



私たちを取り巻く原子力発電の諸問題、 核廃棄物及びトリウム溶融塩炉の問題抽出

株式会社 地域情報研究所
次世代エネルギー研究所
2022年11月25日

1.はじめに

**問題整理に当たり、必要と思われる参考資料群を以下に列記した。
これらの中から重要と思えるものをフォーカス、共通的に出なければそれは、
問題点として捉えた。**

[溶融塩の流動点 - 検索 \(bing.com\)](#)

[プルトニウム削減へ新指針 原子力委、15年ぶり改定: 日本経済新聞 \(nikkei.com\)](#)

[中国が従来よりはるかに安全な溶融塩を使った原子力発電所の開発を計画 - GIGAZINE](#)

[トリウム溶融塩型原子炉が普及しない理由 - takumi296's diary \(hatenablog.com\)](#)

[一般社団法人日本バルブ工業会 - 今後のエネルギー問題を考える #4 \(j-valve.or.jp\)](#)

[日本に溜まるプルトニウムを消化してくれるトリウム原子炉 軽水炉と太陽光の弱点補うトリウム原子炉 \(1\) Wedge ONLINE\(ウェッジ・オンライン\) \(ismedia.jp\)](#)

[ATOMICA 03-04-11-01.pdf](#)

https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyoo/final_disposal.html

[環境省 原子炉内の生成物 \(env.go.jp\)](#)

[プルトニウム、超ウラン元素の消滅技術 - 森中定治ブログ「次世代に贈る社会」 \(goo.ne.jp\)](#)

[【日本】電事連、原発プルサーマル基を「2030年までに12基」の新計画。中間貯留・再処理という難題も | Sustainable Japan](#)

<https://www.rri.kyoto-u.ac.jp/shiroya-lb/ads.htm>

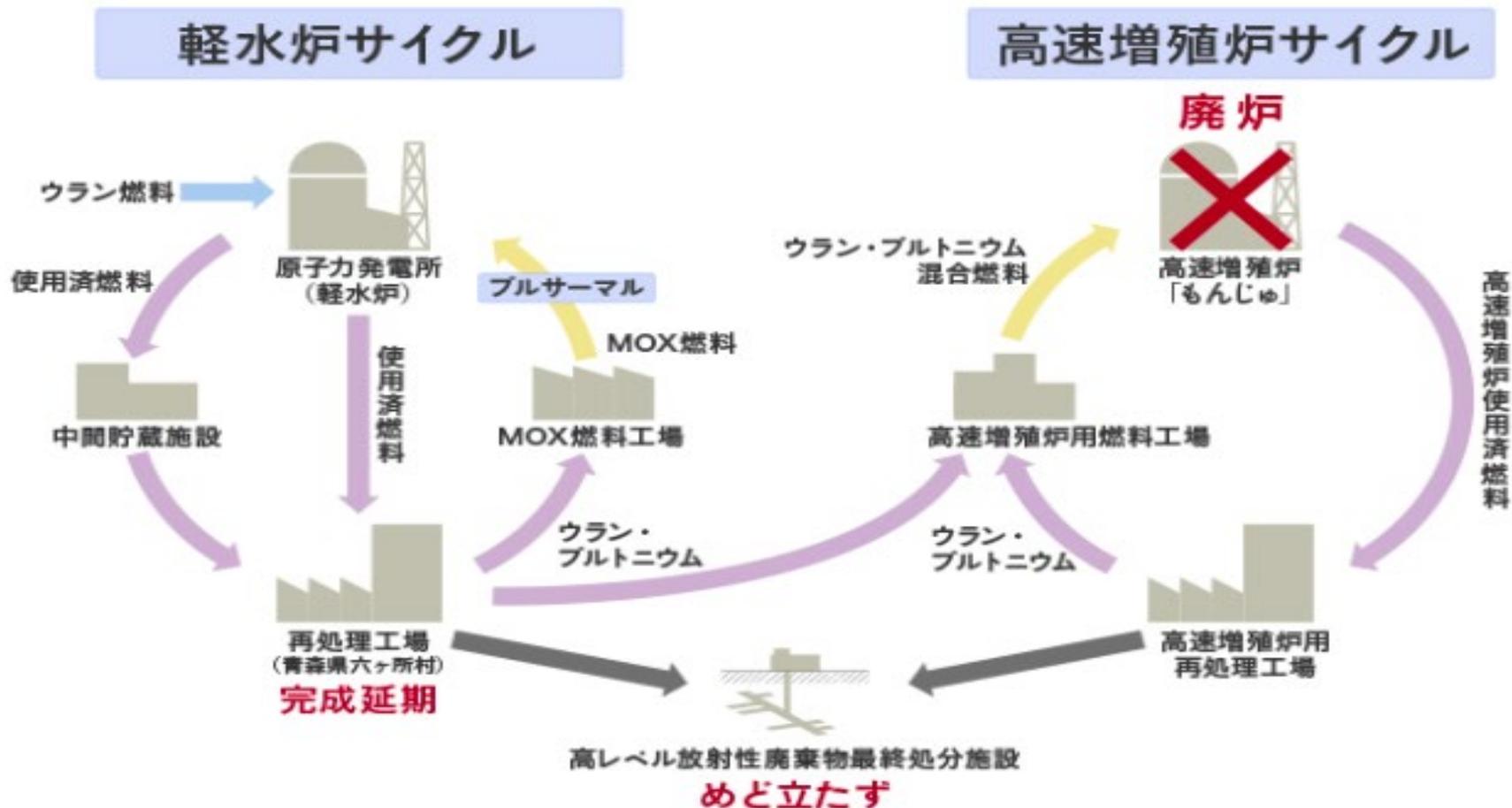
[溶融塩炉 \(03-04-11-02\) - ATOMICA - \(jaea.go.jp\)](#)

<https://www.bing.com/ck/a?!&&p=e955296d5e486d5dJmltdHM9MTY2ODgxNjAwMCZpZ3VpZD0yYjFiODg4ZC05YzhiLTZhOTUtMjBkYy05OTMyOWQ2MTZiOWEmaW5zaWQ9NTE2NQ&ptn=3&hsh=3&fclid=2b1b888d-9c8b-6a95-20dc-99329d616b9a&psq=プルトニウムの消滅&u=a1aHR0cHM6Ly9jb25maXQuYXRsYXMuanAvZ3VpZGUvZXZlbnQtaW1nL2Fic2oyMDE2cy8zTzAyL3B1YmtpYy9wZGY&ntb=1>

<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/old/backend/siryo/back23/siryo3.htm>

