

H28年11月12日、TKP岡山(岡山市)

フォーラムin岡山「日本のエネルギーを考える」

核燃料サイクルについて

Overview of Nuclear Fuel Cycle

**岡山大学大学院自然科学研究科
産業創成工学専攻**

**Division of Industrial Innovation Sciences
Graduate School of Natural Science & Technology
Okayama University**

佐藤 治夫 (Haruo SATO)

1. 燃料サイクル

- 天然ウラン(U)と軽水炉におけるU燃料
- Uの核分裂とプルトニウム(Pu)の生成・核分裂
- 軽水炉での使用前後のU燃料成分の変化
- 核燃料サイクルの概要(軽水炉、高速増殖炉)
- 使用済燃料の再処理と放射性廃棄物
- プルサーマルの仕組み
- 天然U・軽水炉U燃料・MOX燃料成分
- 高速増殖炉(FBR)の仕組み、軽水炉とFBRの比較

2. 放射性廃棄物

- 放射性廃棄物の種類
- 放射性廃棄物の種類と処分の概要
- 低レベル放射性廃棄物処分の例
- 高レベル放射性廃棄物の処理処分の概要
- ガラス固化体の貯蔵

1. 燃料サイクル

- 天然ウラン(U)と軽水炉におけるU燃料
- Uの核分裂とプルトニウム(Pu)の生成・核分裂
- 軽水炉での使用前後のU燃料成分の変化
- 核燃料サイクルの概要(軽水炉、高速増殖炉)
- 使用済燃料の再処理と放射性廃棄物
- プルサーマルの仕組み
- 天然U・軽水炉U燃料・MOX燃料成分
- 高速増殖炉(FBR)の仕組み、軽水炉とFBRの比較

天然ウラン(U)と軽水炉におけるU燃料

3

- 天然に存在するU(天然U)は、地殻(土壌、岩石)1kg中2.4mg程度(=2.4ppm)*1、海水1L(≒1kg)中3.2~3.3μg程度(=3.2~3.3ppb)*2で、その内²³⁸UがU全体の99.27%、核分裂性の²³⁵Uが0.72%を占める(²³⁴Uも0.0055%程度存在する)
- Uが濃集した場所をU鉱床(U-ore deposit)*3と言ひ、通常濃度の数千倍に上る(例えば、人形峠の場合、1%程度で約4000倍以上)
- 原子力発電における軽水炉では、この²³⁵UがU全体の3~5%に濃縮されたU燃料が使用される

*1 ppm=parts per million。1ppmは100万分の1(=10⁻⁶)の意味で、1kg中に1mg存在する濃度に相当する

*2 ppb=parts per billion。1ppbは10億分の1(=10⁻⁹)の意味で、1kg中に1μg存在する濃度に相当する

*3 特定の物質や元素、鉱物などが濃集した場所を鉱床(ore deposit, deposit)と言う



ウラン鉱石の例(人形石)

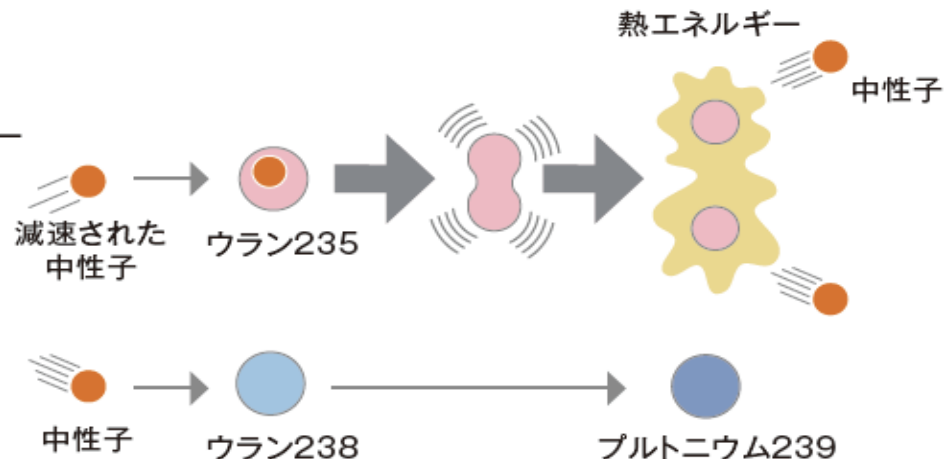
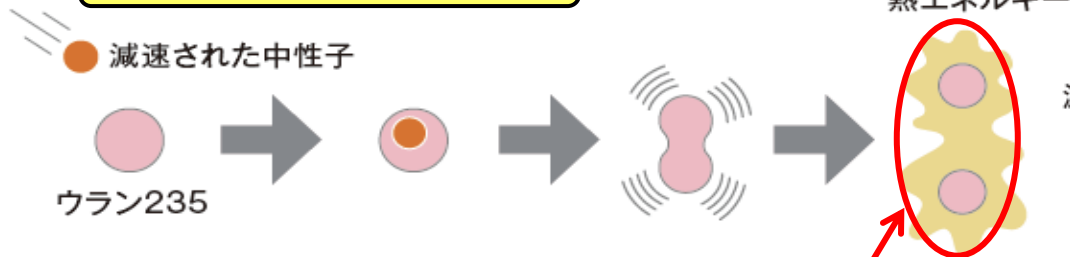
人形石(Ningyoite): $\text{CaU}(\text{PO}_4)_2 \cdot 1-2\text{H}_2\text{O}$
人形峠産、1959年に新鉱物として発表・命名

(写真:人形石-Wikipedia)

