

CIGS地球温暖化国際シンポジウム2016  
「地球温暖化問題における原子力エネルギーの役割」

液体燃料と熔融塩炉の役割  
- バックエンド処理とトリウム資源活用 -

2016年1月5日

木下幹康

東大 人工物工学研究センター

# 目次

1. 液体燃料とは？ その歴史と将来展望
2. バックエンドにおける、熔融塩炉の役割
3. トリウム資源とその活用
4. その他
  - 熔融塩炉によるエネルギー生産
  - 核兵器と熔融塩炉技術
  - 国外・国内の状況

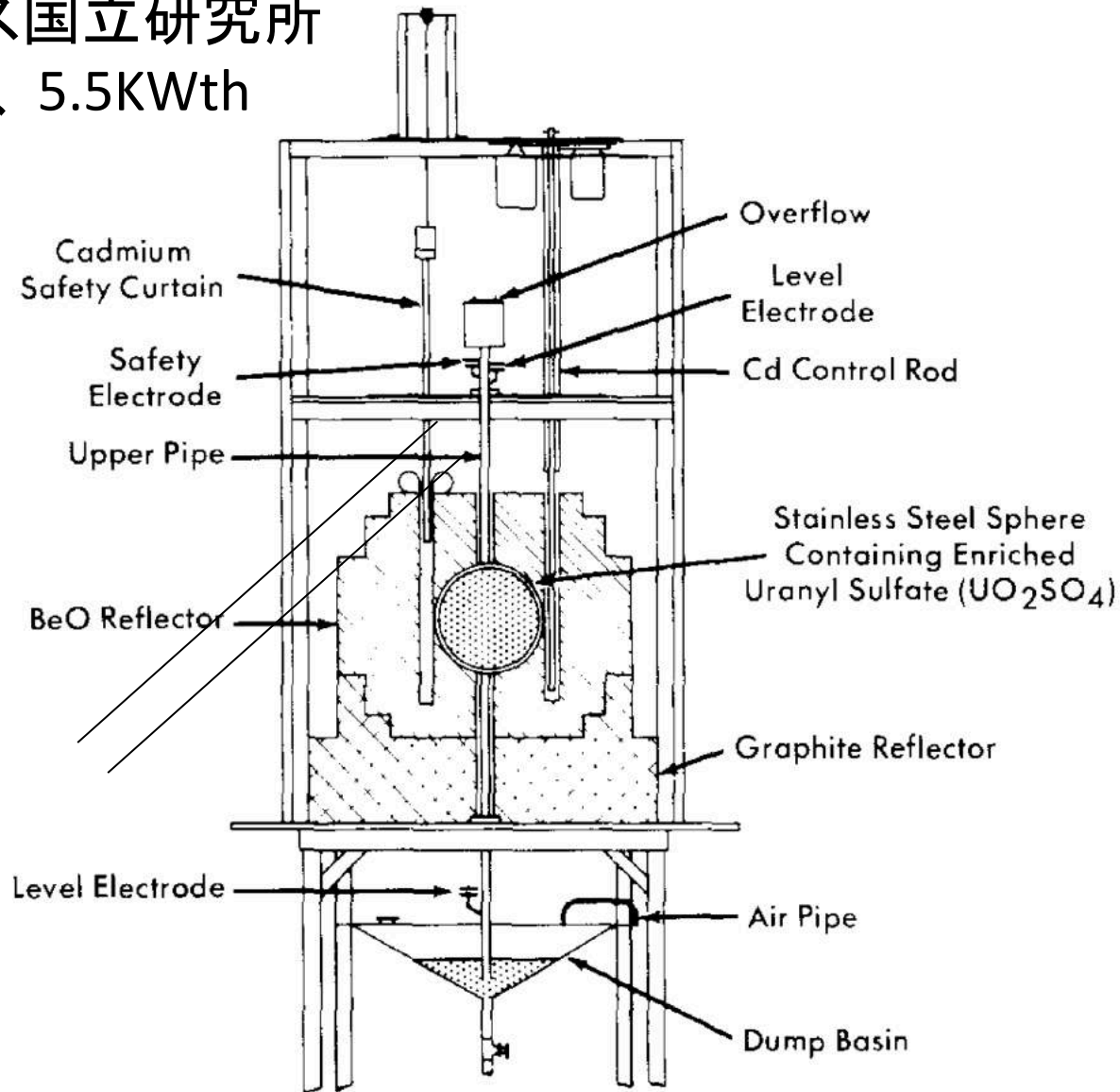
# 原子炉開発の歴史(潜水艦、航空機)

- 1938年 核分裂の発見
- 1942年 原子炉、シカゴパイル臨界、12月2日
- 1945年 N.Wigner, Alvin Weinberg、潜水艦用、軽水型原子炉を構想(PWRの原型)
- 1946年 Fairchild社、米空軍より原子力推進航空機開発(NEPA)予算を獲得
- 1948年 MITのLexington Project、原子力推進航空機に技術的可能性を認定
- 1951年 EBR-I、NaK冷却高速炉発電成功(1.4MWth熱、アルゴンヌ国立研、Idaho)
- 1954年 原子力潜水艦ノーチラス号進水、(1月)(推定 >20MWth 熱出力)
- 1954年 オークリッジ(ARE)航空機動力用溶融塩炉、運転成功(2.5MWth, 200時間)
- 1957年 (ソ連 スプートニク・ショック(コロリョフ設計局/R-7))
- 1957年 (国内)、JRR-1 液体燃料原子炉稼働 50kWth (BEPO、沸騰型)
- 1958年 HTRE-3、原子力ターボジェット地上試験開始、(空冷ガス炉、35MWth)
- 1959年 (ソ連、戦略ミサイル部隊配備完了(R-7)、米国 ICBM アトラス配備開始)
- 1961年 ケネディ大統領、原子力推進航空機(ANP)計画終了を指示。
- 1963年 (国内)、原研、JPDR 沸騰水型動力試験炉稼働(45 MWth 熱出力)
- 1965年 (国内)、日本原電、黒鉛減速炭酸ガス冷却発電炉(166 MWe)
- 1965年 MSRE、溶融塩炉安定運転を達成(7.5MWth熱出力、13000h運転、ORNL)
- 1968年 (国内)JMTR 濃縮ウラン軽水プール型材料試験炉 50 MWth
- 1969年 MSRE、U233運転を成功・トリウムウランサイクル基本技術達成

# (1) 液体燃料とは？ その歴史と 将来展望

# LOPO of LANL (1944)

ロス・アラモス国立研究所  
Water Boiler、5.5KWth  
直径30.4cm

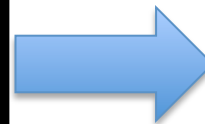




## 炉心に用いる核燃料物質では 核分裂の下で電子励起分解を起こす

	初期運動エネルギー	電子励起エネルギー
軽い核分裂片	95MeV	92MeV (97%)
重い核分裂片	67MeV	63MeV (94%)
強いガンマ線 (Co-60, Te-208)		1~3MeV

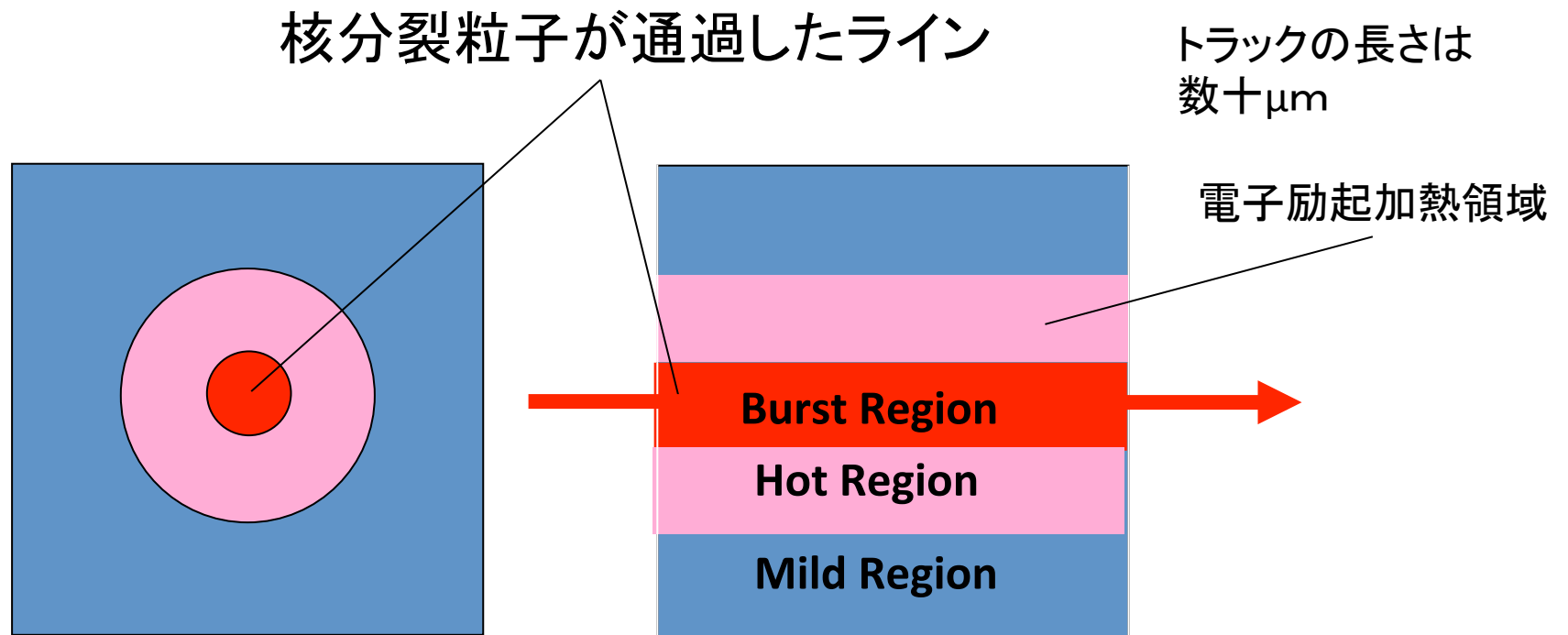
核燃料の外のガンマ線強度の  
2桁つよい**電子励起**



核燃料物質の  
分解

# 核分裂粒子の通過による電子励起

水溶液では水素と酸素が分解しガス気泡が発生する



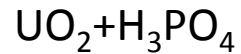


# LAPRE-2

## リン酸塩型液体燃料原子炉

1MW級 (1957)