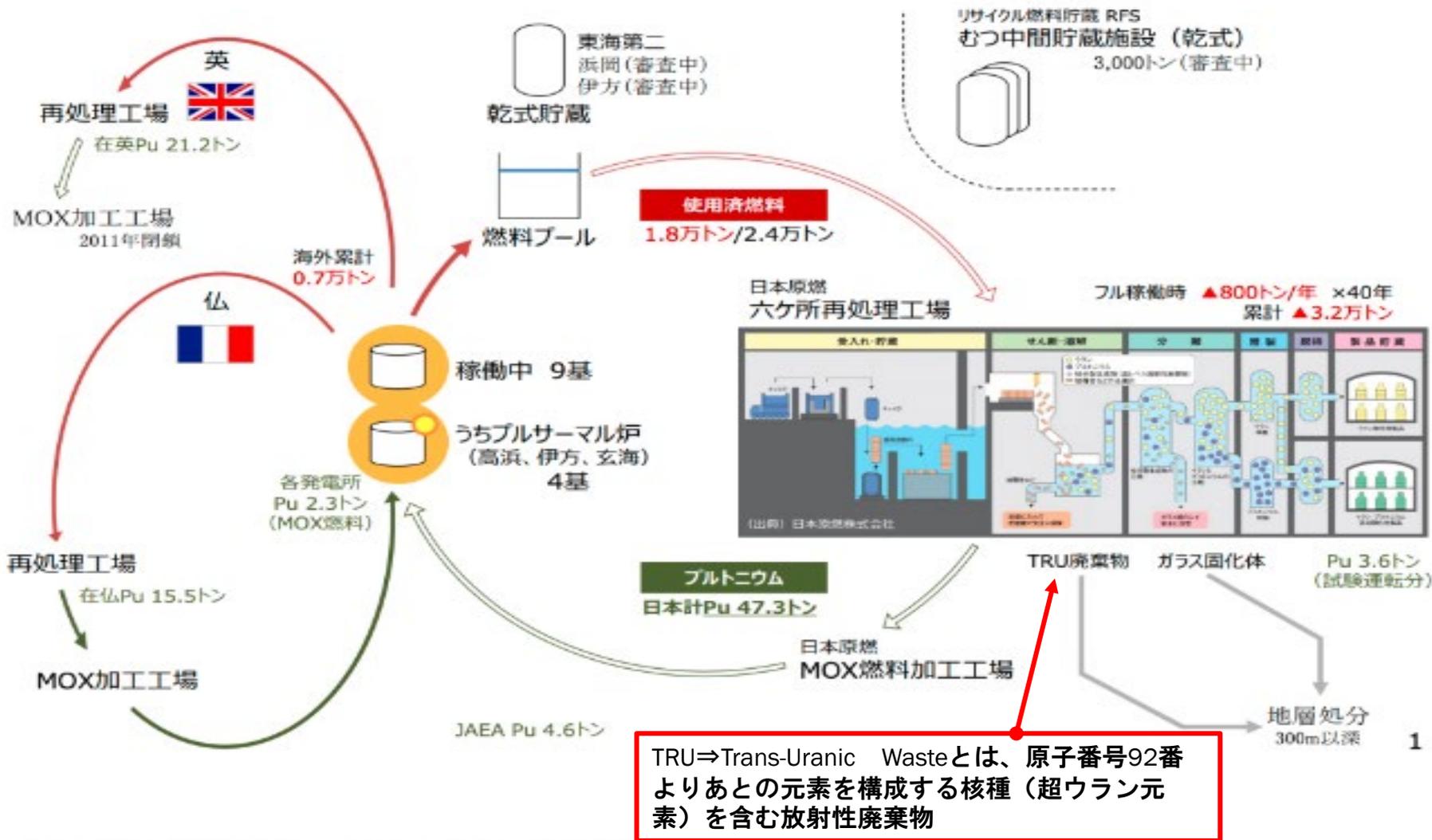
<https://www.bing.com/ck/a?!&&p=d4e795382088b204JmltdHM9MTY2OTE2MTYwMCZpZ3VpZD0yYjFiODg4ZC05YzhiLTZhOTUtMjBkYy05OTMyOWQ2MTZiOWEmaW5zaWQ9NTE0Q&ptn=3&hsh=3&fclid=2b1b888d-9c8b-6a95-20dc-99329d616b9a&psq=プルトニウム消滅%e3%80%80廣瀬保男&u=a1aHR0cHM6Ly9jb25maXQuYXRsYXMuanAvZ3VpZGUvZXZlbnQtaW1nL2Fic2oyMDE2cy8zTzAyL3B1YmtpYy9wZGY&ntb=1>

2.軽水炉サイクル・高速増殖炉サイクルと核燃料燃焼前後の生成物比率



原子力発電となるウランには、「核分裂しやすいU235」と「核分裂しにくいU238」が含まれている。原子力発電の燃料は、主にU235から得ています。自然界でU235は、1%にも及ばず、残りの99%がU238です。このU238の有効活用するべく研究がなされ、核分裂がしやすいプルトニウムに変えてエネルギーを生み出す。これが「高速増殖炉：もんじゅ」でしたが、**2018.3廃炉**が決定しました。

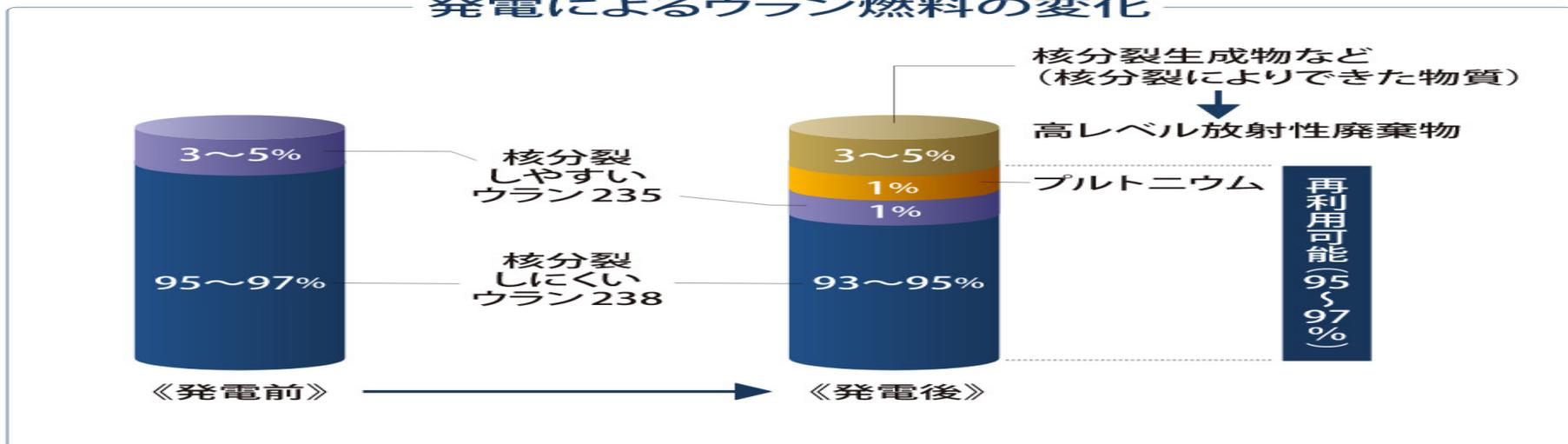
核燃料サイクルの現状



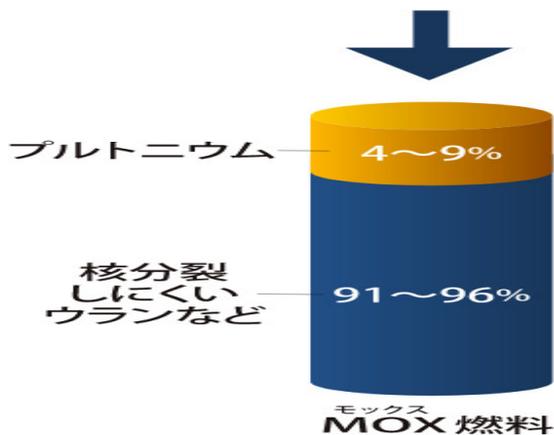
(出所) 経済産業省「参考資料 (核燃料サイクルの現状)」2018年

核燃料 発電前：U238（95～97%）＋U235（3～5%）⇒発電後：U238（93～97%）＋U235(1%)＋プルトニウム(1%)＋核分裂生成物（3～5%）