Uの核分裂とプルトニウム(Pu)の生成・核分裂

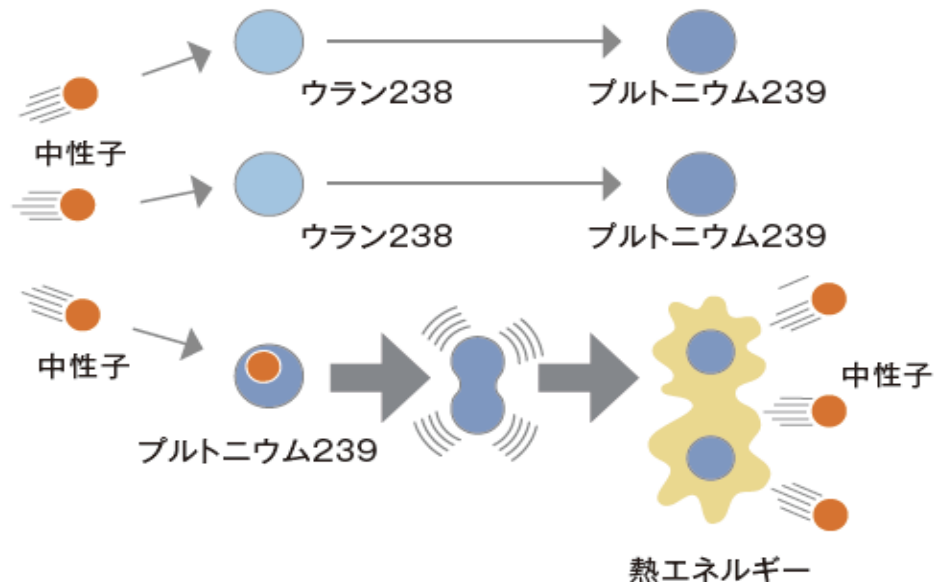
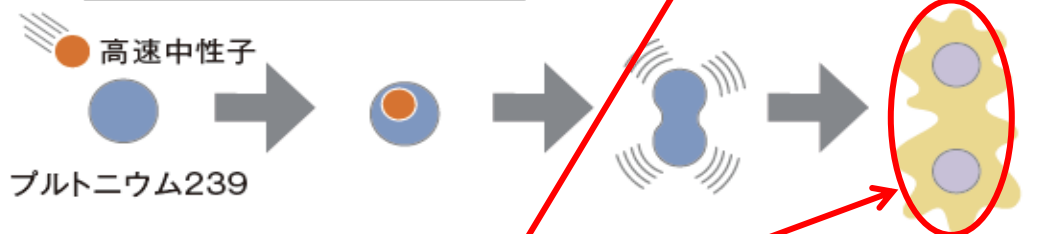
● 軽水炉での核分裂とプルトニウムの生成

我が国の商用原子炉など



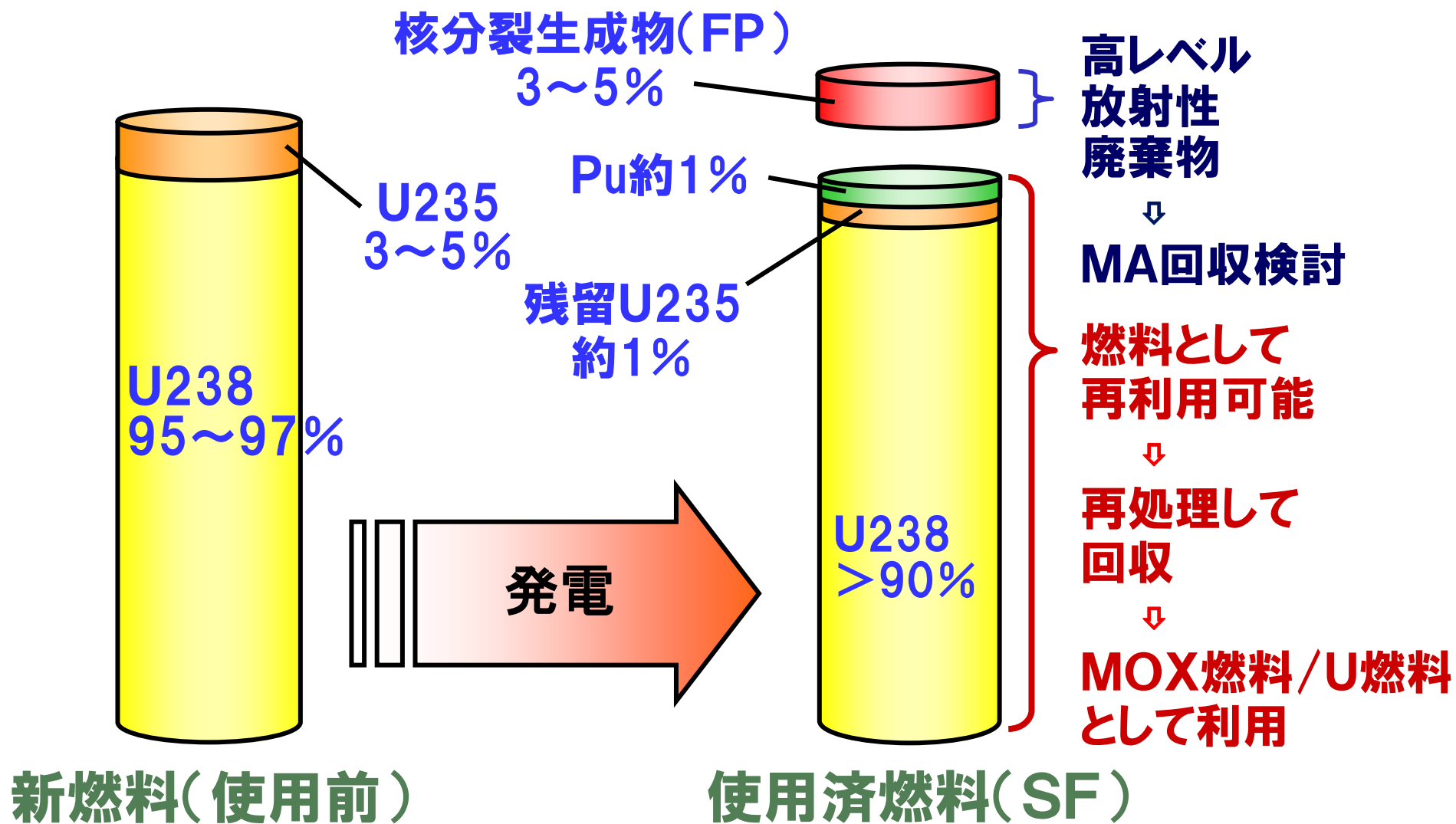
● 高速増殖炉での核分裂とプルトニウムの生成(増殖)