炉内での放射線  
分解を抑制でき  
る液体燃料材料



熱出力

0.8 MWth

~50W/cc

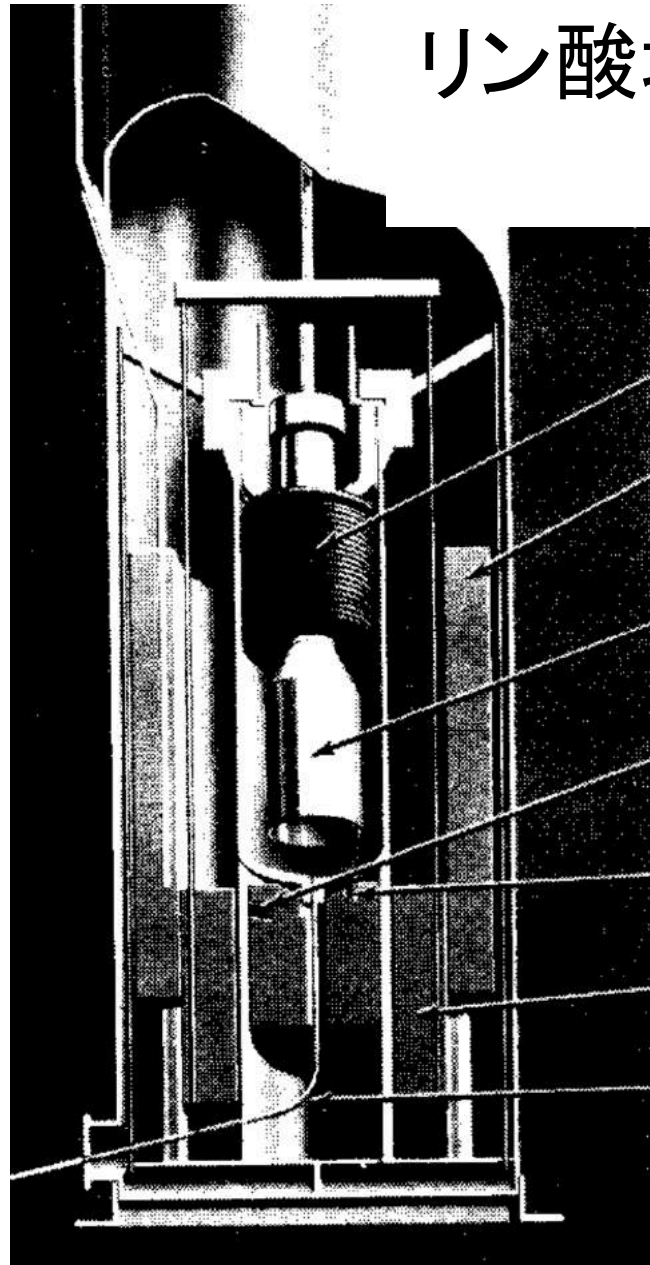
(1.4MW設計)

炉心条件

430°C

48気圧

自然循環冷却



熱交換器(炉心上部縦型コイル)

グラファイト反射体

炉心直径約90cm、高さ約3m  
プラチナ製 流れ整流管  
(内径約45cm、肉厚1.5cm)

BeOソース

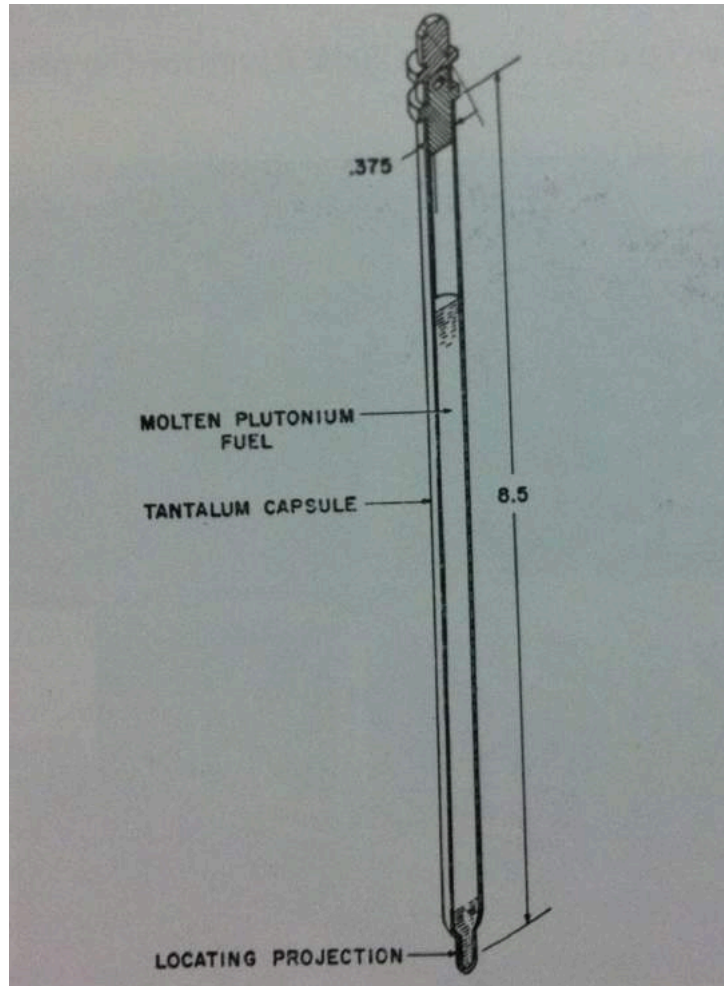
Startup Source

反射体式の反応度制御

ドレンタンク  
接続ライン

# 液体金属プルトニウム (9.5Fe%at合金)燃料炉心(680°C)

ロス・アラモス国立研究所  
(1957) LAMPRE-1計画  
(Molten Plutonium Reactor)



## The Los Alamos Molten Plutonium Reactor Experiment-I (U.S.A.)

The Los Alamos Molten Plutonium Reactor Experiment-I (LAMPRE-1),<sup>11</sup> now under construction, is designed to evaluate one type of plutonium-fueled fast reactor, and to test the concept of eliminating radiation damage to the fuel by maintaining it in a molten condition. The design power of the reactor is 1 Mw. The fuel, initially to be a plutonium alloy containing 9.5 a/o iron, will be contained in tantalum capsules and will operate at a calculated average temperature of 680°C. About 150 capsules will form a lattice array in a reactor vessel containing molten sodium. Heat will be dissipated to the molten sodium at a calculated maximum heat flux of 235 watts/cm<sup>2</sup> (740,000 Btu/ft<sup>2</sup>/hr) across the tantalum-sodium interface. The sodium coolant will enter the reactor vessel at 450°C and leave the reactor at 565°C.

The fuel capsules are deep-drawn thimbles of high purity, vacuum-melted tantalum having a nominal ID of 0.375 in., a 0.024-in. wall thickness, and an over-all length of 8.75 inches. Figure 8-10 shows this container. An external locating projection is a feature of the integral bottom. The capsule is filled with fuel to a depth of 6 in., the empty portion of the capsule providing a volume for the accumulation of gaseous fission products. The capsule is closed by fusion-welding a cap in place. The pressure of the

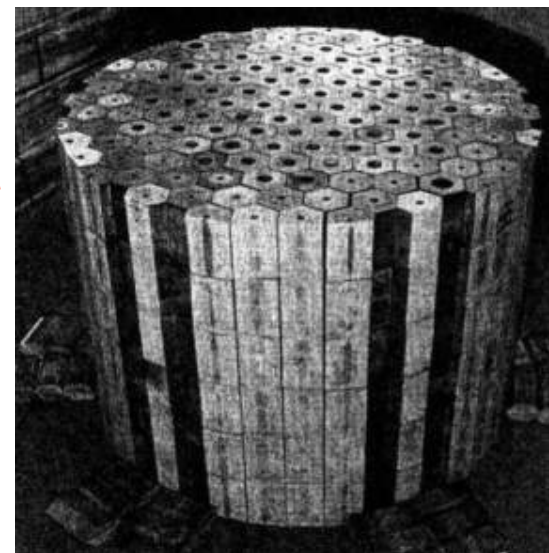
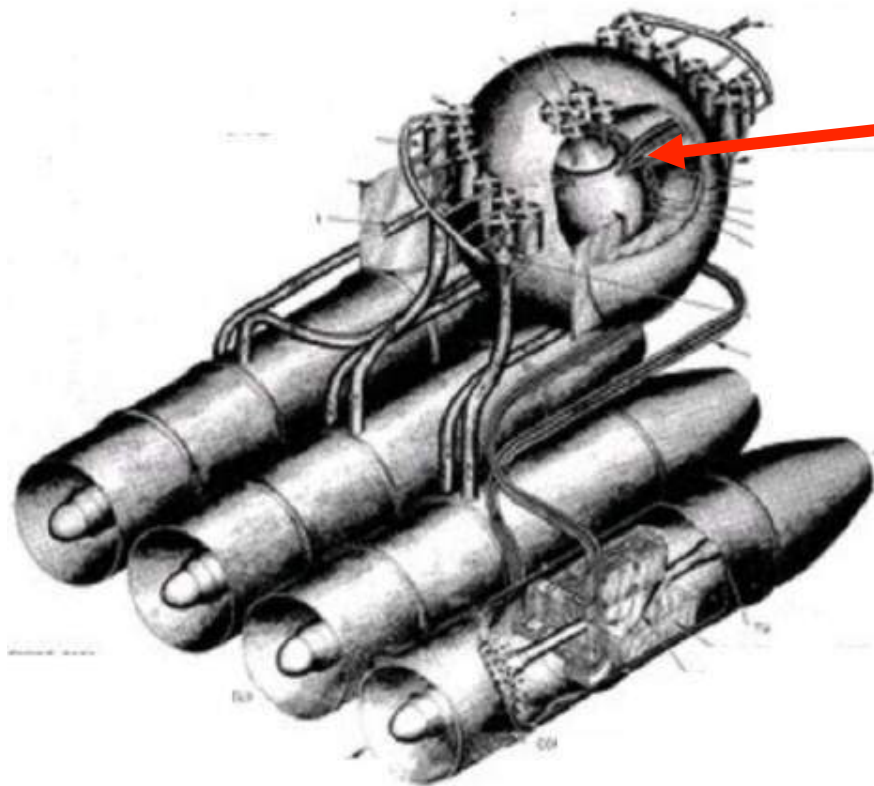
# 原子力航空機用に熔融塩原子炉を開発 (1950-1970)





# オークリッジ国立研究所 ARE (Aircraft Reactor Experiment)

開発から運転まで 1950~1954



溶融塩炉の開発実験棟(現存)

