ツール

目標:

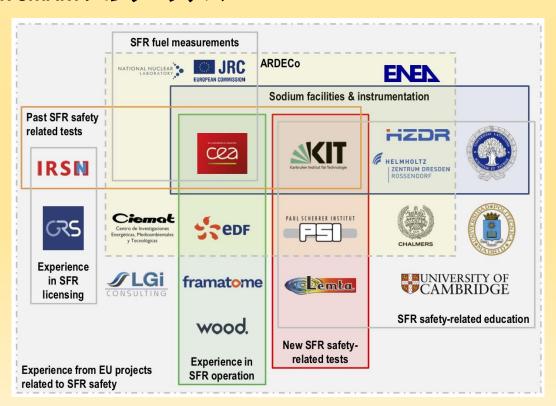
- 欧州SFRコンセプトのための革新的な安全対策の選択と評価
- SFRの安全性に関する新しい研究ツール(計算コード、実験データ、施設)の 開発

予算: Euratomの拠出金500万ユーロ~コンソーシアム独自の拠出金500万ユーロ

期間:01.09.2017 ~ 31.08.2021



4. ESFR-SMART: コンソーシアム





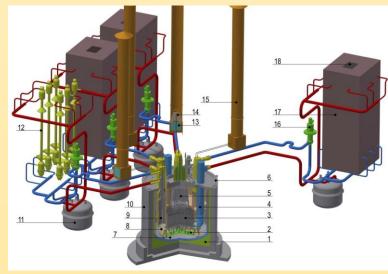
5. 新しいESFRの全体像

3つの安全機能の改善に向けて提案された新たな安全対策の概要:

- 反応度制御,除熱及び放射能の閉じ込め

新しいESFRは、崩壊熱除去のための高いチムニー、6つの蒸気発生器、6つの 二次ループ、炉心、3つのポンプ、6つの熱交換器を備えた一次ナトリウムプー ルで構成されている。



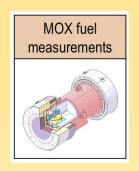


6. ESFR-SMART: 過去のテストと現在進行中のテスト

- 過去の試験で得られたレガシーデータは、コンピュータコードの検証に利用されている。
- 継続的な試験のための新しい設備を設計し、開発中である。

Normal operation	Sodium boiling	Severe accident (SA) management	SA mitigation
Superphenix	KNS-37	CABRI	SCARABEE	FAUST
		1.15.1 State		The state of the s
KASOLA	KARIFA	LIVE	JIMEC	NALA
			NU 750	Guard Vessel Cold Trap Sampler Acronal Probe Cold Trap Sampler Acronal Probe Trap Sampler Acronal Probe Trap Sampler Acronal Probe Trap Sampler Acronal Probe Trans Redultion By Rotating
ECFM	CHUG	HAnSOLC	and JEDI	FANAL
		TATISOLO AIIO JEDI		

過去の試験 継続中の試験



4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-1.高速炉の設計・建設経験とフィージビリティスタディ



鉛冷却高速炉(LFR)

概要/目的:

鉛冷却高速炉(LFR)の特徴は、高速炉中性子スペクトル、冷却剤の沸騰までの時間的余裕が長く、かつ空気または水との反応が比較的穏やかであり、これらを活用する設計的な特徴を備えていることです。他の高速炉と同様、LFRも資源の活用及び持続可能性を飛躍的に向上する燃料サイクルを可能にする選択肢の1つです。安全性、シンプルな設計、核拡散抵抗性、経済性において大きな可能性を持つLFR。本ウェビナーでは、高速炉物理特性、開発の歴史、現在検討中のLFR技術、概念設計の主な特徴を紹介します。

講演者紹介:

Craig Smith (クレイグ・スミス) 教授は、米国カリフォルニア州モントレーにある海軍大学院の研究教授で、原子カエネルギー技術、放射線検出、情報科学の分野で幅広い経験を持つ原子力技術者です。前職では、ローレンス・リバモア国立研究所(LLNL)で核分裂エネルギー・システム安全プログラムの責任者を務めました。2004年からは、カリフォルニア州モントレーの海軍大学院(NPS)でLLNL議長教授を務めました。LLNLを退職後、NPSの物理学研究教授に就任。



Why LFR Technology?

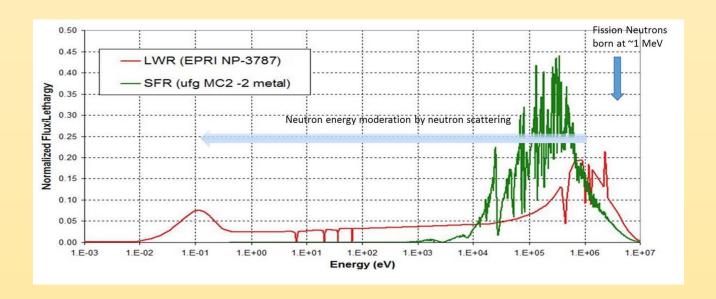


- As with other Fast Reactors, LFRs offer:
 - Significant advantage in sustainability/uranium utilization better use of natural resources
 - Potential for dramatic reduction of high level waste if full recycle (closed fuel cycle) is used
- Relative to other fast reactors, LFRs have a unique combination of favorable features:
 - Very high boiling point (1737°C)
 - Benign chemistry (no rapid chemical reaction with water/air)
 - Low vapor pressure
 - Excellent neutronic properties for fast spectrum operation
- These features are inherent in the properties of the lead coolant and can be exploited through proper plant design.



1. 高速炉物理学の要約:高速(SFR)スペクトルと熱(LWR)スペクトルの比較

- 軽水炉のような熱中性子炉では、ほとんどの核分裂は~0.1eVの「熱」ピーク 付近で発生する。
- LFRやSFRのような高速炉では、中性子エネルギーの減速が回避され、核分裂は主に「高速」エネルギー領域で発生する。



2. 液体金属冷却剤の化学的および熱的特性

- いずれの鉛系冷却材も、水や空気との化学反応性がほとんどないため、LFR の設計・安全性・経済性に大きな影響を与えます。

Coolant	Melting Point (°C)	Boiling Point (°C)	Chemical Reactivity (w/Air and Water)
Lead-Bismuth (Pb-Bi, LBE)	125	1670	Practically Inert
Lead (Pb)	327	1737	Practically Inert
Sodium (Na)	98	883	Highly reactive



3. 異なる原子炉冷却材の蓄積ポテンシャルエネルギー

- 鉛冷却高速炉冷却材の蓄積エネルギーの量が非常に低いことは、冷却材の 固有の特性に基づいて安全性が向上していることを示している。

Coolant	Water	Sodium	Lead, LBE
Parameters	P = 16 MPa T = 300 °C	T = 500 °C	T = 500 °C
mal potential energy, GJ/m³, uding:	~ 21.9	~ 10	~ 1.09
Thermal energy including compression potential energy	~ 0.90	~ 0.6 None	~ 1.09 None
Potential chemical energy of interaction	With zirconium ~ 11.4	With water 5.1 With air 9.3	~0
Potential chemical energy of interaction of released hydrogen with air	~ 9.6	~ 4.3	None

4. 第四世代炉リファレンスLFRコンセプトの設計パラメータの要約

LFRのSRPでは、ELFR(大型), BREST-OD-300(建設中), SSTAR(可搬型、小型で超臨界二酸化炭素ガスタービンサイクルを二次サイクルに採用)などのリファレンスシステムが採用されている。

Parameter	ELFR	BREST-OD-300	SSTAR
Core power (MW _{th})	1500	700	45
Electrical power (MW _e)	600	300	20
Primary system type	Pool	Pool/loop	Pool
Core inlet T (°C)	400	420	420
Core outlet T (°C)	480	535	567
Secondary cycle	Superheated steam	Superheated steam	S-CO ₂
Net efficiency (%)	42	43.5	44



5. 鉛冷却高速炉は安全性に優れている可能性を有する

この部分の議論をまとめると、鉛冷却高速炉は、このスライドで説明している理由(高融点、水や空気と急激に化学的活性ではないこと、十分な熱容量など)から、安全性に優れている可能性がある。

LFRs Have the Potential to Excel in Safety



- The very high boiling point of lead (~1737°C):
 - Allows reactor operation at near atmospheric pressure
 - Eliminates the risk of core voiding due to coolant boiling
- No rapid chemical reactions between lead and either water or air
 - No energetic releases or hydrogen production from chemical reactions
 - Use of water as ultimate heat removal fluid is conceivable, should other heat removal systems fail
- The thermal capacity of lead combined with the large mass of coolant
 - Significant thermal inertia in the event of hypothetical accident initiators.
 - Long grace time (the need for operator's intervention is eliminated or significantly delayed)
- Lead shields gamma radiation and retains iodine and cesium up to 600°C
 - Reduced source term in case of fuel rod failure → enhanced Defense-in-Depth.
- The low neutron moderation of lead allows greater fuel spacing without excessively penalizing neutronic performance:
 - Reduced risk of flow blockage
 - Reduced core pressure drop and simple coolant flow path allow decay heat to be removed through natural circulation

13

6. **課題があるが、**第一に腐食性があり、これが最も注目されている。考慮する必要がある他の課題としては、鉛の融点や凝固点が327℃と高いことが挙げられる。もう一つの課題は、冷却水の密度と重量が高いため、耐震性や構造上の配慮が必要なことである。

However, There are Challenges to Address





- Operate at temperatures low enough to avoid corrosion (current materials can be used)
- Use advanced materials for higher temperature operation, to enhance economics
 - Silicon or Aluminum enhanced materials (i.e., Alumina Forming Austenitic (AFA) steels and Silicon enhanced steels)
 - Surface coating with corrosion-protective materials for higher temperature operation (cladding + steam generator)
 - · Functionally graded composite materials
- In any case, methods must be implemented to monitor/control oxygen content to maintain protective oxide coatings and avoid the formation of PbO

High melting point (327°C)

Proper engineering to avoid lead freezing

Seismic/structural considerations due to heavy coolant

- Compact size mitigates this challenge
- Seismic isolation

Opaque, high-temperature coolant

- Similar in service inspection issues and solutions as for SFR
- Accessibility/replaceability of components
- Newer acoustic methods

These challenges are generally technical in nature and can be overcome through proper engineering and R&D work



欧州先進型鉛冷却高速実証炉: ALFREDプロジェクト

概要/目的:

本ウェビナーでは、欧州先進鉛冷却炉であるALFRED実証炉の設計上の特徴、安全アプローチ、安全特徴を紹介すると共に、プロジェクトの最新の状況についても紹介します。現在の知見及び今後追求すべき技術の観点から今後の研究課題についても紹介します。

講演者紹介:

Alessandro Alemberti(アレッサンドロ・アレンベルティ)博士は、アンサルド・ニュークレアーレ社(イタリア)の原子力科学開発マネージャーであり、この役職で同社の研究開発活動を担当しています。彼は、欧州共同体の第6次及び第7次フレームワークプログラムの枠組みの中でELSY及びLEADERプロジェクト、鉛冷却高速炉開発のためのプロジェクトを調整し、近年では鉛及び鉛ビスマス(LBE)冷却材技術に関連したEUの主要プロジェクトにも参加しています。2012年からは、EURATOMを代表して第四世代国際フォーラム(GIF)鉛高速炉暫定システム運営委員会の委員長を務めています。



ALFRED Status

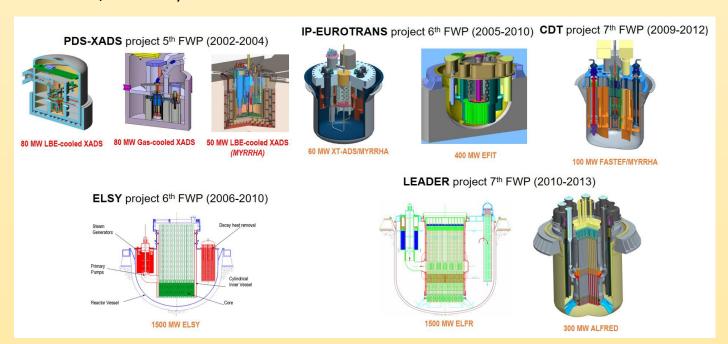


- Design review on-going
- Main options confirmed
- Diversification of decay removal systems
- Working on aspects not directly addressed in LEADER project
- Construction of facilities and experiments
- Technology developments (chemistry and materials)
- Operation strategy
- Experimental facilities support on going



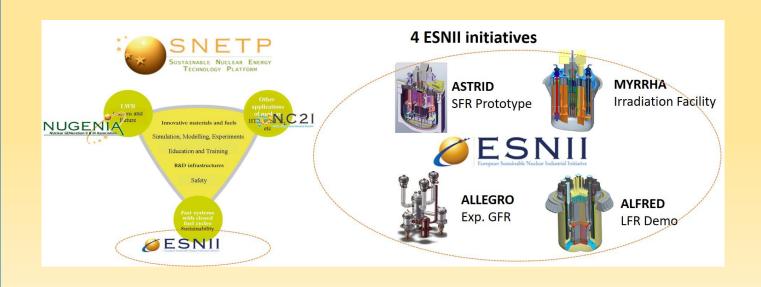
1. 欧州における重金属技術開発

EU諸国では、鉛冷却高速炉の開発が活発に行われており、概念検討(ELFR, ELSY, LEADER, ALFRED)が行われている。



2. 欧州の状況:持続可能な原子力エネルギー技術プラットフォーム

- LFR技術は、市場機会に対応するために、安全で持続可能な競争力のある代 替手段を提供できます。
- 過去10年間にLFR技術に2億ユーロ以上を投資





3. ALFREDを支える: FALCONコンソーシアム (FALCON – Fostering Alfred CONstruction)

- FALCONコンソーシアム協定は2013年に設立され、LFR技術を工業的に成熟させることを目的としている。
- FALCONは最近、ヨーロッパの状況に対応するべく進化した。
- 主な目的は以下の通り:
 - ルーマニアでの主要プロジェクトとしてのALFREDの確固たる取り組み
 - ALFRED実現可能性調査の最終決定
 - 研究開発支援施設の建設の開始



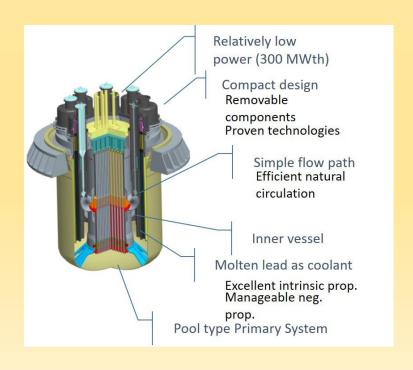






4. ALFRED設計ガイドライン

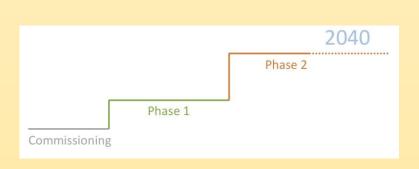
ALFREDの設計は、工期を短縮するために、可能な限り利用可能な技術をベースにする必要がある。

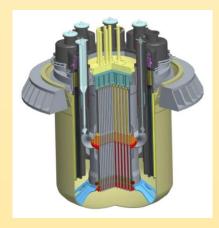




5. ALFREDデモンストレーター: 技術の成熟度を達成するための方法 ALFREDの運転は段階的なアプローチに基づいている:

- 第1段階:低温域での低出力運転
 - 現在、既存の実績のある材料は、腐食保護なしで動作
- 第2段階:高温域でのフル出力運転
 - フェーズ1の間に完全に認定されたコーティング材

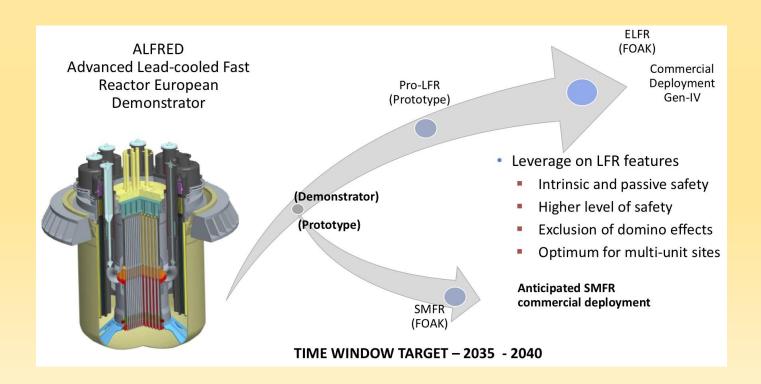




6. ALFRED: SMRに特化したLFRデモ

SMRを指向した特徴を持つ溶融鉛冷却高速炉の例は以下のとおり:

- 欧州のFALCONコンソーシアムのALFREDコンセプトに基づくSMR





LFR技術に基づく加速器駆動型システム: MYRRHA

概要/目的:

SCK•CENは、新しい多目的研究炉「MYRRAHA」の研究と建設を行っています。本ウェビナーでは中性子加速器で駆動する世界初の高出力原子炉であるMYRRHAについて紹介します。この粒子加速器は外部から中性子を与えて核分裂を持続させますが、連鎖反応を持続させるのに十分な核分裂生成物を含んでおらず、そのためMYRRHAは未臨界炉と呼ばれています。MYRRHAは革新的な原子力技術で管理もしやすく、粒子加速器が止まれば、連鎖反応も自動で停止します。

講演者紹介:

Dr. Hamid Aït Abderrahim (ハミド・アイット・アブレラヒム博士)

はベルギーの原子力研究センター SCK・CEN の副所長、Catholique de Louvain 大学の原子炉物理学・原子力工学の教授、Ecole Polytechnique de Louvainの教授を兼務している。1988年より、MYRRHAプロジェクトのディレクターを務める。また、欧州委員会の先進的な原子力システムや高レベル放射性廃棄物の分離変換に関連する様々なプロジェクトのパートナーやコーディネーターを務めている。2007年9月から2011

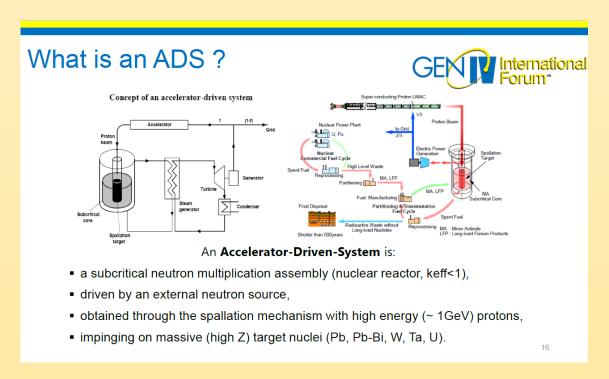


宛抄別まびりを中の戦略的研プの議長を務め、2015年からはSNETPの運営委員会議長を務めている。また、JHRプロジェクトの運営委員会にはベルギー代表として参加している。



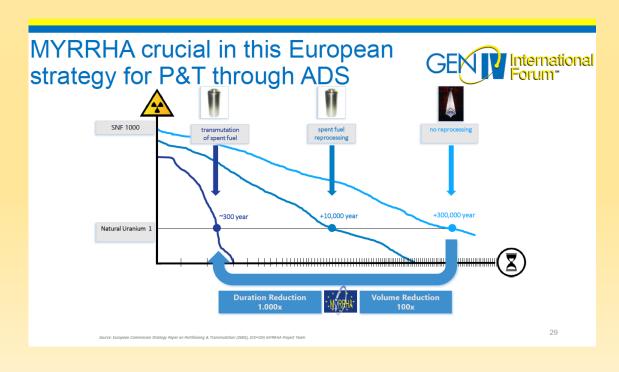
加速器未臨界炉(Accelerator Driven System: ADS)とは:

加速器未臨界炉はシンプルな炉心構成をしています。中性子を供給する外部中性子源として、炉中心に設置した重金属をターゲットとした線形加速器を用い、照射を行います。ターゲットの重金属には鉛、ビスマス、タングステン、タンタルなどが用いられます。



核変換効果:

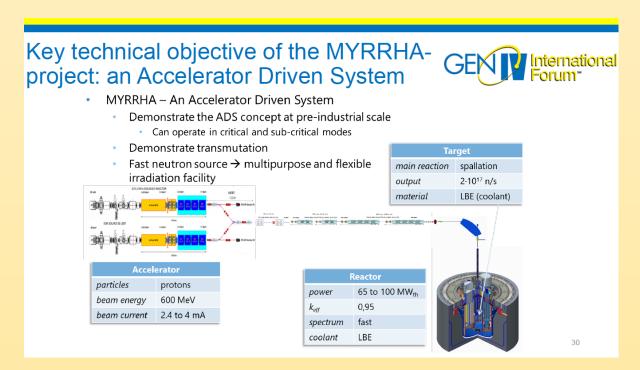
高速中性子を用い核変換を行うと、高レベル放射性廃棄物の有害度が天然ウラン程度に低下するのに必要な時間スケールは、地質学的レベル(約30万年)から、人類の活動レベル(数百年)まで低減することができます。





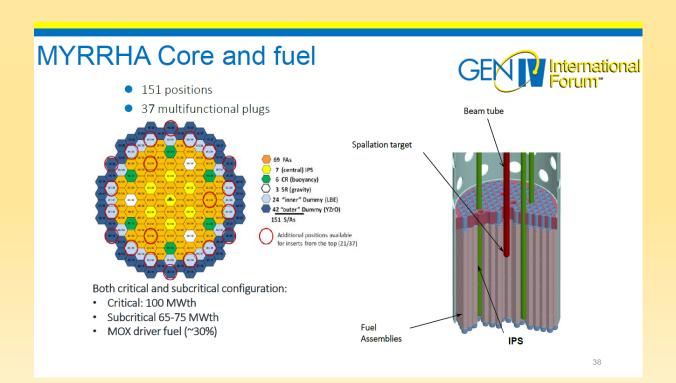
MYRRHAプロジェクトとは:

MYRRHAは加速器駆動未臨界炉という名称ですが、運転モードは未臨界モードと臨界モードがあります。未臨界モードでは最大600MeVの陽子ビームを炉中心の鉛ビスマスターゲットに打ち込むことで中性子源としています。臨界モードでは加速器は使わずに核分裂中性子のみで臨界を達成します。



MYRRHAの炉心と燃料について:

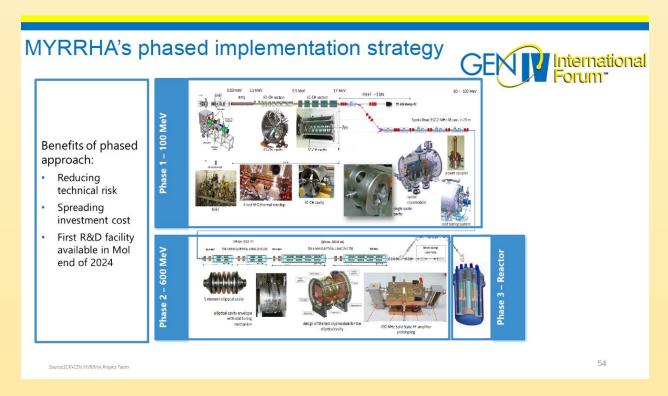
MYRRHAの炉心は六角形状のMOX燃料集合体、制御棒などで構成されており、炉心中央には、上方向から炉心中心にかけてビームチューブが挿入されており、その先端には中性子源となる核破砕ターゲットがあります。





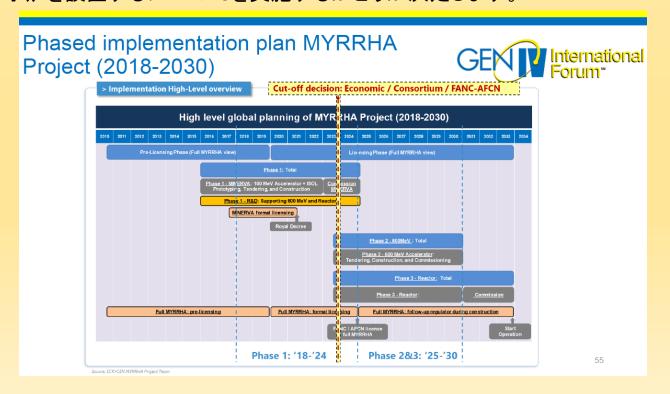
MYRRHAプロジェクトの開発ステップ:

MYRRHAプロジェクトのフェーズ1における加速器の性能は100MeVです。フェーズ2では性能を600MeVまで向上させ、フェーズ3では炉心に接続する予定です。



MYRRHAプロジェクトの工程:

フェーズ1における加速器及びターゲットの設置は2022年までに完了する予定です。そして2024年までに、加速器を600MeVに強化するフェーズ2及び原子炉を設置するフェーズ3を実施するかどうか決定します。





ガス冷却高速炉(GFR)

概要 / 目的:

ガス冷却型高速炉(GFR)は、GIFが選択した6つの将来有望な原子炉技術のうちの1つです。本ウェビナーでは、GFRの主な利点や欠点、設計、安全性、関連する研究開発について紹介します。

講演者紹介:

Dr. Alfredo Vasile (アルフレッド バジール 博士)

1981年にフランス原子力庁(CEA)に入庁し、仏国カダラッシュにあるナトリウム冷却高速実験炉RAPSODIEの研究開発に従事。軽水炉、及び高速炉に関する炉心物理学と安全性研究の研究室長を歴任。軽水炉技術グループのメンバーとしてGen IVロードマップの策定プロセスに貢献し、また、INPROにおける、高速炉とクローズド核燃料サイクルに関する共同研究のための運営技術委員会に仏国代表とし



ず参加N現在は政事速炉に関トのプロジェクトマネージャー、IAEAにおける高速炉技術作業部会の仏国代表、GIF-GFR運営委員会、GIF-GFR概念設計・安全性委員会、GIF-SFR安全・運転プロジェクト管理委員会の仏国代表を務めている。また、GFR実験炉プロジェクトALLEGROのCEA代表も務めている。



1. ガス冷却高速炉(GFR)の利点:

クローズド高速炉サイクルが実現できれば、核燃料をより効率よく使用することができ、高レベル放射性廃棄物の量や放射毒性を低減することが可能となる。ガス冷却高速炉は、気体を冷却材として使用するため、液体金属冷却材に関連する問題が原理的に生じないという利点がある。

Why have gas cooled fast reactors? (1/2)



- Fast reactors with closed fuel cycle are needed for the sustainability of nuclear power:
 - · More efficient use of fuel
 - · Reduced volumes and radiotoxicity of high level waste
- Gas cooled fast reactors have some favorable features
 - · Gas (Helium) is chemically inert,
 - · Very stable nucleus,
 - · Void coefficient is small (but still positive),
 - · Single phase coolant eliminates boiling
 - · Optically transparent.
 - Allows high temperatures for increased thermal efficiency and industrial applications

2. GFRの課題点:

ガス冷却材は一般的に熱慣性が小さく、冷却材損失事故時に燃料や構造材の温度が急激に上昇してしまうという問題がある。また、通常運転時でも7MPa程度の圧力システムが必要となる。それに加え、炉心の崩壊熱除去が難しくなるといった欠点もある。

Why have gas cooled fast reactors? (2/2)



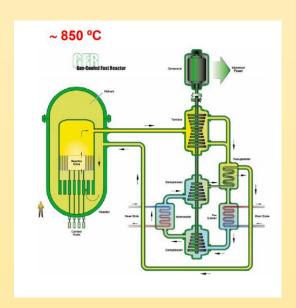
- But ...
 - Gaseous coolants have small thermal inertia

 fast heat-up of the core following loss of forced cooling;
 - · Need of pressurization
 - · Low thermal inertia of the core structures and high power density
- Motivation is two-fold: enhanced safety and improved performance



3. Gen IV GFR システム:

Gen IV GFRシステムは、ウラン-プルトニウム炭化物燃料とセラミックス被覆材を用いる。炉心出口温度は850°Cに達し、エネルギー利用効率が高く、また、発電以外の目的での熱利用が可能となる。平均出力は100MWth/cm³となり、およそ10倍程度一般的な高温ガス炉より高いが、ナトリウム冷却高速炉と比較すると低い。



Reactor Parameters	Reference Value
Reactor power	600 MWth
Net plant efficiency (direct cycle helium)	48%
Coolant inlet/outlet	490°C/850°C
temperature and pressure	at 90 bar
Average power density	100 MWth/m3
Reference fuel compound	UPuC/SiC (70/30%) with about 20% Pu content
Volume fraction, Fuel/Gas/SiC	50/40/10%
Conversion ratio	Self-sufficient
Burnup, Damage	5% FIMA; 60 dpa

4. ALLEGROプロジェクト:

ALLEGROはV4G4コンソーシアムの枠組みで開発が進められているガス冷却高速実験炉である。ALLEGROは三つの崩壊熱除去システム、二つの一次冷却設備と高温試験のための冷却設備を備えている。ALLEGROの目的はGFRの主要技術を実証することにある。

Objectives of ALLEGRO



- Demonstration of key GFR technologies:
 - Core behavior and control.
 - Development of ceramic fuels
 - Helium circuits and components
 - Decay heat removal
- · Fast neutron irradiation capacity
- Potential for coupling with high temperature components or direct use of heat
- Development of safety standards for GFRs





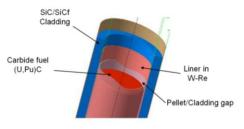
5. 燃料に関する課題と研究開発:

最大の課題は、高温・高出力密度に耐えうる燃料及び炉心構造材料の開発である。SiC被覆材を用いた炭化物燃料などの研究開発が進めらている。

Challenges: Core and Fuel



- The greatest challenge facing the GFR is the development of robust high temperature, high power density refractory fuels and core structural materials.
 - Must be capable of withstanding the in-core thermal, mechanical and radiation environment.
 - Safety (and economic) considerations demand a low core pressure drop, which favors high coolant volume fractions.
 - Minimizing the plutonium inventory leads to a demand for high fissile material volume fractions.
- Candidates for the fissile compound include carbides, nitrides, as well as oxides.
- Preferred cladding materials are SiC-SiCf



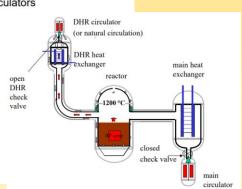
6. 構造材やヘリウム技術の課題、崩壊熱除去システムに関する研究開発

構造材やヘリウム冷却機構に関する技術課題を解決する必要がある。 例えば、冷却材喪失事故時の崩壊熱除去が困難になるという課題が ある。この課題に対して、事故時に強制対流が自然対流に変化した際 に、流路を変化させることができる崩壊熱除去システムが設計されて いる。

Challenges: Materials, Components, He Thechnology



- High temperature corrosion resistant materials (cooling circuit, heat exchanger, insulation, sealing)
- Relatively high pressure in primary circuit & related highly efficient circulators
- Rapid heat-up of the core following loss-of-forced cooling due to:
 - · Lack of thermal inertia (gaseous coolants & the core structure)
 - · High power density (100 MW/m3)
- · Relatively high temperature non-uniformities along fuel rods
- Difficult decay heat removal in accident conditions (LOCA)
- · High coolant velocity in the core (vibrations)
- He leakage from the system, He recycling & He chemistry control





ガス冷却高速試験炉プロジェクト: ALLEGRO

概要/目的:

V4G4 Consortium(チェコ共和国、ハンガリー、ポーランド、スロバキア、フランス) の枠組みで開発されたALLEGRO実証炉の設計特徴、概念、開発目標、設計解決策、安全アプローチ、安全特徴を紹介します。また、UOX燃料と新しい安全上の特徴に関連した最新の状況や、今後追求すべき技術研究課題についても紹介します。

講演者紹介:

Dr. Ladislav Bělovský (ラディスラフ ビエロフスキー博士)

プラハ近郊に位置するÚJV Řež, a.s.(Nuclear Research Institute Rez plc)にシニアエンジニアとして勤務。2011年から、第4世代原子炉の開発を中心に研究活動を行っている。ÚJV Řež, a.s. では、国際協力"V4G4 Centre of Excellence"の枠組みでヘリウム冷却高速炉ALLEGROの研究開発に参加し、原子炉の設計と安全性、ヘリウム技術、材料開発に焦点を当てた研究に携わっている。1988年から2011年までの期間には、チェコ共和国や仏国において、主に軽水炉燃料の挙動

を設計基準や過酷な事故条件でモデリングするためのコンピュータコードの開発とその応用に関する研究を行った。



1. 世界初のガス冷却高速実証炉 ALLEGRO

世界初のガス冷却高速実証炉 ALLEGROは、燃料要素の検証と承認、安全性の裏付け、及びガス冷却高速炉の経験蓄積等を目的としている。

Why to have a <u>first ever GFR</u> demonstrator ALLEGRO



- To establish confidence in the GFR technology with the following objectives:
 - A) To demonstrate the viability in pilot scale & qualify specific GFR technologies such as:
 - Core behavior & control including fuel
 - Safety systems (decay heat removal, ...)
 - Gas reactor technologies (He purification, refueling machine ...)
 - Integration of the individual features into a representative system
 - B) To contribute (by Fast flux irradiation) to the <u>development of future fuels</u> (innovative or heavily loaded in Minor Actinides)
 - C) To provide test capacity for high-temp components or heat processes
 - D) To dispose of a first validated Safety reference Framework
- Power conversion system is currently not required in ALLEGRO.