「常陽」、「もんじゅ」など

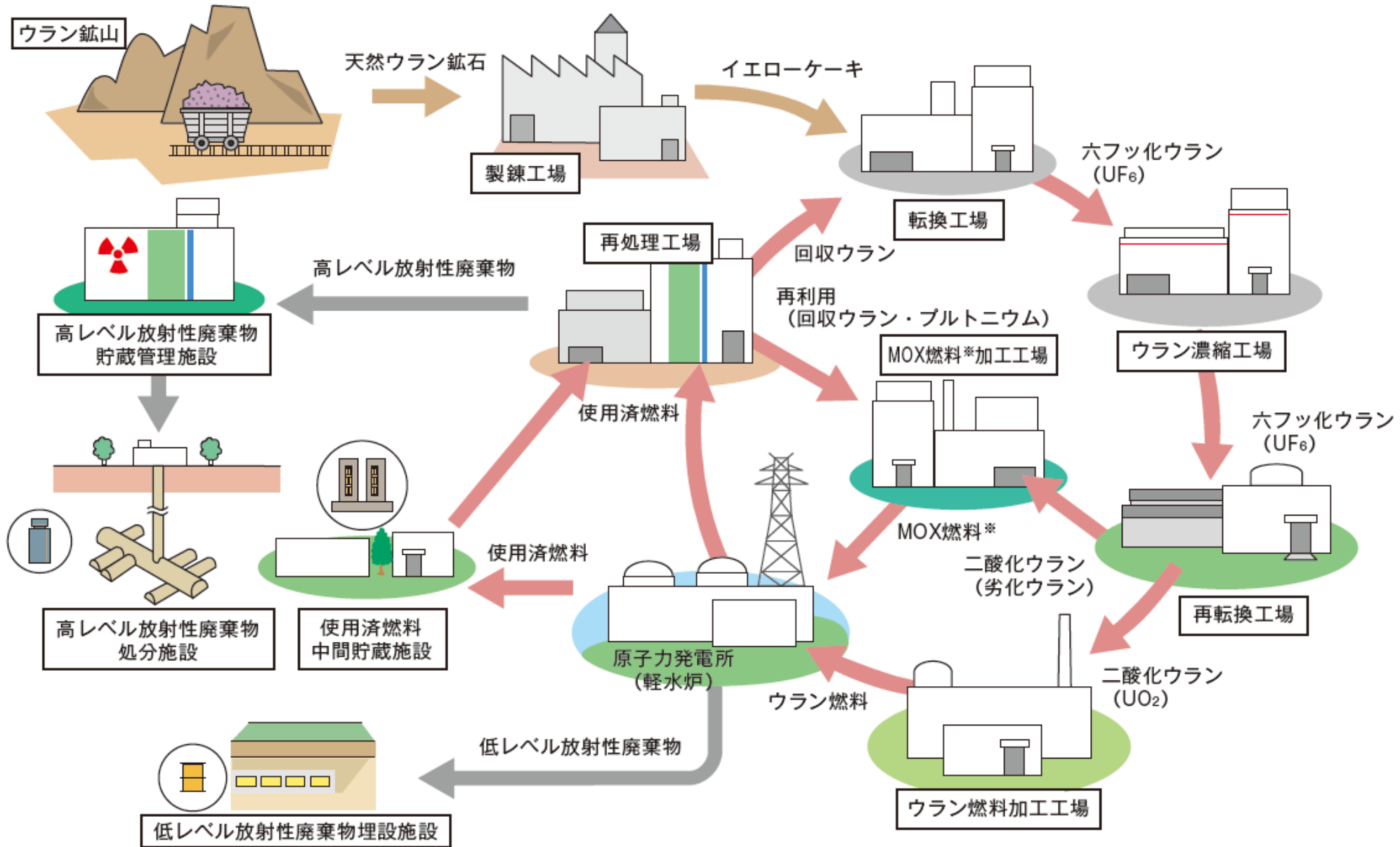


核分裂生成物(FP)

軽水炉での使用前後のU燃料成分の変化



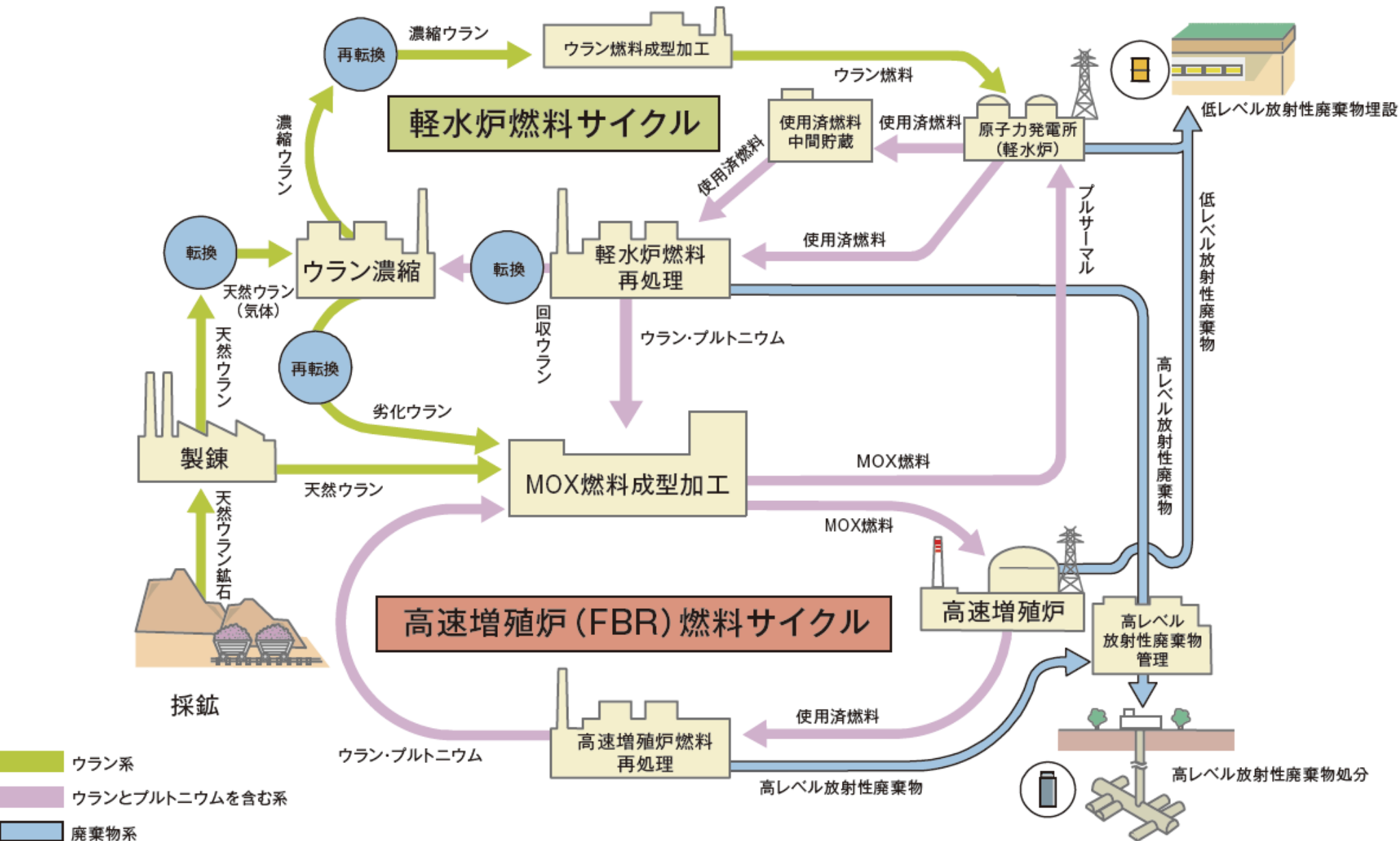
核燃料サイクルの概要(軽水炉)