熱出力: 3MWt

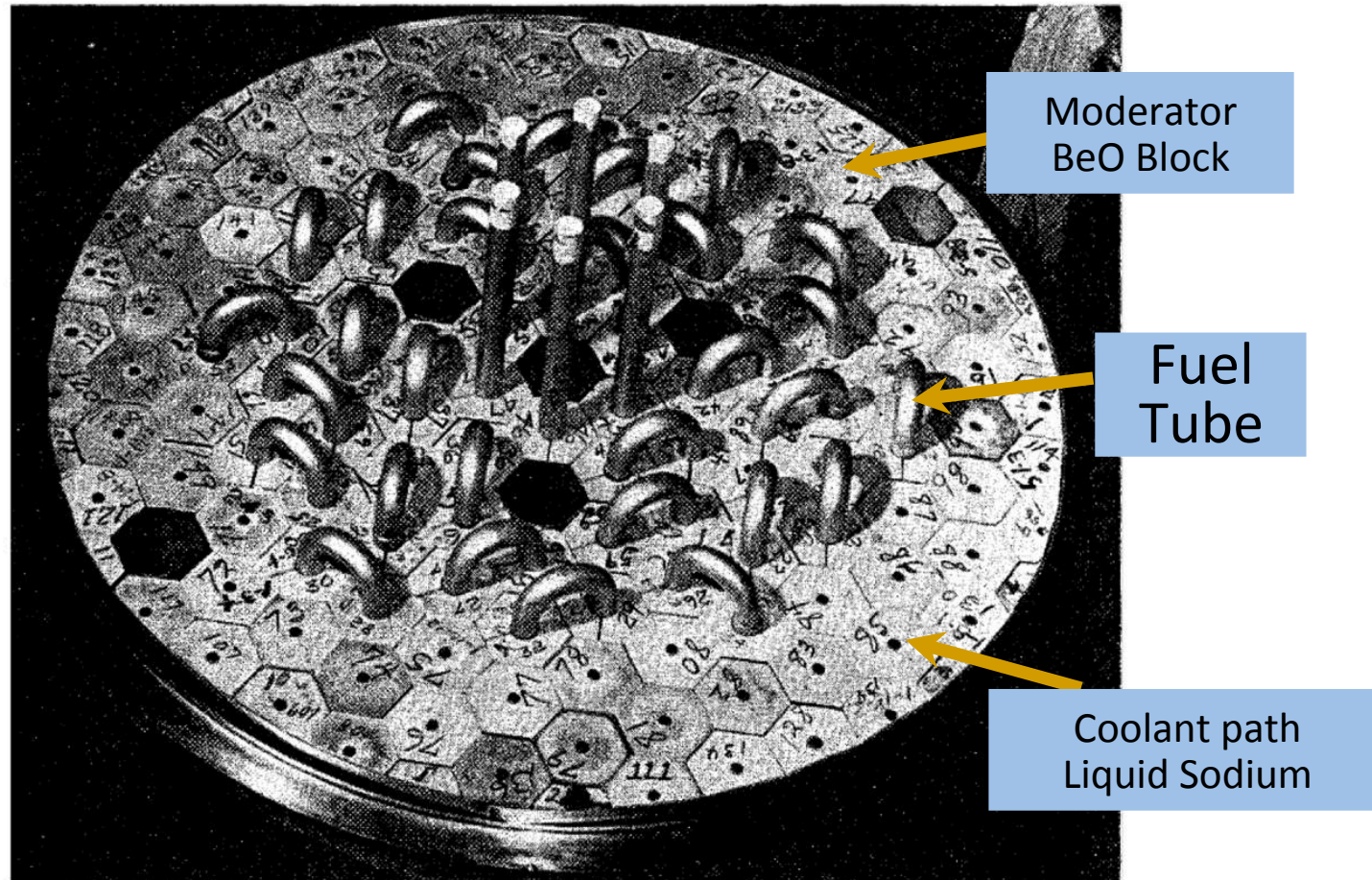
860°Cを達成。

減速材: ベリリウム酸化物

溶融塩:  $\text{NaF-ZrF}_4$



# 航空機用原子力試験炉 (Aircraft Nuclear Propulsion) (1955)



Upper part of the reactor core

# オークリッジ国立研究所で 産まれた2つの原子炉

加圧水型炉	PWR
溶融塩炉	MSR

- 加圧水型炉と、溶融塩炉は、均質炉として、兄弟である。
- 化学制御、に共通の特徴がある。  
PWR水化学にはリシウム・ホウ酸水 ( $\text{Li}_3\text{BO}_3$ )  
溶融塩炉にはリシウム・ベリリウム (FLiBe)

# 液体燃料の長所・短所

	液体燃料	液体燃料原子炉
長所	<ul style="list-style-type: none"><li>• <u>安全性(熱膨張率大)</u></li><li>• 燃料被覆が不要</li><li>• 再処理と連続的に(配管で)接続できる</li><li>• 構造が簡単化(できるかもしれない)</li><li>• (Fuji 型7年交換なし)</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>• 設計自由度が大</li><li>• <u>プルトニウム等を多く充填できる。</u></li><li>• 消滅炉として高性能</li><li>• 発電その場で処理の可能性がある</li></ul>
短所	<ul style="list-style-type: none"><li>• 経験が少ない<ul style="list-style-type: none"><li>- 化学工学</li><li>- 高温工学</li></ul></li><li>• 核不拡散抵抗性が低い(再処理との関係次第)</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>• 経験が少ない</li><li>• 最高温度は1000°C以下</li><li>• 炉心出力密度は固体の半分(確認要)</li></ul>

# 液体燃料・熔融塩炉の長所

- 中小型でも(高速中性子)増殖炉となる
  - 高速中性子炉は、もともと小型にし難い。  
(高速中性子は止まらないので中性子を逃がさないよう比表面積を小さくするため「大型炉」になる  
==> 液体で外部冷却だと、均質な経済的炉心。  
液体燃料炉心では小型炉で高性能増殖炉になる
- トリウムなら熱中性子でも増殖炉に近づける
  - 中性子を逃さない特性(均質、外部冷却)  
==> ウラン-233 をトリウムから効率的に生産  
(核物理情報が不足==>建設しないと確認できない)



## (2) バックエンドにおける 熔融塩炉の役割

放射性廃棄物(使用済み燃料)  
管理、減容、消滅／最終処分にむけて

# 高レベル廃液中の長半減期核種と量

(軽水炉UO<sub>2</sub>燃料;燃焼度43GWd/t)

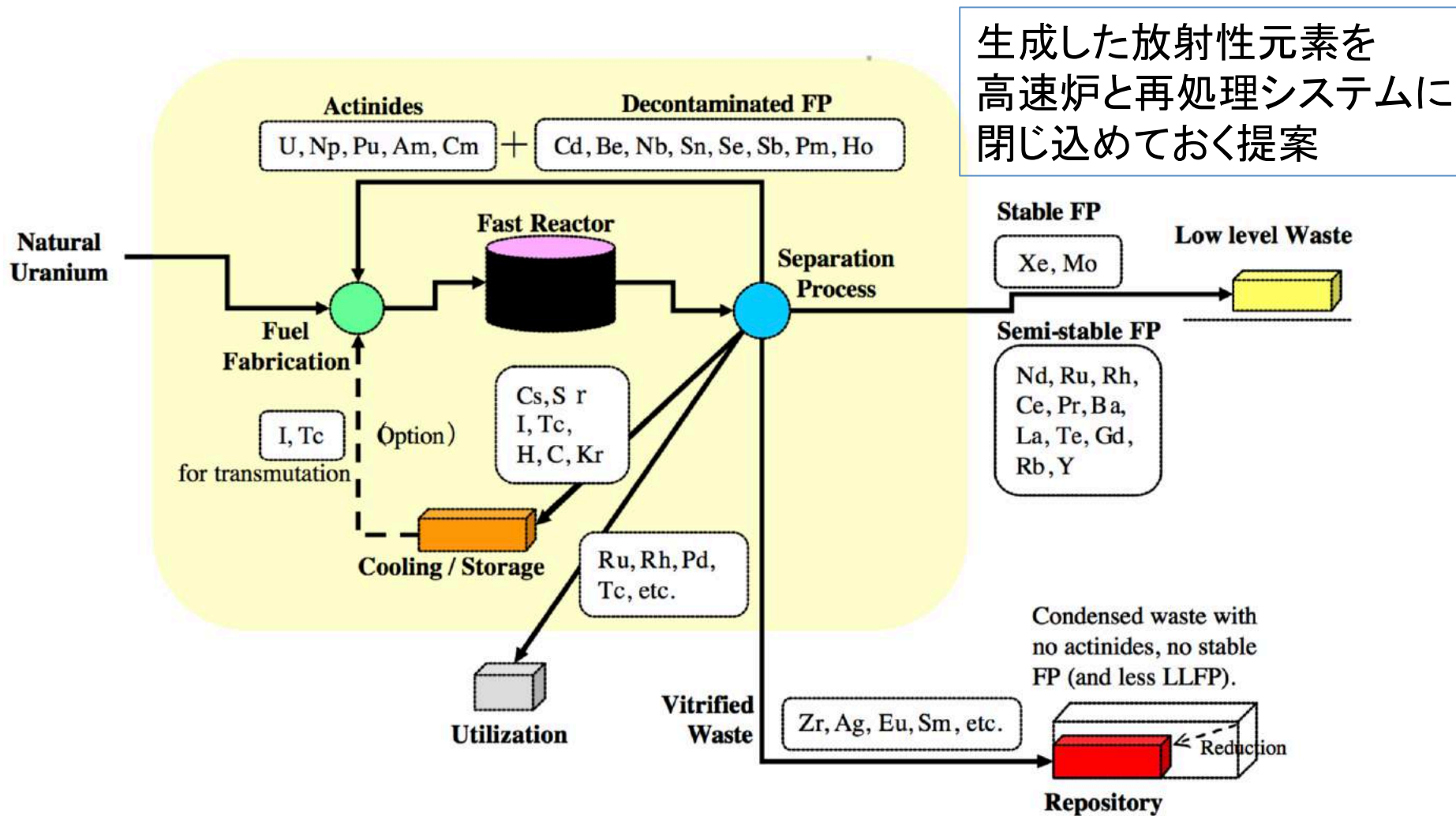
電中研、井上正氏資料

	核種	半減期	使用済燃料1tHM当たりの含有量 <sup>1)</sup> (g)	使用済燃料1tHM当たりの発熱率 <sup>1)</sup> (W)
主なTRU	Np-237	214万年	582	<0.1
	Pu-238	87.7年	1.13	0.6
	Pu-239	2.44万年	31.3	<0.1
	Pu-240	6570年	13.0	<0.1
	Pu-241	14.4年	6.6	<0.1
	Am-241	433年	413	<b>47.1</b>
	Am-243	7400年	136	0.9
	Cm-244	18.1年	38.9	<b>110</b>
主なFP	Se-79	6.5万年	6.63	<0.1
	Sr-90	29.1年	617	<b>550</b> <sup>2)</sup>
	Zr-93	153万年	926	<0.1
	Tc-99	21.3万年	994	<0.1
	Pd-107	650万年	282	<0.1
	Sn-126	10万年	30.5	<0.1
	I-129	1570万年	2.33 <sup>1)</sup>	<0.1
	Cs-135	230万年	487	<0.1
	Cs-137	30.0年	1419	<b>580</b> <sup>3)</sup>
	Sm-151	90年	13.1	<0.1

(プルトニウム(Pu)は99.5%除去、ヨウ素(I)は1%が高レベル廃液へ移行すると仮定)