2. ALLEGROが取り扱う技術的課題点:

ALLEGROは、燃料の高温耐性、安全系設計、ヘリウムガス中で使用する燃料取扱機等の技術課題を取り扱う。

ALLEGRO faces the main tech. challenges of CEA GFR2400

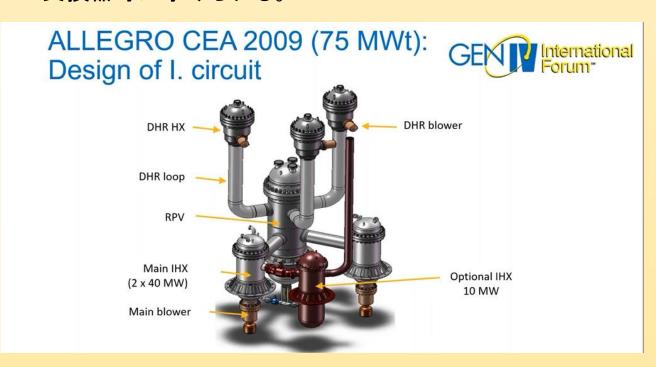


- High-temperature resistant (refractory) fuel (tolerant to overheating)
 - (U,Pu)C in SiCf-SiC tubes
- Safety systems Reliable shutdown and decay heat removal (DHR)
 - · With use of natural circulation
- Fuel handling machine
 - Under He flow to cool the fuel
- He/gas main heat exchanger
 - Large (?) dimensions
- Materials & components & helium-related technology
 - Heat shielding, He sealing, He purification, He recovery, ...
- + one challenge related to ALLEGRO only:
 - Driver core based on the existing SFR technology



3. ALLEGROの事前概念設計:

ALLEGROの事前概念設計の特徴としては、二つの主循環ループ、 煙突効果を用いた三つの崩壊熱除去装置、オプションのガス熱 交換器等が挙げられる。



4. 最新設計のALLEGROの利点と欠点:

最新設計のALLEGROには、いくつかのケースを除いて、受動的に 炉心が冷却される、流量喪失事故が生じないといった利点がある。 一方、欠点としては炉心起動時と停止時の作業が複雑な点等が 挙げられる。

ALLEGRO CEA 2010: Innovative option 3



- ADVANTAGES (MOX ALLEGRO 530 °C):
 - 1) Increase of inertia: Core cooling (few hours) without any active system except the SCRAM actuation and the depressurisation of the secondary circuit (could be passive, and even without depressurization the "grace delay" would be significantly longer than few minutes).
 - No more LOFA transients: This initiating event is no more possible because the primary blowers are driven by the secondary circuits turbomachinery.
 - 3) Limitation of water ingress risk: Because of gas in the II. circuit

DISADVANTIGES:

- 1) Operation: Complex management of the single shaft for start-up and shutdown
- 2) Technology: Very complicated to make it feasible (rotating seal in GV)
- 3) Once the TM stops in passive operation it cannot restart



5. ALLEGRO V4G4 Centre of Excellence の概要:

V4G4 Centre of Excellenceはスロバキア、チェコ、ハンガリー、ポーランド、フランスによる ALLEGRO準備段階の研究体制である。それぞれの国は割り当てられた開発トピックを担当する。

ALLEGRO V4G4: Background



Industry

Research

- 2002-2010: CEA Development of GFR2400 & ALLEGRO 50-75 MWt
- 2010-2025: CZ-HU-SK- PL- Preparatory phase of ALLEGRO:
 - 05/2010: MoU: Prepare documents (pre-conceptual design) for decision makers (ALLEGRO Yes/No)
 - 08/2013: "V4G4 Centre of Excellence" Association (legal entity) founded in SK

■ VUJE Trnava (SK): Responsible for Design & Safety (with ÚJV)

■ ÚJV Řež (CZ): Helium technology, R&D and Experimental support

MTAEK Budapest (HU): Fuel & Core
 NCBJ Swierk (PL): Materials (?)

Associated members: CEA (FR) 2017, CV Rez (CZ) 2018

ALLEGRO Preparatory phase by V4G4 CoE:

■ Pre-conceptual Design: Revision of ALLEGRO CEA 2009 → New ALLEGRO V4G4 concept (2020-25)

■ Safety: Core coolability (passive mode)

R&D and Exp. support: Under formulation (helium technologies underway)

6. ALLEGRO のタイムスケジュール:

ALLEGROプロジェクトは以下のタイムスケジュールに沿って進められる。

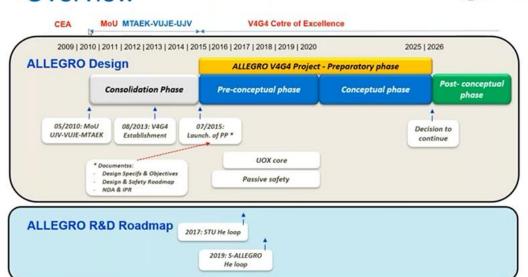
- 2020:事前概念設計の確立

- 2025:概念設計の確立

- 2026 -: 継続可否の判断と更なる概念検討

ALLEGRO Time Schedule: Overview







4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-2.多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験と フィージビリティスタディ

超高温ガス炉(VHTR)

概要/目的:

超高温原子炉(VHTR)は、国際協力開発として最終的に選出された6つの第4世代原子炉システムのうちの1つです。GIFのVHTRシステム協定のメンバー国のうち3か国で高温ガス炉の運転又は試験経験があり、2008年にはそこに中国が加わりました。本ウェビナーでは、この協力開発がどのように持続性、経済性、安全性、核拡散対抗性、エネルギー供給に寄与するかを紹介します。

講演者紹介:

カール・シンク氏は、米国エネルギー省(DOE)に24年間勤務し、様々な役割を担ってきました。現在は、原子カエネルギー局の先進原子炉開発プログラムマネージャーとして、DOEの国立研究所と米国の原子力産業界パートナーが実施する共同研究、開発、実証プロジェクトの調整を担当しています。2004年からは、高温ガス炉(HTGR)の開発と実証を目的としたDOEイニシアチブである次世代原子カプラント(NGNP)プロジェクトに密接に関わってきました。



2006年から2009年までは、原子力水素イニシアチブのプログラムマネージャーを務め、高温ガス炉の出口温度を利用した高温水分解技術の開発に向けたDOEの取り組みを調整しました。GIFでは、2008年からVHTRシステム運営委員会の委員を務め、現在は同委員会の議長を務めています。シンク氏は、米国カトリック大学で工学管理の修士号を取得し、米国海軍士官学校を卒業しています。DOEに入省する前は、米国海軍の資格を持つ原子力工学士官として9年間、原子力巡洋艦と原子力空母で原子炉操作の任務に就いていました。



1. なぜ高温ガス炉?:

高温ガス炉は、6つの第4世代概念の一つであり、固有の安全性が高く、電力以外にも多様な産業利用が可能であること、核拡散抵抗性があること、高燃焼度の燃料サイクルであることから、先進的な燃料・サイクルとしての成長が期待される。

Inherent safety characteristics

- Ceramic fuel particles won't melt
- Graphite core stable moderator and thermal buffer
- Helium coolant inert gas does not interact with fuel, graphite or structural metals
- Diverse industrial applications in addition to electricity
 - High efficiency power conversion capability: modern Rankine cycle (Eff ~40%) to advanced closed cycle Brayton (efficiency up to ~47%)
 - High temperature process steam and process heat capability offer cogeneration opportunities now; very high temperatures in future
- Proliferation resistant, high burnup fuel cycle with growth potential for advanced fuels and cycles (e.g. Plutonium, Thorium), including deep burn cycles with LWR spent fuel

2. 高温ガス炉(HTGR)と軽水炉(LWR)の比較:

軽水炉をご存知の方のために、高温ガス炉がどのようにLWRと大きく異なるかを簡単に比較する。

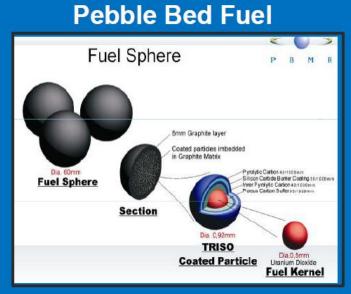
<u>Item</u>	HIGR	LWR
Moderator	Graphite	Water
Coolant	Helium	Water
Avg coolant exit temp.	700-950°C	310°C Griss
Structural material	Graphite	Steel
Fuel clad	SiC & PyC	Zircaloy Challeng - Failed State of the Rest - F
Fuel	UO ₂ ,UCO	Corder Table - State Table - S
Fuel damage temperature	1600-1800C (design dependent)	1260°C (due to Zircaloy clad properties)
Power density, W/cm ³	4 to 6.5	58 - 105
Linear heat rate, kW/ft	1.6	19
Neutron migration length	57 cm	6 cm



TRISO被覆粒子燃料:

高温ガス炉の基本要素であるTRISO被覆粒子燃料は、プリズム型高温ガス炉とペブルベッド型高温ガス炉の両方で使用されている。プリズム型高温ガス炉では、TRISO被覆燃料粒子を燃料棒に成形して黒鉛燃料要素に挿入し、ペブルベッド型高温ガス炉では、TRISO被覆燃料粒子を燃料球に成形して使用する。

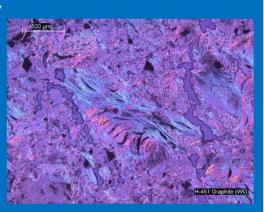




高温ガス炉における黒鉛の役割:

高温ガス炉の炉心では、黒鉛が下図に示す重要な役割を果たす。その他の役割として、プリズム炉心では黒鉛燃料要素ブロックが核燃料を保持し、ペブルベッド炉では黒鉛反射体構造が燃料球を保持し、黒鉛反射体構造には反応度制御のための垂直貫通部があり、プリズム黒鉛燃料要素には反応度制御チャンネルがある。

- Neutron moderator (carbon & graphite)
 - Thermalize fast neutrons to sufficiently low energies that they can efficiently fission U-235
- Neutron reflector returns neutrons to the active core
- Graphite (nuclear grade) has a low neutron capture cross section
- High temperature tolerant material





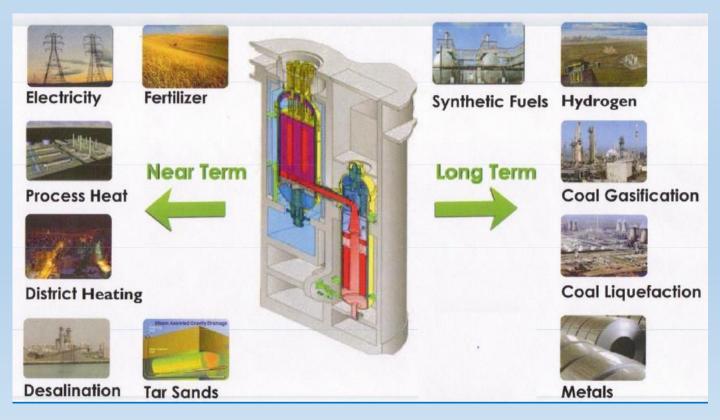
重要な高温ガス炉の安全パラダイムシフト:

高温ガス炉は軽水炉と異なる安全パラダイムシフトを持っており、これは原子炉の安全性に対する考え方の違いであり、高温ガス炉の規制と事故シナリオをどのように考えるかを再考しなければならない。

- The fuel, helium coolant, and graphite moderator are chemically compatible under all conditions
- The fuel has very large temperature margins in normal operation and during accident conditions
- Safety is not dependent on the presence of the helium coolant
- Response times of the reactor are very long (days as opposed to seconds or minutes)
- Loss of forced cooling tests have demonstrated the potential for walk-away safety
- There is no inherent mechanism for runaway reactivity excursions or power excursions
- The HTGR has multiple, nested, and independent radionuclide barriers
- An LWR-type containment is neither advantageous nor necessarily conservative.

幅広いエネルギー・商用製品の製造に対応する高温ガス炉:

高温ガス炉は、高温から低温までの幅広い熱を供給することができ、水素製造など様々な用途での実用化が提案されている。





4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-2.多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験と フィージビリティスタディ

日本の新規制基準に対する HTTR許認可の経験

概要/目的:

高温工学試験研究炉(HTTR)の固有の安全設計と安全性実証試験の結果を用いた新たな安全理論が日本の原子力規制委員会に承認された。この結果、HTTRの再稼働に向けて、原子力機構は2020年6月3日、新規制基準に基づく原子力規制委員会の許可を得た。HTTRは、高い固有の安全性を有しているため、追加の補強を行うことなく再稼働できる見込みである。HTTRの再稼働後には、様々な活動が予定されている。OECD/NEA LOFCプロジェクトにおける安全性実証試験、熱利用システムの技術実証試験、HTTRを活用した国際協力・人材育成等が予定されている。

講演者紹介:

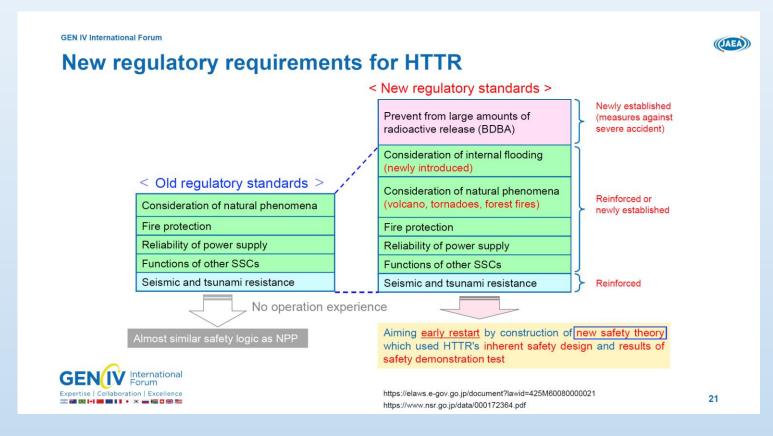
石塚悦男博士は、日本原子力研究開発機構の高温工学試験研究炉部HTTR技術課の課長を務めている。1999年、東京大学で博士号を取得。現在は、炉心の管理・運転に関連する技術開発を担当している。この許認可対応において、HTTR技術課は、施設の耐震性評価と設計基準を超える事故を担当した。





1. HTTRに対する新規制要件

HTTRに対する新規性基準を、以前の基準と比較して説明した。



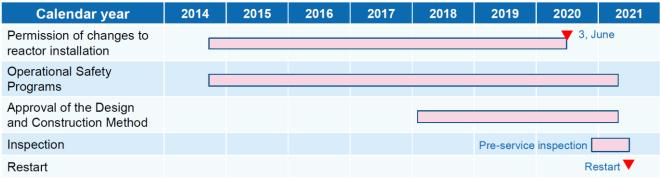
2. HTTRの再稼働に向けて HTTRの再稼働に向けた許認可に関する活動を整理した。

GEN IV International Forum

(JAEA)

Towards the restart of HTTR

- ✓ Following the nuclear accident at the Fukushima Daiichi nuclear power station on March 11, 2011, revised regulatory requirements were issued by the Nuclear Regulation Authority (NRA) in July 2013.
- ✓ <u>JAEA had submitted the application</u> including evaluation results satisfying the New Regulatory Requirements to the Nuclear Regulation Authority (NRA) on <u>Nov. 26th, 2014</u>.
- ✓ Through many discussions with the NRA, on June 3rd, 2020, JAEA obtained the permission by the NRA for changes to Reactor Installation of the HTTR.
- ✓ It is targeted to restart HTTR in July 2021.





3. 安全要件

モジュラー高温ガス炉と軽水炉の安全要件の比較が示された。

GEN IV International Forum

(JAEA)

Safety requirements

Safety requirements		Modular HTGRs	LWRs	
Design extension condition (DEC)		DEC without significant fuel degradation	DEC without significant fuel degradation DEC with core melting	
Reactor shutdown		At least two diverse and independent means (Inherent design features is regarded as one of means)	At least two diverse and independent systems	
Heat removal from core		Passive cooling from the outside surface of reactor vessel (Passive cooling)	In shutdown states: Residual heat removal (Forced cooling) In accident condition: Emergency core cooling (Forced cooling)	
Confinement of radioactive materials	Fuel integrity	In operational states and in accident conditions	In operational states (normal operation and AOO)	
	Containment system	Confinement (i.e., vented low-pressure containment)	Containment Vessel	
Additional specific considerations		Mitigation of air and water ingress into core during accidents	-	



"HTTR Licensing Experience and Commercial Modular HTGR Safety Design Requirements including Coupling of Process Heat Applications", "Towards innovative R&D in civil nuclear fission" SNETP FORUM 2021, 2-4 February 2021

25

4. 安全重要度分類

固有の安全設計と安全性実証試験の結果に基づき、既存の原子力発電所とは 異なるHTTR独自の分類をNRAに提案した。

GEN IV International Forum



Safety importance classification

HTTR safety characteristic

With lower power density than LWRs (~2.5MW/m³ vs >50MW/m³) and large heat capacity of graphite core, the HTTR can maintain in a stable state when the cooling function is lost completely, and further even the shutdown function and cooling function are lost simultaneously.



Safety importance

PS1,2: Prevention System MS1,2: Mitigation System

Seismic importance : (S, B, C)

Safety importance classification

Reviewed with reference to "The guide* ".

Classification of importance in seismic design

Reviewed with reference to "The rule of seismic importance classification of research reactor".



Unique classification of the HTTR different from the NPP was proposed to the NRA by explaining the inherent safety design and results of safety demonstration test.





5. NRAによるHTTR安全評価結果 (1/2)

地震、津波及び機器等の健全性に関するNRAによる安全評価結果を説明した。

GEN IV International Forum

(JAEA)

HTTR safety review results by Nuclear Regulation Authority (1/2)

Major discussion item		Regulatory review condition	Regulatory review results	Additional countermeasures
Earthquake	Design seismic ground motion	Raised from 350 gal to 973 gal		Not required
	Re-evaluation of seismic design classification	Some of structures, systems and components (SSCs) were downgraded taken into account the results of safety demonstration tests. > Core heat removal: S class to B class > Reactor internal structure: S class to B class.	No large-scale reinforcement due to the degradation of the SSCs.	
Tsunami evaluation		Assumption of tsunami height for evaluation: 17.8 m from sea level	Tsunami does not reach the site because siting location is 36.5 m high from the sea level.	Not required
Evaluation of integrity of SSCs against natural phenomena such as tornado, volcano, etc.		 Design basis tornado wind speed: 100 m/s Thickness of descent pyroclastic material by volcano: 50 cm 	 All SSCs needed to be protected are installed inside the reactor building Fire proof belt necessary around reactor building. 	Fire proof belt was required.
GENIV International Forum "HTTR Licensing Experience and Commercial Modular HTGR Safety Design Requirements including Coupling of Process				



"HTTR Licensing Experience and Commercial Modular HTGR Safety Design Requirements including Coupling of Process Heat Applications", "Towards innovative R&D in civil nuclear fission" SNETP FORUM 2021, 2-4 February 2021

29

6. NRAによるHTTR安全評価結果 (2/2)

火災、電源の信頼性及びBDBAに関するNRAによる安全評価結果を説明した。 HTTRは固有の安全性を備えているため、大幅な追加補強無しに再稼働できる見 込である。

GEN IV International Forum



HTTR safety review results by Nuclear Regulation Authority (2/2)

Major discussion item	Regulatory review condition	Regulatory review results	Additional countermeasures	
Fire	Burnable materials in and around the reactor building was additionally evaluated.	 Amount of burnable materials in the reactor building is limited. Cables necessary to be protected against fire 	Cable protection against fire was required.	
Reliability of power supply	Emergency power supply failure was evaluated.	Decay heat is removable from the core without electricity.	Only portable power generator for monitoring during accident is required.	
Beyond design basis accident (BDBA)	Postulated BDBAs ➤ DBA + failure of reactor scram ➤ DBA + failure of heat removal from the core ➤ DBA + failure of containment vessel	No core melt occurs in all BDBAs.		
	(DBA : Design Basis Accident)			

HTTR will restart without significant additional reinforcements due to its inherent safety features.





4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-2.多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験と フィージビリティスタディ

HTR-PMの設計仕様、安全の特徴、 プロジェクト進展

概要/目的:

高温ガス冷却炉ペブルベッドモジュール(HTR-PM)は、熱電供給、高熱利用、水素製造など、原子カエネルギー利用の幅を広げることを目的としています。2基のHTR-PMを蒸気タービンに接続させることで、210 MWeの原子力発電プラントを形成しており、本プロジェクトの中国国内での進展はでは世界で大変注目を浴びています。本ウェビナーでは、HTR-PMの設計基準、設計原理、設計特徴、安全特徴や、主要な工学検証実験、HTR-PMの進捗についても紹介します。

講演者紹介:

Yujie Dong博士は、中国・清華大学の原子力工学の教授。1997年から清華大学原子力・新エネルギー技術研究院 (INET)で先進的な原子炉の開発に従事。原子炉熱水力計算部門長、原子炉物理学部門長、熱水力学部門長、システムシミュレーション部門長を歴任。2006年より高温ガス炉設計部門を担当。現在、INETの副所長兼副主任技術者として、高温ガス炉プロジェクトを担当しています。また、国家科学技術大プロジェクトの一つである高温ガス炉原子力発電所プロジェクトの副技術部長に任命されています。GIFでは、システム運営委員会のメンバーとして、VHTRシステムアレンジメントの計画に積極的に関与しました。





HTR-PMの技術目標:

高温ガス炉実証発電所であるHTR-PMの技術目標は、以下に示す4点からなる。

- Keep inherent safety
- Achieve economic competitiveness
- Realize standardized design
- Use proven technology as much as possible
 - HTR-10 proven technology
 - Global experience
 - Steam turbine
 - Global purchase of some key components

HTR-PM: High Temperature Reactor- Pebble-bed-Module

HTR-PMの建屋断面3次元図

HTR-PMは、原子炉建屋、制御建屋、補助建屋、使用済燃料貯蔵建屋、蒸気タービン建屋から構成される。原子炉建屋には2つのモジュールがあり、1台の蒸気タービン発電機に接続される。

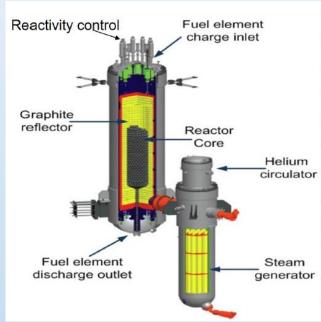




設計概要:

左側の図はHTR-PMの1モジュールを示しており、原子炉1基、蒸気発生器1基、 ヘリウム循環器1基がある。原子炉と蒸気発生器はサイドバイサイドで接続される。

右側の表は、HTR-PMの主要なパラメータを示す。



Plant electrical power, MWe	211
Core thermal power, MW	250
Number of NSSS Modules	2
Core diameter, m	3
Core height, m	11
Primary helium pressure, MPa	7
Core outlet temperature, $^{m{\mathscr{C}}}$	750
Core inlet temperature, $^{lpha}\!$	250
Fuel enrichment, %	8.5
Steam pressure, MPa	13.24
Steam temperature, ℃	567

建設の状況:

ほとんどの機器は予定通り納入され、HTR-PMの建設は順調に進んでいる。





燃料製造の状況:

HTR-PM用燃料製造工場は、順調に稼動している。

- Commercial fuel plant, 300,000/a, Baotou, CNNC fuel plant
 - 2013/03/ started construction
 - 2016/03/ finished plant installation and commission
 - 2016/08/ started production

2017/12/ 300,000 fuel pebbles produced



HTR-PM600:

HTR-PMの次のステップである6モジュールの商用600MWe発電炉(HTR-PM600)は、石炭火力発電所の代替、蒸気と電力のコージェネレーションなど、PWRの補完として展開可能である。

- 6 reactor modules connected to one steam turbine, 650 MWe
 - the same safety features,
 - the same major components,
 - the same parameters,
 - comparing with HTR-PM demonstration plant;
- the same site footprint and the same reactor plant volume comparing with the same size PWRs.
- Plant Owner: China HUANENG Cor., China Nuclear Engineering Cor.(CNEC), China General Nuclear Power Cor.(CGNPC)
- Feasibility study of sites:
 - Sanmen, Zhejiang; Ruijin, Jiangxi; Xiapu, Fujian; Wan'an Fujian; Bai'an, Guangdong



4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-2.多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験と フィージビリティスタディ

超高温ガス炉(VHTR)水素製造プロジェクト

概要/目的:

GIFの超高温ガス炉(VHTR)水素製造プロジェクトの目標は、温室効果ガスを排出しない原子炉の熱を利用した大規模かつ経済的な水素製造プロセスの開発です。本プロセスを開発、最適化し、第4世代原子力システムと組み合わせることで、脱炭素社会に貢献することができます。現在開発中の製造方法は、硫黄-ヨウ素(S-I)法、高温水蒸気電解(HTSE)法、銅-塩素サイクル(Cu-CI)が挙げられます。S-I法は中国、韓国、日本が短期間運転を実証済みであり、HTSE法はEU、フランス、米国が非常に積極的に開発を進めています。また、2021年には、カナダが実験室規模ではありますがCu-CI法を実証する計画を進めています。本ウェビナーではこれら活動の概要を紹介するとともに、地球温暖化防止策としてどのように貢献可能か紹介します。

講演者紹介:

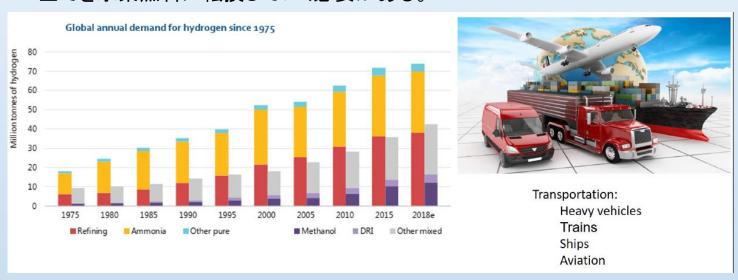
サム・サッピア博士は現在、オンタリオ州チョークリバーにある カナダ原子力研究所(CNL)の化学工学部門のマネージャーで あり、トリチウム施設運営のための施設責任者を担当していま す。英国バーミンガム大学で化学工学の学位と博士号を取得 し、AECL(現CNL)入社前は、英国の請負会社とブリティッシュ・ ガス・コーポレーションに勤務していました。彼はオンタリオ州 のプロフェッショナル・エンジニアであり、認定プロジェクト・マネ ジメント・プロフェッショナル (PMP) でもあります。 重水とトリチ ウム、触媒、電解技術、燃料電池技術、原子力及び非原子力 電池技術、高温・中温熱化学プロセスからの水素製造、蒸気 電解及びエネルギー貯蔵の分野で35年以上の専門知識を持 ちます。現在CNLでは、水素製造の分野で、ハイブリッド銅-塩 素サイクルの開発に力を入れています。この開発は、2021年 の実験室規模での連続運転実証に近づいています。サッピア 博士は、上記の多くの分野で、産業界、研究機関、大学との共 同研究をリードしてきました。また、GEN IV VHTR水素製造プロ ジェクト管理委員会のカナダ代表であり、現在は委員長を務め ています。また、カナダ水素・燃料電池協会(CHFCA)の理事も 務めています。IAEAの技術会議や、水素製造に関する国内外 の会議で定期的に発表を行っています。





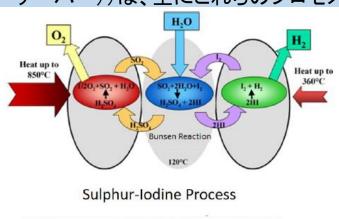
水素の現在と将来の需要と利用:

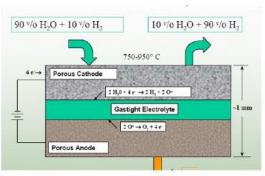
水素は、肥料をはじめとする様々な材料の原料として使用されているため、 世界の人口増加に伴い、長年にわたりその需要が高まっている。今後も生活 水準の向上に伴い、水素の需要は益々増加すると予測される。将来的には、 大型輸送機器から排出される温室効果ガスを最小限に抑えるためにも、その 全てを水素燃料に転換していく必要がある。



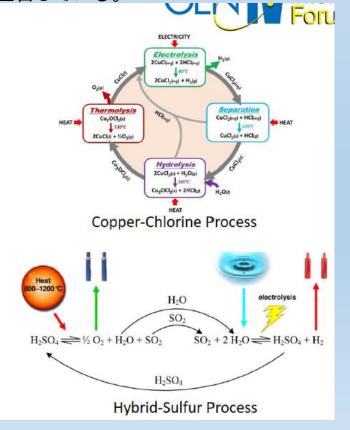
GEN IV 原子力技術による水素:

ここに示す4つの水素製造プロセスは、ここ10年で最も注目されているプロセスであり、PMB加盟国(カナダ、EU、フランス、日本、韓国、米国、中国(オブザーバー))は、主にこれらのプロセスに注目している。





High Temperature Steam Electrolysis





水素製造PMBの目標と目的1:

硫黄(S)ーヨウ素(I)サイクルの開発は、日本のJAEA、中国のINET、韓国の KAERIによって進められ、硫黄ーヨウ素プロセスの運転実証を行っている。し かし、材料関連の課題を解決するためには、産業界での実証が必要である。

Development of the Sulfur-Iodine Cycle:

- Process evaluation including flowsheet optimization, selection of construction materials with suitable corrosion and mechanical properties and selection of catalysts for SO₃ and HI decomposition.
- Bench-scale experiments to optimize process conditions.
- Pilot-scale plant construction and performance testing to confirm scaling parameters and materials performance.
- Long-term testing for validating catalyst performance and suitability of construction materials.