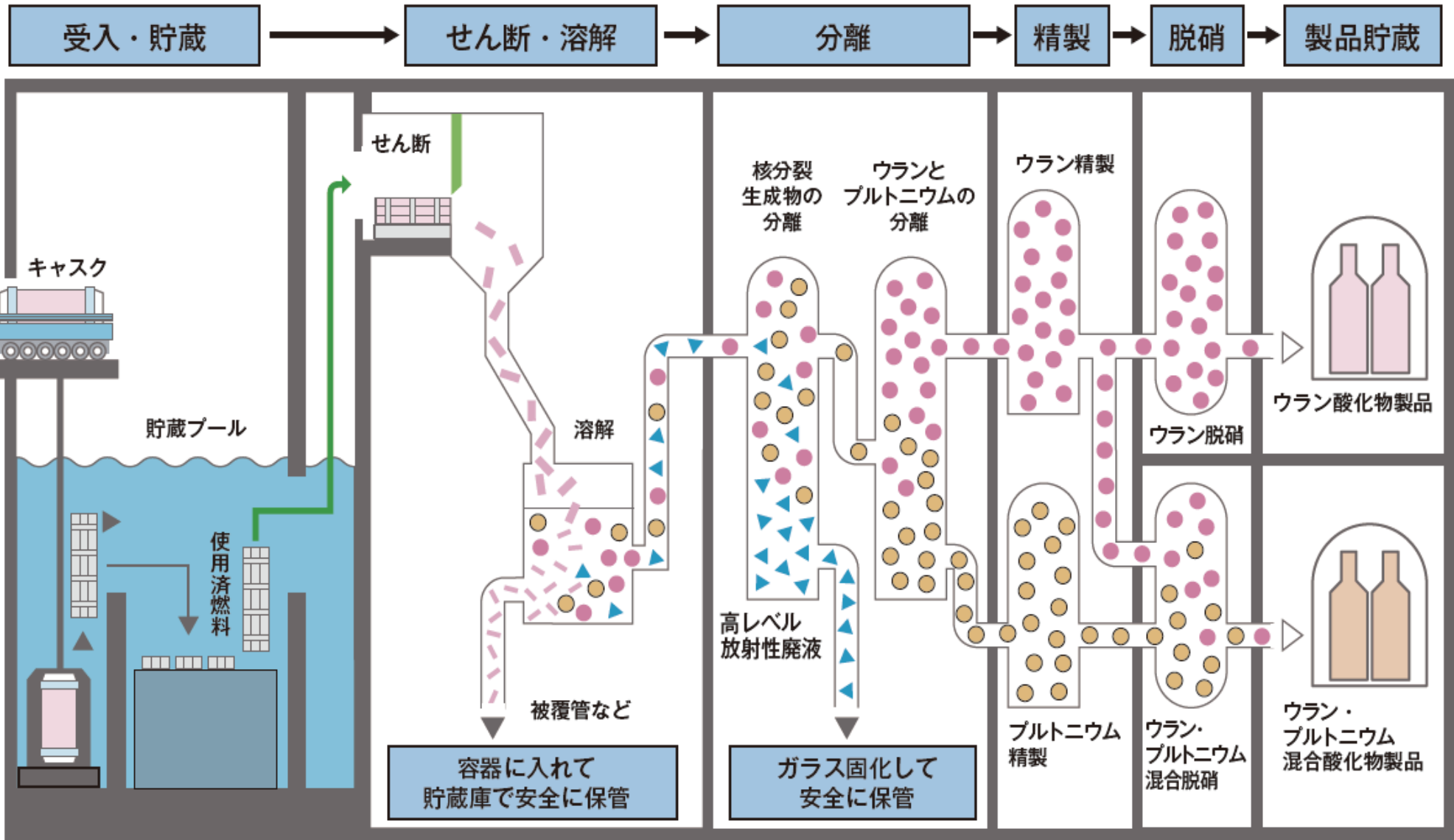
※ MOX (Mixed Oxide) 燃料: UとPuの酸化物が混合された混合酸化物燃料

(原子力・エネルギー図面集2016:一部編集)

核燃料サイクルの概要(軽水炉と高速増殖炉)