# ORIENTサイクル(先進的なバックエンドの考え方)

Optimization by Removing Impedimental Elements)



高木(都市大)、吉田(電中研)、篠田、渡邊らによる

使用済み燃料

既存の 湿式・再処理

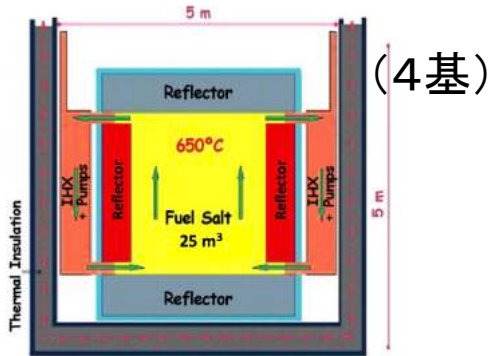
プルトニウムを含む  
高レベル廃棄物

Pu+MA 188トン(日本国現有)

# 高速中性子溶融塩炉

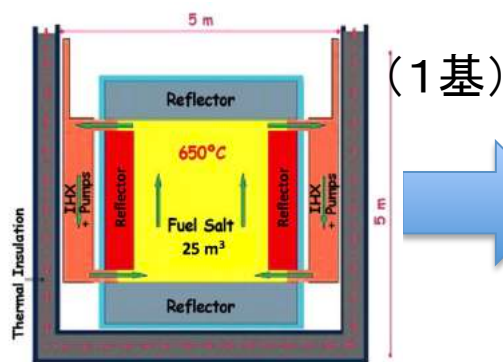
再処理工程で残留する高レベル放射性物質(アクチニド) + 分離プルトニウムの  
燃焼処理

100MWe級 x4



40年運転

100MWe級 x1



40年運転

炉心のなかに  
7.2トン 残る。

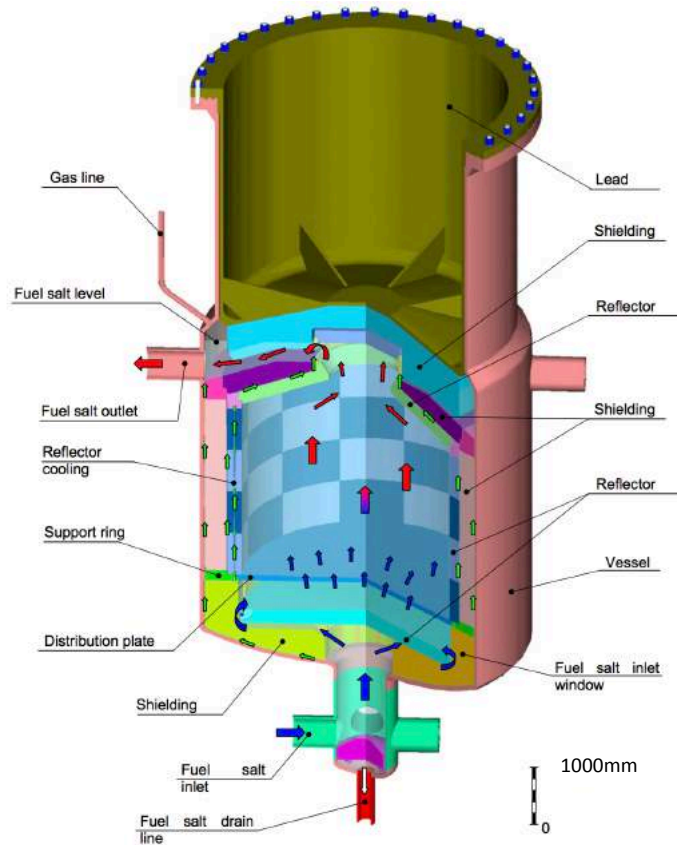
閉じた消滅システム  
が成立する

核分裂生成物  
(セシウム、ヨウ素、  
ランタン族)を除去

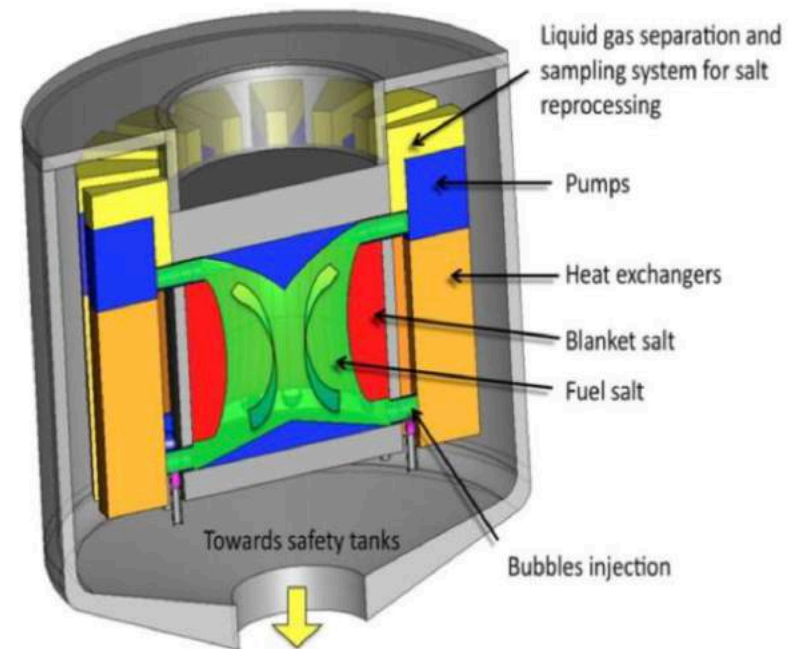
加速器による消滅へ(ImPACT)

三田地による解析

# フランス・ロシアの高速溶融塩炉構想 (G-IV第四世代炉)



MOSART(Russia)



MSFR(France)

# 高速熔融塩炉 燃焼・減容の性能

炉型設計者	燃焼性能	燃料塩の種類
Fuji 改 炉 (三田地)	188トン (Pu+MA) => 7.2トン (40+40年)	(Li+Na+K)F FLiNaK
EVOL炉 (フランス)	11トン(Pu+MA) => 0.7トン (60年)	(Li+Be+Th)F FLiBe
MOSALT炉 (ロシア)	12トン(Pu+MA) => 7トン (20年)	(Li+Na+K)F FLiNaK

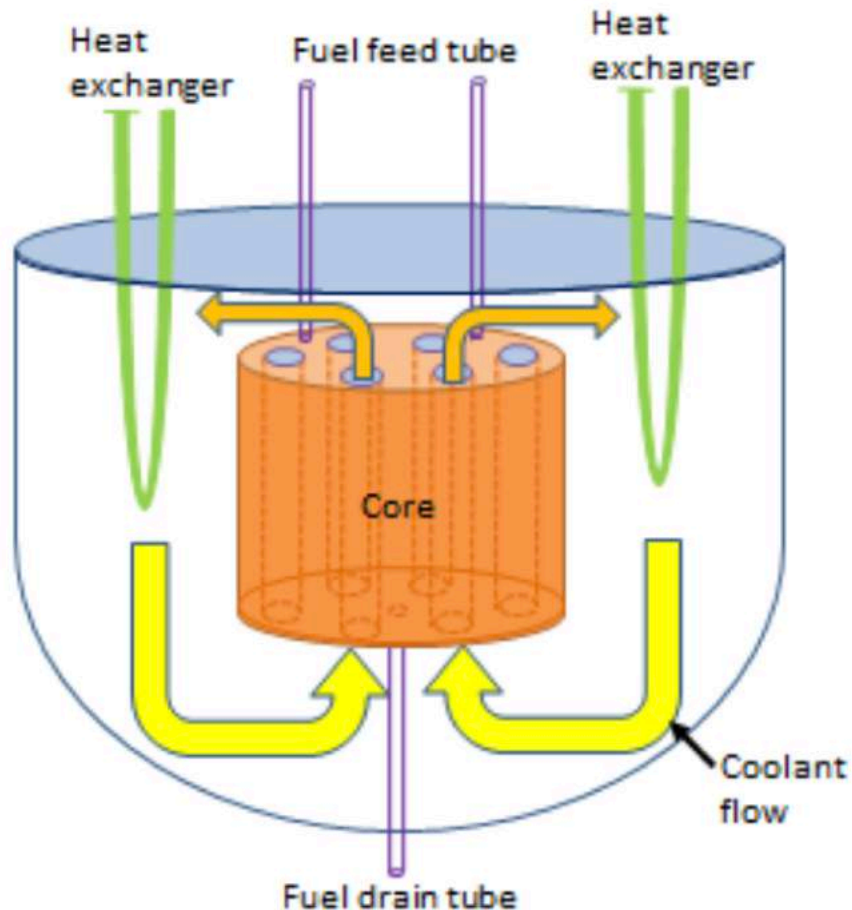
フランス(欧州共同体)もロシアも熔融塩炉の用い方に同じ考え。  
原子炉設計の結果は、三田地とほぼ同じ性能。