発電によるウラン燃料の変化



再処理・加工

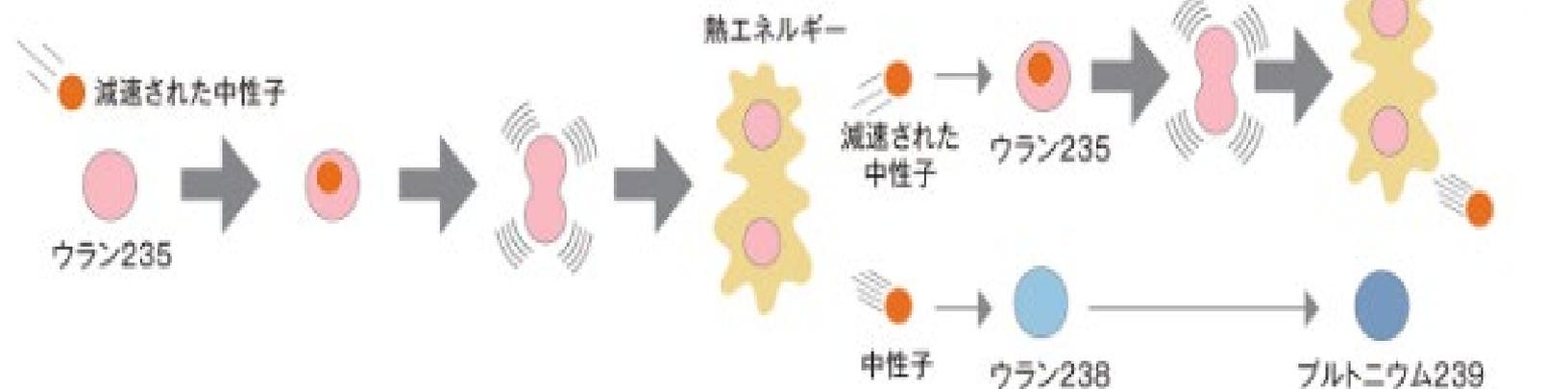


3.通常の軽水炉の核燃料の構成比（発電前、発電後）

	通常の軽水炉（使用される核燃料）	構成比（％）
核燃料の 構成比（燃焼前）	U-238	95～97
	U-235	3～5
核燃料使用後 の構成比（燃焼後）	U-238	93～95
	U-235	1
	プルトニウム	1
	高レベル放射性廃棄物	3～5

●軽水炉での核分裂とプルトニウムの生成

炉内で生成
ネプツニウムNp、アメリシウムAm等



照射・燃焼前・後の整理 (もう一回)

新燃料1トンの組成	原子炉内発電前・後の違い			記事
	使用前	使用済		
	重量(kg)	重量(kg)		
U235	45	13	⇒	燃え残り
U238	955	930	⇒	余ったU238の扱い?もんじゅでPu
核分裂生成物	0	46	⇒	ガラス固化体
プルトニウム	0	10	⇒	再利用: プルサーマル基へ
MA: マイクアチノイド	0	1	⇒	アチノイド 核種元素からU、Puを
合計	1,000	1,000		取り除いたものでNp、Am、Cm といった非常に長寿命のものが 含まれる。

4. MOX燃料とは?

使用済核燃料からプルトニウムを回収し、再処理した上でU-238、U-235を混ぜた燃料のことを「MOX燃料」と言い、MOX燃料も燃料として使用できる軽水炉をプルサーマル基という。

5. プルサーマル基と呼ばれる原発は? (MOX燃料対応可の原発)

関西電力高浜発電所: 2基、四国電力伊方発電所: 1基、九州電力玄海発電所1基の**合計4基**である。

電気事業連合会 (2020.12.17) は、現在あるプルサーマル基を2030年度までに**12基以上に増やす**ことを新たな計画として定めた。プルサーマル基とする予定の発電所は、電源開発: 大間発電所1基、日本原子力発電: 敦賀発電所及び東海、東海第二発電所1基、北海道電力泊発電所1基、中部電力浜岡発電所1基、中国電力島根発電所の計6基であるが、そのうち地元の同意が得られているのは、4基である。また東京電力は、入っていない。

6. 「六ヶ所村の再処理工場が完成延期だが？」

MOX燃料は、青森県六ヶ所再処理工場で生産する計画だが、建設が遅れ完成していない。そのためプルトニウムをフランスに送り、フランスでMOX燃料にされたものを輸入している。フランス、イギリスの2018年時点での日本のプルトニウム保管量：**フランス15.5TON、イギリス21.2TON**で現在イギリスのMOX加工工場は閉鎖。フランスと英国は、日本に対して早急に日本国内にプルトニウムを送り返すように求めている。

7. 「六ヶ所村再処理工場の**驚くべき延期回数と費用総額**」

当初の計画では2009年に試運転テストを終了する予定だったが、**20回以上**、計画を延期しており、日本原燃は12月17日に「2023年度からプルトニウムの取り出しを開始できる。」とする暫定的な計画をまとめ、2021年度上期稼働としていた計画を再度延期した。建設費用は原子力発電を行っている事業者から、使用済核燃料の発生量に応じて資金を徴収しているが、MOX燃料生産工場での費用は、当初総工費計画の7600億円から既に**3兆円**にまで膨れ上がっている。

六ヶ所再処理工場にも**別途14兆円**を費やした。工場が稼働すると、年800TONの使用済核燃料を処理される。「本当に再処理工場は完成するのか？」疑念が残る。

8.日本が国内外にもつプルトニウムの量

約47.3TON (2017年末時点)、原爆約6000発分、要はプルトニウムがとんでもなく桁違いに溜まっている。

9.使用済核燃料の貯留状況

日本国内の使用済核燃料は、各発電所や一部は六ヶ所再処理工場の付近の貯留所に蓄積された状態で、すべてが六ヶ所村再処理工場が正常に稼働開始できるかどうかにかかっている。

既に日本国内の貯留状況は、2018年時点で75%が満杯。

現在、伊方、玄海、東海第二、浜岡の各原子力発電所内と貯留キャパシティの拡張と青森県のむつ中間貯留施設での貯留開始を申請し、対策を講じているが、当然地元の理解が必要となる。

むつ中間貯蔵施設は、東京電力80%、日本原子力が発電の20%の比率で、使用済み核燃料を受け入れる計画となっていたが、ここに来て関西電力のものも受け入れるよう電事連側が調整を図っている。



10. もっと詳しく原子力発電所の使用済燃料の貯蔵量 (別資料：電気事業連合会データから確認、9.項では75%、本資料76%)