水素製造PMBの目標と目的2:

高温水蒸気電解の開発は、中国の INET、韓国の KAERI、フランスの CEA、 米国の INL、EU によって進められてきた。高温水蒸気電解技術は、成熟した 状態にある。セル部品の劣化に対しては、今後も継続的な進歩が必要である。

Development of High Temperature Steam Electrolysis:

- Process evaluation including flow sheet optimization and development of methods for separation of hydrogen from the residual steam.
- Development of advanced materials for electrodes, electrolytes and interconnections, particularly for achievement of low cell and stack resistance and for decreased degradation rates.
- Development of advanced cell and stack designs.
- Experimental testing of promising cell configurations and materials at scales ranging from watts to multi-kW, and in pressurized stack experiments.
- Pilot-scale plant (200 kW) construction and demonstration.
- Theoretical and experimental feasibility studies of high-temperature coelectrolysis of steam and CO₂ while integrating different primary energy sources



水素製造PMBの目標と目的3:

カナダのCNLでは、銅ー塩素(Cu-Cl)サイクルの開発が行われている。Cu-Cl サイクルの開発は、実験室規模での実証に近づいている。また、水素製造 PMBメンバーは、ハイブリッド硫黄プロセスなどの他の代替サイクルの評価や経済性評価を行っている。

Development of Copper-Chlorine (Cu-Cl) Cycle and Assessment of other alternative cycles and economic evaluation

- Cu-Cl Cycle evaluation including determination of process options, flow-sheet optimization and selection of materials.
- Cu-Cl Cycle component and bench-scale experiments to define and evaluate key parameters such as thermodynamic properties, rate constants, and equipment selection.
- Integrated testing of lab-scale system for 100 L/h hydrogen production.
- Development of HyS process: SO₂ Depolarization Electrolyser (SDE) development, and laboratory-scale tests and optimization.
- Technical evaluation of potential alternative cycles with reference to S/I and HTSE regarding methodology, feasibility and process efficiency and economics.
- Basic R&D as proof of principle for process development.
- Economic evaluation for all hydrogen production processes coupled to nuclear reactors.

水素製造PMBの目標と目的4:

水素製造PMBメンバーは、水素製造施設と原子炉の結合技術についても検討してきた。

Hydrogen Production and Nuclear Reactor Coupling

- System evaluation and optimization of coupling circuits.
- Develop standards on the separation of nuclear reactor and hydrogen production process.
- Develop methodology and requirements for all safety aspects.
- Develop methodology for system integration.



4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-2.多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験と フィージビリティスタディ

超臨界圧水冷却炉(SCWR)

概要/目的:

超臨界圧軽水冷却炉(SCWR)は、水の熱力学的臨界点(374°C,22.1 MPa)以上で運転する高温高圧の水冷却炉です。この概念は、数多くの軽水炉の設計と運転から得た経験と、超臨界水を使用した化石燃料プラントからの経験を併せ持つものです。原子炉に超臨界水を使う主な目的は、原子力プラントの効率性の向上及び資本コスト、運転コストの削減、そして最終的には電力エネルギーのコスト削減につなげることです。本ウェビナーでは、各国で開発中のSCWRの概念の紹介と、技術的な利点、開発における課題について紹介します。

講演者紹介:

Laurence Leung(ローレンス・レオン)は、1987年から熱水力の分野でカナダ原子力研究所(以前はカナダの原子力エネルギーのチョークリバー研究所)で働いてきました。1994年にカナダのオタワ大学で博士号を取得。現在、R&D施設オペレーションマネージャーとして、カナダの超臨界水冷却炉(SCWR)コンセプトの開発を担当しています。AECL(CNL)や外部機関において熱水力とSCWRに関する講義を行うとともに、多数の受賞経験を持ちます。彼は、GIF SCWRシステムのカナダ代表の一人であり、システム運営委員会と熱水力・安全プロジェクト管理委員会の共同議長を務めています。





1. なぜSCWRか?

- 実績のある原子力発電所と化石燃料発電所における先進技術の融合
- 多くの電力会社が、原子力発電所と超臨界化石発電所の両方を運営
- 長年の設計・運用経験を活用可能

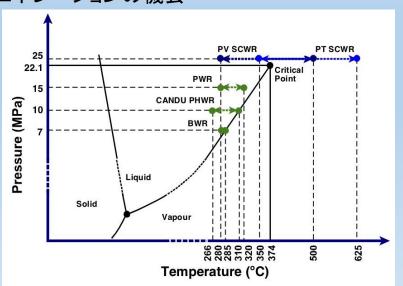


2. SCWRの主な特徴:

- 炉心出口の超臨界圧と温度で高効率を実現
 - 既存炉系と比較し、同一燃料でより多くの熱出力が期待できる
 - タービンや復水器からの廃熱の削減
 - 需要に対応するための施設数の削減
- プラントの構成部品やレイアウトの簡素化
 - 直接サイクルの採用により、熱交換器、蒸気発生器、蒸気乾燥機、湿分分離器再加熱器などが不要になる
 - 設備投資・運用コストの削減

■ 設計の柔軟性

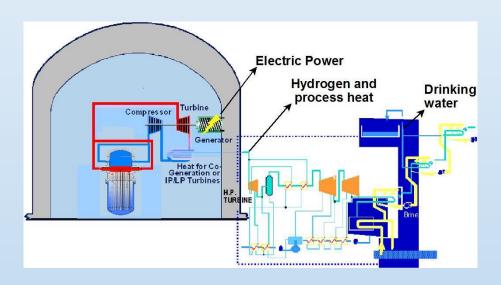
- 熱または高速スペクトル
- 先進的な燃料サイクルと燃料設計の最適化
- 電気エネルギーコストの削減
- コージェネレーションの機会





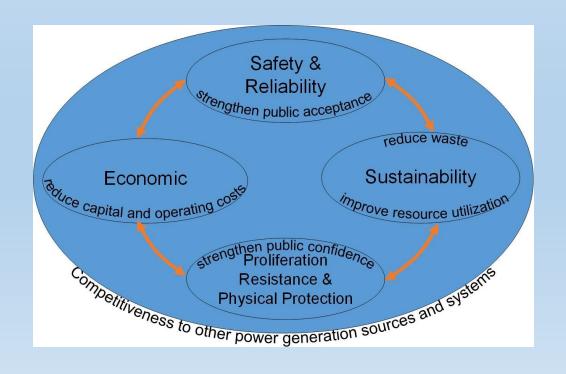
3. SCWRアプリケーション

- 主に発電用
- 熱を取り出してコージェネレーションが可能
 - 水素製造
 - 油抽出(蒸気支援重力排水プロセス)
 - 脱塩
 - プロセス熱



4. GIF技術目標

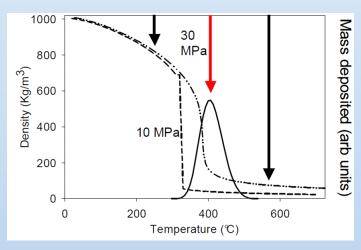
圧力管型SCWRの概念は、GIFの主要な技術目標(経済性と持続可能性の向上、安全性と核拡散抵抗性の向上)を満たす。





5. SCWRの設計課題:化学

- 臨界点を通過した超臨界水密度の著しい変化による化学特性の変化
- SCWR 炉心内の放射線分解は、従来の水冷炉とは著しく異なる。
 - ふるまいの外挿が不適切
 - 腐食および圧力腐食の割れに対する強い影響
- 最小限に抑えるための適切な水の化学的性質の特定
 - 腐食速度
 - ・ 応力腐食割れ
 - 燃料被覆管及びタービン翼への堆積物の堆積
- ケミストリーコントロール戦略の確立



6. コラボレーション

- リソースと専門知識を活用して開発を加速
 - 第四世代炉国際フォーラム(GIF)
 - 国際原子力機関(IAEA)
 - 二国間協定
- 技術情報の交換
 - SCWRに関する国際シンポジウム
 - 情報交換会
 - IAEA共同研究プロジェクト(CRP)・技術会議





4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-2.多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験と フィージビリティスタディ

フッ化物塩冷却型高温炉(FHR)

概要/目的:

フッ化物塩冷却型高温炉(FHR)は、固体セラミック燃料と溶融塩冷却材を用いるもので、600°C~700°Cの熱を生成します。本ウェビナーではFHRの主な設計の特徴と、安全解析及び許認可に向けた技術基盤開発に関する最近の活動を紹介します。

講演者紹介:

Per F. Peterson氏は、California大学Berkeley校、原子力工学科のWilliam and Jean McCallum Floyd基金の議長を担当し、原子力関連材料や廃棄物管理に関する安全性やセキュリティの研究に加えて、高温核分裂エネルギーシステムに関する研究に従事しています。2002年に評価手法グループのメンバーとして第4世代炉ロードマップの作成に参加し、核拡散抵抗性・核物質防護WGの副議長を務めました。1990年代の研究では、GE ESBWRやWestinghouse AP-1000の受動安全システムの開発に貢献しました。現在の研究グループでは、主に、伝熱工学、流体力学、新型炉の規制と許認可をテーマとしています。





1. FHRは多様な分野の経験や技術を活用

FHR設計概念は、軽水炉の受動安全、ナトリウム冷却高速炉、高温ガス炉、溶融塩炉、ガス複合発電のような多様な分野の経験、技術を活用している。

FHRs leverage experience and technology from multiple sources



- Passive Advanced Light Water Reactors
 - · Established licensing methodology for passive safety
 - · Integral Effects Test (IET) experiments, CSAU/PIRT
- Sodium Fast Reactors
 - · Design and structural materials for low pressure, high temperature
 - · Inert cover gas systems; thermal insulation and control, DRACS/RVACS
- High Temperature Gas Reactors
 - · TRISO fuel / functional containment
 - · Graphite and ceramic-fiber composite structural materials
- Molten Salt Reactors
 - · Fluoride salt chemistry control and thermophysical properties
- Natural Gas Combined Cycle Plants (some types of FHRs)
 - · Current dominant technology for new U.S. power conversion; adaptable to FHRs

2. これまでの研究開発によるFHRの技術基盤の発展

FHRの概念検討や関連技術の各種試験を通じて、FHRの技術基盤の発展や成果のドキュメント化が行われてきた。





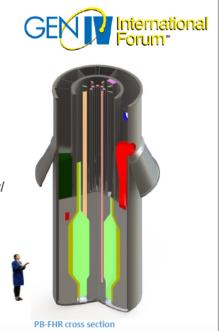
3. Mk1 PB-FHRの主要諸元

炉心: ペブルベッド燃料による環状炉心構造、熱出力: 236MW、

電気出力: 100MWe(通常時), 242MWe(ガス火力追加時、ピーク電源用)

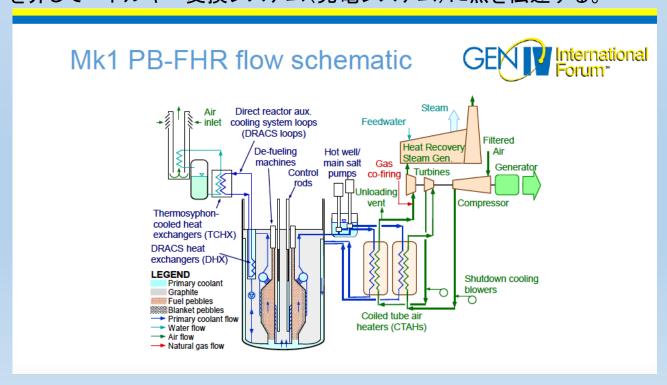
Nominal Mk1 PB-FHR Design Parameters

- Annular pebble bed core with center reflector
 - · Core inlet/outlet temperatures 600° C/700° C
 - · Control elements in channels in center reflector
 - · Shutdown elements cruciform blades insert into pebble bed
- Reactor vessel 3.5-m OD, 12.0-m high
 - · Vessel power density 3 x higher than S-PRISM & PBMR
- Power level: 236 MWth, 100 MWe (base load), 242 MWe (peak w/ gas co-fire)
- Power conversion: GE 7FB gas turbine w/ 3-pressure HRSG
- Air heaters: Two 3.5-m OD, 10.0-m high CTAHs, direct heating
- Tritium control and recovery
 - · Recovery: Absorption in fuel and blanket pebbles
 - · Control: Kanthal coating on air side of CTAHs



4. Mk1 PB-FHRの冷却系統図

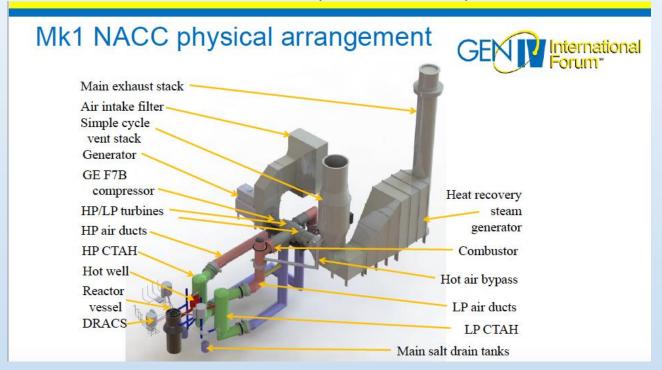
炉心で発生した熱は、溶融塩冷却材と空気の間で熱交換を行う熱交換器(CTAHS)を介してエネルギー変換システム(発電システム)に熱を伝達する。





5. Mk1 NACCの機器配置

エネルギー変換システムは、空気を作動流体としたブレイトンサイクル複合発電システム(NACC: nuclear air-baryton combined-cycle)を採用。



6. Mk1 PB-FHR 12ユニットから構成される発電プラント概念

12ユニットの合計で、ベースロード電源として1200MWeの発電能力を有し、さらにピークロード調整用としてガス火力からの熱を追加することにより2900MWe の発電が可能になる。





4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-2.多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験と フィージビリティスタディ

欧州型溶融塩高速炉(MSFR)

概要/目的:

液体燃料炉は固体燃料炉に比べ、運転及び安全面で非常に優れています。本ウェビナーでは、溶融塩炉(MSR)の運転面、安全面からの特徴をこれまでの研究開発活動と併せてお話します。GIFで行われた概念研究の紹介から、フランスCNRSで始まり現在では欧州で大々的に研究されている基礎物理化学特性の計算に基づいた高速中性子スペクトルを用いた溶融塩高速炉(MSFR)に焦点を置き、MSFRの特性、過渡シミュレーション、化学的課題と材料における課題、安全解析、研究ロードマップ、実験室規模の実験について紹介します。

講演者紹介:

Elsa Merle 教授は、仏国Grenoble技術研究所のPHELMA工科スクールにて原子炉物理と原子力工学の修士コースの部長を担当し、Grenoble素粒子・宇宙論研究所でも研究メンバーとして従事しています。2000年より、仏国の国立科学研究センター(CNRS)での第4世代炉の概念設計検討に関する計画に参加しました。そこでは、溶融塩炉の概念に係るいくつかの研究や概念の検証に貢献し、2008年からは溶融塩高速炉(MSFR)の概念検討や最適化を行いました。欧州プロジェクトHorizon 2020でのSAMOFARのワークパッケージ1"包括的安全アプローチとシステム統合"を担当しており、GIFの溶融塩炉SSCには、CNRS代表として参加しています。





1. MSFR:原子炉設計と核分裂性物質インベントリの最適化

熱交換器能力、照射損傷、核特性の観点から、ターゲットとする炉心の溶融塩体 積、出力密度、初期燃料インベントリを設定した。

MSFR: Design and Fissile Inventory Optimization



Reactor Design and Fissile Inventory Optimization = Specific Power Optimization

- 2 parameters: The produced power
 - The fuel salt volume and the core geometry

Liquid fuel and no solid matter inside the core ⇒ possibility to reach specific power much higher than in a solid fuel

3 limiting factors:

- · The capacities of the heat exchangers in terms of heat extraction and the associated pressure drops (pumps) → large fuel salt volume and small specific power
- The neutronic irradiation damages to the structural materials (in Ni-Cr-W alloy) which modify their physicochemical properties. Three effects: displacements per atom, production of Helium gas, transmutation of Tungsten in Osmium → large fuel salt volume and small specific power
- The neutronic characteristics of the reactor in terms of burning efficiencies → small fuel salt volume and large specific power and of deployment capacities, i.e. breeding ratio (= 233U production) versus fissile inventory → optimum near 15-20 m³ and 300-400 W/cm³
 - ⇒ Reference MSFR configuration with 18 m³ and 330 W/cm³ corresponding to an initial fissile inventory of 3.5 tons per GWe

12

2. 欧州連合のEVOLプロジェクト

EVOLプロジェクトでは、2011年から2013年の間、上記等の物理的研究や材料 研究の成果をベースに、適合するMSFRプラント概念を検討した。

MSFR and the European project EVOL

European Project "EVOL" Evaluation and Viability Of Liquid fuel fast reactor -FP7 (2011-2013): Euratom/Rosatom cooperation

> Objective: to propose a design of MSFR given the best system configuration issued from physical, chemical and material studies



WP2: Design and Safety

WP3: Fuel Salt Chemistry and Reprocessing WP4: Structural Materials

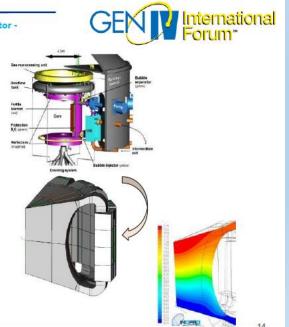
Examples of outputs of the project:

- Optimized toroidal shape of the core
- Proposal for an optimized initial fuel salt composition
- Neutronic benchmark (comparison tools/ nuclear databases)
- First developments of a safety assessment method for MSR
- Recommendations for the choice of the core structural materials

12 European Partners: France (CNRS: Coordinator, Grenoble INP., INOPRO. Aubert&Duval), Netherlands (Technical Univ Delft), Germany (ITU, KIT-G, HZDR), Italy (Politecnico di Torino), UK (Oxford), Hungary (Tech Univ Budapest)

- + 2 observers since 2012: Politecnico di Milano and Paul Scherrer Institute
 - + Coupled to the MARS (Minor Actinides Recycling in Molten Salt) project of ROSATOM (2011-2013)
 Partners: RIAR (Dimitrovgrad), KI (Moscow), VNIITF (Snezinsk), IHTE

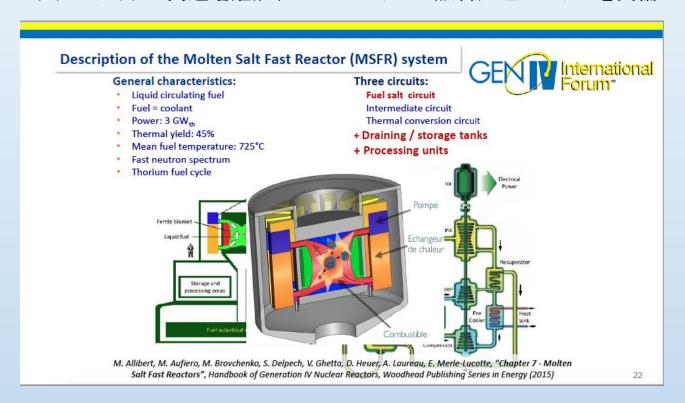
(Ekateriburg), VNIKHT (Moscow) et MUCATEX (Moscow)





3. MSFRの基本仕様

熱出力: 3GWt、燃料平均温度: 725℃、1次系/2次系/エネルギー変換系トリウムサイクル高速増殖炉、ドレンシステムと燃料処理システムを具備



4. SAMFAR (Safety Assessment of a Molten salt FAst Reactor)プロジェクト 欧州連合による本プロジェクトは、溶融塩高速炉の安全評価や安全機能の実証を目的とて、2015年から2019年の間に実施された。

Concept of Molten Salt Fast Reactor (MSFR)



SAMOFAR Project – Horizon2020 Safety Assessment of a MOlten salt FAst Reactor

. . . .

4 years (2015-2019), 3,5 M€

Partners: TU-Delft (leader), CNRS, JRC-ITU, CIRTEN (POLIMI, POLITO), IRSN, AREVA, CEA, EDF, KIT + PSI + CINVESTAV

SAMOFAR will deliver the experimental proof of the following key safety features:

The freeze plug and draining of the fuel salt

New materials and new coatings to materials Measurement of safety related data of the fuel salt

The dynamics of natural circulation of (internally heated) fuel salts

The **reductive extraction processes** to extract lanthanides and actinides from the fuel salt

5 technical work-packages:

WP1 Integral safety approach and system integration

WP2 Physical and chemical properties required for safety analysis

WP3 Proof of concept of key safety features

WP4 Numerical assessment of accidents and transients

WP5 Safety evaluation of the chemical processes and plant

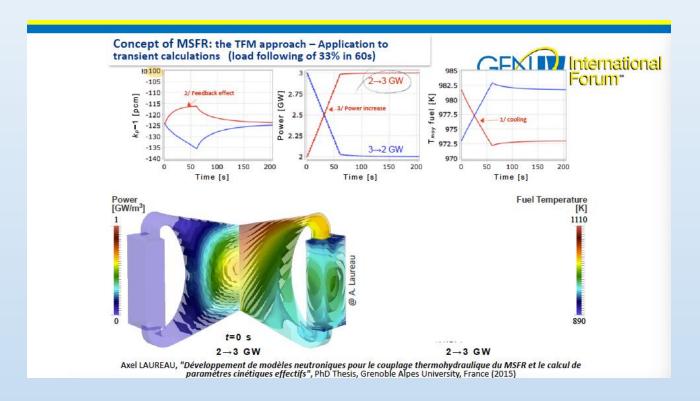


SAMOFAR



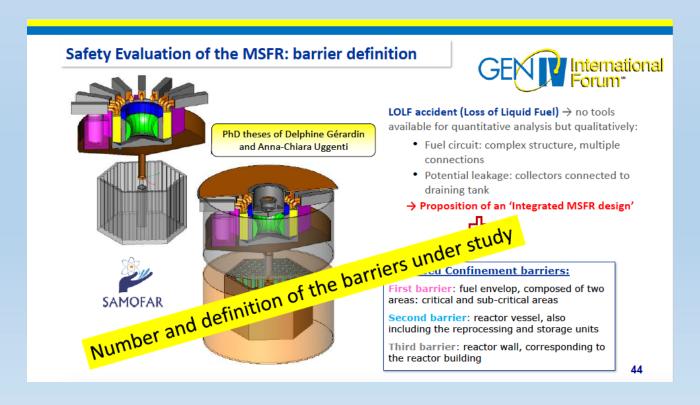
5. Transient Fission Matrix (TFM) 手法によるプラント過渡(33%/minの出力変動)の評価例

負荷追従に対しては制御棒操作ではなく除熱量の調整のみで炉心発熱量を制御する。プラント過渡解析評価を通じて負荷追従性の良さを確認。



6. MSFRに適用可能な安全概念(放射性物質に対する障壁の考え方)

溶融塩燃料バウンダリ、原子炉容器(+燃料処理、貯蔵ユニット)、原子炉建屋を 多重障壁とした検討例などを用いて、定義や要求事項の具体化を図っている。





4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-2.多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験と フィージビリティスタディ

チェコ共和国における溶融塩炉技術開発の 実験プログラム

概要/目的:

本ウェビナーでは、チェコ共和国の溶融塩炉(MSR)技術について紹介します。 チェコでは、1999年より液体溶融塩を燃料とした原子カシステムの調査が行われてきましたが、2005年からは上記を含むトリウム-ウラン燃料サイクル技術の研究に加え、システムとして採用した材料およびコンポーネントの研究開発も行われています。4カ年(2017 – 2020)計画である最新のMSR技術開発プロジェクトでは、フッ化塩冷却原子カシステムの炉物理、核化学工学、材料研究を中心とする研究開発を行っています。本研究により、フッ化塩を含む溶融塩炉の技術開発に貢献することが出来ます。

講演者紹介:

Jan Uhlíř 博士は、チェコ共和国のŘež研究センターに燃料 サイクル計画の主任研究員として勤務しています。今日に 至るまで長期間にわたりフッ化物揮発法による再処理と 他のフッ化物高温化学に関わる分離研究に従事し、近年 はMSRの燃料サイクルを担当しています。燃料サイクル、 高温化学及び溶融塩技術に関して、主にチェコ産業貿易 省の支援を受けた複数のナショナルプロジェクトのリー ダーを担当しました。また、MSR技術に関して試験による 開発を含めたナショナルプロジェクトSPHINXでは化学分野 の責任者として務めました。複数の欧州プロジェクトにも 参加し、主に高温化学分離や溶融塩炉技術を担当しまし た。Uhlíř博士は、OECD/NEAの燃料サイクルの科学的課 題を議論するワーキンググループでチェコの代表を務め、 第4世代原子カシステム国際フォーラムでは、EURATOM の代表としてMSRの予備的運営委員会にメンバーとして 参加し、欧州原子力学会のHigh Scientific Council の一員 でもあります。





1. チェコでのMSR技術開発の主要な目的

チェコでの開発計画には、MSR関連技術としての炉物理、構造材料、燃料サイクルの各項目が含まれ、検証試験を通じた開発が実施されている。

Main aims of the Czech Program on MSR Technology Development



- To appropriately contribute to the knowledge of MSR reactor physics, core design and safety, structural material development and to the technology of Th – U fuel cycle.
- To focus on R&D of technologies applicable within the MSR on-line reprocessing of liquid fuel.
- To verify experimentally selected important areas of MSR technology and to solve existing bottlenecks.
- Three main domestic projects solved or launched during the first decade of the century contributed to the development of MSR technology:
 - "Transmuter LA-10"
 - "System SPHINX with liquid fluoride fuel"
 - "Fluoride reprocessing of spent fuel from GEN-IV reactors"
- Moreover Czech scientists and researchers also actively participated in several MSR projects of EC-EURATOM, IAEA and contributed to the work of Gen-IV as representatives of EURATOM.

2. 構造材料の開発

新たなニッケル基合金としてMONICR合金が開発され、製造方法、腐食特性、高温健全性、照射耐性の観点から更なる開発を継続中。

Main experimental activities



Structural material development

 Development of structural material for MSR technology, which started in ŠKODA JS - Nuclear Machinery and continued in COMTES FHT company, was crowned in 2011 by experimental production of tubes and sheets from new nickel-alloy called MONICR (Ni-Mo-Cr type super-alloy)

Present development of MONICR alloys is under way in COMTES FHT in the collaboration with other companies including the Research Centre Řež.

The composition of original MONICR alloy is:



10



3. 現在のMSR開発計画における各種試験研究

過去の研究開発計画を拡張した現計画が産業貿易省に承認され、チェコの研究機関や民間メーカとのコンソーシアムにより炉物理、燃料サイクル、材料開発、機器開発を実施中。

Experimental activities within the present MSR program



The present program is a follow up and the broadening of existing Czech activities in MSR. The new MSR project was approved by Ministry of Industry and Trade and is granted by the Technological Agency of the Czech Republic.

The project has also the technological character and is also solved by a consortium of Czech research institutions and industrial companies.

Organizations and companies involved in the consortium solving the project are:

- Research Centre Řež (leading company) MSR physics, neutronics, fuel cycle, material testing
- ÚJV Řež pyrochemical partitioning (electrochemistry of molten salts)
- COMTES FHT further development of nickel alloys

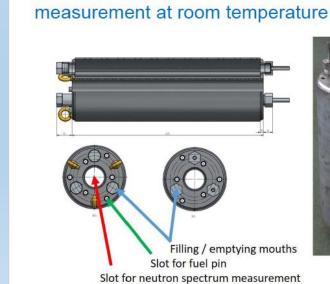
Inserted zone for Li-7 FLIBE neutronics

- ŠKODA JS development of selected equipment for MSR technology (impellers)
- MICo development of selected equipment for MSR technology (flanges-gaskets systems)

12

4. 室温レベルの溶融塩に対する原子炉での照射試験

溶融塩照射カプセルを試験炉に装荷して照射試験を実施。中性子スペクトルは評価値と一致、増倍率はLi6の含有率に依存するとの結果を得た。



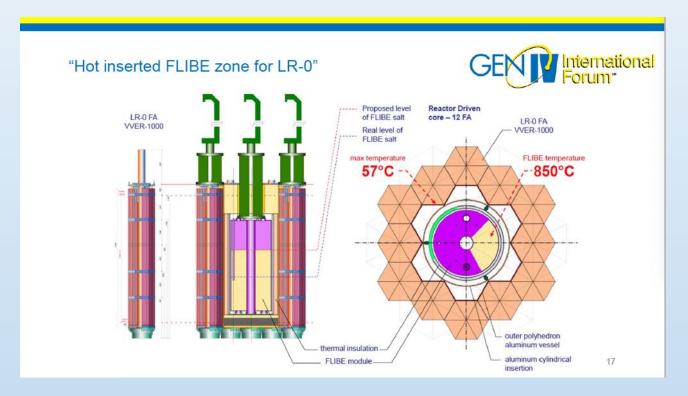
(recoiled proton method)





5. 高温FLIBE (~750°C)照射試験計画

試験炉LR-0を用いた、高温状態(500 ~750℃)での溶融塩の照射試験計画を 準備中。

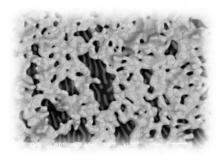


6. MSR燃料サイクル技術に関する研究開発

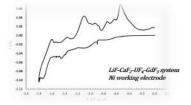
溶融塩中の電気化学的挙動、電気分解によるU, Th, ランタノイド元素の分離について研究を進めている。

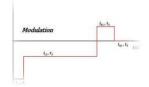
Actual work and future plans in electrochemistry

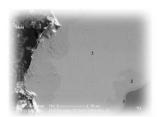




- Focus on quantitative separation of uranium/gadolinium from molten fluorides
- Tune-up of the parameters of current-modulated electrolysis
- Updating the rules for Ni/Ni2+ reference electrode usage (principles, material testing)
- Molten salts electrochemistry set-up placed in the hot cells
- Protactinium electrochemistry in molten fluorides (collaboration with JRC Karlsruhe









4. 第4世代原子炉のシステム設計及び関連技術 4-2.多様な開発目的を持つ先進炉の設計・建設経験と フィージビリティスタディ

溶融塩炉の安全評価 -米国の見地から-

概要/目的:

原子炉安全性評価の目的は、プラントの運転が公衆の生命や健康に対して多大 なリスクを及ぼさないことを実証することです。当初は、原子炉の安全性評価は、 想定する最大規模の事故の際に放射性物質の閉じ込め機能を維持できるかに 焦点が置かれてきました。しかし1960年代に大型軽水炉(LWR)の開発が進むと、 大規模な事故の可能性が高まり、全ての条件下における放射性物質の閉じ込め を確認することから、更に評価対象を拡張して、事故の発生防止及び影響緩和 を通じた安全性の確認が求められるようになりました。米国の溶融塩炉(MSR)で は、十分な安全性の実証には決定論的又は確率論的評価手法が用いられてい ます。決定論的評価では、LWR で受け入れられている最低限の安全基準がMSR に対して適用できることに依拠していますが、一方、確率論的評価では、何がど の頻度で発生するか、影響はどのようなものかを見極めるためにMSRの事故の リスクを十分にモデル化することが重要となります。MSRは、概念的に高い受動 的安全性が備わっています。MSRは、低圧運転、格納容器内部の蓄積エネル ギーが少ない、負の反応度フィードバック及び効果的な受動的崩壊熱除去機能 の組合せにより、連鎖的に拡大する事象の発生の可能性は非常に低いという特 徴をもっています。この高い復元力(resiliency)に基づき、事故時の格納容器の 安全性を実証する新しい方法が現在検討されており、十分な確率論的情報が無 くても安全性を評価できるようになってきています。このアプローチは、高度なリ スク評価モデルを適用するために必要となる評価データがまだ十分に取得され ていない、開発初期の原型炉にとっては特に有用なアプローチです。今回のウェ ビナーでは、MSRの安全性実証に関するこれら3つの手法の開発状況及び特長 を紹介します。

講演者紹介:

デビッドホルコム博士は、オークリッジ国立研究所

(ORNL)の著名な技術スタッフでありかつ著名な発明者です。現在は、米国を代表してGIFの溶融塩炉の暫定システム運営委員会の副議長を務めている他、米国原子力学会の液体燃料溶融塩炉の設計安全基準(ANS20.2)を検討するワーキンググループの議長を担当し、さらに大学を対象としたDOEの溶融塩炉プロジェクトに対し技術的監督業務も行っています。





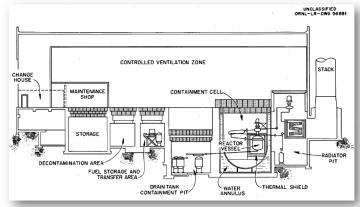
1. 機能的格納設備に対する放射性物質の保持能力の性能評価

米国の溶融塩実験炉MSREで採用された格納システムの例を紹介

Functional Containment Provides Performance-Based Evaluation of Radionuclide Retention