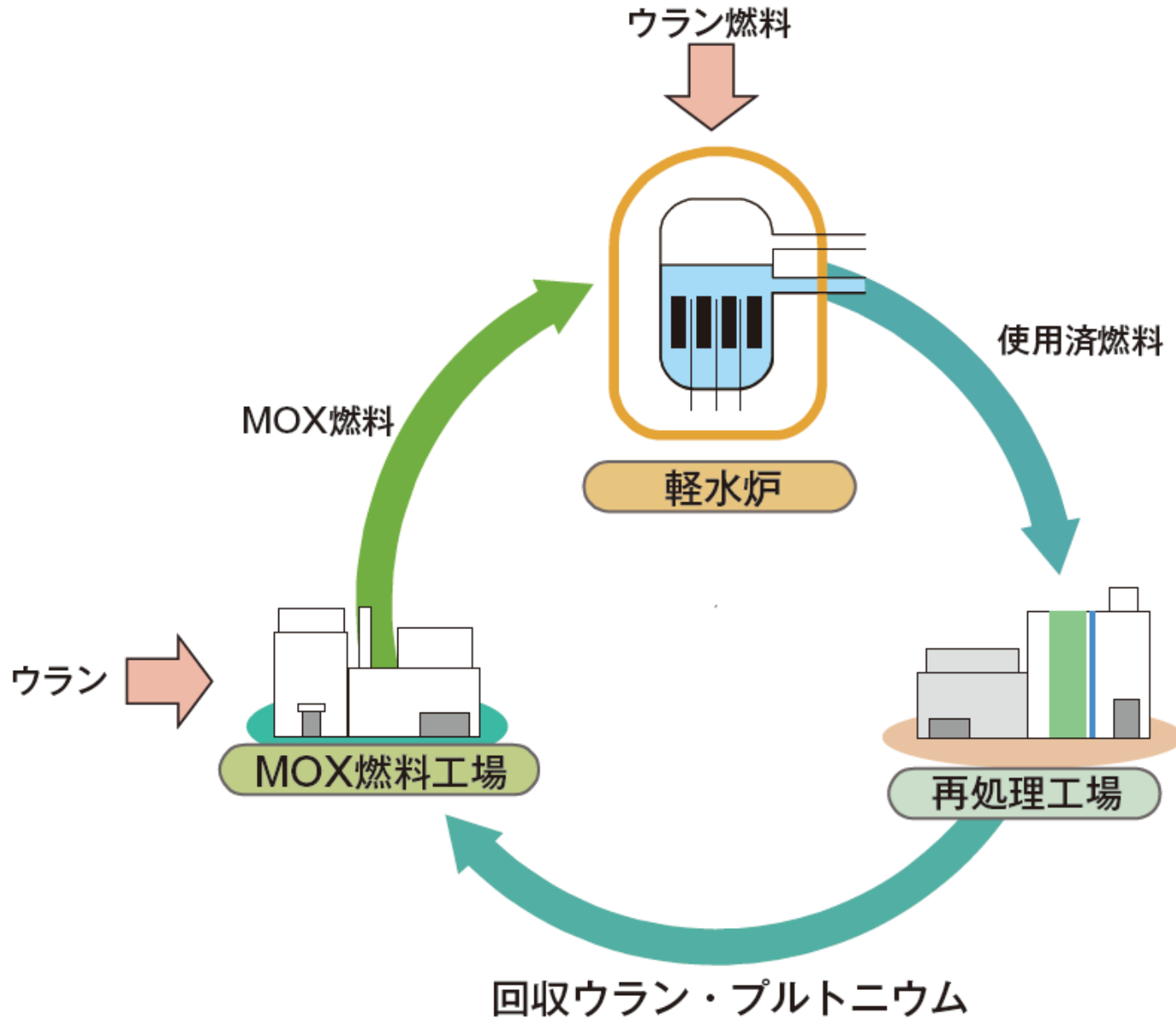


使用済燃料(SF)の再処理と放射性廃棄物



● 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

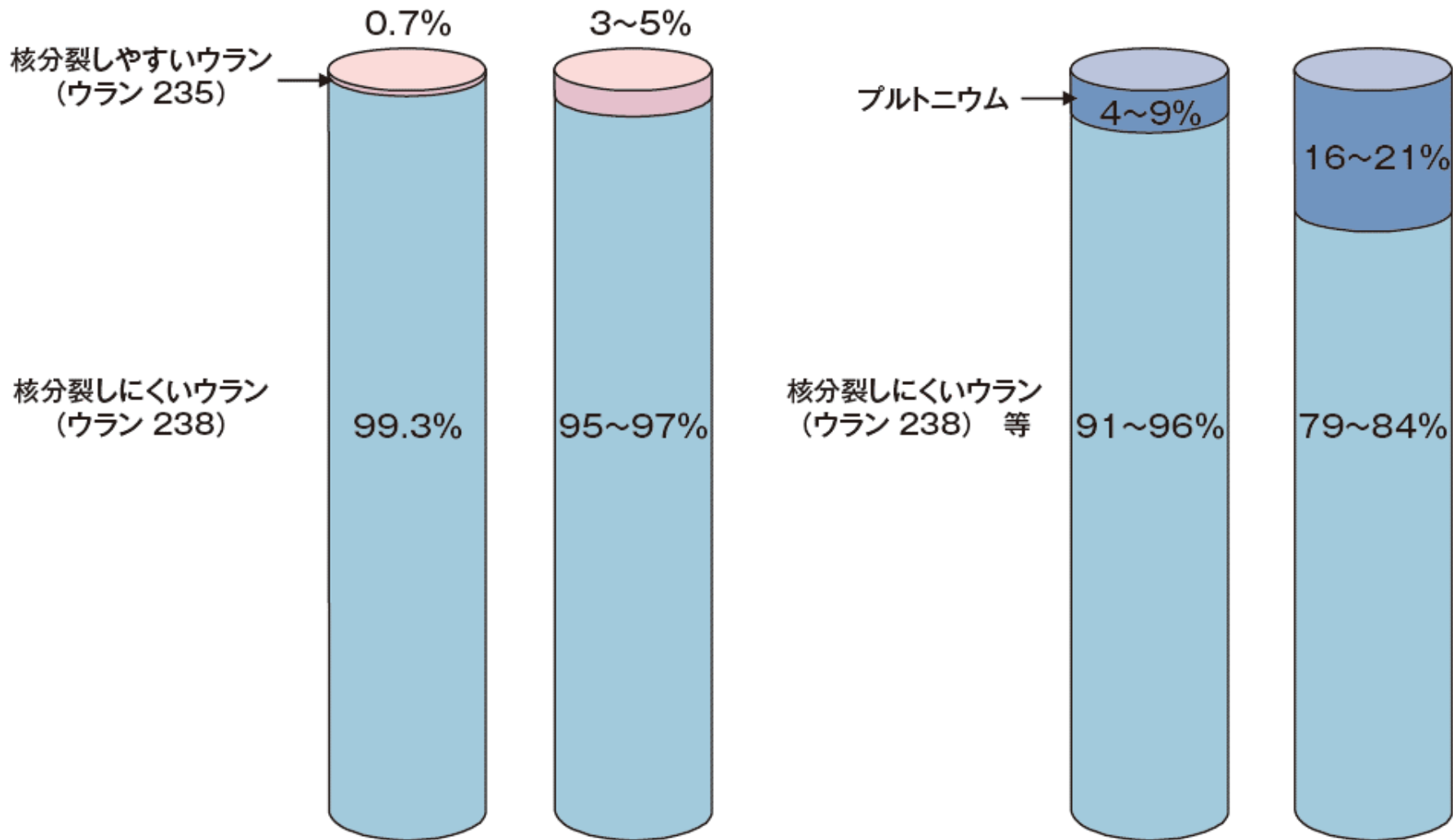
プルサーマルの仕組み



※ プルサーマル:軽水炉でMOX燃料を使用すること

(原子力・エネルギー図面集2016:一部編集)