各原子力発電所の使用済燃料の貯蔵量						
電力会社	発電所名	2021年12月末現在		使用済燃料占有比 (%)	1炉心 (tU)	1取替分 (tU)
		使用済燃料貯蔵量 (tU)	管理容量(tU)			
北海道電力	泊	400	1,020	39	170	50
東北電力	女川	480	860	56	200	40
	東通	100	440	23	130	30
東京電力	福島第一	2,130	2,260	94	580	140
	福島第二	1,650	1,880	88	0	0
	柏崎刈羽	2,370	2,910	81	960	230
中部電力	浜岡	1,130	1,300	87	410	100
北陸電力	志賀	150	690	22	210	50
関西電力	美浜	460	620	74	70	20
	高浜	1,330	1,730	77	290	100
	大飯	1,760	2,100	84	180	60
中国電力	島根	460	680	68	100	20
四国電力	伊方	720	930	77	70	20
九州電力	玄海	1,080	1,290	84	180	60
	川内	1,050	1,290	81	150	50
日本原子力発電	敦賀	630	910	69	90	30
	東海第二	370	440	84	130	30
合計		16,270	21,350	76	3,920	1,030

出典：電気事業連合会調べのデータより

10. 100万KWの発電設備1年間運転するための燃料比較（資源I社片一庁）

- ・ 濃縮ウラン燃料：10TONトラック2.1台⇒ 21トン
- ・ 天然ガス：LNG専用船 4.75隻、20万トンLNG船⇒95万トン
- ・ 石油：大型タンカー7.75隻、20万トン石油タンカー⇒155万トン
- ・ 石炭：大型石炭運搬船11.75隻、20万トン船⇒235万トン

11. 柏崎刈羽原発は、<2021.12.末 現在>

使用済燃料貯蔵量÷管理容量＝使用済燃料占有比（％）：**81%**である。

全国平均は76%占有比となる。脱炭素に隠れて原発稼働の優先度を上げれば、いずれ使用済燃料の管理容量は、満杯となる。

12. MOX燃料の位置づけ

MOX燃料は、もともと高速増殖炉での使用が計画されてきたが、日本原子力研究開発機構が進めていた高速増殖炉「もんじゅ」が頓挫し、2016年に廃炉決定した。また新型転換炉「ふげん」は先に2003年廃炉が決定した。そのため既存の軽水炉でMOX燃料を使用するプルサーマル計画のみが、現在生き残っている計画となっている。

13.トリウム溶融塩型原子炉の概念図、溶融塩物性、FUJI設計仕様、FUJI鳥観図

13.1概念図

溶融塩原子炉とは

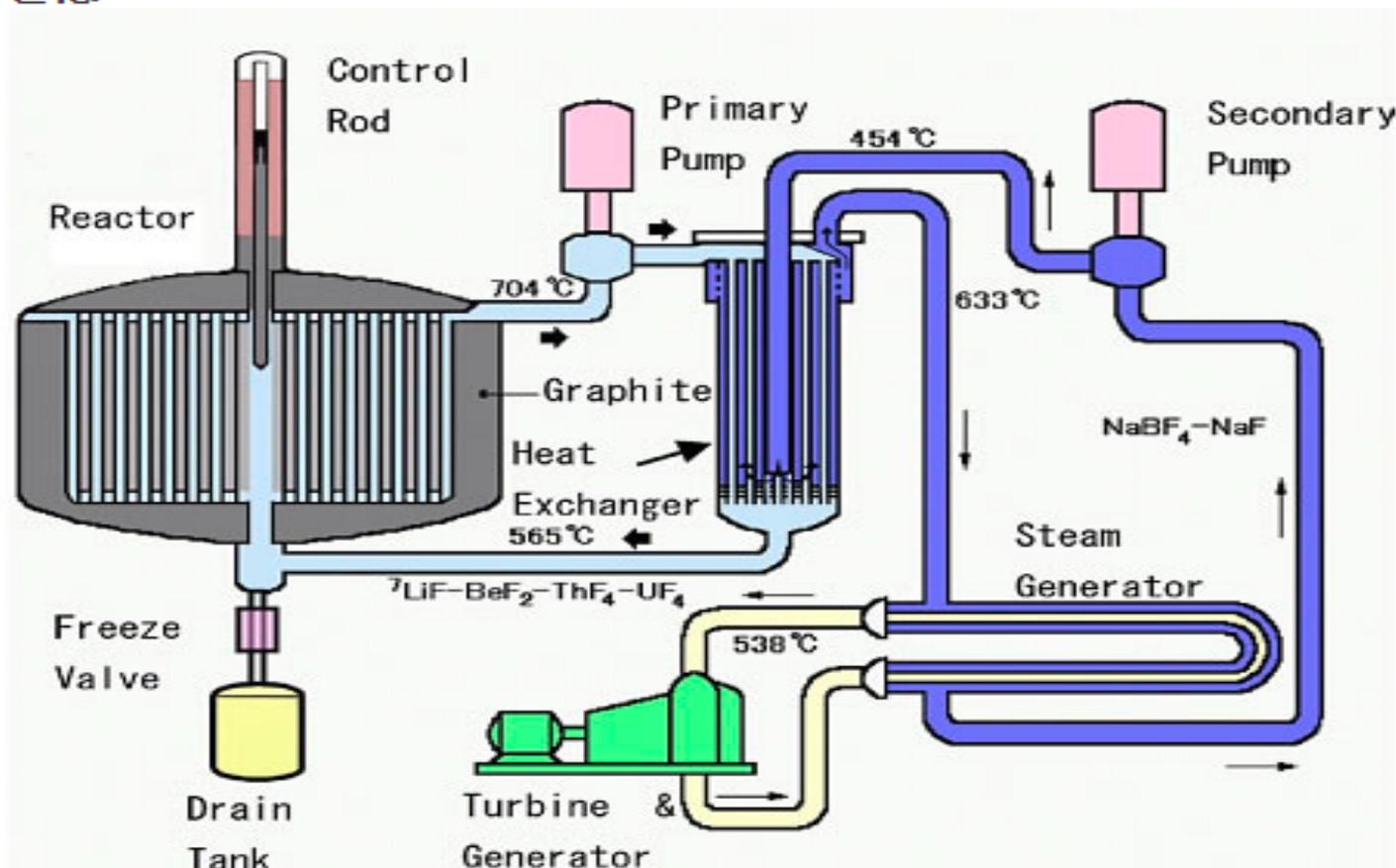


図1 溶融塩炉の概念図(出典: NPO 法人トリウム溶融塩炉国際フォーラム)

13.2 溶融塩の流動点（上図の ${}^7\text{LiF}$ - BeF_2 - ThF_4 - UF_4 の物性値）

表1 代表的な燃料塩の物性値（MSBRの例）

成分	${}^7\text{LiF}$ - BeF_2 - ThF_4 - UF_4
組成	71.7 - 16 - 12 - 0.3 mole %
融点	499°C (近似)
蒸気圧	<0.1mmHg (621°C)
沸点	1525°C
密度	3.28 g/cm ³ (704°C)

[出典] 溶融塩増殖炉研究専門委員会報告書「溶融塩増殖炉」、
日本原子力学会(1981)、p.61

13.3 FUJI-II²³³U 原子炉設計仕様 (1999)

表4 “FUJI-II²³³U”原子炉 設計仕様(1999)

熱出力	350MWt
電気出力(ネット)	154MWe(熱効率44%)
原子炉容器	直径 / 高さ:5.3 / 5.5m
1流体2領域炉心	1炉心部領域+ブランケット部領域
平均出力密度	7.0kW/リットル
燃料塩炉心出入口温度	980K / 840K
燃料塩	
組成	${}^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4-{}^{233}\text{UF}_4$ 71.78-16.0-12.0-0.22 mol%
転換比	0.95
インベントリ	${}^{233}\text{U}$: 0.54 ton Th : 29.2 ton 黒鉛 : 182 ton
主配管直径	25cm