# 高速中性子溶融塩炉の設計

山脇道夫東大名譽教授

福井大学国際原子力工学研究所 有田裕二教授



Fuel in Sealed Tank  
Cooled by Molten Salt

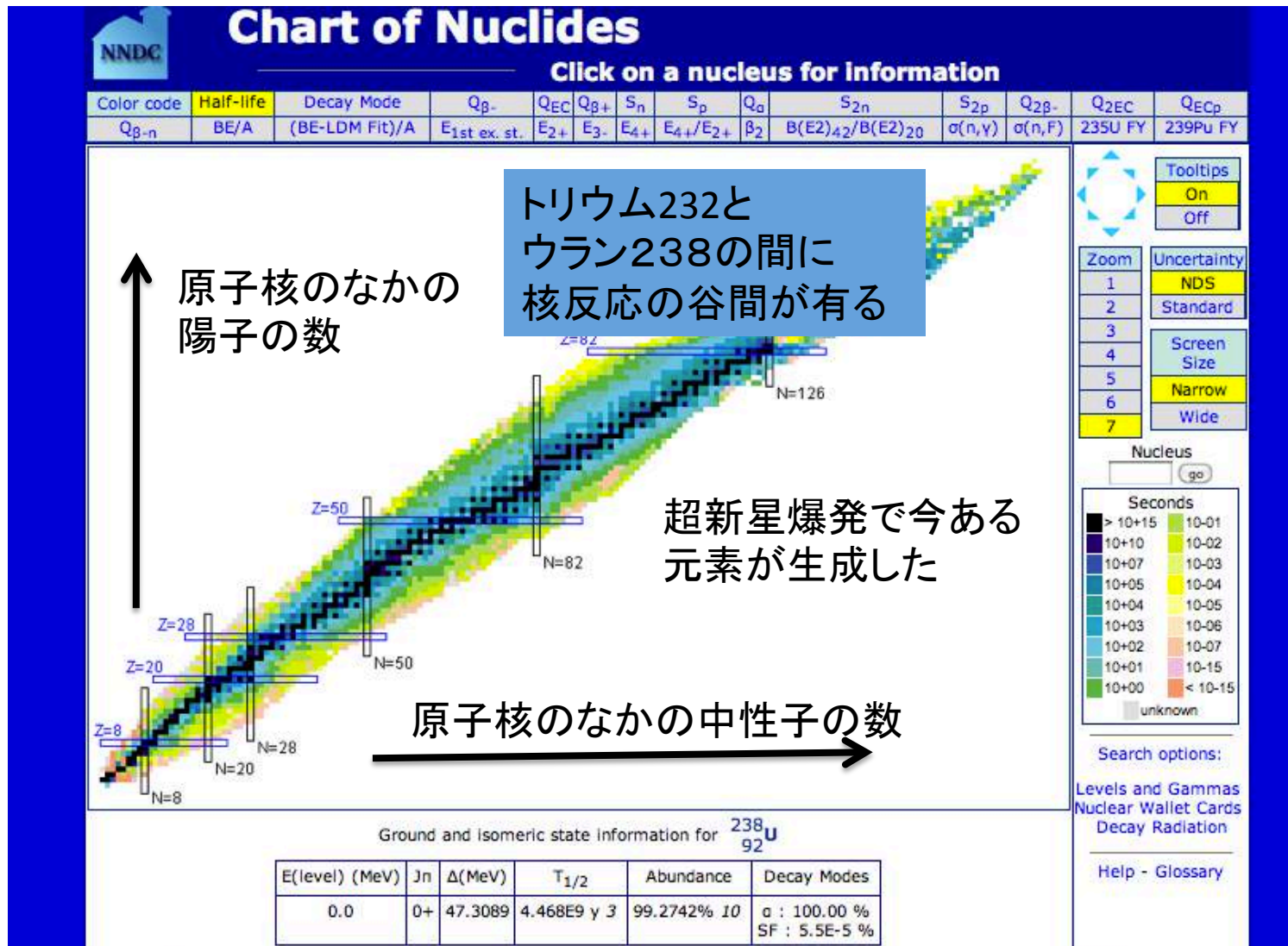
Ref: ICONES23, (Chiba 2015)

### (3) トリウム資源とその活用



# 宇宙を形成する元素の核図表

原子核の特性で、原子炉の中で  
トリウムからは、ウランより重い元素は生成しない



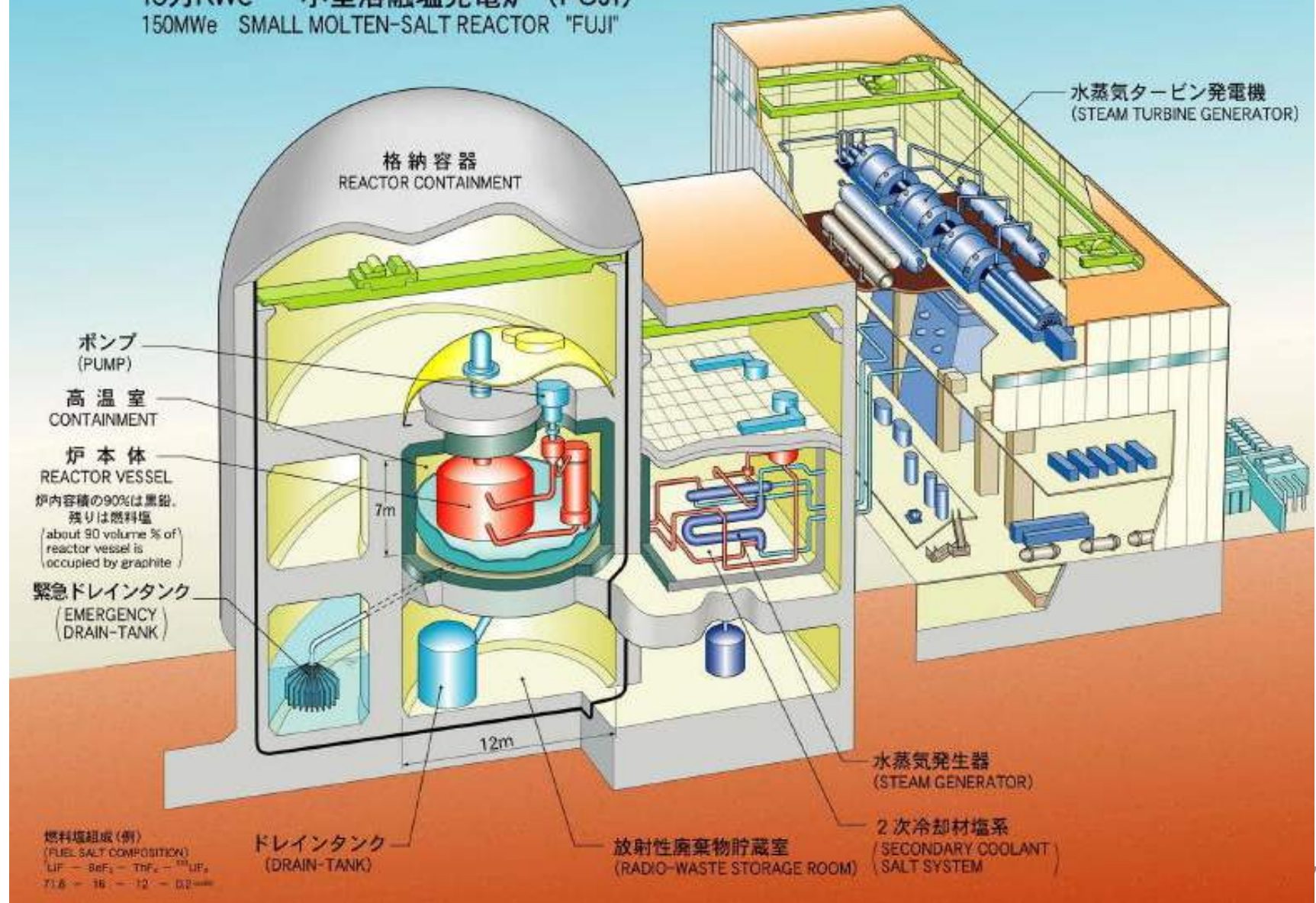
# 天然に存在するトリウムとウラン そこからできるプルトニウム239と、ウラン233

- どちらも、おなじ、核分裂断面積があって、高性能。トップをわけあう
  - 核兵器の臨界質量は、U233がPu239よりも少し小さい。
    - コアの必要量: U-233 < Pu-239 << U-235  
(核分裂性物質として、U233は、高性能)
- どちらも燃料として、天然にあるウラン235よりも、高性能。

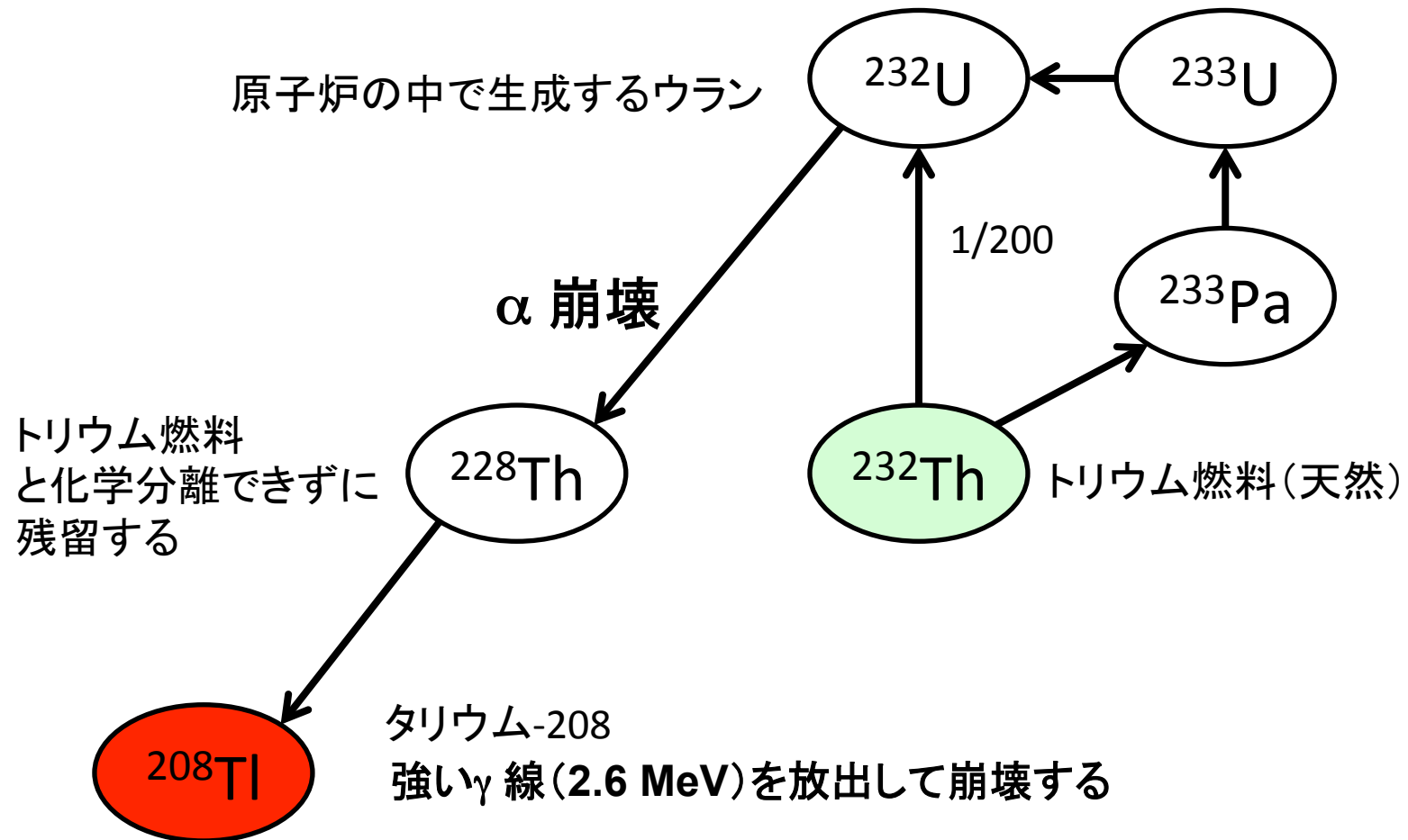
# トリウム溶融塩炉発電所の概念設計

15万KWe 小型溶融塩発電炉 (FUJI)  
150MWe SMALL MOLTEN-SALT REACTOR "FUJI"

(古川、吉岡、三田地)



# トリウム燃料の燃焼に伴うガンマ線の放出



# トリウムからできる ウラン(233)では、核兵器を製造しなかった

- 理由は、強力なガンマ線が発生する為：
  - Th-232 天然トリウムに中性子が当たると、1/200の確率で（U233ではなく）U-232（半減期72年）に、そしてTh-229（半減期1.9年）になり、その生成物は化学分離できない。
  - Te-208 タリウム（ガンマ線、2.6MeV）を放出し、強い $\gamma$ 線がでる。爆弾製造には作業者が被爆するので不向き。U-233は核兵器物質としては放棄された。（遠方からの検出可能性も大きい）