- Multiple barriers some of which are not normally stressed
 - Barrier performance requirements depend on their safety function
- Segmented containment
 - Limits accident scope
- Independent barriers
 - Failure of single barrier does not substantially stress other barriers
 - Minimizes potential for cascading or escalating failures



Multi-Layer, Segmented Containment at Molten Salt Reactor Experiment (MSRE)

12

2. MSRの他の炉型とは異なる安全解析上の課題

放射性物質がシステム内に分散していること、運転経験が少ないことに対応させて、安全上の特徴を整理した。

MSRs Present Different Safety Analysis Challenges Than Other Reactor Classes



- Radionuclides distributed across plant
 - Solid fuel concentrates radionuclides in core and used fuel pool
 - Gaseous fission products inherently separate from fuel salt
 - Integrated fuel salt processing possible
 - Salt wetted components have limited lifetimes resulting in unconventional highactivity waste stream
- Less (and dated) operating experience
 - Only one prior reactor operating for significant period
 - MSRE ~7.34 MWth operated from 1965-69
 - No large-scale reactor or component demonstrations
 - No fast spectrum systems demonstrated
 - Minimal prior accident performance demonstrations



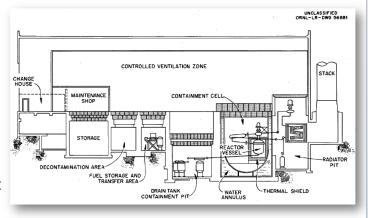
3.最大想定事故(MCA)によるMSREの立地評価

米国のMSREの安全評価では、ハザード評価と合わせてMCAによる 事故影響の格納性が評価された。

Functional Containment Provides Performance-Based Evaluation of Radionuclide Retention



- Multiple barriers some of which are not normally stressed
 - Barrier performance requirements depend on their safety function
- Segmented containment
 - Limits accident scope
- Independent barriers
 - Failure of single barrier does not substantially stress other barriers
 - Minimizes potential for cascading or escalating failures



Multi-Layer, Segmented Containment at Molten Salt Reactor Experiment (MSRE)

12

4. MSRは、全ての想定事故を格納できるポテンシャルを有している MSRの安全確保に向けた留意点、課題点を整理した。

MSRs Retain the Potential of Containing All Credible Accidents At Any Scale



- Avoiding potentially cascading accidents (especially accident sequences that pressurize containment) key consideration
 - MSRE type suppression pool capture tank system would be quite large for commercial-scale plants
- System immaturity necessitates additional conservatism (design requirements) to ensure containment survival
 - High degree of passive safety minimizes additional cost
 - Reliable quantitative performance data and models would decrease required conservatism
- Additional requirements intended to prevent single event from damaging all containment layers – e.g. core catcher or guard vessel employed to maintain decay heat removal capability following vessel rupture

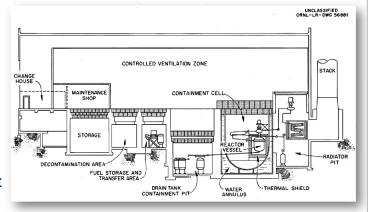


5. MSR挙動モデルの信頼性向上の為、溶融塩燃料の適性条件の確立が重要 通常状態及び事故時の挙動をモデル化するために、溶融塩燃料の化学的、物理的特性を十分に理解する必要がある。

Functional Containment Provides Performance-Based Evaluation of Radionuclide Retention



- Multiple barriers some of which are not normally stressed
 - Barrier performance requirements depend on their safety function
- Segmented containment
 - Limits accident scope
- Independent barriers
 - Failure of single barrier does not substantially stress other barriers
 - Minimizes potential for cascading or escalating failures



Multi-Layer, Segmented Containment at Molten Salt Reactor Experiment (MSRE)

12

6. MSRの安全評価に関して多方面からの開発が進められつつある MSRに対する安全評価の能力の現状といくつかの課題点を整理した。

MSRs Present Different Safety Analysis Challenges Than Other Reactor Classes



- Radionuclides distributed across plant
 - Solid fuel concentrates radionuclides in core and used fuel pool
 - Gaseous fission products inherently separate from fuel salt
 - Integrated fuel salt processing possible
 - Salt wetted components have limited lifetimes resulting in unconventional highactivity waste stream
- Less (and dated) operating experience
 - Only one prior reactor operating for significant period
 - MSRE ~7.34 MWth operated from 1965-69
 - No large-scale reactor or component demonstrations
 - No fast spectrum systems demonstrated
 - Minimal prior accident performance demonstrations



ナトリウム冷却高速炉における金属燃料

概要/目的:

ナトリウム冷却型高速炉(SFR)で使用されている金属燃料について紹介します。 金属燃料の開発経緯及び使用経験、燃料の信頼性及び安全性における金属燃料のメリット、アクチニド核変換及び高燃焼領域における課題と開発の方向性に ついても紹介します。

講演者紹介:

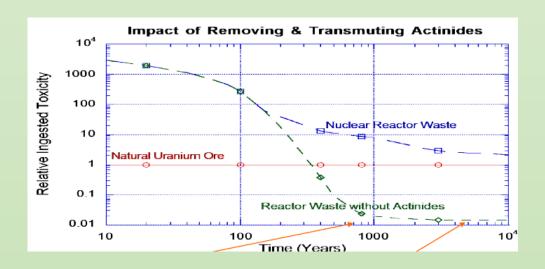
ステーブン・ヘイズ博士は原子力科学技術フェローであり、様々な種類の燃料(液体金属路のための金属、酸化物、及び窒化物燃料、並びに研究炉のための高密度分散燃料)の試験とモデリングに従事してきた。彼はシャットダウンされる前のEBR-IIにおいて多くの燃料と材料の照射試験をリードし、今日ではATRにおける試験計画を維持している。ヘイズ博士は米国DOEの先進燃料キャンペーンにおける金属燃料開発及び試験、また、米国DOEの原子力先進モデリング・シミュレーション計画におけるマルチスケール・マルチフィジクス燃料パフォーマンスコードに関する国家リーダーの一人である。





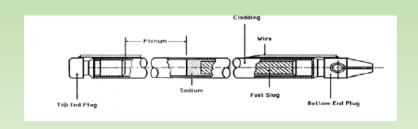
背景: 核変換へのモチベーション

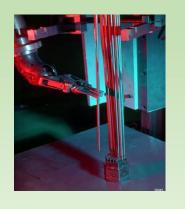
- プルトニウムとマイナーアクチニドは、燃料使用後における、使用済み燃料貯蔵時の放射線発生の主要因である。プルトニウム再使用やマイナーアクチニド(MA)の核変換などの手段を用いれば、貯蔵時の放射線発生量は格段に低下する。
- 余剰中性子や高エネルギー中性子が多いことから、高速炉はマイナーアクチニド変換の手段として有望と考えられている。
- そのため、プルトニウムとマイナーアクチニドを含んだ燃料に対し、適切な遮蔽手段を有する遠隔燃料再処理/製造方法を開発し、高速炉を用いて、核変換することへの期待が高まっている。



金属燃料: 歴史と特長

- 金属燃料は、EBR-I、英国のドンレイ高速炉、エンリコ・フェルミ高速増殖炉、 EBR-II、及び FFTFで使用された。
- 金属燃料は、高燃焼度までの信頼性、核拡散抵抗性を有する電気化学的なリサイクルへの適合性、簡素でコンパクトな製造プロセス、原子炉の受動的安全性との相乗効果といった特長を伝統的に有する。
- 金属燃料の遠隔量産は歴史的に比較的容易である。金属燃料は高燃焼度 信頼性が実証されており、核変換のための合金密度を低下させることにより、 さらに高燃焼度に対応できるポテンシャルを有する。







マイナーアクチニドを含む金属燃料の製造方法

- 基本となる鋳造法(射出鋳造:反重力方向)は、1960年代には開発されており、EBR-IIの金属燃料ピン39,000本は、本鋳造法を用いて製造された(遠隔手法により組み立て)。
- マイナーアクチニドを含む金属燃料の製造に、本製造法を応用し、高放射性量、るつぼのクリーニングとコーテイング等の課題を解決し、アメリシウム(Am)などのマイナーアクチニドを有効活用することができる。
- 新しい鋳造プロセス(下注鋳造)を採用することにより、燃料製造中のマイナーアクチニド(Am)の損失をほとんどゼロにすることができることがわかった。
- 鋳造中のAmの揮発性の課題についても、卓上サイズの模擬システムでは解決方法を得ており、現在、Amを用いた確証試験を実施中である。





Future test series

マイナーアクチニドを含む金属燃料のパフォーマンス

- * 米国の照射炉(ATR)において、複数の組成の U-Pu-Am-Zr 燃料合金の照 射が行われた。
- EBR-II、FFTF、及びPhenixで照射されたデータとの比較検討も予定されており、マイナーアクチニドを含む金属燃料はリサイクル可能な見通しを得ている。

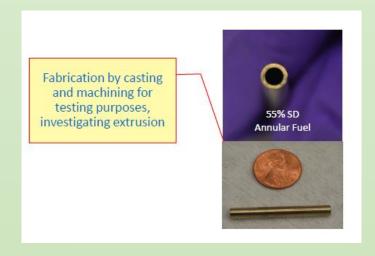
	AFC-1	AFC-2	AFC-3/4	IRT
Test Strategy	Scoping – Many compositions	Scoping – Focused compositions	Focused compositions	Focused compositions
	Nominal conditions	Nominal conditions	Nominal+ conditions	Nominal+ conditions
Capsule Type	Drop-in	Drop-in	Drop-in	Drop-in
Fuel Types	Metallic Nitrides	Metallic Oxides	Advanced Metallic Concepts	Metallic
Key Features	Baseline + MA	Baseline + MA + RE	FP control, annular fuel, FCCI barriers, ultra-high burnup	Recycle feed Remote fabrication
Time Frame	FY 2003 – FY 2008	FY 2008 – FY 2012	FY 2011 – FY 2017 +	FY 2018 – 2020

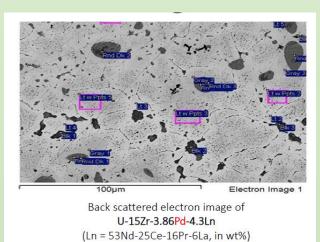
Past test series Test series in progress



革新的な先進金属燃料概念に関する将来の方向性

- 先進的な金属燃料概念の開発
- ランタニド核分裂性生成物の安定化と不動化のための添加物
- 被覆管のコーテイングとライナーC
- 押し出し法による低スミア密度中空燃料の製造
- 超高燃焼度(30-40%)の信頼性ある燃料パフォーマンスの実証







高温ガス炉用TRISO粒子燃料

概要/目的:

TRISO(TRi-structural ISOtropic)粒子燃料は、許認可に対する全ての基準事象及び事故シナリオ状況下における、核分裂生成物の放出しきい値以下に炉心温度を受動的に保つよう設計されており、モジュラー型高温ガス炉(HTGR)で使用されます。本ウェビナーでは、米国DOEの先進ガス炉(AGR) TRISO燃料品質評価・開発プログラムについて、燃料の特性、検証手法、TRISO製造過程での改善点、AGR TRISO照射試験、照射後試験及び安全性加熱試験結果、燃料性能のモデル化などの活動を紹介します。

講演者紹介:

Madeline Feltus博士は、2003年からDOE原子力エネルギー 局の先進ガス炉TRISO燃料適格性評価・開発プログラムを率 いています。DOEの先進核燃料研究開発(R&D)、軽水炉事 故耐性燃料の研究開発、原子炉開発プロジェクトの技術支 援を行い、現在及び将来の先進軽水炉、ガス冷却炉、ナトリ ウム冷却炉で使用可能な安全で事故耐性があり、堅牢で信 頼性の高い原子炉燃料を実現するために、先進的な燃料設 計のための原子炉燃料及び材料照射性能の改善に注力し ています。また、OECD NEA専門家委員会報告書、IAEA技術 文書、技術雑誌の原稿審査にも携わっています。様々な大 学の助成金プロジェクト、ベンダー・産業界のプロジェクト、中 小企業の研究開発活動の管理を担当。1999年にDOE入省 前は、ペンシルバニア州立大学で原子力工学の助教授を務 めていました(1991年~1999年)。1977年にコロンビア大学 で原子力工学の理学士号を取得。Burns and Roe、Public Service Electric and Gas (N.J.)、New York Power Authorityで原 子力技術者としてフルタイムで働く傍ら、コロンビア大学で研 究を続け、原子力工学の修士号(原子炉物理学、1980年)、 機械工学の修士号(熱水力学、1989年)、3次元時間依存性 運動論-中性子・熱水力連成解析に関する論文で原子力工 学の博士号(1990年)を取得しました。





TRISO粒子燃料:

TRI-Structural ISOtropic (TRISO) 粒子は、黒鉛マトリックス材料中に埋め込ま れる。

TRISO particles are embedded in graphitic matrix material

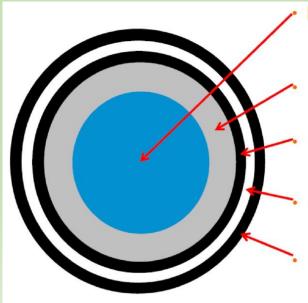
- Cylindrical compacts put hexagonal graphite blocks for prismatic reactor
- UCO fuel kernel for block or prismatic reactor with 12-19% U-235 enrichment
- Spheres for pebble bed reactor, flow through core
- UO₂ fuel kernel for pebble bed reactor with ~ 8 % enrichment (German)

Prismatic and pebble bed TRISO particle use similar coating layer thicknesses, but the kernel enrichment and particle packing fractions are different



TRISO粒子燃料の構造:

TRISO粒子燃料は、燃料カーネル、バッファー、内側パイロカーボン、炭化ケ イ素、外側パイロカーボンから構成される。



Fuel Kernel

- High density
- Low enrichment (8-20%)
- UO, or UCO

Low density (~50% theoretical density [TD]) isotropic pyrocarbc

Inner Pyrocarbon (IPyC)

High density (~85% TD) isotropic pyrocarbon

Silicon Carbide (SiC)

- High density (~99% TD)
- Fine grain

Outer Pyrocarbon (OPyC)
High density (~85% TD) isotropic pyrocarbon

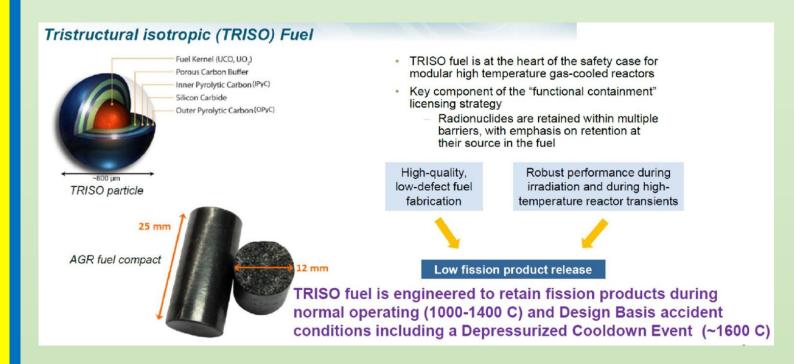


TRISO coated particle fuel



TRISO粒子コーティングは核分裂生成物を保持:

TRSO燃料は、通常運転時(1000°C~1400°C)及び冷却材減圧事象を含む設計基準事故時(~1600°C)でも核分裂生成物を保持するように設計されている。



TRISO粒子、ガス冷却炉の核分裂生成物閉じ込め容器として機能:

TRISO被覆粒子燃料の核分裂生成物保持性能は、HTGR/VHTR/NGNPの安全性を確保するための重要な要素である。





先進ガス炉TRISO燃料品質評価プログラム:

米国における先進ガス炉TRISO燃料品質評価プログラムの目的と動機は、許認可取得を支援するための燃料品質評価のためのデータを提供し、TRISO燃料の国内商用ベンダーを確立することである。



AGR TRISOプログラムを超えて:

TRISO燃料は、他の原子炉設計でも使用可能である。

- Molten Salt-cooled (e.g., FLiBe, FLiNaK,) reactor concepts use graphite matrix TRISO fuel directly, e.g. Kairos Power based on University of California – Berkeley pebble bed design
- Fast Gas Reactors, using SiC or other non-graphitic matrix compacts
 - French helium fast gas design ZrO2 coating
 - UC fuel kernels in metallic cladding
 - GA's EM² alternate design
- Encapsulated fuel for LWR Accident Tolerant Fuel
 - TRISO in SiC matrix with SiC tubes or Zircalloy cladding (ORNL)
- Fast sodium/metal cooled reactors
 - Dispersion fuels, TRISO-like fuel in metallic matrix, metallic clad
 - TRISO in SiC Mixed Oxide fuel pellets (FFTF or MOX cores)
- Extreme high temperature reactors using refractory metals, UC or UN fuels
 - Space reactors, or niobium (Nb), tantalum (Ta), molybdenum (Mo), rhenium (Re), vanadium (V) and tungsten (W) alloys.



原子炉燃料としてのトリウム

概要/目的:

これまでも原子炉の燃料としてのトリウムの使用は考えられてきました。トリウムの燃料としての真の可能性、そして世界のエネルギー問題の解決策の1つとなる前に乗り越えなければならない多くの課題を紹介します。また、近年では将来の原子炉の概念としてトリウムが再び注目されている事に伴い、トリウムに関する質問に科学的側面からお答えします。

講演者紹介:

Dr. Franco Michel-Sendis (フランコ・ミシェル・センディス博士)は、2010年からOECD/NEAのデータバンク及び核科学部門の下で、核データサービス及び臨界安全活動の調整を担当しています。また、2011年から2016年までは、第四世代溶融塩炉システム運営委員会のNEA技術事務局を務め、NEA報告書「核燃料サイクルにおけるトリウムの導入」の調整を担当しました。ミシェル・センディス博士は、パリ大学(UPMC)で物理学の学士号と修士号を、パリ大学南オルセー校で原子炉物理学の博士号を取得しています。



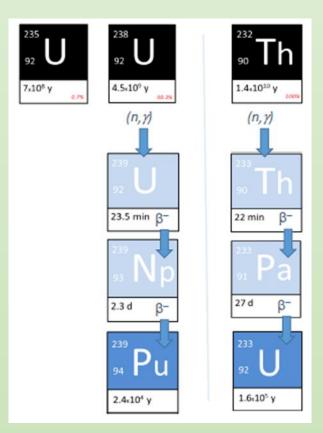


1. UかThか?実際には選択肢は多くない:

- ・自然界に存在するアクチニド核種は 僅か3種類(U235,U238,Th232)。
- •Th資源は豊富にある。

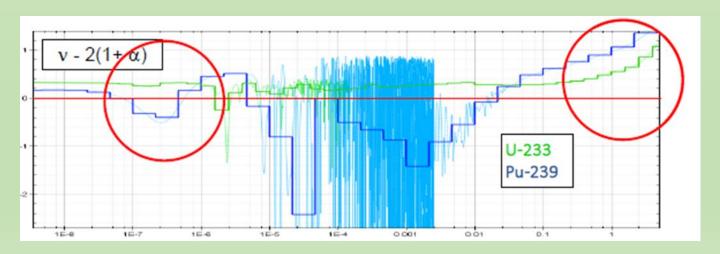
中性子を照射すると、

- •U238は核分裂性物質のPu239に
- •Th232は核分裂性物質のU233に
- ・つまり Th232は優れた親物質
- ・U233は(高速中性子環境下で) 優れた核分裂性を有する物質



2. 中性子経済:

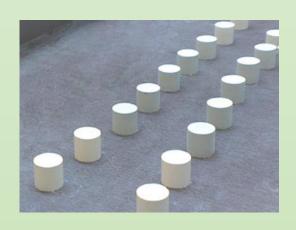
Th-U233による増殖: 熱中性子スペクトル領域で可能 U/Puサイクル: 高速中性子スペクトル領域で望ましい中性子経済





3. トリア(ThO₂) 基燃料:

- 軽水炉やPHWR(加圧重水炉)で、PUP基燃料(ThO_2)を採用することは、 超ウラン核種(Pu+MA)の消費・変換の技術として極めて有望である。
- 今後より多くのトリア基燃料を製造し、照射試験を行うことにより、定常運転時や事故想定時の燃料の健全性や安全性を確認する必要がある。また、実用化の観点から、ばらつきを含む燃料特性を把握する必要がある。

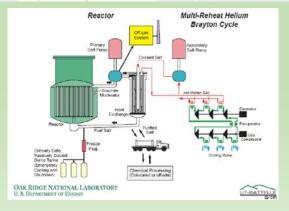


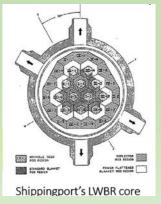
ThorEnergy@ IFE, ノルウェー, (Th, Ce)O₂ OECDハルデン炉での照射試験

4. これまでのTh燃料開発:

1960~70年代に、Th燃料を用いたいくつかの原子炉がある。

YEAR	Country	Reactor	Туре	P (MWe)	Fuel Type	
1962	USA	IndianPoint1	PWR	275	Th/HEU-235	Mixed Oxide
1964-1969	USA	MSRE	MSR	2-3	U-233 FLiBe	Molten salt
1967-1974	USA	Peach Bottom	HTR	40	Th/HEU carbide	Microspheres
1976-1989	USA	Fort St Vrain	HTR	330	Th/HEU carbide	Microspheres
1977-1982	USA	Shippingport	PWR	70	Th/U-233 ox	Seed/Blanket
1983-1989	Germany	THTR	HTR	300	Th/HEU-235	Pebble – 90% U-235



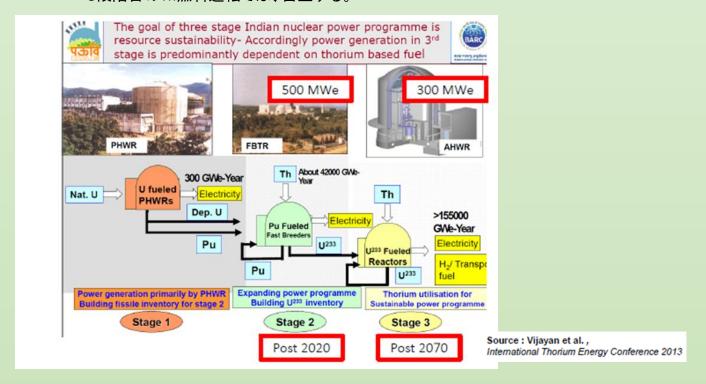




5. Th燃料サイクル:

Th産出国であるインドにおいても、U238およびPu239のサイクルを確立後、長期的にThプロセスへ移行することを考えている。

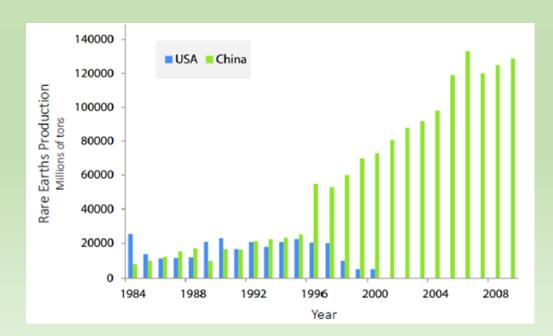
インドの3段階の原子力計画における目標は資源の持続性。 3段階目のTh燃料運転では、自立する。



6. Th資源量:

将来的には、他産業活動の副産物として、原子力産業の必要需要見通しを上回る量が得られると考えられている。

- ・レア・アースの採掘
- ・チタン鉱の採掘
- ・鉄鉱石の採掘





Pb-208アイソトープを含有する鉛: 高速中性子炉の安全性向上のための新型反射体

概要/目的:

本ウェビナーでは、出力暴走の速度を抑えることで高速炉の安全性を向上させる技術について紹介します。原子量が重く中性子吸収が非常に少ないPb-208製の中性子反射体で炉心を取り囲む技術を採用することで、炉心から漏れた中性子が反射体から炉心に戻るまでの距離が長くなるため、出力暴走のスピードが抑えられるのです。これにより、即発中性子の平均寿命を約3桁延ばすことができると実証されています。

講演者紹介:

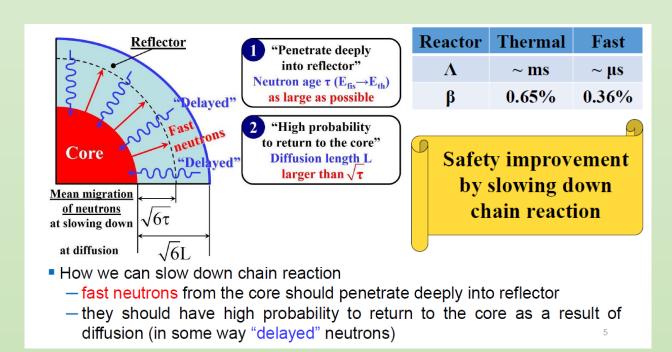
Dr. Evgeny Kulikov (エフゲニー・クリコフ博士) は2010年にモスクワの国立原子力研究大学MEPhIで博士号を取得し、現在は核物理工学研究所の准教授を務めています。専門分野は燃料燃焼、核燃料サイクル、核不拡散、高速の安全性の向上などがあります。彼の科学研究はロシア科学財団の支援を受けています。原子炉の理論的側面について講義を行い、実験炉物理学の研究を行っています。現在、第四世代国際フォーラム教育訓練タスクフォースのメンバーを務めています。





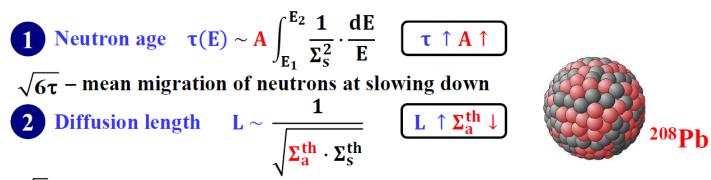
連鎖反応を遅くするというアイデア:

このアイデアは、連鎖反応を遅くすることによる安全性の向上である。連鎖反応を遅くするために必要な条件は、中性子寿命を可能な限り長く、拡散距離を中性子寿命の平方根よりも大きくすることです。つまり、高速中性子が反射体の奥深くまで進み、減速され、有意な時間遅れで炉心に戻ってくることです。



連鎖反応の特徴:

このアイデアの中性子反射体の素材に求められるものは、中性子寿命を長くするための大きな原子量、拡散距離及び中性子寿命を長くするための小さな吸収断面積である。これらの条件を満たす素材としては、鉛208が好適である。



 $\sqrt{6}$ L – mean migration of neutrons at diffusion

3 Lifetime of thermal neutrons
$$T_{th} \sim \frac{1}{\Sigma_a^{th}} \left[T_{th} \uparrow \Sigma_a^{th} \downarrow \right]$$



反射体としての特性:

鉛208の中性子寿命と拡散距離は非常に長い。熱中性子寿命の長さは安全のために非常に重要である。鉛208反射体の熱中性子寿命は、他のどの材料よりも長い。

Material	√6τ (cm)	√6L (cm)	Slowing down probability (2 MeV → 0.025 eV)	Lifetime of thermal neutrons (ms)
²⁰⁸ Pb	213	843 !	0.993	597!
Pb _{nat}	213	33	0.304	0.9
Na	227	43	0.297	0.3
Bi	223	96	0.160	4.7
С	49	138	0.998	13

減速材としての特性:

エネルギー減少量は、衝突あたりの平均エネルギー損失を記述したもので、 エネルギーに依存せず、原子量にのみ依存する。鉛208はエネルギー減少量が 低く、減速能力も低い。しかし、鉛208の吸収断面積は非常に小さいため、鉛 208の減速比は、軽水やバリウム酸化物や黒鉛よりも優れています。

Material	Logarithmic energy decrement ξ	Moderating ability ξ·Σ _s (cm ⁻¹)	Moderating ratio $\xi \cdot \Sigma_s / \Sigma_a$
H ₂ O	0.95	1.39	70
D_2O	0.57	0.18	4590
BeO	0.17	0.12	247
С	0.16	0.063	242
Pb _{nat}	0.01	0.004	0.61
²⁰⁸ Pb	0.01	0.004	477

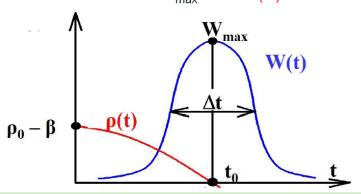
²⁰⁸Pb is an effective moderator



中性子フラッシュモデルの概要 (p0 > B):

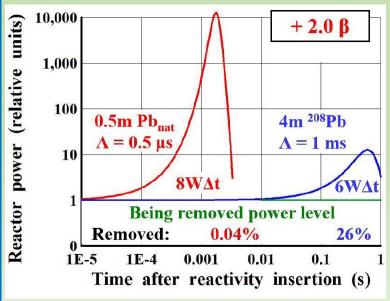
中性子フラッシュモデルによれば、反応度が遅延中性子割合を超えた場合は、 即発超臨界状態となる。また、ドップラー効果が作用する時間は充分あり、中性 子フラッシュの持続時間は中性子の寿命に比例する。

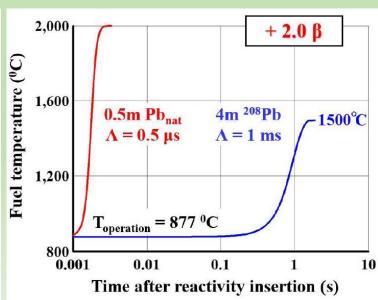
- this is the state of prompt super-criticality
- heat does not have time to reach the coolant
- only Doppler effect has enough time to act
- duration of neutron flash Δt ~ Λ neutron lifetime
- energy yield of neutron flash Q ~ W_{max} · Δt ≠ f (Λ)



中性子フラッシュにおける原子炉出力と燃料温度:

中性子の寿命は、天然鉛製反射体の場合は約1マイクロ秒、鉛208製反射体の場合は約1ミリ秒である。原子炉出力では、天然鉛製反射体に比べてピーク出力は千倍低く、タイミングは千倍遅い。燃料から冷却材への熱伝達には十分な時間がある。また、燃料温度は、天然鉛製反射体に比べてピーク温度が低く、タイミングも千倍遅い。







新型炉用MOX燃料

概要/目的:

現在の高速炉MOX燃料挙動に関する知識は主に、これまでSFRを運転してきた欧州、米国、日本、及び現在運転中のロシア、インド、中国からのフィードバックから得たものです。第4世代システム(SFR、GFR、LFR、FSMR等)は、安全性、核拡散抵抗性、持続性、廃棄物最小化の要件に対応するシステムとして選定されています。高速中性子を用いたシステムでは、使用済燃料から取り出されるプルトニウムとウランを再利用し、廃棄物を減らして資源を最大限に活用することができ、また(U,Pu)O2は原子炉中及び燃料サイクルにおいて、これらの実現に必要な性能の達成に最も近い燃料候補であることが証明されています。これらのシステムで用いるMOX燃料は、Pu濃度を調整すれば、プルトニウムの多重リサイクル、消費量と生成量の平衡、燃焼又は増殖等に適した燃料です。今回は、幅広い燃料組成(Pu含有量:20~45%)、照射条件を持つMOX燃料の知見及び燃料設計コードの検証に関する最新の状況をご紹介します。

照射後試験とモデル化による照射中の材料特性及び燃料挙動の観点からみた (U,Pu)O2に関する知見、また、MOX燃料の燃料設計コードの検証の手法について、技術成熟度レベル評価と上記の全ての設計、燃料組成、状態に対処するためのMOX燃料の検証領域の拡張の必要性と共に詳細をご紹介します。

国際機関(GIF、OECD/NEA、IAEA、EURATOM)による科学的・技術的問題に対するサポートについても取り上げます。

講演者紹介:

ナタリー・ショーヴァン博士はCEAカダラッシのIRESNEの燃料研究部で高速炉燃料の国際的な専門家として勤務している。彼女は、マイナーアクチニド核変換計画に長期間携わっており、燃料設計の最適化、照射試験、統合報告書作成に貢献している。彼女は、酸化物/炭化物燃料を用いるガス冷却高速炉について、ピン型



又は平板型燃料要素のためのセラミックス複合燃料と事故耐性被覆管から成る 非常に革新的な燃料の開発プロジェクトリーダーであった。現在の彼女の担当 業務は、高速炉燃料の国際協力である。



新型炉用MOX燃料

照射中のMOX燃料物性の比較

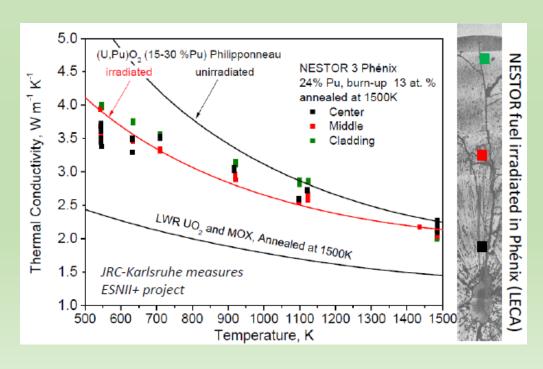
MOX燃料は、融点が高い、熱伝導率が低い、溶融までの尤度が大きい、熱的クリープが大きい(被覆管との機械的相互作用が小さい)、スエリングが小さい(燃料要素の設計が容易)といった特徴がある。

Properties	(U0.8Pu0.2)O2	(U0.8 Pu0.2)C	(U0.8Pu0.2)N	U-19Pu-10Zr
Theoretical density, g·cc	11.04	13.58	14.32	15.73
Melting point, K	3083	2750	3070	1400
Thermal conductivity, (W·m ⁻¹ ·K ⁻¹) at 1000–2000 K	2.6–2.4	18.8–21.2	15.8–20.1	40–40
Crystal structure	Fluoride	Nacl	Nacl	Alfa
Breeding ratio	1.1-1.15	1.2-1.25	1.2-1.25	1.35-1.4
Swelling	Moderate	High	Moderate	High
Handling	Easy	Pyrophoric	Inert	Inert
Compatibility: clad	Average	Carburisation	Good	Eutectics
Compatibility: coolant	Average	Good	Good	Good
Dissolution and reprocessing	Good	Demonstrated	Risk of C14	Amenable for pyro reprocessing
Fabrication/irradiation experience	Large and good	Limited	Very little	Limited

GIF - "Advanced Sodium Fast Reactor (SFR) Fuel Comparison », March 2009

(U, Pu)O₂の物性

- 融点については、Pu富化度60%以上で文献間の測定値が不一致。
- 熱伝導率は温度、O/M、Pu富化度、密度、照射による影響が大。
- 欧州において、燃料物性について新しい測定を行うための計画 (PUUMA)が実施されている。

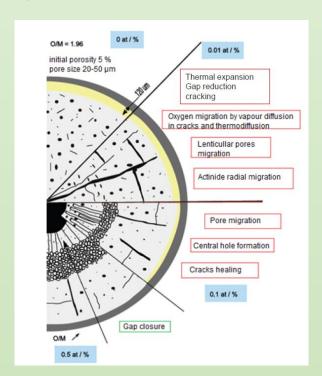




新型炉用MOX燃料(続き)

MOXの挙動:微細構造と組成変化

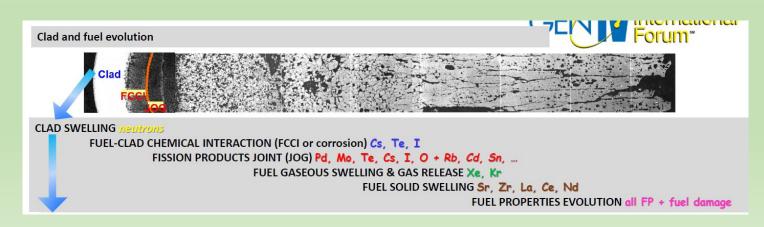
微細構造と組成は燃焼度の増加に伴って変化していく。





MOXの挙動:照射による影響

- ・ 燃料の化学的状態は照射中に増加する(U_{1-y}Pu_y)O_{2-x} の化学ポテンシャルに強く依存する。核分裂により酸化する。
- 照射燃料の物理化学的な性質は変化する。(固溶FP、酸化物析出物、 金属析出物)
- JOG (酸化物/被覆管結合)の形成:: Cs₂MoO₄+ その他化合物
- FCCI(燃料被覆管化学的相互作用) すなわち腐食: **Te**, **I**, **Cs** は被覆管 (Fe, Ni, Cr)と反応: **Cs**₂CrO4, Fe**Te**_{0.9}, Ni**Te**_{0.6}.