[出典]Mitachi, K., Suzuki, T., Nakanishi, Y., Obayashi, D. & Furukawa, K :
A Preliminary Design Study of a Small Molten Salt Reactor for
Effective Use of Thorium Resource, 7th International Conf. on
Nuclear Engineering, Apr. 19-23, Tokyo, Japan (1999).p4

13.4 15万KWe小型溶融塩発電炉 (FUJI) 鳥観図

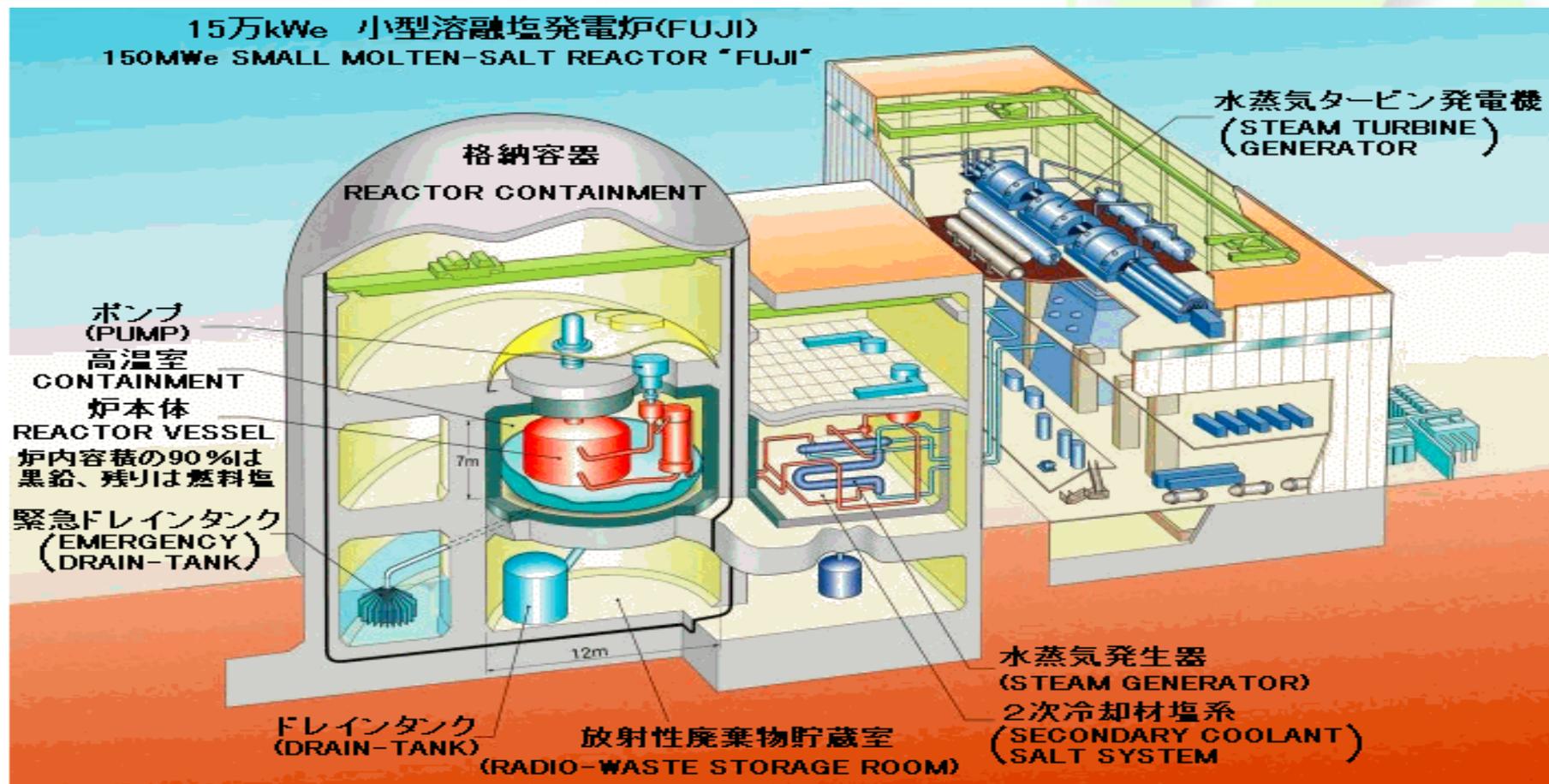


図3 15万 kWe 小型溶融塩発電炉 (FUJI) 鳥瞰図

[出典] Furukawa, K., et al., "Summary Report: Thorium Molten-Salt Nuclear Energy Synergetics", J. Nucl. Sci. & Tech., Vol.27, No.12, p.1165(1990)

13.5今後の課題、展望 < 溶融塩炉03-04-11-02-ATOMICA-jaea.go.jpより > 日本原子力研究開発機構

溶融塩炉は豊富なトリウム資源の利用や核拡散抵抗性に優れているほか、高温での熱利用、オンラインの再処理の実施の可能性等の特徴を有する。米国のMSREでの運転実績により基本的な技術の実証が行われたものの、実用化にはいくつかの技術開発、実証等が必要とされている。

米国で2002年9月に報告された第四世代原子炉システムの推進計画における研究目標の検討書によれば、今後本炉の開発において解決すべき技術課題として以下のような事項が指摘されている。

- 1) 溶融塩におけるアクチノイド等の物質の溶融特性
アクチノイドの意味:原子番号89のアクチニウムから103のローレンシウムまでの15種の元素群。すべて強い放射能をもち、物理的・化学的性質とも互いによく似ている。
- 2) 溶融塩燃料の化学的な寿命特性、再処理、精製、廃棄物の最終処分
- 3) 構造材料の健全性、信頼性、寿命等の研究
 ⇒高耐食性材料：ハステロイ、インコネル等
- 4) 黒鉛材料技術、安定性実証等
- 5) トリチウムの制御技術等

	原子番号	元素名	元素記号	
アクチノイド	89	アクチニウム	Ac	
	90	トリウム	Th	
	91	プロトアクチニウム	Pa	
	92	ウラン	U	
	超ウラン元素	93	ネプツニウム	Np
		94	プルトニウム	Pu
		95	アメリシウム	Am
		96	キュリウム	Cm
	超キュリウム元素	97	バークリウム	Bk
		98	カリホルニウム	Cf
		99	アインスタイニウム	Es
		100	フェルミニウム	Fm
		101	メンデレビウム	Md
		102	ノーベリウム	No
		103	ローレンシウム	Lr

14.トリウム炉の大型化への疑問

ウラン型原子炉に比べて**複雑な形状**になるため装置を大きくできない。
古川和男博士は「原発安全革命」・文芸春秋の中で「10万～30万KWの
小型発電炉」を複数、作ることを提唱している。