天然U・軽水炉U燃料・MOX燃料成分

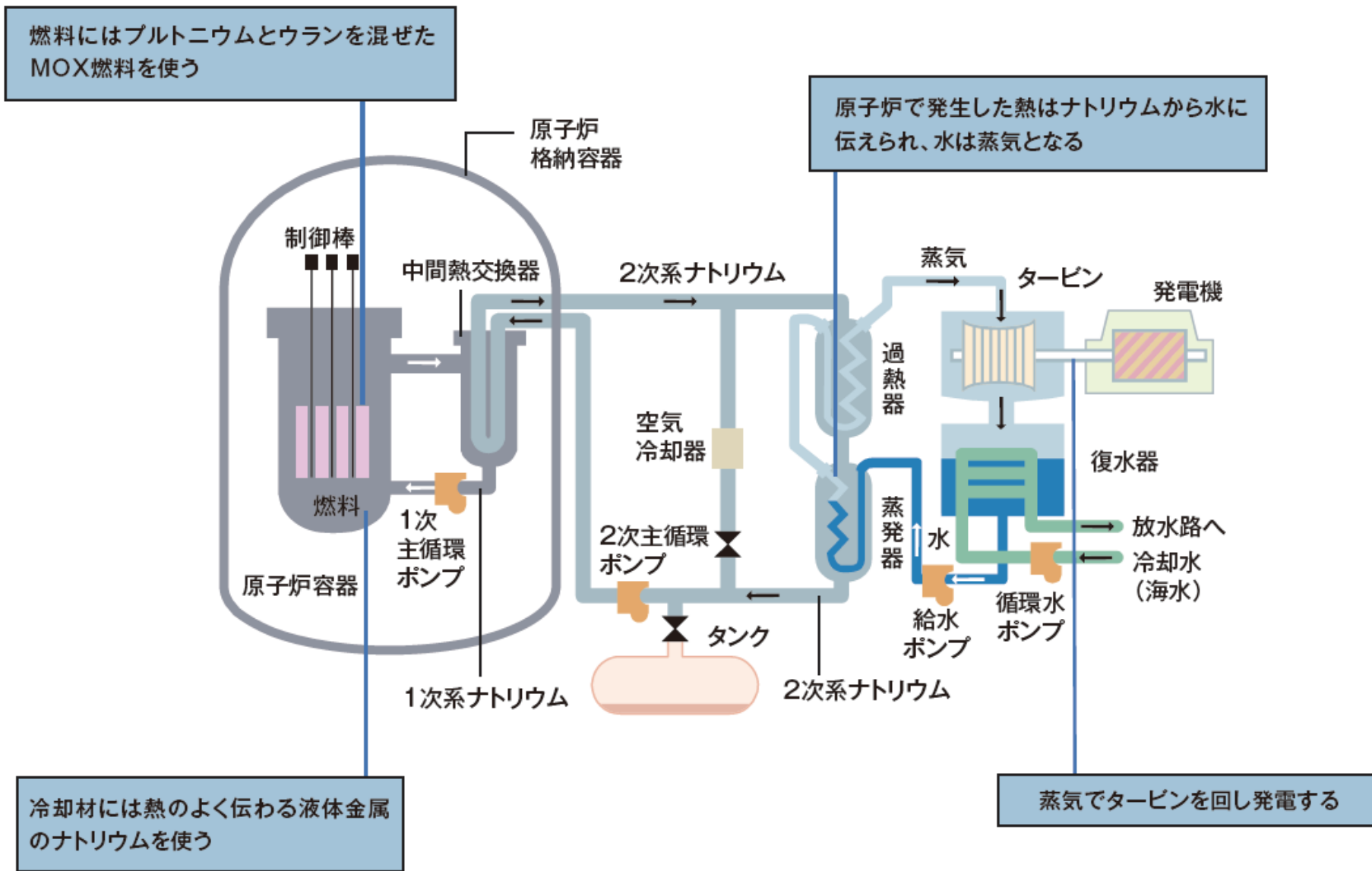


天然ウラン ウラン燃料 (軽水炉)

MOX(Mixed Oxide)燃料 (軽水炉) (高速増殖炉)

※ MOX(Mixed Oxide)燃料:UとPuの酸化物が混合された混合酸化物燃料で、プルサーマル計画や高速増殖炉などで使用される

高速増殖炉(FBR)の仕組み



高速増殖炉(FBR)の基本構造

軽水炉と高速増殖炉(FBR)の比較

	分裂に寄与する 中性子	燃 料	減速材	冷 却 材	転換比*
高速増殖炉 (FBR)	高速中性子	核分裂性 プルトニウム 約16~21% 劣化ウラン 約79~84% (ブランケット燃料は 劣化ウランのみ)	—	ナトリウム	約1.2
軽 水 炉 (BWR) (PWR)	熱中性子	ウラン235 3~5% ウラン238 95~97%	軽 水	軽 水	約0.6