# 核兵器と熔融塩炉技術

(核拡散の抜本的防止)

## 1. 核兵器級プルトニウムの発電転用

- 燃料製造プラント(サバンナバレーのような)が不要であり、核兵器解体現地へのコンパクトな発電炉設置も視野に入る。

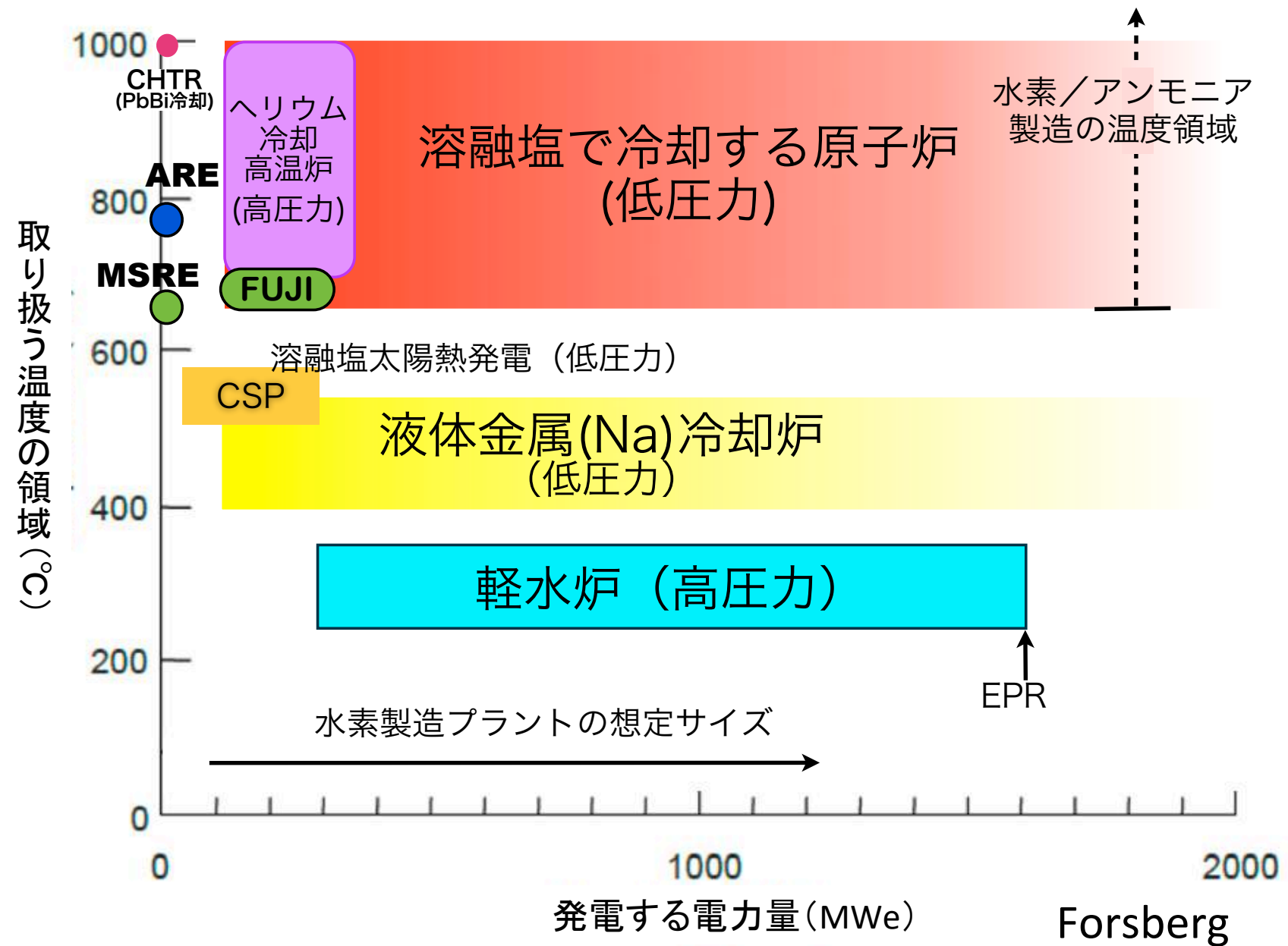
## 2. IAEA査察のための革新技術

- 核兵器転用可能物質のマーカ・トレーサ製造  
U, Pu, Np, 他MAのガンマ線源アイソトープの生産、とくに至近ではReactor in Reactor技術が現実的で有効。
- 有力な新しい要素技術を提供できる —

# 国外・国内の活動状況

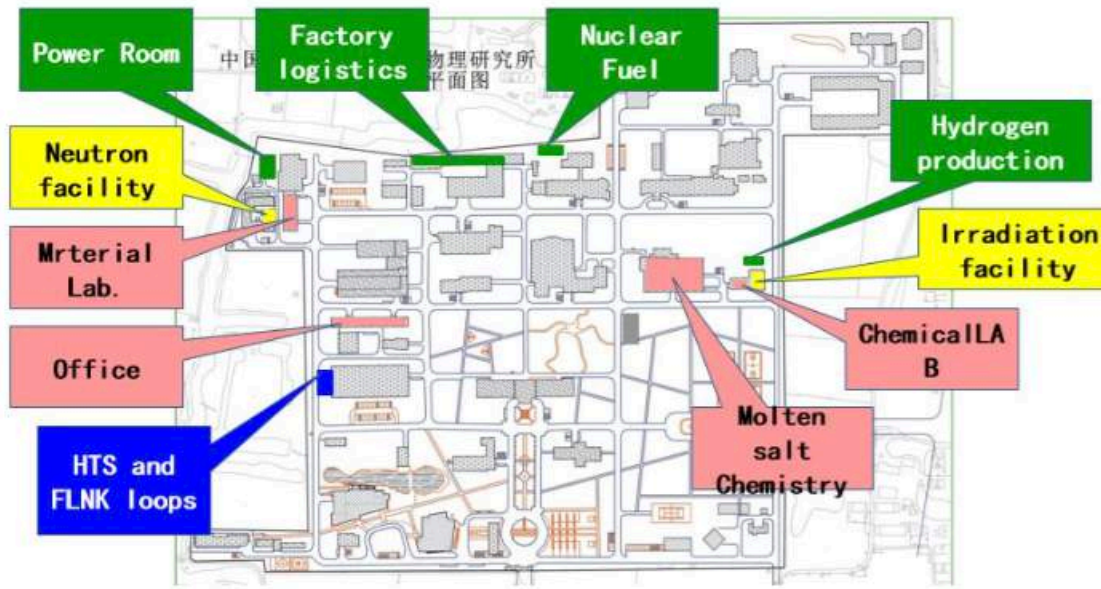


# 熔融塩技術を用いた、高温熱供給システム





# 上海 応用物理学研究所 (SINAP) 高温溶融塩炉の開発 (米国と共同)



Design Platform



Hot Cell



Material test Lab.



Molten salt measure Lab.