核のゴミを減容、消滅ができると言われていたが、今日本が保管している使用済核燃料の量から何百基とトリウム炉を作ることが必要となる。
それは受け入れ不可能である。

<MSRE (ORNL) : 7.5万KW、MSBR : 22.5万KW、FUJI : 35万KW>

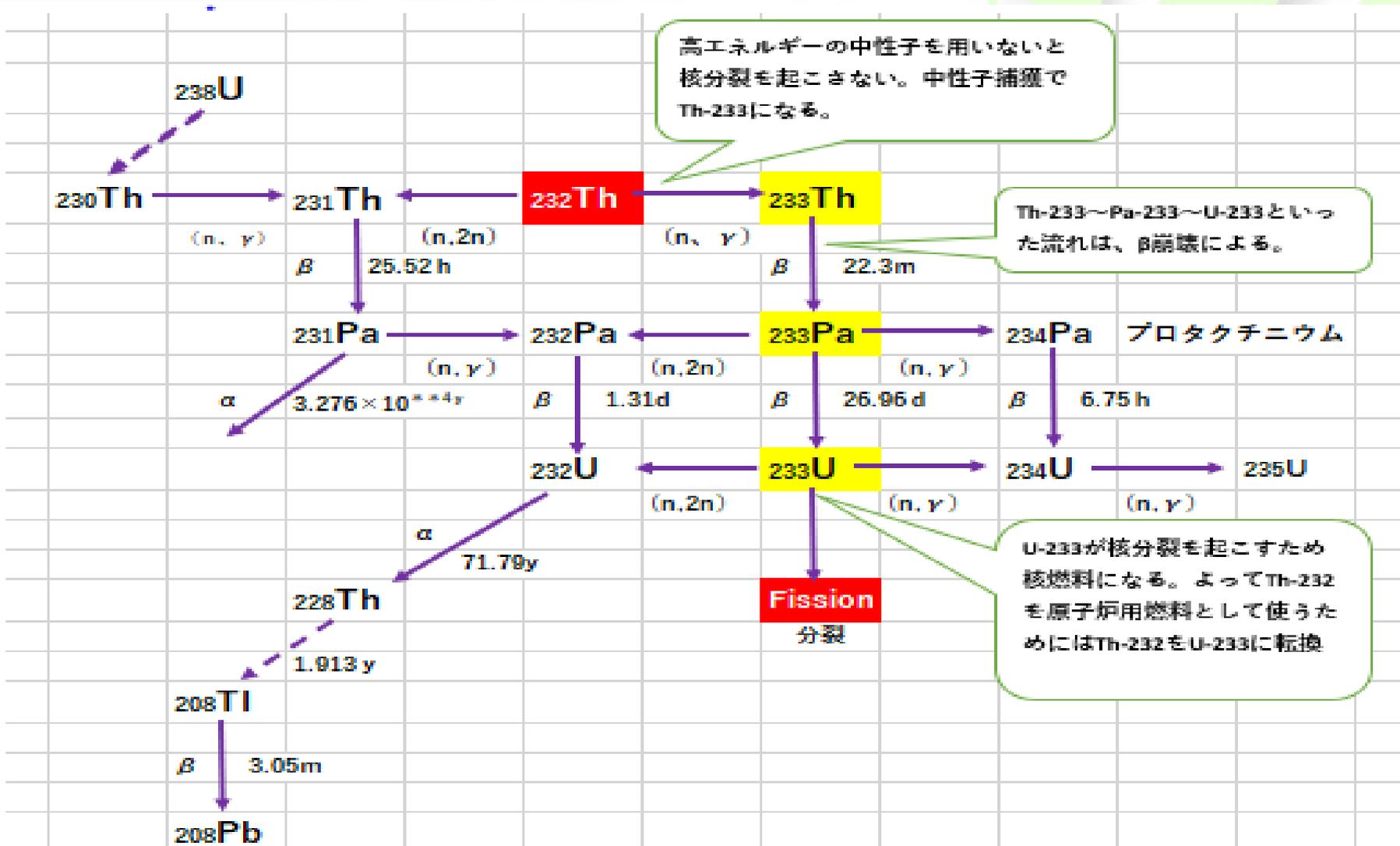
15.トリウム溶融塩が強烈な腐食性

原子炉自体の形状が複雑、これら反応器、配管にはインコネル600が使用とあるが、600°Cから800°Cに達する溶融塩と30年も流体と接触して完全に耐え得る材料を開発する必要がある。



16. トリウムサイクルに関して 京都大学原子炉実験所2017

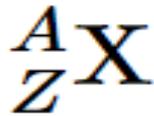
16.1 $^{232}\text{Th} \sim ^{233}\text{Th} \sim ^{233}\text{Pa} \sim ^{233}\text{U} \sim \text{Fission}$ (分裂)



16.2 α、β、γ崩壊に関して

陽子・中性子・電子の記号

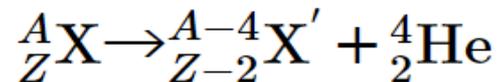
元素記号X、質量数A（原子質量数を表すドイツ語Atommassenzahlに由来）
原子番号Z（数や番号を表すドイツ語Zahlに由来）を使う。



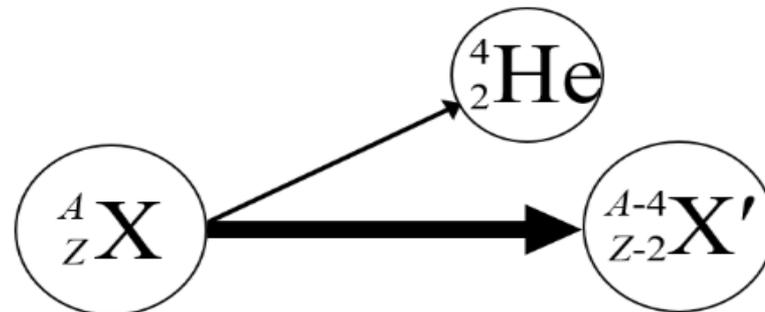
質量数：A＝陽子数＋中性子数

原子番号：Z

放射性崩壊：放射性物質の原子核は、とても不安定、原子番号が大きい**原子核は核力よりも陽子同士が反発する斥力の方が強い**。そこで放射線を出して安定した別の原子核に変身しようとする。この現象を「放射線崩壊」という。放射性崩壊は、原子の崩壊ではなく、**原子核が崩壊する現象**でα崩壊、β崩壊、γ崩壊がある。



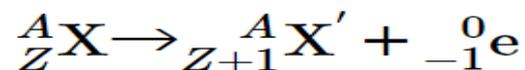
A_ZX がα崩壊すると、



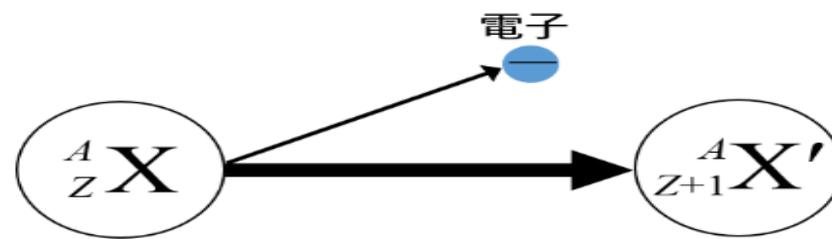
β崩壊

陽子数＋中性子＝質量数ですが、中性子1個が陽子1個に変わるので、質量数Aは変化なし。原子番号ZはZ+1に変化する。

この現象をβ崩壊と言います。



「あれ？原子番号が1つ、増えた。」



β線を出して ${}^A_{Z+1}X'$ に変身しました！

γ崩壊

A崩壊やβ崩壊した直後の原子核は、α線やβ線を放出して反動で激しく振動したり回転したりしています。

つまりエネルギーが高い状態になっている。このためエネルギーの低い安定した状態へ移ろうとする。

そこで高エネルギー状態から低エネルギー状態へ移るため、余ったエネルギーを電磁波（γ線）として放出します。これがγ崩壊です。

16.3 α、β、γ崩壊のまとめ

	反応式	質量数	原子番号
α崩壊	${}^A_ZX \rightarrow {}^{A-4}_{Z-2}X' + {}^4_2\text{He}$	4減少	2減少
β崩壊	${}^A_ZX \rightarrow {}^A_{Z+1}X' + {}^0_{-1}e$	変わらない	1増加
γ崩壊	電磁波(γ線)を出す	変わらない	変わらない