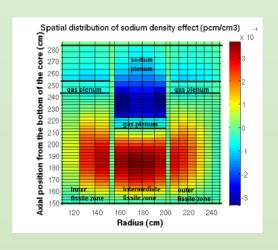


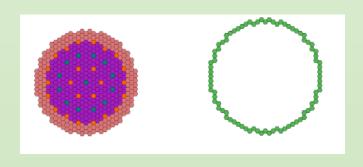


新型炉用MOX燃料(続き)

燃料要素設計の改良

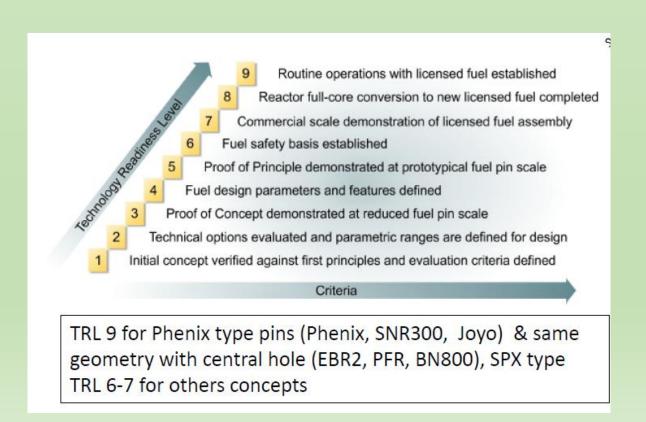
燃料要素の設計において、形状、組成範囲、仕様の改良が行われている。





燃料要素の品質保証

燃料要素の品質保証のエッセンスは、燃料性能を確認するとともに、燃料設計コードの検証を行うために、期待される運転、過渡、事故時の条件をカバーする試験を定義することである。





Phenix、Superphenixから得た経験

概要/目的:

フランスでは、約80%の電力は大型の原子力発電所でまかなわれており、燃料を再処理することで約10トン/年のプルトニウムを得ることに成功しています。したがって、ナトリウム冷却型高速炉(SFR)はフランスにとって非常に有用であり、Rapsodie、Phenix、Superphenixで開発を進めてきました。開発から得られた知見は、材料、燃料、中性子、熱流動、機器、ナトリウム-水反応、ナトリウム漏えい、安全性、その他SFRに共通する技術的観点から分析が行われ、2冊の書籍("Phenix: the feedback experience" / EDP sciences 2012, and "Superphenix: Technical and Scientific achievements" / Springer 2016)としてまとめられています。本ウェビナーでは、このような分析から得た結果や将来のSFRに対する提案を行います。

講演者紹介:

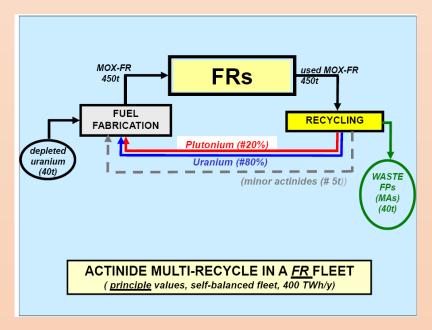
Joël Guidez 氏は、1973年にパリ中央大学を卒業した後、ナトリウム冷却高速炉の分野でキャリアをスタートさせました。彼は、カダラッシュで8年間、スーパーフェニックスのナトリウム成分の設計、寸法決定、テストに従事しました。彼はまた、1974年のフェニックスナトリウム冷却高速炉起動時から、初期結果をフォローしました。その後、フェニックスに入社し、5年間、発電所の測定とテストを担当しました。1987年、カダラッシュに戻り、熱水力研究所を率い、フェニックス、スーパーフェニックス、ヨーロッパ高速炉(EFR)プロジェクトのために多くの試験が行われました。彼は、サクレーにあるOSIRIS研究炉とオランダにある欧州委員会の原子炉、HFRを成功裏に管理

した後、2002年にフェニックスに戻り、彼は最終的な運転段階で2008年まで原子炉を管理しました。2011年以降、彼はCEAの国際的な専門家とみなされ、2冊の本を書いています。「フェニックスのフィードバック経験」(EDPサイエンス社)と「Superphenix. Superphenix.技術的・科学的成果」(シュプリンガー社)。



1. 高速増殖炉の目的:

- ウランの可用性
- プルトニウム管理
- REP廃棄物の管理
- 核変換の可能性
- 最適化された燃料サイクル



2. 世界のナトリウム高速増殖炉の経験

- 最初に発電した原子炉は、1951年のナトリウム(NaK)炉だった。
- 世界中で20のSFRが建設され動いている。
- アメリカ/ロシア/フランス/日本/インド/中国/イギリス/ドイツ
- 最新の炉は、2016年にグリッド接続されたBN 800(ロシア/800 MWe)である。
- PFBR (インド/500 Mwe)は2018年に動く予定である。





3. フェニックスのフィードバック体験:

- 1968年にCEA/EDF/GAAAの統合チームによって建設され、1973年には臨界状態となり、1974年から2009年までEDFとの共同運転(CEA80%、EDF20%)が行われた。
- 35年の寿命中に、発電機(250MWe)としての役割と実験研究炉としての役割を果たした。このようにして、高速増殖炉システムの設計と運転の実証,増殖能力,核変換の可能性,関連するすべての技術分野の開発,使用された技術の検証など、高速増殖炉システムのための多くの経験が蓄積された。



4. スーパーフェニックス: 技術的・科学的成果

- 原子炉の建設中に、膨大な産業経験が得られた。
- 原子炉は、1977年から1984年のナトリウム充填開始までの7年間で建設された。
- 1986年12月に定格出力に達した。
- 複雑な政治生活を送りながらも、10年後に原子炉が停止するまで、あらゆる 技術分野で大きな経験を積むことができた。

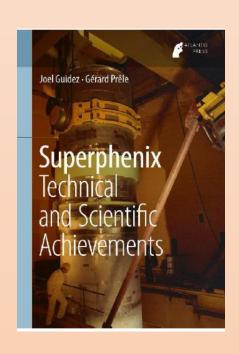




5. テーマ別分析

- この経験をまとめようと、2冊の本が書かれている。
- これらの本は、時系列的な経験を中心に構成されているのではなく、テーマ 別に分析されている。
- 主な研究テーマは、中性子,材料,コンポーネント,熱水力,燃料,取り扱い,メンテナンスである。





6. 蓄積された経験のいくつかの例

- フェニックス炉での再処理経験(世界に類を見ない産業経験)
- スーパーフェニックス炉建設(印象的な産業工事)
- スーパーフェニックス炉心の中性子(これまで運転された中で最も強力なスーパーフェニックス炉心/今日でもすべての中性子研究にとって非常に興味深いケース)







Astridプロジェクトの教訓

概要/目的:

フランスの原子力開発方針において、なぜナトリウム冷却型高速炉を選択したのか、またなぜクローズド燃料サイクルを選択したのか、その根拠を本ウェビナーでは紹介します。また第4世代炉の観点から、フランスのナトリウム冷却型高速炉プログラムであるASTRIDプロジェクトに焦点を当てて、ASTRIDプロジェクトで得た技術的成果、技術革新、プロジェクト成果について紹介します。ASTRIDは複雑なプロジェクトであり、プロジェクトを効率的に進めるために用いたデジタルツール(数値シミュレーション、バーチャルリアリティ、マルチスケールモデリング、マルチフィジクスモデリング、プロダクトライフサイクルマネジメント)についても紹介します。

講演者紹介:

Gilles Rodriguez 氏はCEAカダラッシュ(フランス原子カ委員会/カダラッシュセンター)の上級専門技術者です。2016年からはASTRIDプロジェクトチームの次長も務め、第四世代高速炉研究プログラムに従事しています。

1990年にフランスのリヨン大学で化学工学の学位を取得し、1991年にフランスのトゥールーズ工科大学で化学・プロセス工学の修士号を取得しました。専門分野は、高速炉技術、液体金属プロセス、プロセス工学。



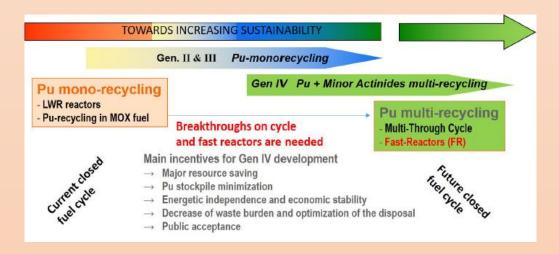
2007年から2013年まで、CEAのSFRプロジェクトチームでナトリウム技術とコンポーネントのプロジェクトリーダーを務めました。

2013年には、CEAのナトリウム高速炉プロジェクトに参加。2013年には、CEAのナトリウム高速炉: ASTRID(産業用原子炉実証用先進ナトリウム技術炉)プロジェクトに参加し、ASTRIDの初代責任者を務めました。



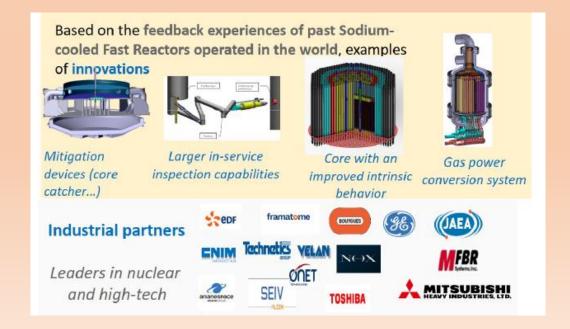
1. フランスの原子力政策:

- フランスのエネルギー多年度計画は5年ごとに更新される。現在進行中の公開計論を経て、2018年末に更新版が発行される。エネルギーに関する公開計論を支援するために発行された政府文書では、Pu管理を可能にし、原子力エネルギーの持続可能性を確保するため、クローズド燃料サイクル戦略を確認している。
- フランスのロードマップは、酸化物燃料の再処理(湿式)と高速炉利用に基づいている。ナトリウム冷却高速炉(最も成熟した技術)が優先される。他の技術については、共同研究により積極的な調査を行っている。



2. ASTRIDプログラム

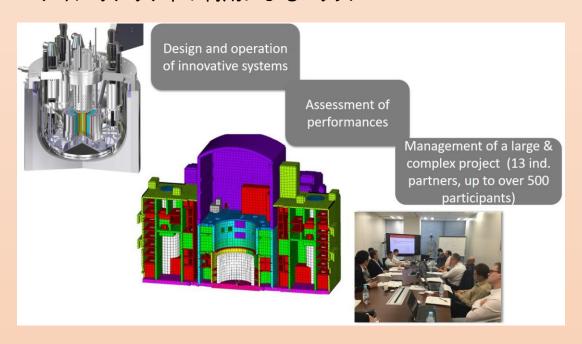
- ASTRIDは技術実証炉であり、商用炉の一種ではない。
- ASTRIDの技術は、外部事象(地震、洪水、停電、飛行機事故)に対して非常に弾力性のある設計を可能にする。





3. ASTRIDプロジェクトにおけるデジタルの活用

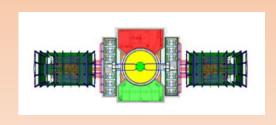
- 実証試験を統合するための複雑な現象のモデル化
- 大規模複合プロジェクトのマネジメント
- バーチャルリアリティの利用によるメリット



4.2015年の主な実績

- 2015年半ばにシンセシスファイルが政府に送付された
- 第四世代ナトリウム冷却高速炉とクローズド燃料サイクルの選択に至る戦略
- 2015年12月に提供された概念設計フェーズ(2010年~2015年)をまとめたシンセシスファイル
- 概念設計から発行された技術的な選択肢(変換システムを含む)を含むスコープステートメント
- 関連するR&Dインフラストラクチャを含む基本設計の作業計画





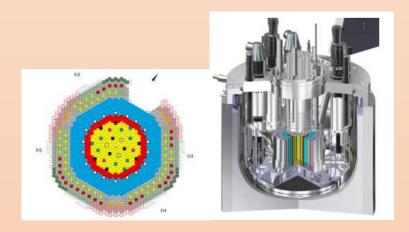


5. ASTRIDの主な技術選択

- 1500 thMW ~600 eMW
- プール型炉
- 中間ナトリウム回路付き
- CFV*コア(低ナトリウムボイドワース)

*"Coeur à Faible Vidange" (low sodium void core)

- UO2-PuO2酸化物燃料
- シビアアクシデントの事前対策
- 冗長化・多様化した崩壊熱除去システム
- ナトリウム中での燃料の取扱い+内部貯蔵と小型外部貯蔵の組み合わせ



6. 学んだ教訓

第四世代炉の要件および必要な新しい安全性の実証を満たすため、コスト削減のための投資を行うためには、一方で産業界と設計チーム、他方では研究開発チームとの密接な関係が必要である。

- SFR is a mature technology because many SFR reactors built from the 50's to the 70's were then operated. But the gap to achieve a GenIV concept is significant because GenIV is requesting improvements mainly in safety, operational and economics aspects; and it is impacting the related design.
- Even if mature, the SFR technology is not obvious and in that field knowledge preservation and transmission to the coming young generation is also a key challenge if you want to keep this key technology available for decades. Thus the use of sodium as coolant – as for the other liquid metal or Helium coolants – needs courses, practice and skills.
- •Innovation is the way to design new reactors. It needs to get a close relationships between industry and design teams in one hand and R&D teams on the other hand. The role of the ASTRID Team project is to make them run together.
- SFR reactor design cannot be achieved without international collaboration, mainly to mutualize technological platforms and infrastructures. It is a win-win cost savings approach



ロシアのナトリウム冷却高速炉(BN 600/BN 800)

概要/目的:

ロシアは世界のナトリウム冷却型高速炉(SFR)の開発をリードしています。ロシア及びソ連で建設されたBR-5/BR-10, BOR-60, BN-350, BN-600, BN-800の運転時間は計160炉年を超えており、これは世界のSFR運転経験の1/3を占めます。現在では試験炉BOR-60と産業炉BN-600, BN-800が運転中で、第4世代商用炉BN-1200の設計が進行中で、多目的研究高速炉(MBIR)も建設中です。SFRの技術成熟度及び実現可能性はBN-600の38年にわたる運転成功により実証されています。BN-800の主な目的はクローズド燃料サイクルの実証であり、BN-1200はLWRとの経済競争性、SFRの受動的安全系と固有安全特性による高い安全性を示すことです。本ウェビナーでは、BN-600及びBN-800の特徴、運転パラメータ(燃焼度、ロードファクター等)、ナトリウム漏えいなどの経験から得た知見などを紹介します。

講演者紹介:

Ilya Pakhomov 氏はロシア連邦科学センターのレイプンスキー物理電力工学研究所(IPPE)の研究室長である。2006年より、技術者、若手研究者、及び研究室長として革新的ナトリウム高速炉の開発を担当してきた。2014年、IPPEのBN-800の科学技術支援ワーキンググループのメンバーとなった。現在、ナトリウム高速炉の安全実験工学管理研究室の室長である。炉心の運転要素、ナトリウム火災の安全課題、及びナトリウム/水蒸気発生器における内部漏洩の安全にかかる研究を担っている。また、ナトリウム高速炉のR&D計画の策定にも携わっている。

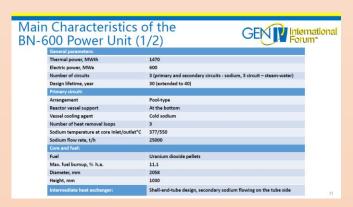


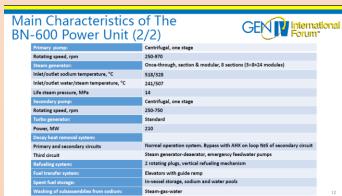


ロシアにおけるSFRの長い経験とBN-600の基本コンセプト:

SFR開発はソ連及びロシアにおいて60年以上続いており、複数のプロトタイプ炉、実験炉及び産業電力ユニットが運転されている。過去のSFRとBN-600の基本的違いは、一次冷却系のプール型配置である。

BN-600は1980年から順調に稼働している。

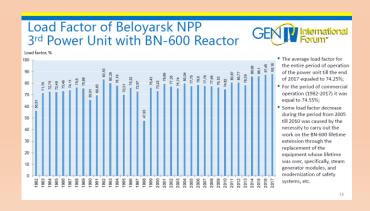


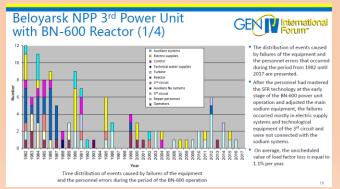


BN-600の炉心及び稼働率:

BN-600の燃焼度設計は炉心改修により徐々に拡張されてきた。 順調な運転と研究は、最大11.1%の燃料燃焼度の設計価値上昇、 及び長寿命燃料への転換(燃料交換期間4倍)を可能とした。

2017年までの平均稼働率は74.25%であり、1982-2004年の間、稼働率は予定された修繕のため徐々に低下した。全体の3%だけが機材故障又は人的ミスに依るものである。故障の多くは電力供給システム及び3次系の技術機械において起こった。SFRの運転期間は冷却システムと使用された構造材料の互換性の良さと低腐食性を証明した。



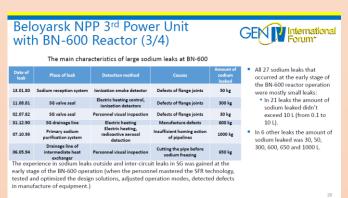


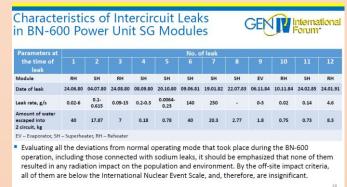


ナトリウム漏洩:

外部及び蒸気発生系内部へのナトリウム漏洩は、運転初期の段階に起こった。27回のナトリウム漏洩が検知され、そのうち14回はナトリウム火災があった。蓄積された漏洩経験は防護システムの効果性を高め、この24年間はナトリウム漏洩は起きていない。

蒸気発生器は高い性能特性を示し、運転初期段階の17回の漏洩を除き、この27年間系内部への漏洩なく運転している。





BN-600の主要な結果:

BN-600の運転中、1474億kWh以上の電力供給に加え、多くの目標が達成された。最も重要な結果のひとつは、ナトリウム大型機器の運転期間及び寿命の設計パラメーターが達成可能又はそれ以上であった事である。BN-600の寿命は2010年に10年間延長され、2020年まで再延長するための活動が現在行われている。

Key Results of BN-600 Power Unit Operation (1/2)



- During the operation of the BN-600 power unit, the following goals were achieved:
- Long-term endurance tests of large-size equipment operating in sodium.
 - Mastering the sodium technology on an industrial scale.
- Development and optimization of operating modes.
- Mastering the technology of replacement and repair of sodium equipment including the primary components (pumps, steam generators, intermediate heat exchangers, rotating plugs).
- Reaching the acceptable level of fuel burnup

Key Results of BN-600 Power Unit Operation (2/2)



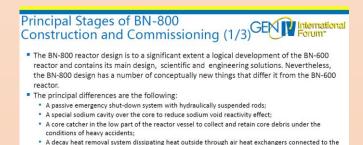
- During the entire period of its operation (as of the end of 2017, 265 707 hours in critical state),
 BN-600 produced more than 147.4 billion kWh of electrical energy, making a notable contribution into the Urals power supply as one of the most cost-effective and eco-friendly power units:
 - Amount of gaseous radioactive products emission to the atmosphere, as a rule, does not
 exceed 1% of the acceptable level.
 - Amount of solid and liquid radioactive waste is also minimal, not exceeding 50 m³ per year.
 Personnel radiation exposure is lower than the average level existing in the nuclear industry.
- One of the most important results obtained during the BN-600 operation is the fact that the design parameters for sodium large-scale equipment operation period and life time have been achieved and even exceeded.
- During the period of industrial operation the BN-600 reactor demonstrated high safety and reliability characteristics and thus solved its task which was to industrially justify the reliability and safety of the SFR technology and, specifically, the technology of sodium coolant.

2



BN-800の基本コンセプト:

BN-800の主要な課題のひとつは、クローズド燃料サイクルの実証である。MOX及び濃縮ウラン燃料のハイブリッド炉心システムが用いられている。BN-800はBN-600設計を基に設計されたが安全システムを含め、いくつか新しいものを有している。BN-800は2017年末までに14543時間運転し、94億kWh発電した。



 In SG sections a reheater module is eliminated (now it is steam reheating), so each SG section comprises an evaporator module and a primary superheater module.



ロシアにおけるSFR開発の展望及び結語:

SFR技術の開発及び向上の将来の目的に従い、クローズド燃料サイクルの実証、SFR技術の商業化、及び大型SFR技術の実証が重要視される。

CONCLUSION

condary circuit at the SG by-pass;

One turbine generator for all the three heat-removal loops:



- The overview of the experience in operation of power units with BN-600 and BN-800 reactors and, particularly, the results of successful and stable operation of the third power unit at the Beloyask NPP, presented in these slides, makes it possible to draw a conclusion about the industrial development of SFR technology and, in particular, sodium technology.
- The experience gained in the course of BN-600 operation formed the basis for designing high-power sodium fast reactor BN-1200.



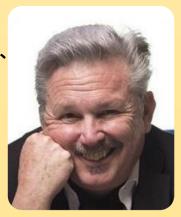
第4世代原子炉システムのコスト計算

概要/目的:

GIF経済性ワーキンググループが開発した第4世代原子炉システムの原子力エネルギーシステム用コスト計算ガイドラインについて説明します。他の原子力発電プラントのコスト計算モデルとの比較、GIF EMWGとIAEA INPROのベンチマーク活動についても紹介します。

講演者紹介:

Geoffrey Rothwell博士 は2013年から経済協力開発機構 (OECD、仏国パリ)原子力機関(NEA)の主席エコノミストであり、経済性モデルワーキンググループ(EMWG)の事務局を務めている。2003年には、第四世代ロードマップ委員会の経済性横断的グループの議長として、EMWGの委託事項(TOR)を作成した。また、第四世代原子カシステムのコスト評価ガイドライン(GIF、2017)の執筆に積極的に関与した。



1986-2013年にスタンフォード大学で教鞭を執る傍ら、「原子力の経済性」として発行された2004年のシカゴ大学報告「原子力の経済的将来」の改訂(英ラウトレッジ社、2016)のため、アイダホ、オークリッジ、パシフィック・ノースウェスト、及びアルゴンヌ国立研究所と協議した。

ワシントン州リッチモント出身。バークレーカルフォルニア大学にて博士号取得。



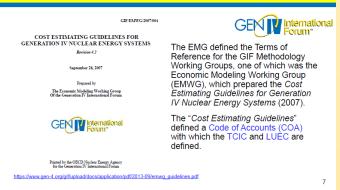
GIF-EMWGの始動時期の振返り:

経済性モデルワーキンググループ (EMWG)は、GIFが支援する技術 (GIFシステム)を選択する第四世代炉ロードマップ委員会を構成する

横断的評価手法グループ(EMG)により、GIFシステム選択のための経済的クライテリアを明確にするため設立された。2つのクライテリア:

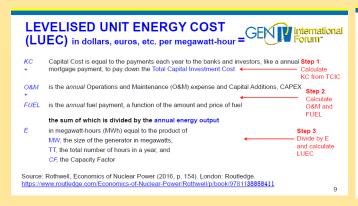
EC-1 低総資本投資コスト、及び EC-2 低平均コスト(平準化単位エネルギーコスト:LUEC)が選択され、2017年、EMWGにより「コスト評価ガイドライン」及びわかりやすい評価ツール(G4-ECONS)が開発された。

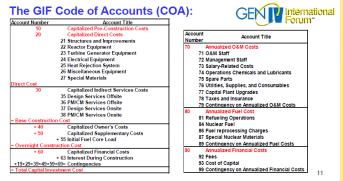




勘定科目コード及びLUEC:

GIF勘定科目コード(COA)がLUEC評価のために開発された。COAは 総資本投資コスト(TCIC)を積み上げるためのボトムアップ手法である。 LUECは平均化TCIC、運転・修繕(O&M)、及び燃料コストにて構成される。



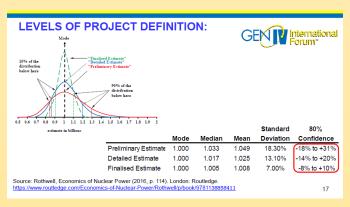


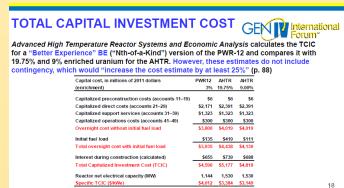


TCIC:

TCIC は直接費、基準建設費、間接費、所有者コスト、財務コスト、及び建設中利子(IDC)、不確実性コス(Contingency)にて構成される。財務コスト、利子及びContingencyを除くTCICはオーバーナイトコストと称される。いくつかの場合、初装荷燃料は燃料コストとして扱われるが、このコストは初期コストとして大きいため、このケースでは資本コストとして考えらる。例えば、オークリッジ国立研究所(ORNL)によって

推定された溶融塩炉(MSR)のオーバーナイトコストは3350ドル/kWe(2011年米ドル)であった。IDCは建設期間に依存する。適切なContingencyの推定が必要となる。Contingency率はプロジェクトの段階によって減少し得る。例えば、2011年ORNLにより推定された9%濃縮ウランを用いた革新的高温炉(ATHR)システムのTCICは、PWR12の4012ドル/kWeと比して3149ドル/kWeであった。

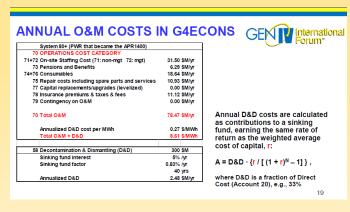


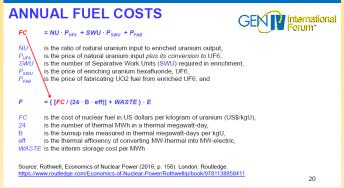


O&M and 燃料コスト:

人件費及び修繕費のようなコストはO&Mコストとして推定される。 除染&廃炉(D&D)コストは減債基金への寄与として推定される。

燃料コストはフロントエンド及びバックエンドコストを含んでいる。9%濃縮ウランを用いたAHTRシステムの燃料コストは、PWR12の5.60ドル/MWhと比して、10.74ドル/MWhと推定された。



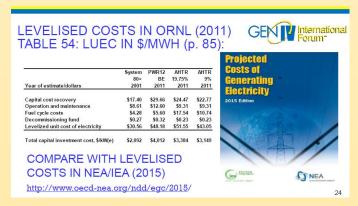


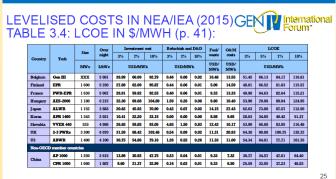


ORNL及びNEAのコスト評価:

ORNLは System80+のLUECを30.56ドル/MWh、9%濃縮ウランを用いたAHTRシステムを 48.18ドル/MWhと評価している。

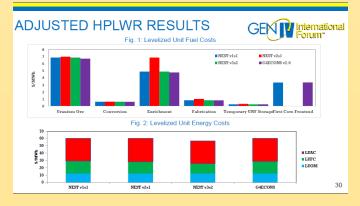
NEA は定期的に各国の平準化コストの推定を報告しており、韓国のAR1400、及び中国のAP1000/CRP1000については、比較的安いオーバーナイトコストが見積もられている。





G4-ECONS とIAEA開発のNESTのベンチマーク:

NESTはIAEAにより4つの段階で開発され、第4版において増減なし(breakeven)クローズド燃料サイクルと複数の転換比を扱えるように拡張された。 熱炉(KITによる高性能LWR)と高速炉(ロスアトムのBN-800)を用いたG4-ECONSとNESTのベンチマーク評価が実施され、 少しの違いはあるが大きくはないことが確認された。



BENCHMARKING CONCLUSIONS: GEN International

There were three key differences in the fuel cycle assumptions between NEST and G4ECONS: how the initial core is financed, how UNF is disposed of, and the cost of recycled material (Pu) for the initial core. The G4ECONS LUEC results were adjusted to better align with NEST assumptions.