$\beta$  Irradiation Facility

ORNL 20 Jan 2013

# 米国 オークリッジ 国立研究所

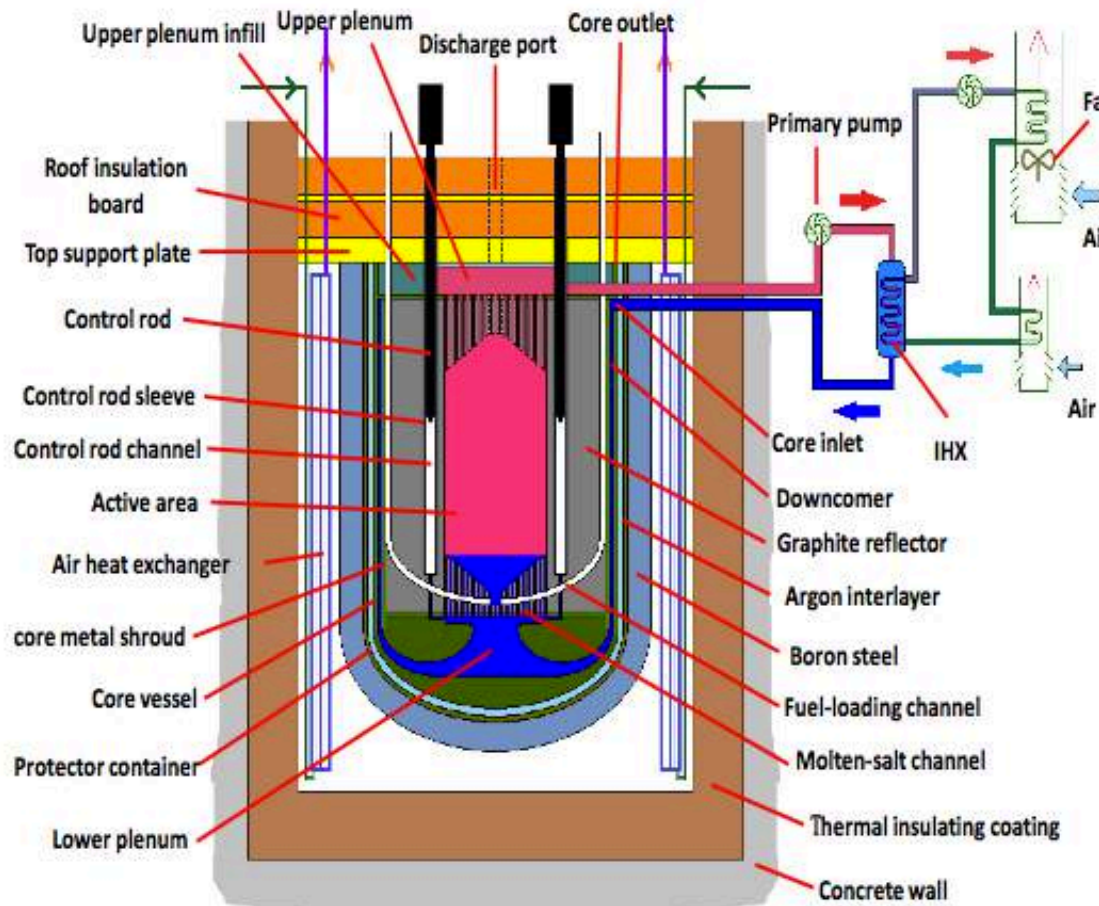
2015年  
縦型の  
フッ化物溶融塩  
ループ稼働開始

David Holcomb 氏





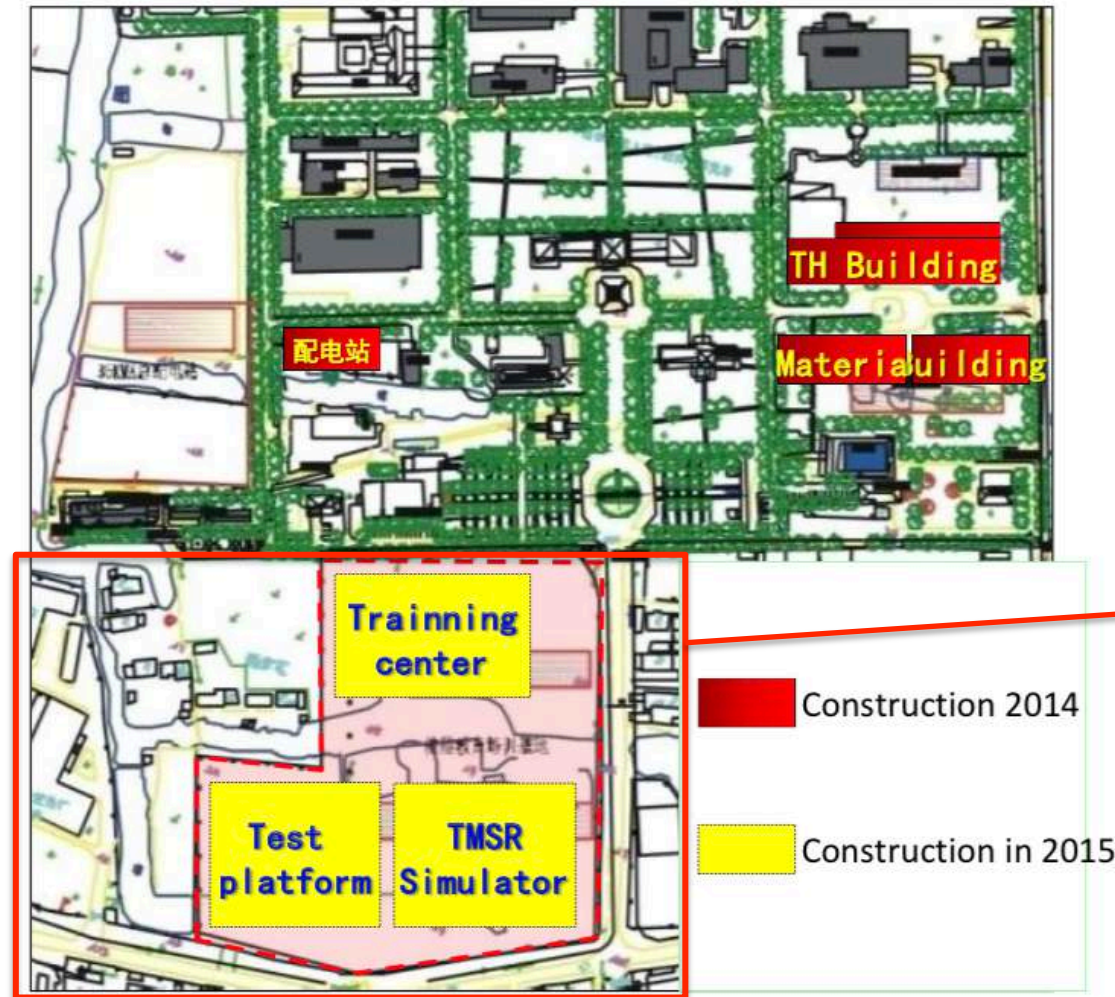
# 上海SINAP、熔融塩冷却炉の設計 ( $2\text{ MW}_{\text{th}}$ で始め、その後 $10\text{ MW}_{\text{th}}$ に拡張想定)



- 1) Concrete wall
- 2) Outer heat/neutron insulation layer
- 3) Passive residual heat exchanger
- 4) silo
- 5) inner heat/neutron insulation layer
- 6) reactor vessel
- 7) Graphite
- 8) down/up plenum
- 9) Control rod sleeves
- 10) Pebble bed injecting channel
- 11) Active zone
- 12) coolant Inlebt/outlet

2016 年末に、フルスケールの  
電気加熱シミュレータ稼働予定

# 上海SINAP 実機スケールの高温熔融塩ループ炉を建設



正門の左脇の  
農地をつぶして  
建設サイトを整地  
(2014)

- Construction 2014
- Construction in 2015



# 欧州共同体の溶融塩 燃料照射 2015～

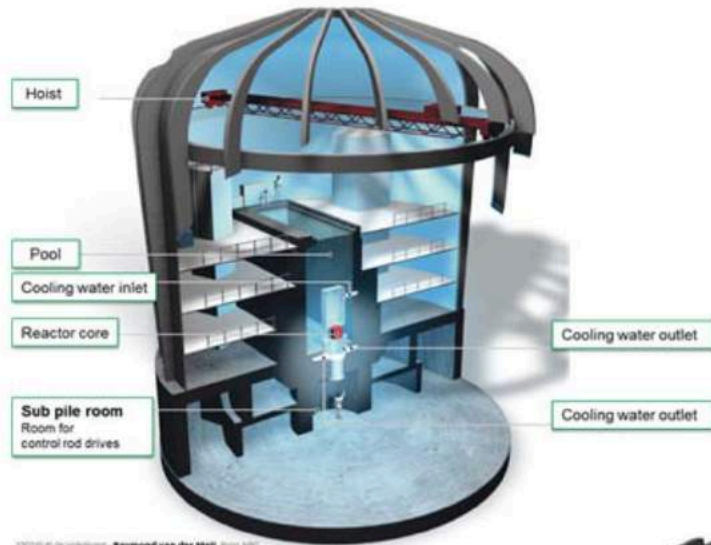


Collaboration NRG  
and JRC-ITU

## Salient irradiation experiment in HFR-Petten

超ウラン元素研究所と共同で  
アクチニド 弗化物を照射

Goal: Fission product behaviour in  
salt, graphite and metallic specimens

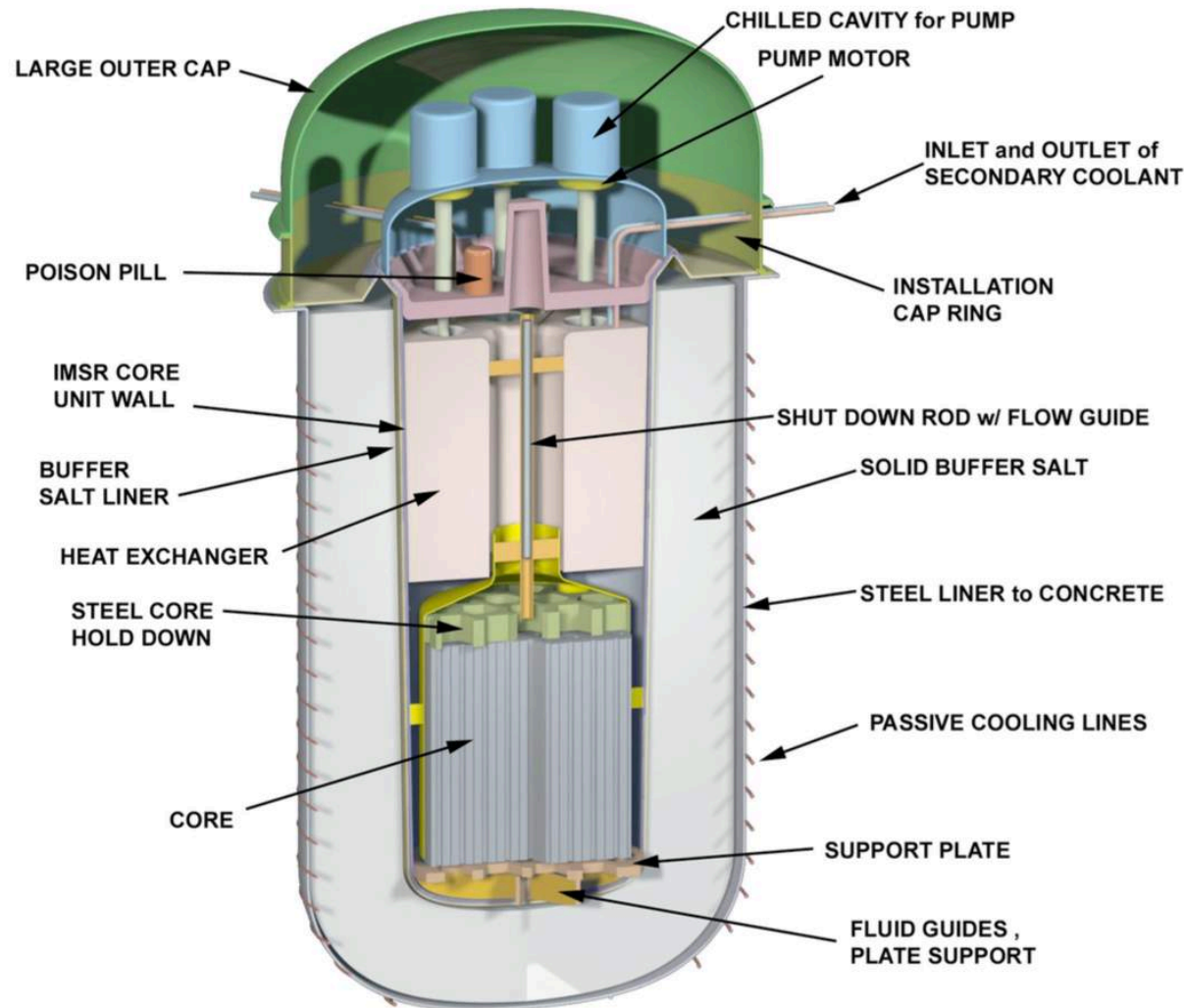


- $\text{ThF}_4$ -LiF eutectic mixture
- $\text{AnF}_4$ - $\text{BeF}_2$ -LiF eutectic mixture (FLIBE)



- Corrosion-resistant graphite crucible
- Open container (metallic filter) to accommodate FG release
- Crucible wall temperature maintained at  $T_{\text{melt}} + 50 \text{ K}$
- Neutron fluence monitored through activation sets