17.トリウム炉の未解決事項（京都大学原子炉実験所）

17.1 即発臨界の危険性と制御技術

現在の原子炉で用いられているU-235の遅発中性子割合は、約0.65%です。一方、U-233のそれが約0.24%でありトリウム燃料サイクルを用いた原子炉の方が即発臨界になりやすいと言えます。よって原子炉を制御するのに特別な注意が必要になります。

遅発中性子とは？

核分裂生成物の一部にはベータ崩壊に伴って中性子を放出するものがある。この中性子を核分裂による放出中性子の一部とみて、遅発性中性子という。逆に核分裂直後に放出される中性子を即発性中性子という。

遅発中性子の存在により、原子炉は即発中性子だけでは臨界にならないように制御することができ、反応度の投入に対処して急激な出力の変化を防ぐ時間的な余裕を得られることになる。原子炉の制御に重要である。

17.2 原子炉を用いた消滅処理を考えた場合、MA (Minor Actinide) などの中性子反応の核断面積を正確に知ることが重要になり、様々な研究者により測定されています。しかし実験値間でのばらつきが大きく、核データが不正確であると炉心計算の信頼性を低下させることになり、大きな問題です。

18. トリウム溶融塩炉はプルトニウムを消滅できるか？

Can Thorium Molten-Salt Reactors Extinguish Plutonium? *廣瀬保男 日本原子力学会

- <序章> トリウム溶融塩炉でプルトニウムや超ウラン元素を燃焼しようとする試みが市民にもてはやされているが、
- ①核物質三フッ化物の溶解度
 - ②超ウラン元素核分裂に伴う化学反応
 - ③核物質の供給方法などの技術的・制度的観点で、期待されるように消滅できないことを説明する。

<結論>

TRU (Trans-Uranic waste) とは、原子番号がウラン92番よりあとの元素を構成する核種 (超ウラン元素) を含む放射性廃棄物を言う。このTRUを生成しないことを拠り所とするTRU燃焼用トリウム溶融塩炉は、技術的・制度的に未成熟であり、PuはおろかTRUを消滅するということに値しない。トリウム溶融塩炉は本来のトリウム資源活用に利用したほうがよい。

参考文献： 1) Engel, et al., ORNL-TM-6415 (1979), 2) 日本原子力学会編、溶融塩増殖炉 (1981), 3) Tohma, ORNL-TM-2256 (1959), 4) Toth, et al., ADTTA (1994), 5) Hirose, et al., GLOBAL'01, 6) 島津他, 2015 秋の大会 B-20, 7) ORNL-TM-2578 (1969), 8) EVOL final report (2015), 9) Yoshioka, et al., TEAC 2010, 10) 廣瀬他, 2015 春の年会 K-38.

19. プルトニウム消滅（著者：森中定治）を読んで（廣瀬保男氏のコメント抜粋）

- 1) プルトニウムを含む超ウラン元素に中性子を吸収させてより高次の超ウラン元素とするのではなく、核分裂させるには高速中性子が必要であることは古川和男さんも認めておられますが、その方法が**粒子加速器駆動溶融塩増殖炉**であるとすれば、**本技術はまだ道半ばだと言わざるを得ません。**
- 2) よく誤解されていますが、オークリッジ国立研究所で**1965年から1969年まで**運転された溶融塩実験炉（MSRE）は、第1期に約**60%濃縮ウラン**で運転され、第2期に**ウラン-233を80%、ウラン-235を20%（合計約33kg）**で運転されましたが、**最終的にウランから生成したプルトニウムを720g含んでいました。**担体塩は、**7Li-BeF₂-ZrF₄（64.5mol%-30.5mol%-5.0mol%）**でトリウムは含まれていませんでした。足掛け4年間、問題を解決しながら大きな問題を起こさず運転された。
- 3) 高い放射能を発生する**弗化物溶融塩燃料**は固化すると分解して**フッ素**を発生することが判っていたので、運転を停止して燃料をドレーンタンクに収納し、崩壊熱が減衰して固化してから、毎年**1回融点以下に加熱して安定化処理**を行っていましたが、**24年を経過した1996年**になってドレーンタンク内にあった**ウランの約70%が六弗化ウラン**となって揮発し、オフガス系の活性炭素に吸着していることがわかりました。
ORNLではこの問題を解析し、解決するために数年の努力が必要でした。これは、「**溶融塩燃料が固化したら粉塵がでないから安全**」とは容易に言えないことを示しています。適切な理解と対処が必要です。**六弗化ウラン有毒ガス**

20.総論（所感）

日本国内の使用済核燃料は、各発電所や一部は六ヶ所再処理工場の付近の貯留所に蓄積された状態で、すべてが六ヶ所再処理工場が正常に稼働開始できるかどうかにかかっている。既に日本国内の貯留状況は、2018年時点で**75%が満杯**。

トリウム溶融塩炉の流動点（融点500°C、沸点1525°C）で、こういった相変化（停止/起動⇒固化/流動）の繰り返しによりどんなに優れた耐食材料であっても配管内面を固化した溶融塩の溶解の程度によって溶接裏波、配管底面へ擦過を繰り返し、酸化被膜に損傷を与え新たな酸化被膜の形成の繰り返す。結果的に減肉が大きく短命になると思われる。特に母材、熱影響部、ビード部と溶接入熱によっても金属組成（結晶構造）も異なる性質があり、耐食材としてのハステロイ、インコロイ等の溶接部材の材料評価、施工要領（入熱管理等）、新たな耐食材料の進歩と相まって現場溶接施工に関しても注意を要する。

溶融塩といった弗化合物であり、その場の温度によって溶解度が異なる性質がある。つまり流動性が異なる。溶融塩の粒度の大小が影響すると考えられ、写真のようなビード（裏波部）～熱影響部へのダウンフローと渦流形成の繰り返し、且つ粉体擦過による摩耗が予想される。かかる配管系、炉内部の複雑配管系等を考慮すると、耐用30～50年は難しいと思われる。

それ以外、最も注目すべき根源的な内容は、廣瀬 保男氏、他の専門的な見識、過去事象、経験の事実認識等から技術的に未完の域内（プルニウム消滅等）であることを示唆している。