- For the HPLWR, the difference between NEST and G4-ECONS LUEC results were negligible (<0.5%), except for NEST v3s2 which underestimates the cost of the initial core resulting in a difference of 6%.
- For the Break-Even Fast Reactor, the differences between NEST and G4-ECONS LUEC results were within 1% and less than the differences between the NEST systems.
- For the Burner Fast Reactor, the NEST and G4-ECONS LUEC results were found to be within 0.5%.

Future versions of G4ECONS will consider revising their fuel cycle assumptions to improve harmonization across the tools.

31



第4世代原子炉システムに用いられる原子炉材料

概要/目的:

第4世代原子炉システムは、発電効率、受動的安全特徴、ならびに水素製造などの非発電利用用途における熱利用など、様々な点において軽水炉より非常に優れています。第4世代原子炉システムには、ナトリウム冷却型高速炉(SFR)、鉛冷却型高速炉(LFR)、ガス冷却型高速炉(GFR)、超高温原子炉(VHTR)、超臨界圧軽水冷却炉(SCWR)、および溶融塩炉(MSR)があります。これらの原子炉内の特徴は、原子炉材料に厳しい損傷を与える高放射線量や高速中性子東(SFR, LFR, GFR, SCWR、MSR)といった炉物理環境、さらに溶融塩(MSR)または鉛冷却材(LFR)特有の材料に対する腐食性、ヘリウム冷却型原子炉概念(GFR、VHTR等)における高温環境です。本ウェビナーでは第4世代原子炉システム概念におけるこれらの特徴について紹介を行うとともに、典型的な照射条件における金属への照射の影響についても紹介します。

講演者紹介:

Stuart Maloy は、ロスアラモス国立研究所に28年間勤務しており、MST-8(放射線・動的極限環境下の材料)のチームリーダーを務める。また、原子力技術研究開発の先進燃料キャンペーンの先進炉心材料技術リーダー、およびDOE-NEのNEET炉心材料プログラムの技術リーダーを務める。ケース・ウェスタン・リザーブ大学で材料科学の学士号(89年)、修士号(91年)、博士号(94年)を取得し、冶金学の専門技術者として登録されている。

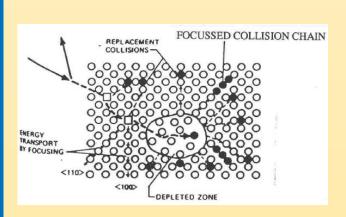


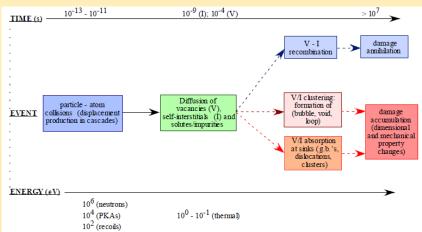
彼の専門知識は、原子炉実用温度での中性子/陽子線照射環境のような過酷な環境下における、金属およびセラミック材料の特性評価と試験に応用されている。これには、加速器や高速炉を用いた高エネルギー陽子/中性子照射後の改良9Cr-1Mo鋼, HT-9, 316L, 304L, インコネル718, Al6061-T6及びAl5052の機械的特性(破壊靭性及び引張特性)の試験が含まれる。試験後の材料の特性評価には、転位、双晶、第二相などの欠陥を分析するための透過型電子顕微鏡の使用、原子レベルでの欠陥の特性評価のための高分解能電子顕微鏡の使用、ナノスケールの機械的試験などがあります。これまでに190以上の査読付き技術論文と多数のプレゼンテーションを発表している。



照射ダメージ:

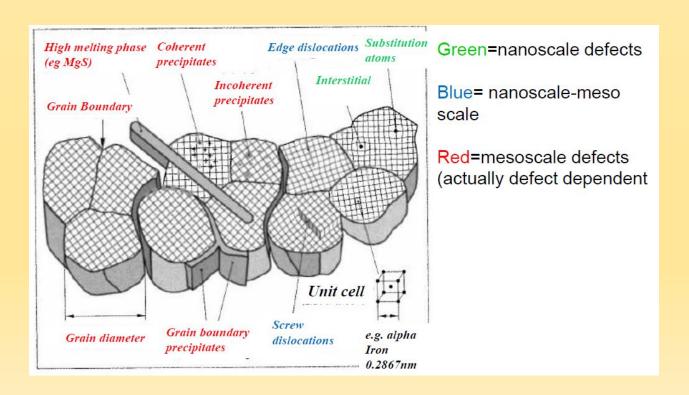
原子に十分なエネルギー(およそ25eV)がもたらされフレンケル欠陥(空隙/自己介在物)が生じるとき、転移による損傷が生じる。多くのフレンケル欠陥は短時間で消滅するが、残存しクラスターを形成するものも生じる。





多種の材料物性がメゾスケールで決定される:

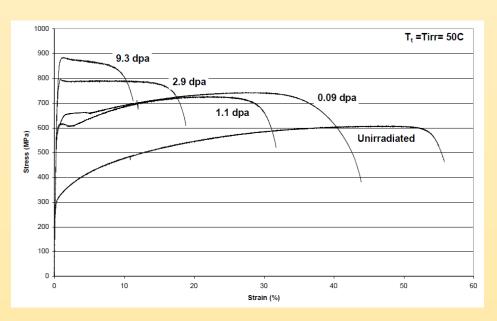
クラスター化の結果、累積した欠陥はナノスケールからメゾスケールに成長する。ナノスケールの欠陥と異なり、メゾスケールの欠陥は多様な材料物性に影響を及ぼす。これが照射による損傷のメカニズムである。





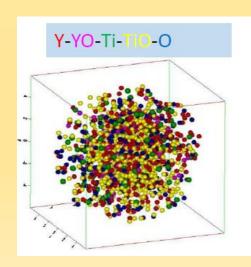
照射後の316Lステンレス鋼の応力ひずみ曲線:

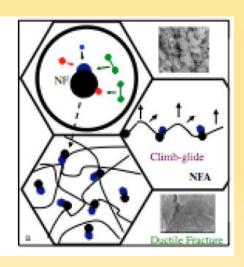
照射により、316Lステンレス鋼の降伏応力は増加し(硬化)、伸びは低下する(脆化)。

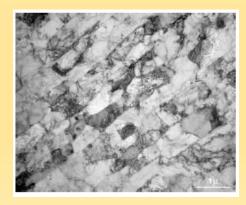


ナノ構造フェライト合金:

ナノ構造もしくは酸化物分散強化合金(ODS合金)は、機械的合金法によって作成され、ナノサイズの特徴的な酸化物粒子が材料内に良好に分布する。このナノ構造は、強度、クリープ耐性および照射耐性を向上させる。このためこれらの合金は、先進的な照射耐性材料として期待されている。









原子炉運転条件:

GIFシステムは、それぞれ固有の運転条件の特徴を持つ。

- 冷却材
- 運転温度
- 照射量

Reactor Type	Fuel Materials	Fuel Temperature	Pellet to Clad bond	Coolant Type	Structural Materials for Core Internals	Lifetime Dose (dpa)	Structural Temperatu res
Gen IV/ Lead Fast Reactor LFR	U/PuN; TRUN (enriched to N ¹⁵)	500-600C	Lead	PborLBE	Ferritic/Mart ensitic Steel alloys	150-200	400-600C
Gen IV/ Sodium Fast Reactor SFR	Metal(U-TRU- 10%Zr Alloy), MOX(TRU bearing)	600-800C (metal fuel) 800-2000C (Oxide fuel)	Sodium	Sodium	Ferritic/Mart ensitic Steel alloys	150-200	400-5 50C
Gen IV/ Gas cooled Fast Reactor GFR	UPuC/SiC (50/50%) with 20% Pu content; Solid Solution fuel with SiC/SiC cladding	2000 +	Helium	Helium	Nickel Superalloys /Ceramic Composites	80	500-1 200C
Fusion Energy	N/A	N/A	N/A	Pb-Li	F/M steels; Vanadium alloys; Ceramics	150	300-1 000C
LWR – PWR, BWR	UO2	800-1600C	Helium	Water	316L.ferritic pressure vessel, Zircalloy cladding	Cladding ~10 dpa, Internals up to 80 dpa	200-3 00C
Very High Temperature Reactor (VHTR, NGNP)	TRISO	800-2000C	Intimate contact	Helium	Ni-based alloys, ceramics and graphite	~10 dpa	700-1 000C
Supercritical Water Reactor (SCWR)	UO2	800-2000C	Helium	Water	F/M steels, austenitic steels	10-30 thermal 100-150 Fast	300-600C
Molten Salt Reactor (MSR)	Na, Zr, U, Pu fluo ride s	700-800C	N/A	N/A	Ni-based alloys, graphite	100-150 dpa	600-800C

材料特性上の課題:

それぞれの運転条件の差 異から、GIFシステムはそれ ぞれ固有の材料特性上の 課題を持つ。

Reactor type	Primary Materials	Performance Issues
Light Water Reactors (PWR/BWR)	Ferritic pressure vessel steels, Fe- based austenitic stainless steels, zirconium alloys	IGSCC, IASCC, Fuel clad mechanical interaction, hydriding, Radiation embrittlement (DBTT), hydrogen embrittlement
Very High Temperature Reactor (VHTR)	Ni-based superalloys, Graphite, ferritic/martensitic steels, W/Mo Alloys, SiC/SiC composites	Helium embrittlement, creep strength, swelling, RIS, transmutation, toughness, oxidation
Sodium Fast Reactor (SFR)	Fe-based austenitic SS, Ferritic/martensitic steels,	Radiation Embrittlement (DBTT), toughness, helium embrittlement, swelling, RIS, corrosion, FCCI
Lead Fast Reactor (LFR)	Fe-based austenitic SS, Ferritic/martensitic steels,	Radiation Embrittlement (DBTT), toughness, helium embrittlement, swelling, RIS, corrosion, FCCI, liquid metal embrittlement
Supercritical Water Reactor (SCWR)	Ferritic pressure vessel steels, Fe- based austenitic stainless steels, zirconium alloys, ferritic/martensitic steels	IGSCC, IASCC, Fuel clad mechanical interaction, hydriding, Radiation/helium embrittlement (DBTT), swelling, RIS, corrosion, toughness
Gas Fast Reactor	Ceramics (carbides, nitrides), ceramic composites, nickel superalloys	Helium embrittlement, creep strength, swelling, RIS, transmutation, toughness, oxidation
Molten Salt Reactor	Ni-based alloys, graphite, coatings	Corrosion, Helium embrittlement, creep strength, swelling, RIS, transmutation, toughness, oxidation



新型炉用燃料及び材料の性能評価

概要/目的:

第4世代原子炉システム開発イニシアチブの一環として、多くの新型燃料及び材料が開発されています。ほとんどの候補概念は先行炉の研究開発プログラムを発展させたものですが、軽水炉以外の分野では、長期間の供用がなされた場合の性能評価実績は多くはありません。候補となる材料種別の絞り込み、フィージビリティスタディ、最終的な規格化に必要なデータの取得は、資金面及び人的に非常に多くの予算を必要とします。そのため、認定・規格化に必要なコストを削減するためには、認定・規格化に関する戦略が必要で、ここでは、「all of the above」戦略と呼んでいます。本ウェビナーでは、「候補概念」から「実証・採用」に進めるために現在取られている開発戦略と実績及び今後の計画についてご紹介します。

講演者紹介:

Dr. Daniel LaBrierは、アイダホ州立大学の原子力工学の准教授です。2013年にアイダホ州立大学で原子力科学・工学の博士号を取得した照射材料の特性評価の専門家です。研究テーマは、過酷な環境にさらされる原子力材料の環境特性評価や、軽水炉や先進システムにおける構造材料の腐食・浸食の分野などの原子炉安全プロジェクトです(SFR,MSR,HTR)。研究テーマは、先進的炉用の燃料・材料開発と規格化検討、材料性能に対する熱水力特性の影響検討、使用済み燃料の

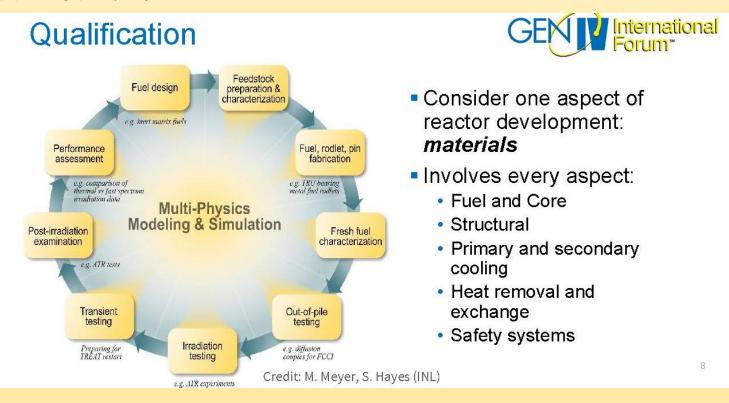


リサイクル技術などです。最近では、一般安全問題191(Generic Safety Issue 191)における化学的試験、TREAT炉の再起動に向けた材料試験能力の検討、 先進的炉の試験システムの設計に取り組んでいます。ニューメキシコ大学でポスドク、オレゴン州立大学で研究教授を務めた後、2019年3月にISUに戻り、アイダホフォールズにある先進エネルギー研究センター(CAES)に研究員として滞在しています。



「All of the above」戦略の動機

先進的な原子炉の建設・展開に向けて燃料・材料の認定を得るためには、大きなコストを要する。例えば、新燃料概念の認定には、候補燃料の絞り込みに必要なデータの取得及び性能評価などの作業に20年必要と言われている。先進炉の迅速な導入を図るために、燃料・材料の設計から認定に至る作業を合理化する方法が重要である。



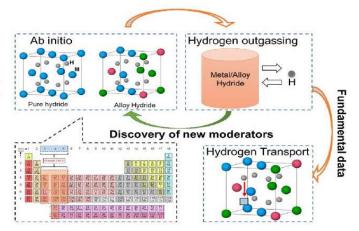
「All of the above」戦略とは?

燃料・材料の認定・規格化に必要なコストの削減に向けて、試験・評価方法を柔軟に追求する革新的な考え方を意味している。具体例として、一般産業用設計の動向を踏まえた原子力設計にも活用できる**評価指標の導入**、原子レベルの微細構造のモデル化とシミュレーションの統合を通じた特性評価の活用が挙げられる。

All of the above Strategy



- Design
 - · Specific figures of merit
- Development
 - new methods for sussing out novel materials
- Performance
 - More flexible testing methods
 - More testing facilities
- Post-performance assessment
 - More flexible analysis methods
 - More facilities





認定・規格化に向けた試験ニーズへの対応

モデリングとシミュレーションは非常に有用であるが、十分に検証された実験 データは認定・規格化に不可欠である。しかし、認定・規格化に必要なデータは 原子炉システムの種類に応じて多岐にわたるとともに、安全性試験に必要な技 術の開発やシステム開発なども必要となってくる。このため、既存試験炉の活用 に加え、イオン照射源及び加速器システムを含むあらゆる照射施設、大学や産 業界の研究室でも運用可能な材料試験装置の整備・活用が重要である。

Testing, testing, testing...

- Operations
 - Physical, mechanical
- Irradiation
 - Flux density, neutron spectrum
- Safety
 - DBA or BDBA conditions

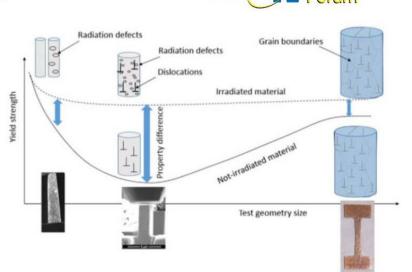


材料データの収集と認定・規格化への適用方法の進展

細分化された多数の小サンプルに対して同時並行的に試験/解析作業を行い、収 集したデータを再構築することiは、試験コストの低減に有用な方法の一つである。 また、ミクロな構造解析の結果から、材料の認定・規格化のために重要なバルク 特性(マクロスケールの材料特性)を評価する技術の開発も行われている。

Importance of Scale

- Micromechanical testing capabilities have improved drastically over the past decade
- The ability to represent bulk property information from microscale sample analysis is a key development!



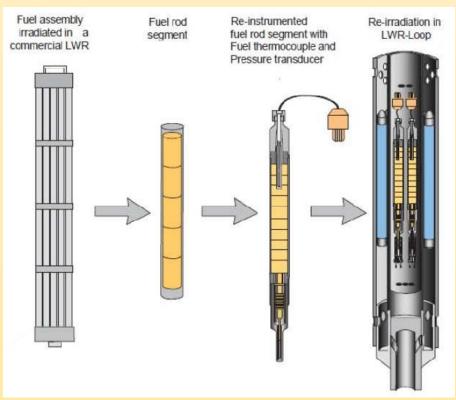
International

Credit: Hosemann, 2018



試験技術の再構築

燃料・材料の認定・規格化のために必要なデータを効率的に取得するためには、 例えば、特定の試験工程を繰り返さなくても可能な限り多くの情報が得られる仕 組みを構築するなど、様々な工夫を行う必要がある。



ハルデン炉施設の"Multiple test campaigns"

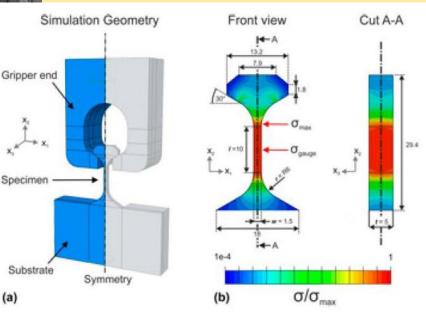
(照射済燃料を再装荷・再照射し、取り出して再評 価することが可能)

複合PIE

(材料サンプルを装置の中央 に置き、周囲にある複数の測 定ツールで検査可能)



ロボットを活用した効率化 (ロボットが試料サンプルをある 測定装置から次の測定装置へ 移動させ、複数のデータを収集 可能)



集束イオンビームを活用した検査試料の量産 (粒子燃料から小さな検査サンプルを切り出すこ とが可能)



エネルギー変換システム

概要/目的:

1781年、James Wattが回転運動を行う高圧蒸気エンジンを発明し、この蒸気エンジン及び高圧ボイラー技術の進化が1884年のCharles Parsonの蒸気タービンを使った発電機の発明に繋がりました。それから130年以上、世界中のほとんどの火力発電所と全ての原子力発電所で熱から電気へのエネルギー変換に蒸気タービンが用いられてきました。特に原子力発電所では、第1世代~3世代の原子炉の蒸気温度の調整に、蒸気タービンとランキン熱力学サイクルを用いています。原子炉から発生する高温の熱エネルギーを利用するために従来採用しているランキンサイクルから、ヘリウム(又は窒素)ブレイトン又は超臨界CO2ガスタービンサイクル等に移行することで、よりシンプルなプラントシステムあるいは高いエネルギー効率を得られる可能性があります。また、システム内で蒸気を用いないため、特にSFRではナトリウムー水反応を大幅に抑えられる等の利点もあります。本ウェビナーでは熱力学の基礎とエネルギー交換系の性能限界について、ならびに第4世代原子炉のエネルギー交換システムに対する技術オプションを説明します。

講演者紹介:

リチャード・ステインズビー博士は、計算流体力学と熱伝達の博士号を持つ機械工学者です。英国国立原子力研究所の先進原子炉と燃料サイクルの主任技術者であり、NNLに入社する前は研究施設と産業界の両方で働いていました。過去32年間、軽水炉、高温ガス炉(HTGR)、液体金属炉、ガス高速炉の研究に従事しています。



南アフリカのPBMRでは炉心設計とプラント全体のシミュレーション、南アフリカの国家原子力規制局では高温ガス炉のライセンスツールの開発に携わっています。また、GIF GFRシステム運営委員会の元委員長であり、現在はGIF SFRシステム運営委員会のEuratomメンバーでもあります。ガス冷却高速炉(GFR)に関する2つの欧州プロジェクト(GCFR-STREPとGoFastR)を主導し、2009年から2013年の間、Euratom CP-ESFRプロジェクト内の革新的アーキテクチャとプラントバランスのサブプロジェクトのリーダーを務めました。



トピックス:

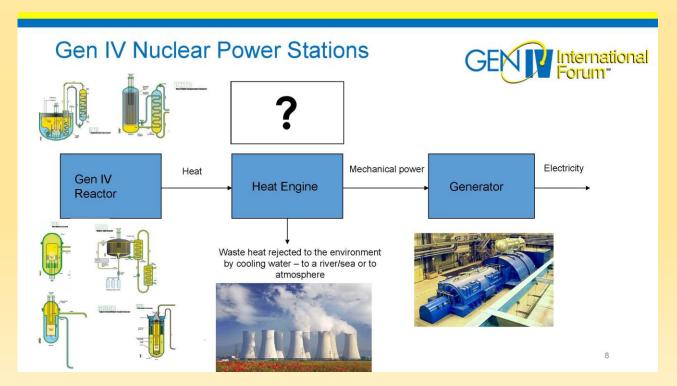
原子炉とその電力変換システムの間の連結:原子炉は、電力変換システム(または熱機関)の要求に適合するように、制御可能で十分な品質の熱の流れを供給しなければないけません。熱機関は、原子炉入口への冷却材の安定した流れを供給しなければならず、材料限界と中性子要求を考慮する必要があります。原子炉は、化石燃料プラントのように燃料の流れに依存しない、温度に依存する熱源です。

Why are Gen IV reactors different from other nuclear reactors?



- At least 3 concepts are intended to operate at high-temperature so we need heat engines that can exploit high temperature heat sources efficiently.
 - · A conventional Rankine (steam) cycle will not make best use of heat of such high quality.
- The architecture of some high-temperature systems is based on using the fluid returning from the power conversion system to cool the reactor pressure vessel (RPV).
 - This places an upper limit on the amount of waste heat recovery (recuperation) we can employ.
- Two of the concepts are gas cooled. All gas-cooled reactors use a low density coolant that consumes a lot of power to circulate.
 - · The coolant circulation power can consume a significant fraction of the power output,
 - It is important to minimise the core pressure drop and to minimise the primary flow rate (Pc α Q³).

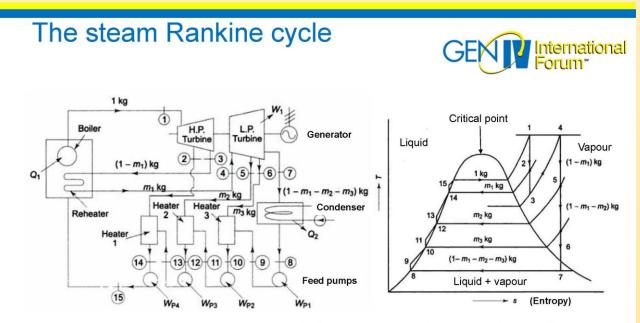
第4世代炉用の熱機関:6種類のGen IV原子炉すべてに最適な熱機関はありません。与えられた熱量に対してどれだけの機械的なパワーを得られるかを考え、熱を環境にできるだけ放出せず、システム全体の効率を最大化する必要があります





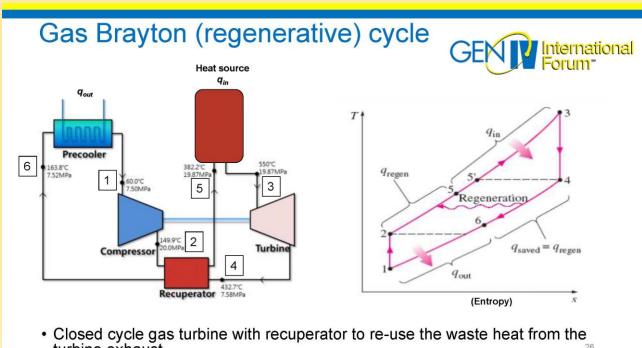
トピックス(続き):

ランキンサイクル: ランキンサイクルは120年以上前から知られており、世界 の発電所の発電方法として利用されています。作業率に優れ、熱の付加と 排熱のバルクがともに恒温過程として発生するため、高効率が達成されて います。



• Rankine cycle with reheat and feed heating (typical of an AGR)

ブレイトンサイクル: 高温発電の場合、タービン技術を発電に応用するこ とができます。良いガスタービンサイクルのためには、4と3の高低差を1と 2の高低さに比べてできるだけ大きくする必要があります。

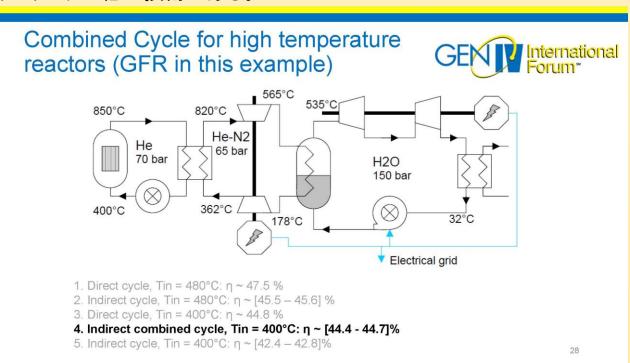


turbine exhaust

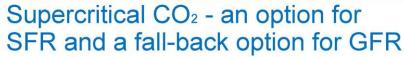


トピックス(続き):

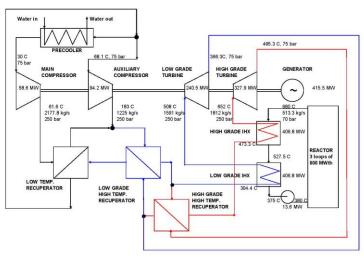
コンバインドサイクル:コンバインドサイクルは、多くの化石火力CCGT発電所で使用されている実績があります。ガスタービンや高効率のガス対ガスレキュペレーターは高価である。一方、蒸気タービンは安価であり、熱回収型蒸気発生器はリスクの低い技術である。



超臨界CO2: 超臨界流体を用いたガスタービンサイクルです。このサイクル 技術は熱化学的には非常によく理解されていますが、工学的には実用性を 確認する必要があります。最大の問題点は、非常に高圧で運転しなければ ならないことです。







- For GFR a supercritical CO2 recompression cycle can deliver similar performance for to a helium Brayton cycle operating at 850°C for a core outlet temperature of 680°C:
- $\eta = 46\%$

30



液体金属冷却型高速炉の炉内熱流動特性

概要/目的:

液体金属は熱伝達特性と沸点が高いため、液体金属冷却型高速炉(LMR)は低圧力条件での高温炉の設計が可能です。同時に、原子炉容器内等における自然対流現象を含む熱流動特性を把握し、急峻な温度勾配の発生を避け、供用中の構造健全性を確保する必要があります。本ウェビナーでは、タンク型炉における熱流動現象に注目し、これらの現象の概要と、それをシミュレートするための最新解析技術を紹介します。

講演者紹介:

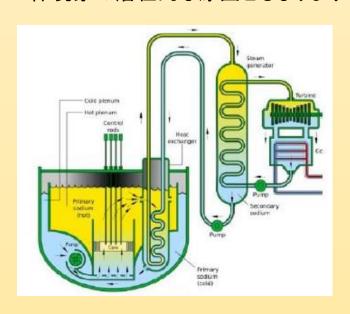
Dr. Antoine Gerschenfeldは、フランスのパリ高等師範学校にて2012年に博士号を取得後、2013年以降、フランス原子力・代替エネルギー庁にてナトリウム高速炉の熱流動および流体力学セクションでのR&Dを主導しています。。主なR&Dの成果としては、サブチャネル熱流体コード(TrioMC)の開発および粗モデルと詳細モデルをカップリングし、単一の原子炉規模シミュレーションを実現するカップリングツール(MATHYS)の開発が挙げられます。また、DOE、JAEA、IPPEとの二国間交流やEURATOMプロジェクトなど、数多くの協力プログラムにも携わっています。

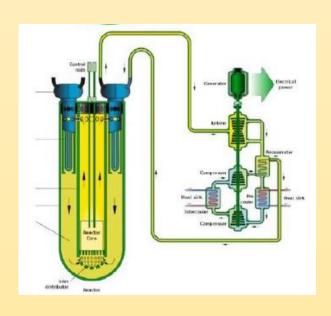




液体金属炉の熱流動現象(概要):

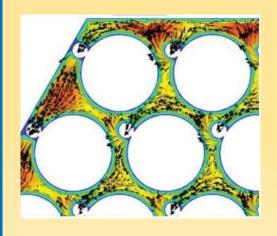
冷却材としての液体金属は、中性子減速がほとんどない、常圧状態でも動作温度を高く取れる、さらには熱伝導率に優れるなどの様々な利点があります。その一方で、これらの特長は、炉設計に大きな影響を与える複雑な熱流体現象の潜在的な原因ともなります。

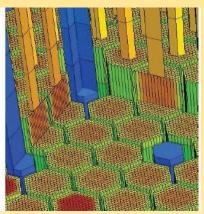


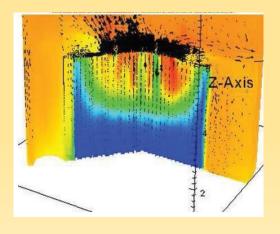


熱流動課題 / 炉心部:

液体金属炉の燃料集合体(S/A)は、燃料ピンやスペーサワイヤ(またはグリッド)など、非常に複雑な構造を持っています。最も関心のある問題として、通常時(≤620°C)と事故時(≤1200°C)のそれぞれについて、被覆管温度を予想することが挙げられます。また、通常運転時と事故時それぞれで全炉心的な熱流動挙動を把握することも重要な課題であり、事故時には核熱カップリングの影響を含めた影響把握が必要です。



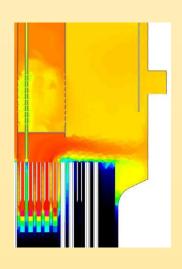


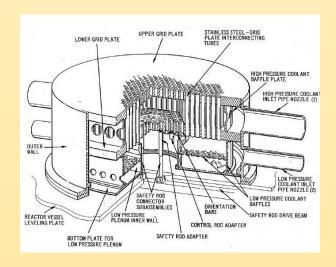


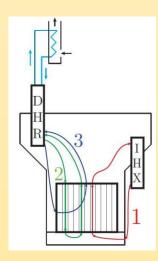


熱流動課題/プール、機器およびシステム全体:

ホットプールやコールドプールにおける主な熱流動課題として、熱荷重が挙げられ、その要因としては、ジェットの混合に伴う温度揺らぎ、温度成層化、事故時のホット/コールドショックなどが挙げられます。各機器では、通常運転時の性能面に加え、ポンプトリップ時などの事故時の挙動が問題となります。また、システム全体に係る熱流動課題には、1次系内のガス輸送や崩壊熱除去システム評価などがあります。







熱流動現象のモデリング:

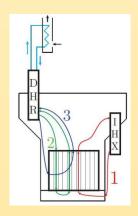
熱流動現象は非線形の強い現象であり、スケールの問題を有します。したがって、第一原理的なモデリングは困難であり、スケールのカットオフが必要となります。このため、カットオフスケールに応じた様々な解析コードがあり、評価される問題に応じて使用されます。