# カナダの民間企業によるトリウム溶融塩炉の開発 (2015～) Terrestrial社 (LeBlanc設計)



8M\$資金調達

密封一体型

メンテナンス  
フリーに挑戦

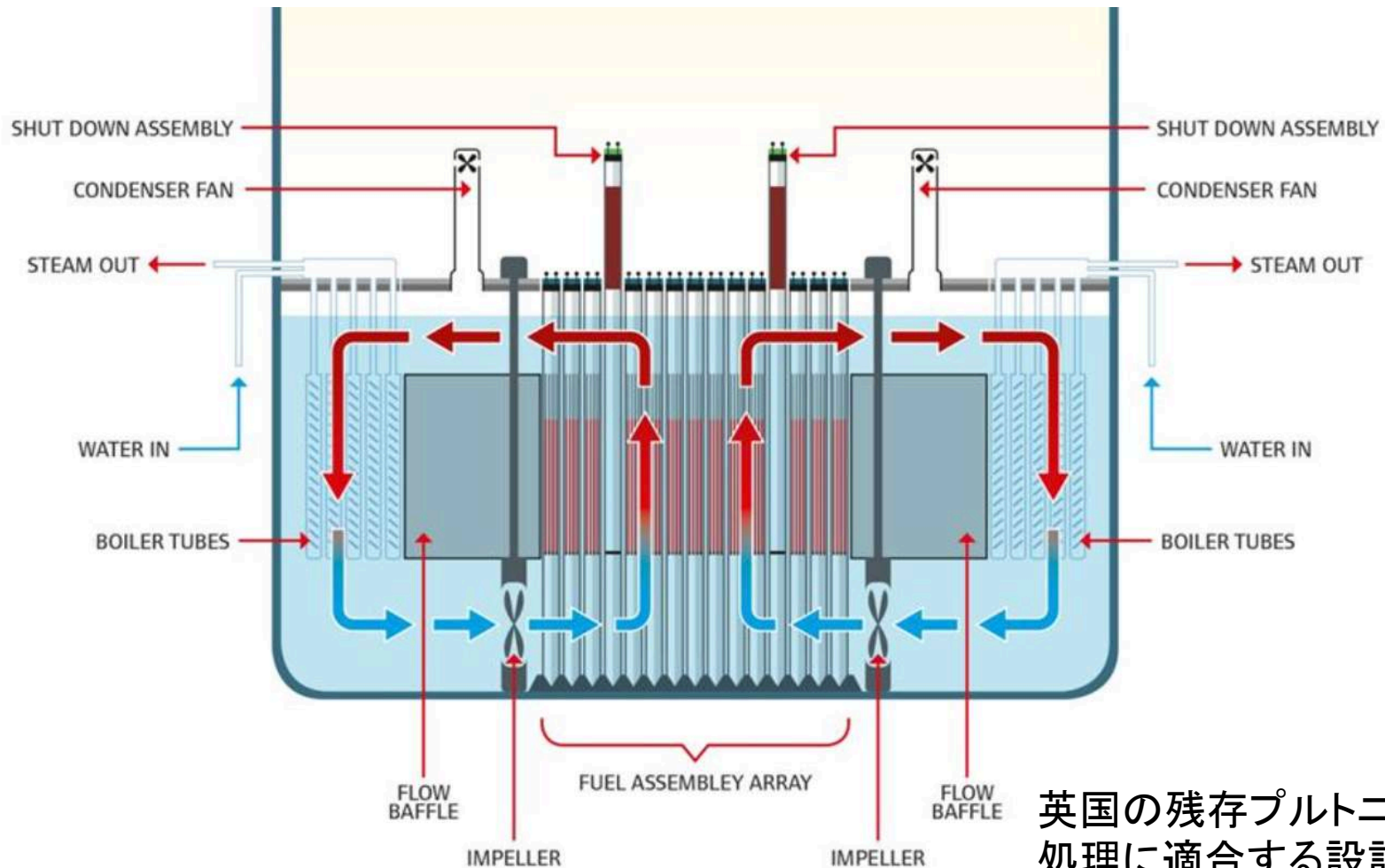
7～15年燃料  
交換なし

ORNLに人を  
派遣し設計と教育

# MOLTEX(英国)

## 塩化物溶融塩燃料 高速中性子炉

Dr. Scott, UK, 2014



英国の残存プルトニウム  
処理に適合する設計

# 米国DOEによる溶融塩炉R&D研究への資金拠出

(2016年1月15日発表)

- 2016年度、国から6M\$ (約7億円)、民間資金1.5M\$と合計で約9億円相当を溶融塩炉に投入。
- 2035年の実証に向け、他一件(高温ガス炉)と合計で上限8000万ドル(約94億円)を国が支援。
- 研究開発チーム
  - Southern Company Services (サザン電力の子会社)
  - テラパワー(ビル・ゲイツ)、EPRI (米国電力研究所)
  - Vanderbilt 大学 (テネシー州、ナッシュビル)
  - オークリッジ国立研究所 (テネシー州、ノックスビル)
- 対象は、塩化物溶融塩燃料・高速中性子炉



# フッ化物と塩化物の長所・短所

	長所	短所
フッ化物	<ul style="list-style-type: none"><li>• 原子炉◎</li><li>• 高温炉が狙える</li><li>• 熱炉も高速炉も可</li><li>• トリウム燃料化学はほぼ実証済み</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>• 乾式再処理△</li><li>• 高ニッケル合金が必要</li><li>• <u>炉内放射線分解なし</u></li></ul>
塩化物	<ul style="list-style-type: none"><li>• 乾式再処理◎</li><li>• ステンレスが使える可能性あり</li><li>• フッ化物より低温プラントとなる可能性</li></ul>	<ul style="list-style-type: none"><li>• 原子炉 △ (運転経験が無い)</li><li>• セラミックス被覆ないし防食用消耗材が必要</li><li>• Cl-37濃縮でもNaと同程度に熱中性子を吸収</li><li>• <u>炉内放射線分解不明</u></li></ul>

# フッ化物溶融塩と塩化物溶融塩原子炉

- トリウム・フッ化物溶融塩 原子炉は、以下の点で成熟している
  - 炉内化学が安定していることが実証済み
  - トリウム・ウラン、なので燃料化学が単純。さらに、ウランの価数変化で酸化還元状態が半自動的に調整される。
  - 材料とのコンパチビリティが炉内で粒界腐食のレベルまで解明され、対策が立案されている
- 塩化物・ウラン・プルトニウム 原子炉は、化学的、材料学的に、未解決な課題が多い
  - プルトニウム、アメリシウム、ネプツニウムの化学が複雑な化合物をつくる可能性がある。固化析出するとホットスポットとなる。局所的な孔食を防ぐエンジニアリングが不可欠
  - 原子炉運転中での化学状態制御方法が未開発。

# 塩化物溶融塩炉、特記事項

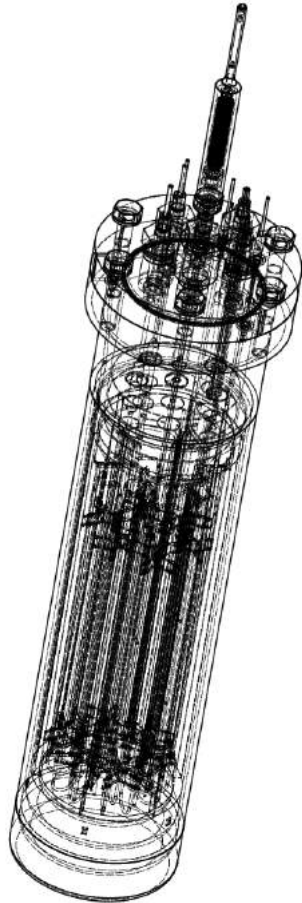
- 電中研(国内)にデータが揃っている。
  - 六ヶ所村第二再処理工場用に開発した乾式再処理(塩素工程)に接続できる。
  - アクチニド(超ウラン元素)の相図データがある。
- 原子炉燃料としての実績への道
  - 核分裂の効果(電子励起・分解と再結合)、高温での材料と塩とのコンパチビリティが未確認だが、大洗ホットラボ、JOYO高速炉などの施設を使えば、国内でデータを取得する道がある。

# 国内の研究開発

- 学会
  - 原子力学会 研究専門委員会（山脇道夫委員長）  
「熔融塩技術の原子力への展開」  
第一期(2013-2015)第二期(2015-2017)
- 民間団体
  - トリウム熔融塩国際フォーラム(NPO)  
(NEA第四世代炉会議へのオブザーバ派遣、など)
  - トリウム・テック・ソリューション(株式会社)  
OECDハルデン炉プロジェクト(ノルウェー)の原子炉  
で照射準備中(2016年夏までに準備完了予定)
  - いくつかの民間組織が草の根活動中

# (株)トリウム・テック・ソリューションによる 液体燃料照射環境の開発

3.11福島原子力事故ののち、原子力エネルギーへの期待をもつ民間の有志が資金援助して活動



ハルデン原子炉プロジェクトを運営するIFE(ノルウェーエネルギー研究所)と、照射試験開始準備を行う契約を締結し、2016年の夏までに国際共研照射試験参加呼びかけ準備を予定

2016年1月時点で、モックアップ試験リグの設計が完了

# ノルウェー、ハルデン原子炉

(岩盤を繰り抜いて設置。直上は住宅地)

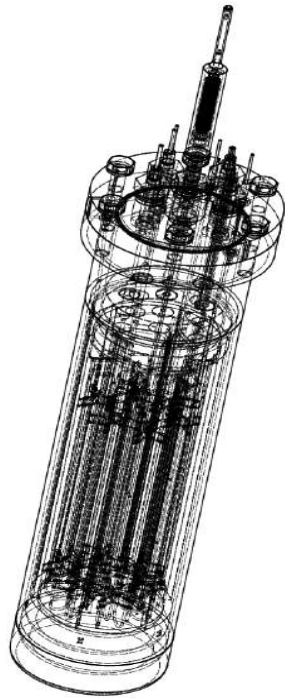
70年代から、米国／日本／北欧の発電炉燃料の許認可データはここで取得された



# 液体原子燃料で、原子力技術の世界に新しい扉を開く -

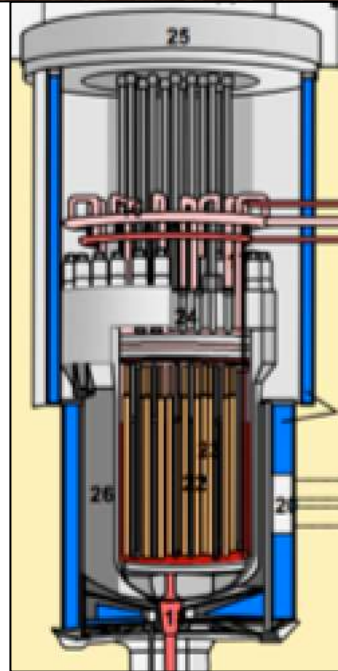
原子炉炉心のなかに  
化学反応炉を組み込み  
核反応と化学反応を両  
立させて、新しい産業  
基盤を創出する

Reactor in Reactor<sup>®</sup>



計装付き液体  
燃料実験リグ

OECD 共同プロジェクト  
ハルデン原子炉計画  
(ノルウェー国)



国際共研で運営される  
ハルデン原子炉

既存の原子力プラントの中に  
燃料体の一部として組み込む  
ことで液体燃料取り扱いの  
経験を蓄積する

軽水冷却発電炉  
(LWR; PWR/BWR)

ナトリウム冷却  
高速増殖炉  
(LM-FBR)

フッ化物溶融塩  
を冷却材とする  
高温炉 (FHR)

実験データ  
設計手法

TTS:Thorium Tech Solution inc. (Japan)

21 Nov. 2015

# [提言]

## 廃棄物処理のBroad Approach (BA)

液体燃料原子炉はマイナーアクチニド廃棄物燃焼の最先端技術。福島サイト設置で、その未来を明るくできる