以上

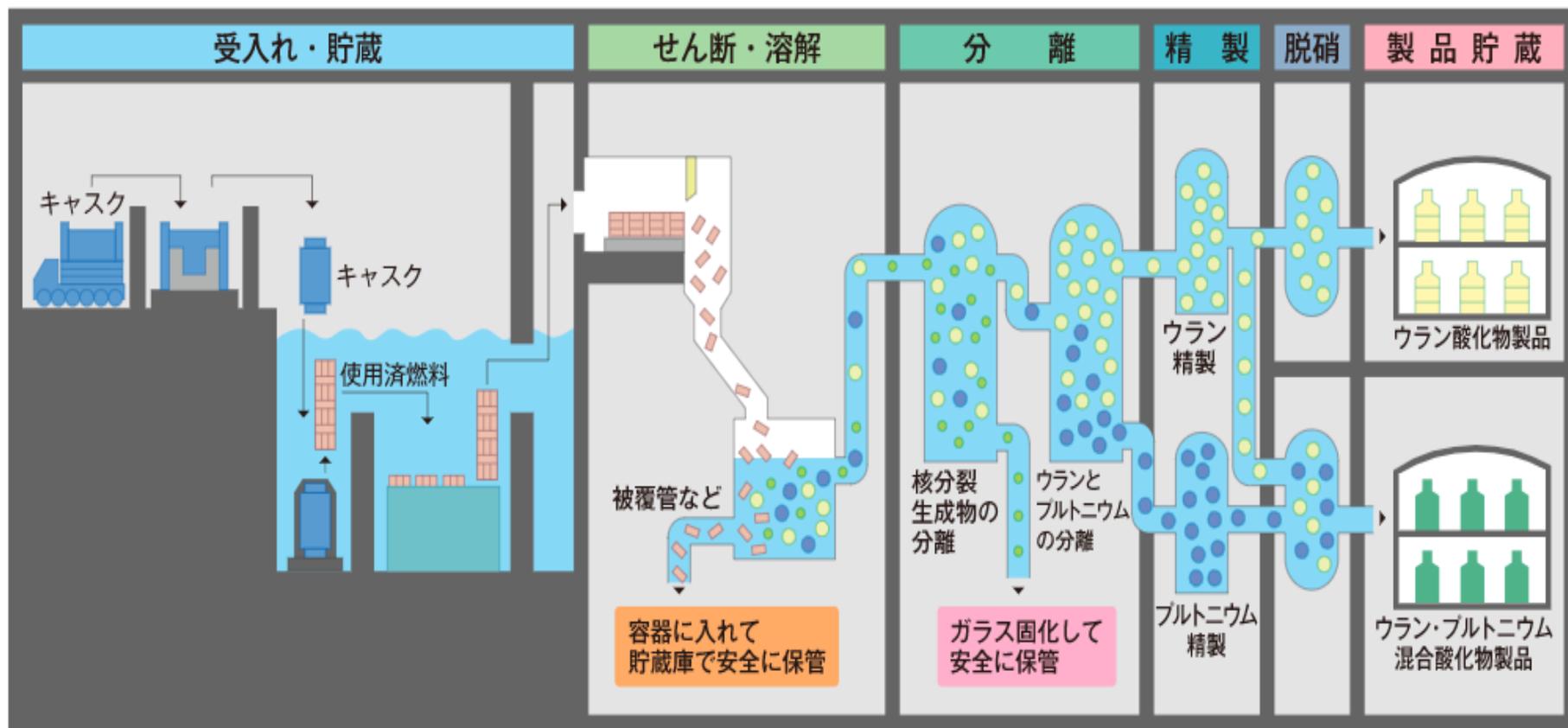


付録資料-1 日本原燃 青森県六ヶ所再処理工場

■再処理の工程

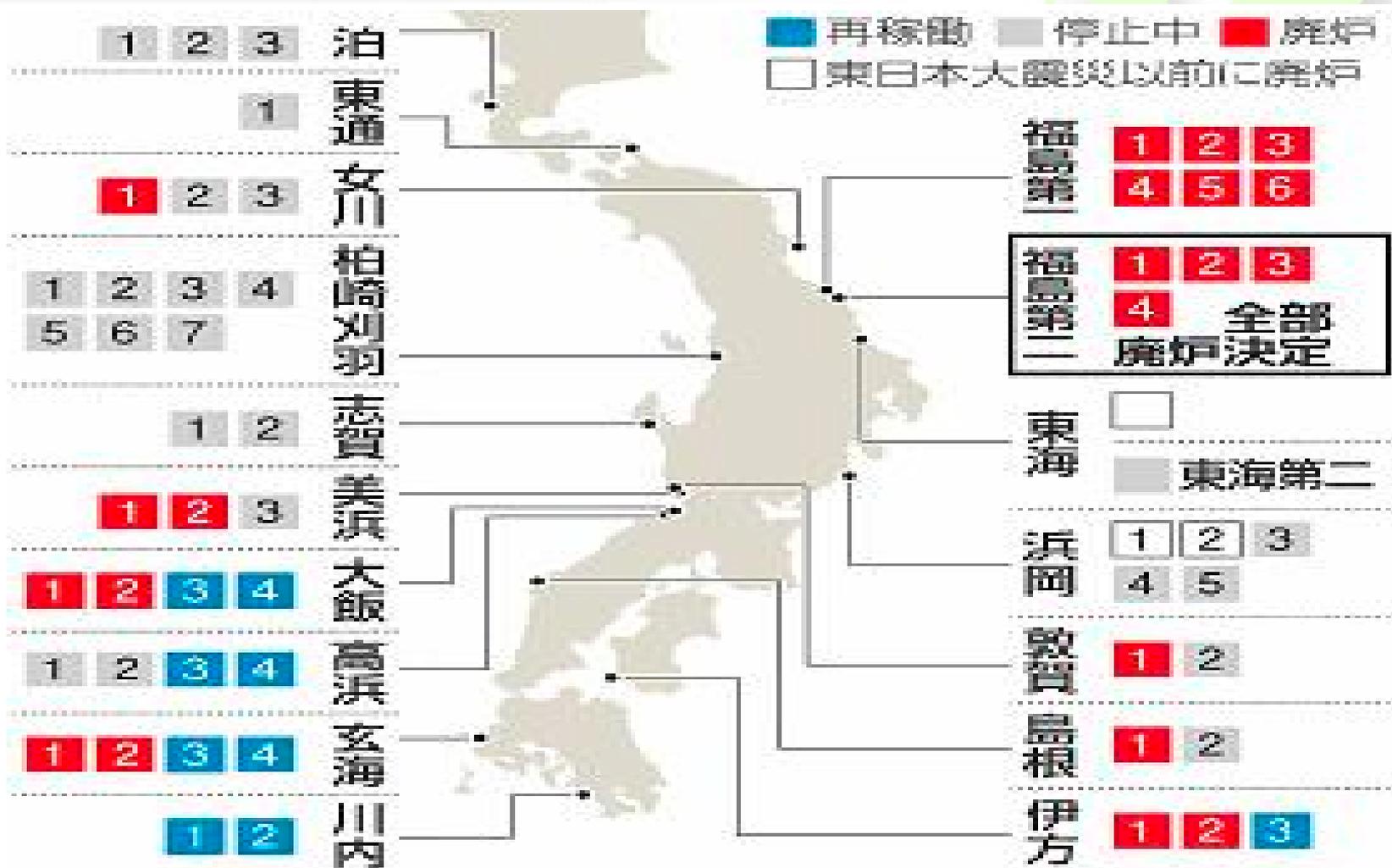
サイト内検索

● ウラン ● プルトニウム ● 核分裂生成物（高レベル放射性廃棄物） ■ 被覆管などの金属片



出典：日本原燃（株）HPより作成

付録資料-2 原子力発電の現状（再稼働、停止中、廃炉）



全国の原子力発電所の状況
数字は再稼働、建設中は除く