※ 転換比:燃料の燃焼1に対して新たに生成する燃料の割合
FBRの場合、燃料成分(Pu-239)が新たに増加する

2. 放射性廃棄物

- 放射性廃棄物の種類
- 放射性廃棄物の種類と処分の概要
- 低レベル放射性廃棄物処分の例
- 高レベル放射性廃棄物の処理処分の概要
- ガラス固化体の貯蔵

放射性廃棄物の種類

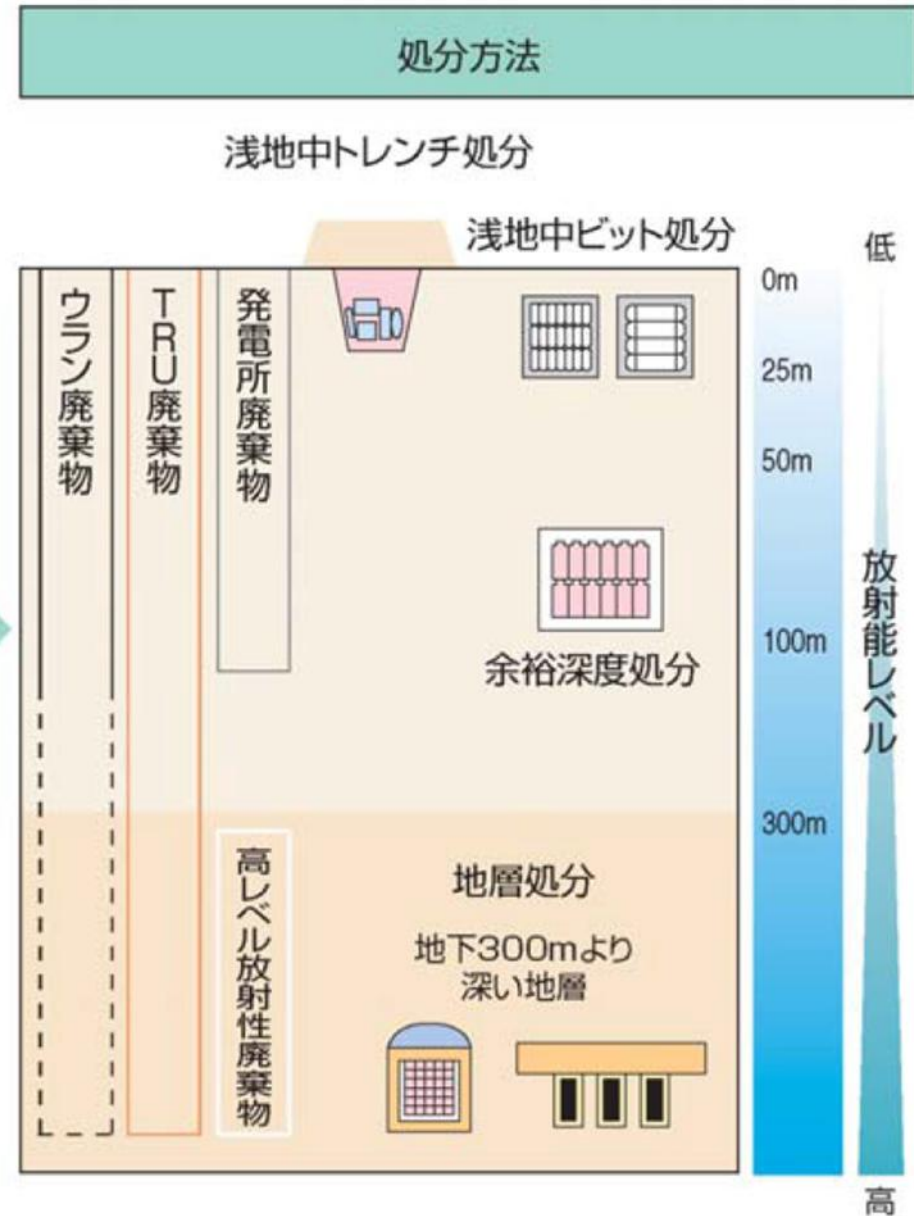
廃棄物の種類(区分)		廃棄物の例	発生場所	処分方法(例)	
低レベル放射性廃棄物	発電所廃棄物	放射能レベルの極めて低い廃棄物(L3廃棄物)	コンクリート、金属等	浅地中トレンチ処分	
		放射能レベルの比較的低い廃棄物(L2廃棄物)	廃液、フィルター、廃器材、消耗品等を固形化	浅地中ピット処分	
		放射能レベルの比較的高い廃棄物(L1廃棄物)	制御棒、炉内構造物	余裕深度処分	
	ウラン廃棄物	消耗品、スラッジ、廃器材	原子力発電所	余裕深度処分、浅地中ピット処分、浅地中トレンチ処分 場合によっては地層処分	
	超ウラン核種を含む放射性廃棄物(TRU廃棄物)	燃料棒の部品、廃液、フィルター	ウラン濃縮・燃料加工施設	地層処分、余裕深度処分、浅地中ピット処分	
高レベル放射性廃棄物		ガラス固化体	再処理施設	地層処分	
クリアランスレベル以下の廃棄物*		原子力発電所解体廃棄物の大部分	再処理施設、MOX燃料加工施設	上記全ての発生場所	再利用/一般の物品としての処分

 TRU: Transuranium (超ウラン元素: ${}_{92}\text{U}$ より原子番号の大きい元素)

* 放射性物質として取扱う必要のある放射能レベルを「クリアランスレベル」と言い、それ以下のレベルでは一般廃棄物として取扱うことができる(クリアランスレベル=0.01mSv/年)

放射性廃棄物の種類と処分の概要

発生場所	種類	
原子力発電所	発電所廃棄物	放射能(放射性物質濃度)の極めて低い廃棄物
		放射能(放射性物質濃度)の比較的低い廃棄物
		放射能(放射性物質濃度)の比較的高い廃棄物
ウラン濃縮工場・燃料加工工場	低レベル放射性廃棄物	ウラン廃棄物
MOX燃料工場		TRU廃棄物
再処理工場	高レベル放射性廃棄物	



低レベル放射性廃棄物処分の例



日本原燃(株)六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター
(青森県六ヶ所村、右側:1号埋設、左側:2号埋設)

(日本原燃(株)HP:埋設事業の概要)

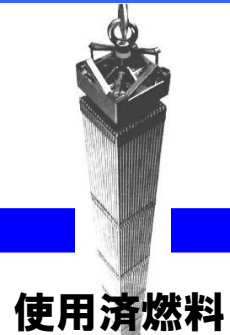
- 1992年(H4年)より埋設開始
- 原子力発電所で発生した低レベル放射性廃棄物の内、比較的放射能濃度の低い廃棄物(L2)を対象とした**コンクリートピット処分(浅地中ピット処分)施設**
- **1号埋設施設**には発電所で使用された水や使用済樹脂等をセメントやプラスチック等で固化したドラム缶、**2号埋設施設**には発電所の定期点検等で発生した金属等をセメントで固化したドラム缶
- 2014年2月現在、1号埋設施設には**147,507本**、2号埋設施設には**112,672本**が埋設処分

高レベル放射性廃棄物の処理処分の概要

(原子力機構 地層処分研究開発部門HP:一部編集)