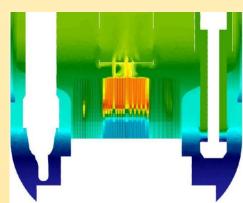
Scale	System (STH)	Subchannel (SC)	CFD
	COLECTOR PROPRIES CONTROL PROPRIES CONTR	**************************************	
Simulation	channel (1D)	subchannel	microscopic (DNS)
scale	volume (0D, 3D)	(between pins)	fine (LES, RANS)
Physical	every phenomenon	fine geometry	nothing (DNS)
models	(heat transfer, pressure drop)	(wires, grids)	turbulence (LES/RANS)
Code used at CEA	CATHARE	TrioMC	TrioCFD

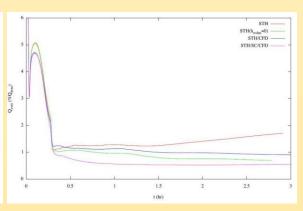


自然対流問題へのモデリング適用:

自然対流問題は原子炉内全域にまたがる現象であり、システムコードに基づいたモデリングが自然な選択と言えます。しかしながら、全体に影響を与える得る局所的な熱流動現象をどう評価するかという問題が生じます。この点を考慮して、CFDにより炉全体をモデル化するというアプローチも考えられますが、余分な計算コストが発生し、妥当なアプローチとは言えません。システムコードとCFD(またはサブチャンネルコード)間のカップリングがアプローチとして有望です。

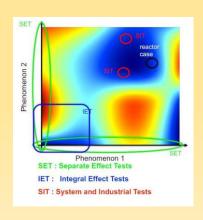


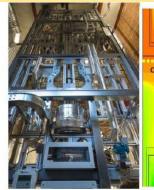


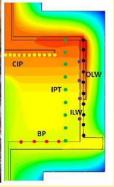


自然対流問題における物理モデルの妥当性確認:

評価に用いられるすべての物理モデルは、実験結果に基づいて得られたものですが、適用に当たりそれらの妥当性を確認することが重要です。熱流動は、非線形現象であることから、個別の現象だけでなく、相互作用から生じる複合効果についての妥当性確認も行う必要があります。したがって、妥当性確認は階層的に実施されることとなります。自然対流問題については、複合効果試験および実際の原子炉を用いての様々なスケールを総合した試験それぞれにいくつかの例があります。











第4世代原子炉システムにおける冷却材の品質管理

概要/目的:

高速炉の冷却材中の不純物は、構造材料、線量計、そして運転性に影響を及ぼす可能性があるため、精度の高い品質管理が必要です。液体金属(ナトリウム、鉛ビスマス共晶、純鉛)及びヘリウムガスに関しては、安全要件を満足するために、冷却材を純化する必要があります。そのため、それぞれの冷却材の性質を考慮した純化系及び純化のための機器が開発されてきました。

講演者紹介:

クリスチャン・ラトジェ博士は1979年に化学工学を専攻し、トゥールーズ(フランス)の国立工科大学で博士号を取得しました。CEAカダラッシュでの博士号取得は、Na化学と精製システムに特化したものでした。化学、放射化学、技術の分野で、スーパーフェニックスの立ち上げとその後の運転、運転中のフィードバック分析(フェニックス、スーパーフェニックス、外国製原子炉)に参加しました。また、EFR及びSMFRの設計活動にも携わりました。サービス責任者として、カダラッシュにおける除染及び核廃棄物調整のためのプロセス研究を担当しました。。。



ITERプロジェクトでは、トリチウムシステムと水素リスク軽減のための研究を行いました。国際プロジェクトMegapieのディレクターとして、放射性廃棄物の核変換のための鉛ビスマス共晶核破砕ターゲットの開発を専門とするチームを率いました。カダラッシュのナトリウム学校の校長を務め、現在はCEA-INSTNやフランスのいくつかの大学で教鞭をとっています。アルゼンチン、メキシコ、トリエステITCPでの高速炉に関するIAEA主催の教育セッションに参加し、GEN-IV国際フォーラムの教育訓練タスクフォースのCEA代表を務めています。現在、SFRに携わっており、最近ではASTRIDプロジェクトに専門家として参加しており、高速中性子炉開発に関連した国際共同研究(ロシア、インド、日本、ラトビア、EU、IAEA、NEA-OECDなど)にも携わっています。



XFRでは、Xは冷却材の種類を意味します。SFRはナトリウム冷却高速炉、LFRは鉛冷却高速炉です。冷却材は、原子炉の熱を効率よく取り出すことができることが求められます。また、エネルギー変換系に効率よく熱を伝えることも求められます。さらに安全な構造・運転条件を確保することも求められています。

Coolant Functions for the Primary Circuit of XFR



- The coolant(s) must accomplish the following key tasks
 - Extract heat from the core: high specific heat and thermal conductivity ensure good extraction
 - Transfer heat to an energy conversion system (steam generator or exchanger + turbine) or to a system which directly uses the heat: heavy oil extraction (oil shales), thermochemical production of hydrogen, desalination of sea water
 - Assure safety by providing the system with a degree of thermal inertia
- In a Fast Neutron Reactor, the coolant must NOT
 - Significantly slow neutrons
 - Activate under flux, producing compounds which create unacceptable dosimetry
 - Change the behavior of structural materials
 - Induce unacceptable safety conditions
 - Induce insurmountable operating problems
 - Lead to wastes which can't be processed during operation or dismanting

3

冷却材中の不純物は、SFR、LFRの運転に悪影響を及ぼすことがあります。腐食、熱伝達率の低下、狭いスペースでの障害物の発生などの原因となります。

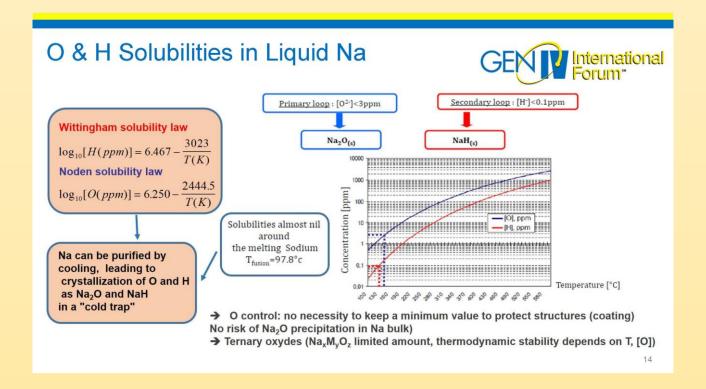
Why is it necessary to control quality and to purify the coolant?



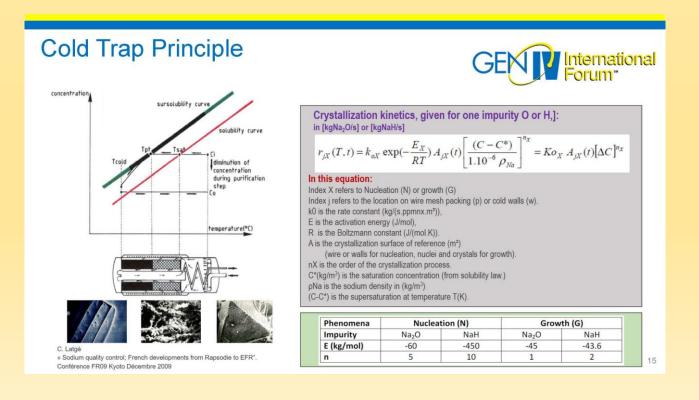
- Primary coolant of XFR:
 - [O] is a key parameter of corrosion
 - $For \ SFR \rightarrow contamination \rightarrow dosimetry \rightarrow necessity \ to \ decontaminate \ (handling, \ repair, \ ISI,..): \ [O] < 3ppm \ (log + 1) + (l$
 - For HLM-FR (or ADS)→ necessity to master dosimetry and to eliminate corrosion particles (filtering)
 - [O] well mastered can help to maintain oxide layer stable (protection against hard corrosion in heavy liquid metals HLM). It also allows enhancement of tribology.
 - [O] can induce precipitation of coolant oxide: issue for HLM: PbO particles due to very low dissolution rate; in case of very large O ingress, it can modify the composition of binary alloys ie Pb-Bi... (it is not a problem for Na),
- For Intermediate circuits of SFR (Na) :
 - [H] has to be maintained as low as achievable in order to detect as soon as possible a water ingress in Na (Na-H₂O reaction generates H₂); [H] <0.1 ppm
 - In steady-state operation, aqueous corrosion in SGU produces Fe₃O₄ and H: H diffuses towards intermediate Na.
 - Moreover, Na purification allows to minimize tritium release. (Nota: Tritium release is a common issue for all nuclear systems, including HLM cooled FRs
- For all the circuits:
 - Control plugging hazards in narrow gaps, tubing, openings, seizing of the rotating parts, reduction of heat transfer coefficient in IHX (Intermediate Heat Exchanger)...
 - → to limit the plugging hazard, necessity to maintain [O] < [O]* and [H] < [H]* at the coldest point of the circuits, for all operating conditions; value recommended in SFRs: Tsat < Tcp 30°C



溶解可能な酸素や水素などの不純物の濃度は、SFRの場合、冷却材ナトリウムの温度に依存します。

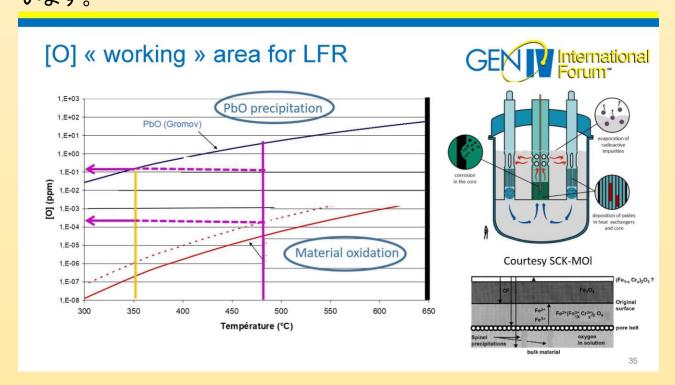


コールドトラップでの純化原理を説明します。ナトリウムは冷却することで、「コールドトラップ」にNa2OやNaHという結晶として捕獲し純化することができます。冷却されたナトリウムは再び加熱されて運転されます。





LFRの場合、酸素ポテンシャル、温度に関して冷却材の作動領域が適切に維持されていないと、腐食や酸化物の析出が発生し、原子炉を損傷させてしまいます。

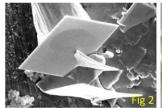


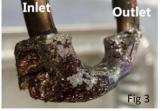
コールドトラップやフィルターの不純物除去方法は、ナトリウムの場合とは異なるため、慎重に検討されています。以下に最近の研究成果の例を挙げますが、これらの研究成果は、効率的な純化装置の設計に役立てることができます。

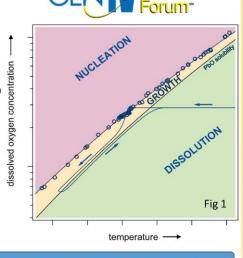
Diagram [O]-T (Courtesy SCK PhD K Gladinez SCK-Mol Univ Gent (19-09-2019)

Main results:

- Metastable field: possibility to nucleate, then to favour crystal Growth (Fig 1)
- Nucleation in LBE bulk (particles) or on metallic cooled surfaces (Fig 2), then growth (Fig1).
- Very limited dissolution rate of PbO particles (compared to Na due to its reducing properties): necessity to perform CFD calculations to follow particles then to find the best location for a « cold trap ».
- Possibility to foresee the use of a cold trap which includes cooling to increase supersaturation and promote homogeneous nucleation then filtering area (packing).
- Possibility to favour heterogeneous nucleation on cold walls (Fig 3):
- → to be investigated deeply.
- →For Na: cold trap includes cooling to increase the supersaturation then packing implemented to provide heteregeneous sites for nucleation then to act as « seeded » surfaces for growth.







International

These data will allow SCK to design efficient purifications devices.



<u>流動可視化のための多重粒子陽電子放出粒子</u> 追跡法の発展

概要/目的:

流れの不透明性は、試験研究者にとって、取り組むべき課題の一つです。原子炉機器における流動現象の理解は多くの場合、シミュレーションによる可視化あるいは代理物質や代理流体を用いた実験に頼っています。陽電子放出粒子追跡法(PEPT)は、放射性トレーサを用いた技法で、医療の画像プラットフォームであるPET(ポジトロン放出断層撮影法放出)と同様の手法であるため、不透明な流れに対する流動研究に適用可能です。これまでこの研究は複数トレーサの同時追跡を可能にする新型PEPTの再構築アルゴリズムの開発及び展開に焦点を置いており、これによりデータ収集の効率が上がり、新しい計測方法が可能になりました。今回はPEPTの基礎知識、並びに配管、熱交換器、ペブルベッド等における計測での活用についてご紹介します。このような実験から得たデータは、流動現象の基礎理解及び次世代原子炉設計に用いられる計算流体動力学モデルの検証に活用することができます。

講演者紹介:

Dr. Cody Wiggins は現在、Virginia Commonwealth University (VCU) の機械・原子力工学科でポスドク研究員として勤務しています。2014年にテネシー大学ノックスビル校(UTK)で原子力工学の学士号を取得し、2019年にUTKで物理学の博士号を取得しました。ウィギンズ博士の研究テーマは、理論研究と応用研究の両分野を含む実験的流体力学です。

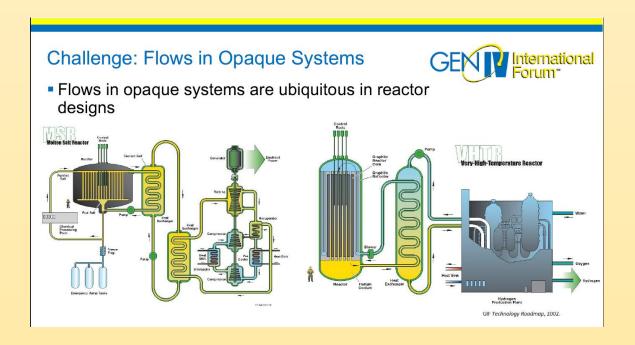


陽電子放出粒子追跡法(PEPT)は、放射性同位元素を用い不透明なシステム内の流れを可視化する測定法で、これまで、開発と応用に従事してきました。現在は、PEPTの開発に重点を置きながら、先進エネルギー分野への応用を目的とした熱水力学の研究を行っています。ウィギンズ博士は、2019年11月に開催されたアメリカ原子力学会の「Pitch your PhD」コンテストで優勝しており、その研究は注目を集めています。



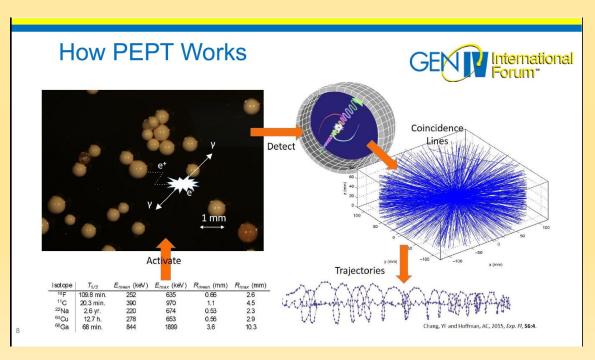
不透明流体の可視化への挑戦

不透明流体の可視化技術が必要とされる背景について紹介された。



陽電子放出粒子追跡法 (PEPT) の概要

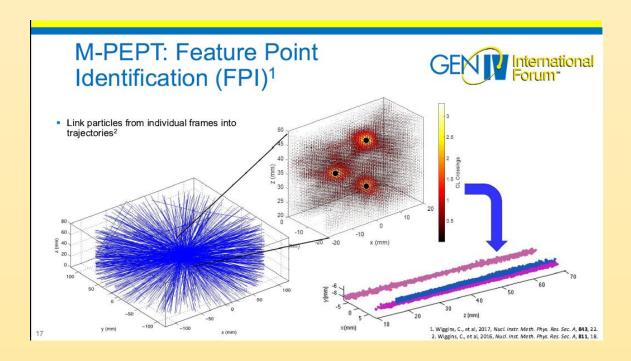
陽電子放出粒子追跡法(PEPT)の概要について紹介がなされた。また、 **粒子位置再構成に用いられる従来手法について紹介され、複数粒子の追 跡への適用性と限界**について述べられた。





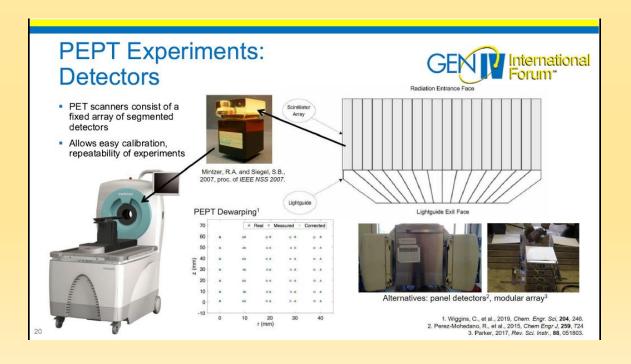
多粒子追跡 PEPT (M-PEPT):

PEPTにより多粒子追跡を行うことを目的として、講演者らが開発 した粒子位置再構成手法の概要について述べられた。



PEPT 試験の概要:

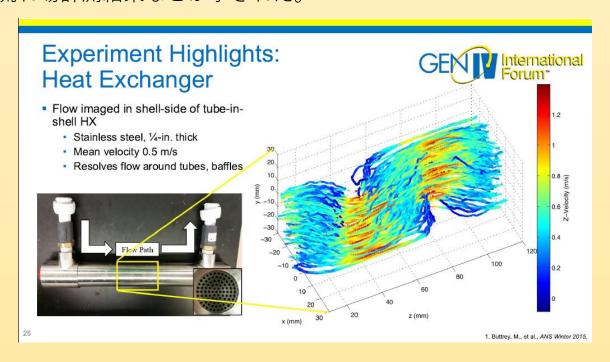
実際のPEPT試験装置について、トレーサ粒子、PEPT用の検出器および試験ループの概要が紹介された。





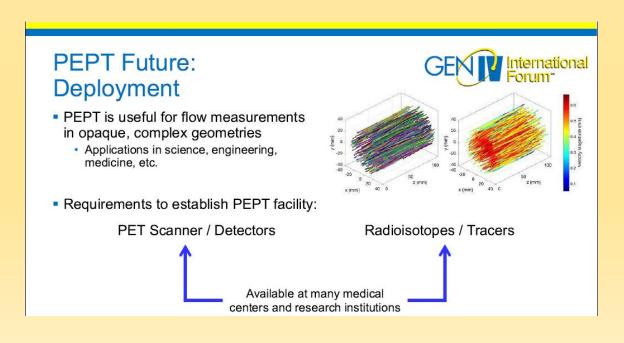
PEPTによる実験結果のハイライト:

PEPTを適用して得られた実験結果のハイライトとして、熱交換器内の流れ、バッフルフロー、管内流、スワール流および充填層内の流れ場計測結果などが示された。



PEPT計測の今後の展望:

PEPT計測に関わる技術開発の今後について、粒子位置再構成技術の開発、計測技術の開発およびPEPTの利用拡大に向けた展開の観点から、展望が述べられた。





新しいプラントシステム設計(PSD)規格の紹介

概要/目的:

現在原子力には、コスト削減と安全性の強化という大きな課題があります。これらを両方達成するには、これまでとは異なる設計アプローチが必要です。このため、原子力産業は現在、設計と建設の方法を変えるプラントシステム設計(Plant Systems Design(PSD))の規格化に取り組んでいます。この規格は特定の設計手法によらない設計基準で、設計者に必要要件、設計ガイドを含む設計の枠組みを提供するものです。これまでのアプローチとは違い、PSDは(a)設計初期段階でのハザード解析に基づく全設計プロセスの統合化、(b)既存のシステム設計プロセス、設計事例、設計ツールの有効活用(c)リスク情報に基づく確率論的設計手法と伝統的な決定論的設計手法の統合を目指しています。今回のWebinarでは、設計プロセスと安全評価をPSD規格を用い統合化するアプローチを紹介し、今後も高まり続けるコスト削減と安全性向上への要求を満たすために、原子カプラントの設計をどのように今後行っていくべきかをお話しします。

講演者紹介:

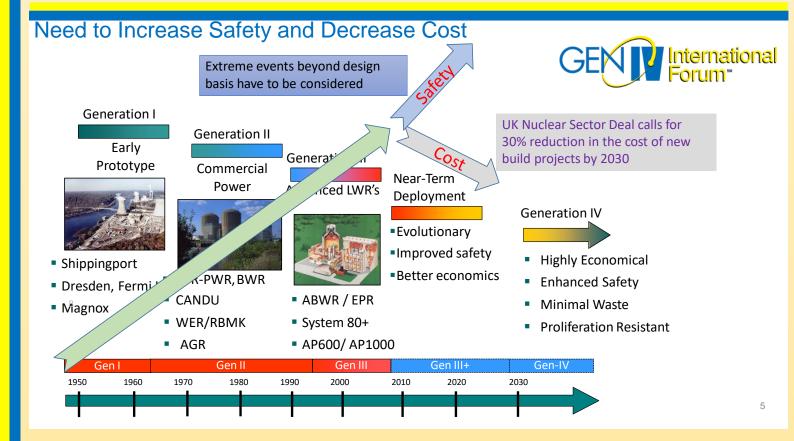
Nawal Prinja教授は、学界及び産業界で40年にわたり原子力関連の活動を行ってきた。彼はJacobs (Clean Energy)社の技術ディレクターであり、英国の4大学で名誉教授の地位にある。現在彼は国際原子力協会(WNA)において、原子力規格の調和に関する活動を行っている。





原子力分野の主要課題 - 安全とコスト:

通常、技術はその成熟に伴ってコストの抑制が進むが、原子力発電においては安全性向上の要求が強まることでコストは増大傾向にあった。安全性とコストの両立は、全世界の原子力における主要な課題である。



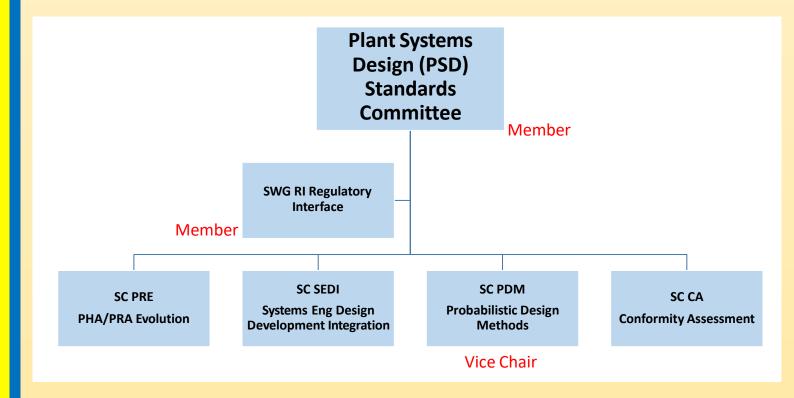
プラントシステム設計(PSD)規格の目的:

- 1. 定量的な安全レベルに基づく、安全かつより効率的なシステム設計
- 2. より効率的な要求管理
- 3. 問題解決と設計成熟化のための、より費用対効果の高いタイムリーな 戦略
- 4. 信頼性/稼働率目標を用いることによる、リスク情報を活用した確率論的 設計手法と従来の決定論的設計手法の融合
- 5. プラントの全ライフサイクル(設計、建設、運転、除染、廃炉)における設備システムの設計をカバーする
- 6. コンポーネントベースではないシステムベースの手法で、複数の分野を カバーする



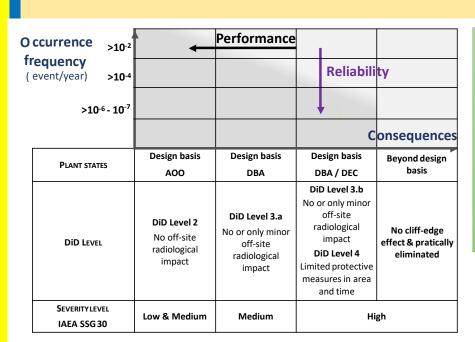
米国機械学会 PSD委員会:

米国機械学会(ASME)は、発電、石油化学、廃棄物処理施設等に共通して 適用可能な新たなプラントシステム設計規格の開発を行う委員会を設立した。



リスク情報活用性能ベース(RIPB) アプローチ:

RIPBアプローチは、安全上もっとも重要な評価項目を特定し、性能クライテリアを満足するための方法である。信頼性/稼働率目標を達成するため、望ましくないイベントの発生頻度を低下させる、あるいは、発生時の影響を抑制する、もしくはこれらを組み合わせた方法が用いられる。



Options to bring an undesirable event that puts a plant into an uncontrolled state back into a controlled or safe state (shaded zone).

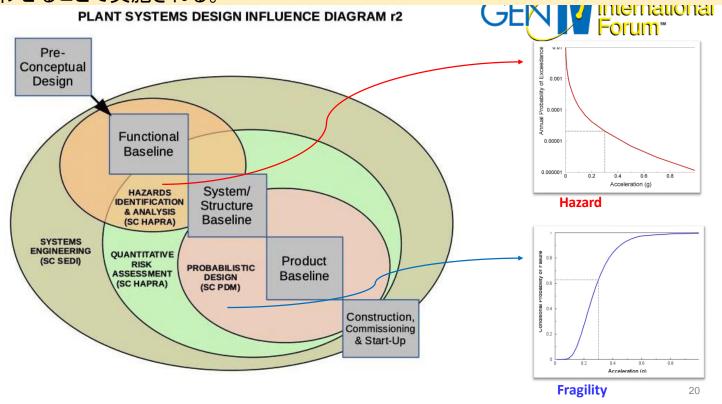
A safety related SSC (more generally, a 'layer of provisions') can be introduced, against an (initiating) event with unacceptable consequence, to :

either reduce the severity of consequence or reduce the frequency of occurrence or both.



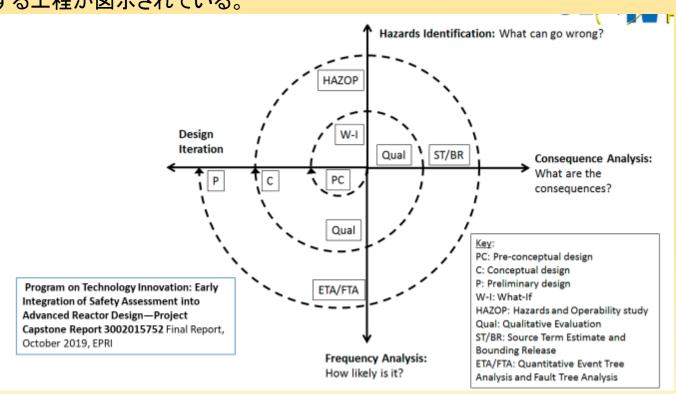
プラントシステム設計へのRIPB適用:

設計の初期段階から、ハザードの特定が行われハザード曲線(望ましくないイベントの発生頻度)が作成される。それより後の工程で、フラジリティ曲線(条件付き破損確率)が作成される。リスク評価は、これら二種類の曲線を数学的に組み合わせることで実施される。



らせん型アプローチ:

プラントシステム設計にはらせん型アプローチが用いられる。米国電力研究所(EPRI)が発刊したレポートでは、らせん型アプローチに基づき設計、ハザードの特定、影響解析、発生頻度の解析という四種類の手順を繰り返し実施する工程が図示されている。





先進的製造技術から第4世代原子炉設計者が得る チャンス

概要/目的:

先進炉の系統、機器、材料の設計基準を開発するためには、製造方法を理解するのみならず、通常運転状態及び事故状態時等の照射効果など供用中に影響を及ぼす要因を理解する必要があります。また、次世代原子炉の研究者や設計者は、このような性能の向上に加えて、経済競争力の観点から、実証及び商用までの時間短縮も求められています。今回は、先進的製造技術が次世代原子炉のライフサイクルに与える影響を戦略的観点から考えます。具体的には、他の大規模産業に導入されている最新技術から、第4世代原子炉システム(SFR、GFR、LFR、FSMR等)にも有効と思われる技術革新について見てみたいと思います。第4世代システム全体に有益な先進製造の相乗的アプローチ、特定の原子炉設計に必要なアプローチの実例、また付加製造による構成要素の許認可の例をご紹介します。

講演者紹介:

Dr. Isabella J. van Rooyenは物理学博士号、金属工学修士号及び経営学修士号を取得しており、米国エネルギー省原子カエネルギー実践技術(NEET)における先進製造技術プログラムの国家技術ディレクターを務める。また彼女はアイダホ国立研究所(INL)の著名な科学スタッフであり、主任研究員(PI)として、産業界の戦略的パートナー、研究所管理の研究



基金、研究所主導の研究資金、国立科学利用施設(NSUF)、原子力工学大学プログラム(NEUP)などの競争的資金による、多様な原子力利用のための研究プロジェクトを主導してきた。これらの研究プロジェクトでは、TRISO型被覆燃料粒子、統合型燃料製造プロセス、高温コンパクト熱交換器、SiC-ODS合金傾斜ナノ複合材被覆管、核分裂生成物輸送メカニズム、付加製造の適格性評価、先進的製造方法などに取り組んでいる。



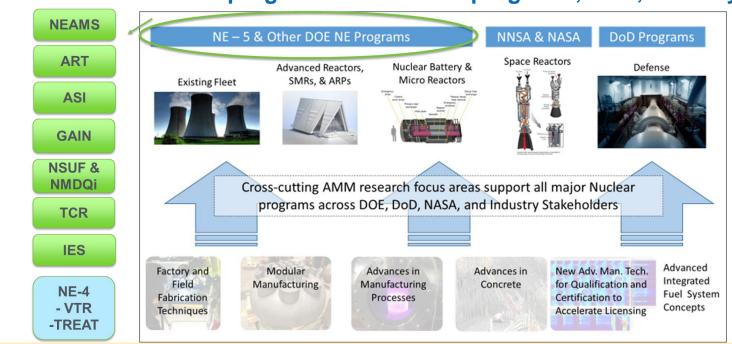
先進製造手法 (AMM)に関する米国の取り組み:

原子力発電プラント機器の製造の高速化、コスト削減、信頼性向上を目的として、先進製造手法導入のための多様な取り組みが実施されている。

現在米国エネルギー省原子力局(DOE-NE)では、「モジュール製造」と「認可の 迅速化のための認定」の枠内で先進製造技術導入のための活動が行っており、 規制委員会(NRC)や米国工業会をはじめとするステークホルダーとの連携を 図っている。



Connections of AMM program to other R&D programs, NRC, Industry



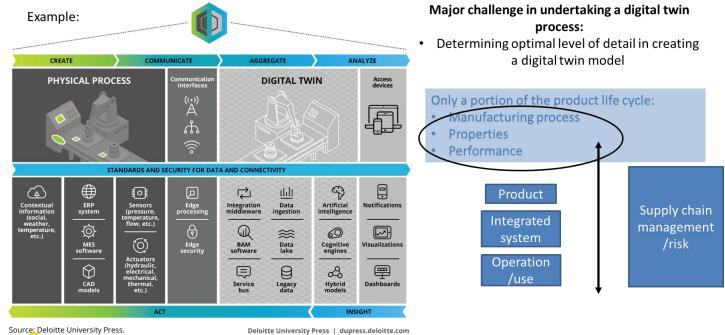


先進製造技術と材料は多岐にわたることから、個別の技術的問題の解決よりもむしろ、技術の戦略的道筋を明らかにすることが必要となる。

デジタルツイン:

導入に向けたいくつかの課題があるが、デジタルツインアプローチは新製品の導入に必要な時間及びコストの削減に貢献しうる。

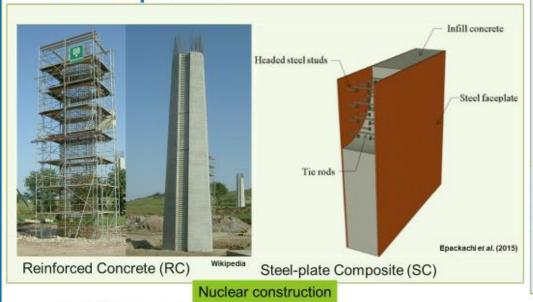
Manufacturing Process Digital-Twin Conceptual Architecture



他産業との協働:

ライフサイクルコストへの影響を考えると、コンクリートを含む土木作業への先 進製造技術導入も有用である。このため他産業との分野横断型の活動も、先進 製造技術導入を加速しうる。







ar construction Not nuclear construction



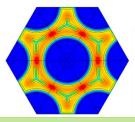
人工知能:

オークリッジ国立研究所では、新アプローチ採用の加速に向けた変革課題炉(TCR)プログラムを実施しており、この中で付加製造(AM)と人工知能の活用を掲げている。

The Transformational Challenge Reactor Program is applying additive manufacturing (AM) and artificial intelligence (AI) to deliver a new approach

Using AI to navigate an unconstrained design space and realize superior performance

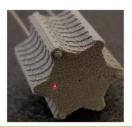
Leveraging AM to arrive at highperformance materials in complex geometries Exploiting AM to incorporate integrated and distributed sensing in critical locations Using AI to assess critical component quality through in situ manufacturing signatures







Advanced Materials



Integrated Sensing and Control



Digital Platform

先進製造技術課題克服のために:

先進製造技術の導入にあたっては多くの課題がある。この克服のためには、実プラント環境下で用いるための製造技術と材料について広く情報を 集め、共通する障害と戦略的道筋の特定を行うことが望まれる。

High Impact Materials & Manufacturing Technology Challenges

- Design approaches for manufacturing
 - More qualified materials are needed by reactor developers to allow for design flexibility and to meet performance targets.
 - Optimized process modeling and Al
 - Interface design
 - Residual stresses relationships to design features
 - Topology optimization
- Develop and qualify high strength, corrosion and radiation resistant materials for molten salt reactors
- Accelerate qualification (new paradigm?)
 - $\bullet \qquad \text{Verification of quality \& validation of modeling tools: specific manufacturing process modeling} \\$
 - "New" material discovery (or is it adoption of lessons learned from other disciplines)
 - · High-throughput testing and characterization
 - Verification of quality & validation of modeling tools: specific manufacturing process modeling
 - · Acceptance protocols for high temperature reactor components fabricated by advanced manufacturing methods
 - Integrated shared databases
- Compact Heat Exchangers
- Large component fabrication and welding, Size limitations (Scalability size, volume)
- Sensors:
 - · Radiation tolerant sensors
 - Wireless sensors
 - Embedded
 - Miniaturization
 - Multi-properties
 - Real time
 - Integrated manufacturing processes
- · Thermal barrier coatings: Interface designs to prevent scaling, functional materials, isolation



SFRの供用中検査及び修理、 第4世代の別システムへの拡張

概要/目的:

第4世代原子炉の安全を考慮する上で、供用中検査は非常に大きな課題です。そのため、フランスでは2010年からSFRの原子炉構造、一次系の機器及び系統、熱交換器などの主要機器の検査に関する研究開発を進めています。供用中の検査要件は、初期の概念設計段階から検討を開始します。その後の基礎設計段階で、詳細仕様を検討し、約200°C(シャットダウン時)のナトリウムに浸漬環境における構造物用の検査機器の仕様を確定します。原子炉容器内の検査は、ロボットに取り付けられたトランスデューサをナトリウム中で使用し行います(ナトリウム環境外のものもある)。超音波トランスデューサを用いた非破壊検査、遠隔測定、画像化の性能は、水中試験及びナトリウム中試験により確認し、その後、フランスで開発されたソフトウェアCIVAを使ったシミュレーション結果と試験結果を比較します。ISI&Rプログラムでは、補修についてもレーザを用いた補修システムの開発を行いました。本セミナーではISI&Rプログラムの技術的な概要と、主にGen-IVで行われた国際協力をご紹介します。もちろんSFR以外の第4世代システムにも有益な情報です。

講演者紹介:

Dr. François Baqué博士は、CEA Cadarache IRESNEの原子力技術部門で、高速炉の検査に関するシニアエキスパートを務めている。

以前は、CEAのASTRIDプロジェクトのIn Service Inspection and Repairに関連するR&D活動のマネージャーを務めていた(2010年~2019年)。この間、超音波センサーや電磁センサー、



関連する検査方法の開発や適格性評価に携わるCEAの組織を率いていた。フランスの大学や国立科学研究センターで、超音波法に関する博士論文を指導している。また、検査システムおよび検査方法に関するGen-IV/SFR-CD&BOP(コンポーネント・デザインおよびバランス・オブ・プラント)グループにも積極的に参加している。



1. ナトリウム冷却高速炉のための検査技術の開発

液体ナトリウムは不透明で、ドレンを行うことも容易ではありません。しかし、超音波計測法を用いれば、液体ナトリウム中で検査を行うことができる。

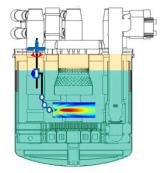
フランスでは、NDEのための3つのR&Dプログラムを実施しています。1)原子炉内の特定のターゲットに対する**遠隔距離測定、2)ルースパーツや開ロクラックの画像化、燃料要素の**識別、炉内操作装置の位置決め、3)溶接部の体積検査。

GEN IV International Forum

Developments of Examination and Inspection Techniques for SFRs

Inspection mainly with ultrasonic means:

- Liquid sodium is opaque, not easy to drain.
- Ultrasonic metrology chosen as key technology to render feedback for in sodium inspection: Propagation, Damping, Reflection and Diffraction of Ultrasonic Waves



Acoustic techniques:

- Low attenuation by the sodium medium
- High velocity of US wave (≈ 2400 m.s⁻¹ at 200°C)

French R&D Program for ASTRID Non Destructive Examination:

- Telemetry of specific targets in the reactor block
- Imaging of local and general areas, of lost parts, of opened cracks, identification of fuel elements, positionning for robotics
- Volumetric control of immersed structure welded joints

10

2. 超音波による計測の原理

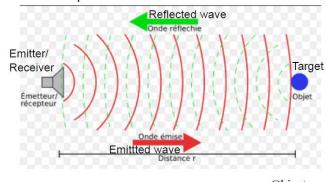
GEN(IV International Forum

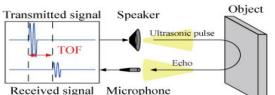
送信波及び対象からの反射波を用いた超音波による計測

GEN IV International Forum

Developments of Examination and Inspection Techniques for SFRs

Principle for ultrasonic measurement





Distance =

Wave speed in the media (m/s)

x
Time of flight (s)

/ 2 (outward & return)

GENIV International Forum

Expertise | Collaboration | Excellence



3. ナトリウム中における超音波による可視化/画像化

温度200℃のナトリウム環境下での超音波による可視化の試験結果を示す。 (対象とセンサ間の距離が20cm以下のケース)

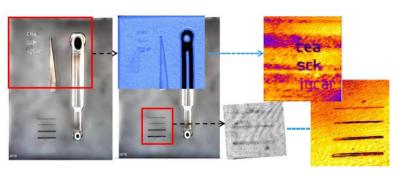
Under Sodium Near Distance Imaging

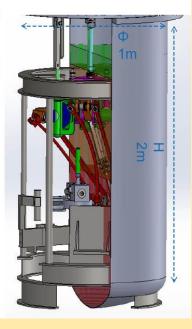


Qualification in 200°C sodium with VENUS facility at 200°C:

- With 3D robot
- With TUSHT^{CEA} sensor (flat and focused front face)







(Aix*Marseille



4. 非破壊検査のためのナトリウム中画像化試験(溶接部にも有効)

- A. アコースティックフィールドの設定
- B. タイムリバース法による欠陥位置の絞り込み
- C.トポロジカル・エネルギーに基づく画像化

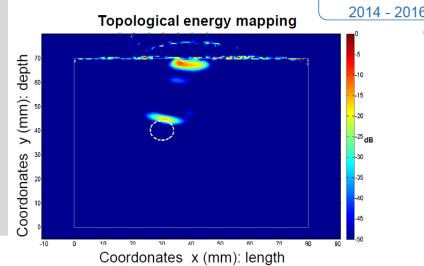
GEN IV International Forum

Under Sodium Imaging for Non Destructive Examination

Heterogeneous medium: differential method

A 3 step-process:

- Extracting acoustic field due to the perturbation. This step consists in making the difference between a reference medium and the inspected one.
- Focusing on defect location using time-reversal techniques.
- Imaging while computing the time-gated topological energy.



 $ET(x) = \int_{\underline{d(x)} - \Delta t}^{\underline{d(x)} + \frac{\Delta t}{2}} \|u_0(x, t)\|^2 \|v_{rt}(x, T - t)\|^2 dt$





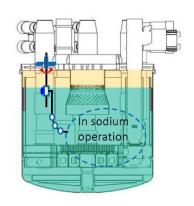
5. ナトリウム環境用ロボット技術

検査のためのツールとしても重要となるロボット技術の概要および具体例として2自由度を有するロボットのモックアップ等の開発事例を示す。

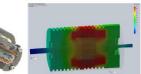
GEN IV International Forum

In-sodium Robotics

- ☐ Generic studies on robotics (in sodium or not);
- □ Associated means for testing (air/water/sodium);
- ☐ Case 1: main vessel inspection with robot in the gap between main and safety vessels (out of sodium);
- ☐ Case 2: sensor for steam generator tubes;
- ☐ Case 3: in sodium pushed chain type robot;
- ☐ Case 4: in sodium pole and cable type robot;
- ☐ Case 5: on-wheels robot for large in-gaz equipments;
- ☐ Case 6: robot for repair tools;











Prototypic brushless motor working at 200°C

Specific tight robot mockup with 2 degrees of freedom

21

6. 結論と展望

超音波トランスデューサの開発、非破壊検査技術の検証、ロボット技術の進展はナトリウム冷却高速炉や他の第四世代炉のための供用中検査・保守技術として主要開発項目となるものである。

Conclusions and Perspectives

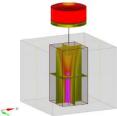
The R&D program launched by France for Inspection & Repair of Sodium Fast Reactors is on the way for technical demonstration capabilities in this harsh environment. It has been strongly linked to ASTRID prototype design, from 2010 to 2019.

<u>Development of ultrasonic transducers</u> for telemetry, imaging, Non Destructive Examination: piezoelectric and electromagnetic concepts for operation at about 200°C in liquid sodium

<u>Development and qualification of Non Destructive Examination</u> <u>techniques</u>: extensive simulation with CIVA software platform and experimental testing (under water and under sodium)

<u>Development of robotics</u> for large reactor vessel: generic studies for associated materials and specific concepts









8. Webinars by winners of the Contest for young generation (EPiC)



放射性廃棄物向けセメント・マトリックス

概要/目的:

本ウェビナーでは、放射性廃棄物の固化/安定化のための代替セメント・マトリックスの製法について述べます。また、廃棄物管理の複雑さとそれに伴う多くの課題について概説します。フランスの廃棄物管理手法、廃棄物の固化/安定化の具体例、廃棄物とそれを包み込むマトリックスの物理化学的相互作用、そして放射線防護を可能にする新しいマトリックス開発に向けたサンプル小型化について紹介します。また、現在行われているポートランド・セメントとリン酸マグネシウム/カリウムのセメント・マトリックスに焦点を当てた実験研究の現状についても紹介します。後者は、重金属の安定化・固化に向けた有望なセメントです。また、他のセメント系マトリックスの可能性についても議論します。

講演者紹介:

Matthieu De Campos 氏は、リール大学の博士課程2年目の学生で、UCCS研究室(触媒・固体化学ユニット)の固体化学分野を担当しています。彼は研究チームCIMEND("Chlmie, Matériaux Et procédés pour un Nucléaire Durable"、すなわち "持続可能な核活動のための化学、材料、プロセス")のメンバーです。本研究チームは、リール大学とオラノ社の共同研究室であるLaboratoire de Recherche Commun Cycle du Combustible et Chimie de l'Uranium (LR4CU) (燃料とウランの化学に関する共同研究室)に所属しています。



LR4CUは、燃料サイクル副産物の付加価値の創出と原子カプロセスの最適化に焦点を当てています。その目的は、将来の産業利用に向けて技術完成度(TRL:

Technology Readiness Level)を向上させることです。博士課程の研究では、低放射性金属材料をセメント質マトリックス合成のための試薬とすることで、低放射性金属材料の付加価値を高めることを目指しています。Oranoから資金提供を受けている彼の研究活動は、土木工学と固体化学を組み合わせた学際的なアプローチに基づいています。2017年、アルトワ大学でエネルギーと環境のための材料化学の修士号を取得しました。



1. フランスにおける放射性廃棄物の分類:

- ・放射性廃棄物は放射能レベルと寿命に基づいて6つのカテゴリーに 分類される。
- ・解体時には多くの種類の廃棄物が発生する。
- 解体廃棄物の化学的性質が、解体管理の主な困難さである。
- ・このため、安全な取り扱いを確保し、その毒性から人を守るため、 新たなセメント系マトリックスの開発が重要である。

Category	Very short-lived waste	Short-lived waste	Long-lived waste	
Very low-level waste (VLLW)		VLUV Surface disposal (Industrial facility for grouping, storage and disposal)		
Low-level waste (LLW)	Management through radioactive decay	Surface disposal (Aube and Manche disposal facilities)	Near-surface disposal under development	
Intermediate-level waste (ILW)			Deep geological repository	
High-level waste (HLW)	Not applicable		at the project phase	

ANDRA. National Inventory of Radioactive Materials and Waste. 2018.

2. 放射性廃棄物の処理プロセス:

放射性廃棄物の各種処理プロセスに共通しているのは、「貯蔵」である。

- •核分裂生成物のガラス固化
- ・放射性廃棄物の固化による安定化
- ・パッキング

Vitrification of fission elements



Stabilization by solidification of nuclear waste



Packing





3. 貯蔵の種類:

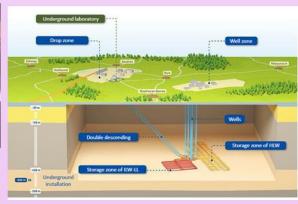
仏の国家放射性物質・廃棄物管理計画(PNGMDR)には、異なる分類の放射性廃棄物に関する管理方法が記載されている。

浅地貯蔵(極低レベル廃棄物処分)浅地貯蔵(低中レベル廃棄物処分)









4. 安定化•固化:

OPC(通常のポルトランドセメント)をベースとした可溶性Pbの安定化/固化
→ カルシウム-ケイ酸水和物(C-S-H)ゲル(ポルトランドセメント中に存

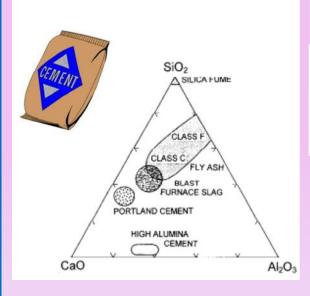
在)による物理的カプセル化

MKPC(リン酸マグネシウムセメント)をベースとしたプロセス

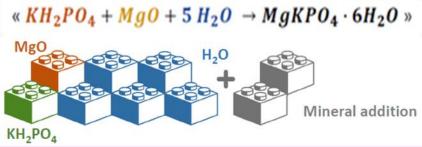
→ 残留リン酸塩で化学的に安定化し、K-ストルバイトセメントで物理的に 固定化する。

MKPはPbの安定化/固化プロセスのための(ポルトランドセメントと比較して)より効率的で化学的に安定した無機バインダーである。

Portland Cement



Formation of MKP cement:

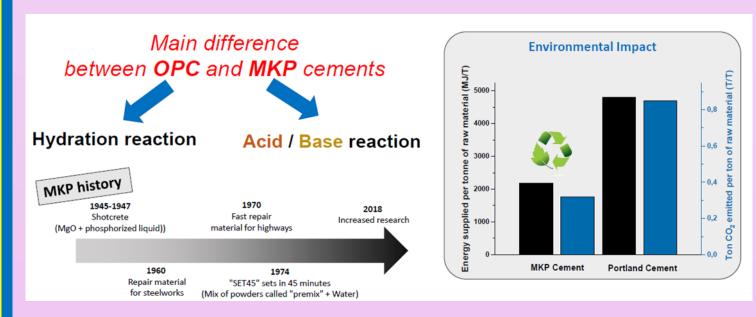




5. MKPとOPCの違い:

革新的なマトリクスの形成には、以下の点が必要である。

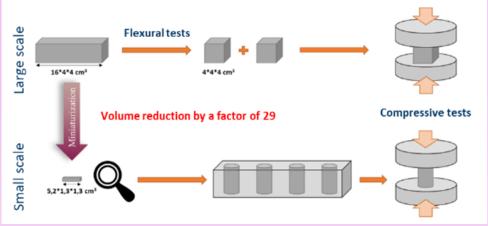
- 用途に応じた仕様設定
- 廃棄物に適したセメント系マトリックスの利用
- 形成のテスト
- 性能の最適化(物理的、リーチングなど)
- 物理化学的現象の理解



6. 放射性廃棄物の物理的統合:

技術的な課題を解決しながら、 スケールアップを可能にする 実現可能性を実証する。





8. Webinars by winners of the Contest for young generation (EPiC)



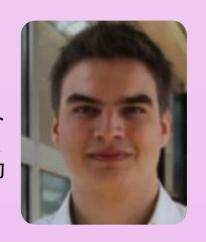
SFRのシビアアクシデント時におけるナトリウムー核分裂生成物の相互作用

概要/目的:

熱化学及びCALPHAD(CALculation of PHAse Diagram)法により異なるフェーズにおける予測をどのように強化できるかに注目し、SFRにおけるシビアアクシデントシナリオを紹介します。CALPHADとは半経験的方法で、システムの温度、圧力、構成要素の関数として、熱力学的モデルをガス、液体、固体の相でGibbs自由エネルギーをもとに開発できる方法です。ナトリウムと反応後の、Joint Oxide Gainで形成された核分裂生成化合物の熱物力学的性質の実験的計測について紹介します。

講演者紹介:

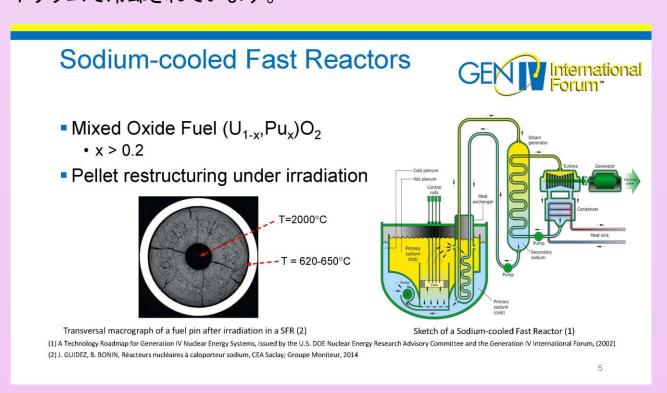
Guilhem Kauric氏、CEAサクレイの博士課程2年目の学生で、「熱力学モデル化研究所(LM2T)」の「Service de la corrosion et du comportement des matériaux dans leur environnement」 (SCME)に所属しています。博士課程では、過酷事故時のナトリウム冷却高速炉の安全性評価のために、MOX燃料,核分裂生成物,ナトリウム間の化学的相互作用を調査することを目的としています。化学系には多くの元素が含まれているため、この研究のためのモデル開発にはCALPHAD法のアプローチが最適です。



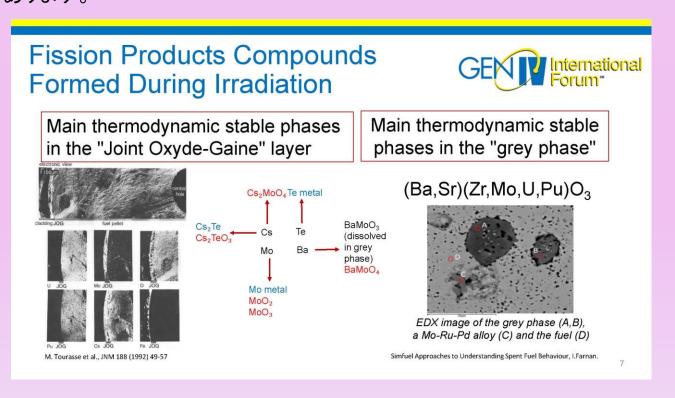
CEAとENEN+プログラムの助成を受け、実験とモデル化を組み合わせた学際的なアプローチで研究活動を行っている。2017年、Chimie Paristech ENSCP (diplome d'ingenieur option chimie des materiaux)を卒業し、INSTNでは原子力工学オプション燃料サイクルの修士号を取得した。



本研究ではSFRの燃料である混合酸化物燃料にターゲットをおいている。 混合酸化物燃料は燃料ペレットとして被覆管内にあり、被覆管は液体金属ナトリウムで冷却されています。



照射下で生成される安定な化学種を知ることは、事故の評価に影響するため 重要です。また、SFRはナトリウムの共存が特徴であることを考慮する必要が あります。



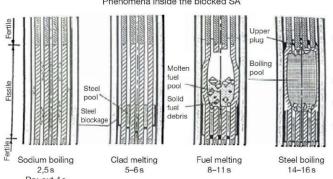


シビアアクシデントを想定した場合、FPや混合酸化物燃料とナトリウムとの間には相互作用が存在します。本研究では、この相互作用に着目した熱力学的研究を行っています。

Severe Accident: Definition



 The reactor fuel is significantly damaged with more or less extensive melting of the reactor core



J. Papin, Behavior of Fast Reactor Fuel During Transient and Accident Conditions, in: Compr. Nucl. Mater., Elsevier, 2012: pp. 609–634

- Fuel ejection into sodium or formation of a local boiling pool depending on the scenario
- Interaction Na/Fission products compounds
- Interaction Na/Mixed Oxide fuel
- Volatile fission products release

この相互作用は温度や酸素ポテンシャルによって異なり、生成される安定な化合物も異なってくる。シビアアクシデントの評価には、幅広い温度範囲や成分に適用できる熱力学モデルが必要です。

Need for Thermodynamic Modelling



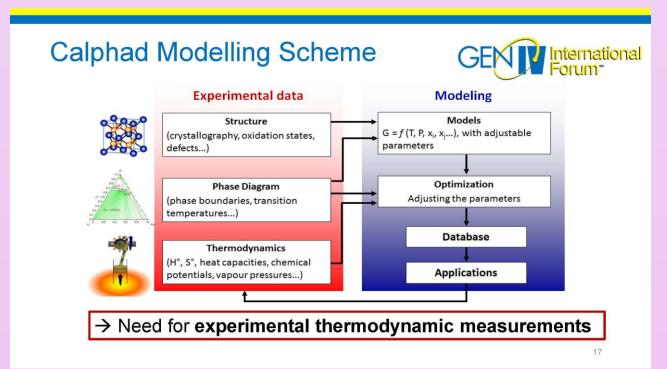
- Complex system and large range of temperatures and compositions
 - (Cs-Sr-Ba-I-Te-Mo)-(U,Pu)-O + interaction with Na
- Thermodynamic model of the interaction between fuel, fission products and liquid sodium at the different stages of a severe accident scenario

Describe the effect of temperature and oxygen potential on the interaction between sodium and the different fission product compounds

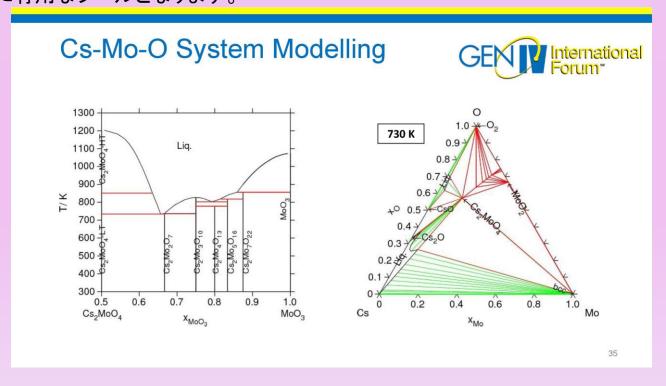
11



Calphadモデルを用いて、どの化合物が熱力学的に安定であるかを知ることができます。このモデルにはいくつかの実験的な熱力学データが必要です。予測精度はデータの拡充に伴い、今後も向上していくと思われます。この研究は、TAFIDデータベースプロジェクトとして多国間の共同研究で行われています。



これらのプロジェクトの成果の適用例として、Cs-Mo-Oシステムにおける相図が示されています。それぞれの化学組成の関数および温度の関数で安定な化合物を同定することができます。これはシビアアクシデントの評価に非常に有用なツールとなります。



8. Webinars by winners of the Contest for young generation (EPiC)



SFRにおけるナトリウムーガス熱交換器の安全研究

概要/目的:

このウェビナーでは、ナトリウム冷却高速炉(SFR)システムの概要を説明し、SFRのコンパクト・プレート型ナトリウム-ガス熱交換器(ECSG)における事故シナリオを紹介する。ナトリウム-ガス熱交換器の圧力増大(窒素ループでは180bar、ナトリウムループでは5bar)により、液体ナトリウム中に窒素が漏洩する可能性がある。本研究では、ジェット及び超音速ガスジェットにおける主要な物理現象(粘性拡散,2流体間の運動量交換)の解析、圧縮性多相流モデル(Baer-Nunziatoモデル)の開発及びその数値計算スキームに焦点を当てている。さらに、このモデルは、研究者が適応的メッシュ精密化を生成し、並列計算を可能にするツールCANOPを用いています。

講演者紹介:

Dr. Fang Chen Fang Chen博士は最近、フランスのエクス・マルセイユ大学から「ナトリウム冷却高速炉(SFR)構造内の液体ナトリウムに噴出した膨張中の窒素ジェットの数値研究」というタイトルの博士号を取得しました。彼女は、CEAカダラッシュ研で、機器・プロセス技術部門(STCP)、ナトリウムの技術・プロセス・リスク研究所(LTPS)で研究を行いました。2016年には、エネルギー学、機械工学の両方を専攻し、フランスのエクス・マルセイユ大学で多相流の物理学の修士号を取得しました。





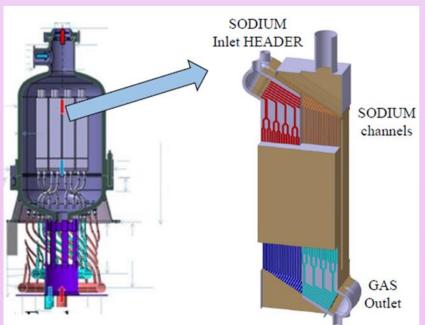
1. 仏SFR「ASTRID」向け SGHE (Naとガスの熱交換器)の設計:

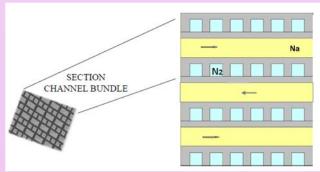
2次系と3次系間の圧力差:ガスループは180bar、

Na (ナトリウム)ループは5bar

事故シナリオ(壁の亀裂): Naへのガス漏れ、膨張しているガスのジェット

安全解析:音響によるガス漏れ検知

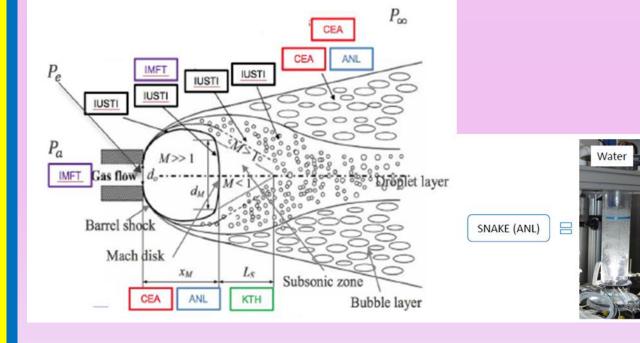




2. 本研究の目的:

膨張過程のガスジェットの構造を、ガス漏れ流量の関数として求めるための数値 解析ツールを提供する。

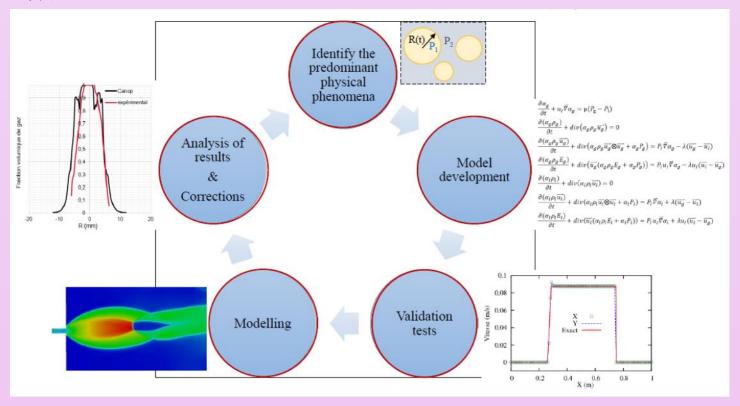
IMFT、CEA、ANL、IUSTI、KTHなど多くの研究機関が協力している。





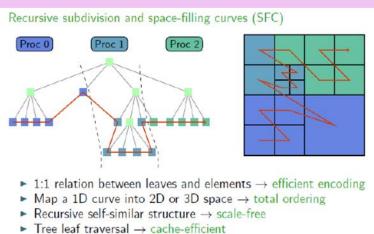
3. 開発プロセス:

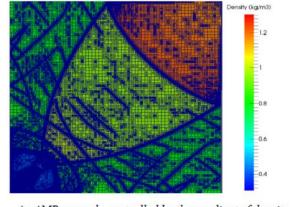
モデル開発、検証試験、モデル化、結果の分析と修正、支配的な物理現象の識別



4. 数値ツール -CANOP (CANOP の 2 つの層):

- 下層レベル セルに基づく適応型メッシュの精密化 効率的な並列計算





An AMR example controlled by the gradient of density.

- 数値スキームを実装するための上層レベル 有限体積法 流体力学(宇宙物理学、多相流など)におけるPDF問題



5. モデルの検証:

対流部の検証.

二相衝撃管試験: 文献の解析事例

粘性拡散.

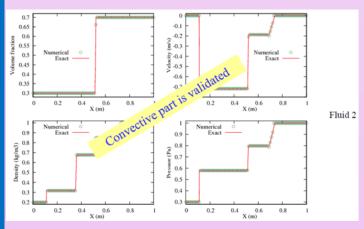
粘性拡散:ポワズィユ流

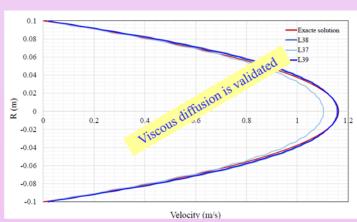
運動量交換:2つの流体間の混合層

膨張過程にあるガスジェットのモデル化

数値結果と実験結果の比較

SGHEチャンネル内の膨張過程のガスジェット

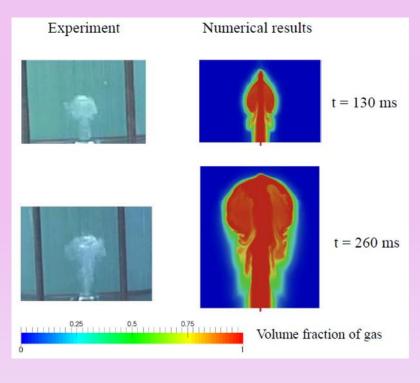




6. 膨張過程のガスジェット:

左: 実験との比較 (Colleoc1990)

右:SGHEのNa液中に沈められたガスジェット





Further experimental validation on IKHAR 2 facility in CEA Cadarache

開発の最前線で活躍する技術者による講義に無料で手軽に参加してみませんか?

ウェビナーへのお申し込み https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_82831/webinars





International Forum^{**}