原子力発電所



使用済燃料

100万kWの発電所1年間の運転で約30t発生

再処理工場

再処理

約95~97%

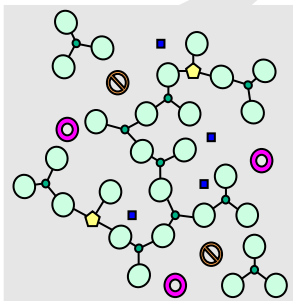
約3~5%

核分裂生成物等を含む高レベル放射性廃液

ガラス原料

ウランとプルトニウムを回収

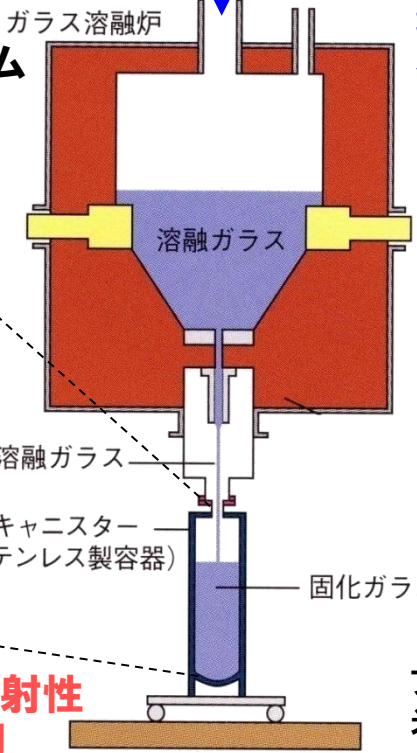
- ガラス固化体
- 高さ:1.34m
- 外径:43cm
- 重さ:約490kg
- 容積:約150ℓ



分子構造(模式図)

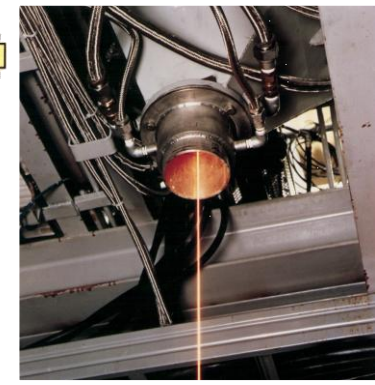


高レベル放射性廃棄物



液体供給式直接通電型セラミックメルター (LFCM)

1,100~1,200°C



フランス、ベルギー、米国、日本で実績

ウラン採掘



処分



貯蔵(減衰・冷却) (30~50年程度)

短半減期核種の減衰

使用済燃料約1tを再処理することでガラス固化体1本が発生(年間1,200本程度発生)

(300m以深)

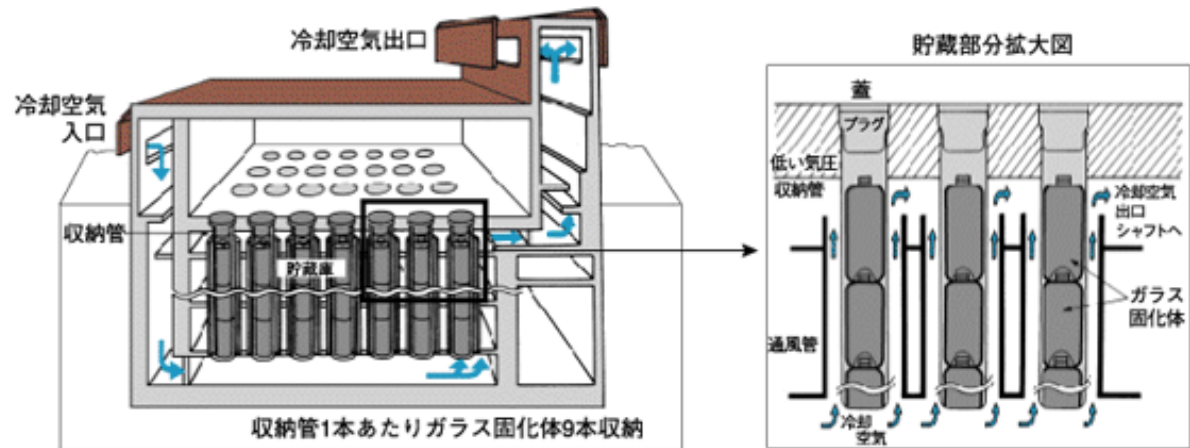
ガラス固化体の貯蔵

■ 30～50年程度、地上で保管・冷却した後、地層処分



高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター
青森県六ヶ所村、日本原燃(株)

高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)貯蔵施設



(資源エネルギー庁HP:一部編集)

- ガラス固化体の国内保管量: **2,300本**(返還固化体: **1,698本**、JNFL: **346本**
(2016年3月現在)、更に、**256本**がJAEA東海TVFに貯蔵)
- 発生済の使用済燃料: ガラス固化体**25,000本相当**(2014年4月現在)

JNFL: 日本原燃(株)

JAEA: 日本原子力研究開発機構

TVF: ガラス固化技術開発施設(JAEA 核燃料サイクル工学研究所内)

核燃料サイクルについて

原子力発電後の使用済燃料中には、利用可能なUとPuが多く含まれている。使用済燃料からUとPuを分離・回収(再処理)し、再度燃料として有効利用するために必要なUの採掘から放射性廃棄物の処分までの一連のサイクルを核燃料サイクルと言い、これらが連動して達成される。

解説

軽水炉で ^{235}U を3～5%に濃縮した核燃料を使用した場合、約1%の未反応の ^{235}U と新たに生成された ^{239}Pu が使用済燃料に存在するため、それら有用なUやPuを再処理工場で分離・回収することで、使用済燃料全体として95～97%が再利用できる。これら有用なUやPuを再処理施設で分離・回収し、再度燃料として使用するための一連のサイクルが核燃料サイクルである。一連のサイクルには、Uの採掘から放射性廃棄物の処分までが含まれ、これらが連動し、安全に操業されることで初めて達成される。

核燃料サイクルでは、回収したUやPuは、MOX燃料として軽水炉と高速増殖炉(FBR)で再利用される。特に、MOX燃料が軽水炉で再利用されることをプルサーマルと言う。

ご清聴ありがとうございました

1. **ウィキペディア(Wikipedia):人形石**
“<https://www.wikipedia.org/wiki/%E4%BA%BA%E5%BD%A2%E7%9F%B3>”、11/7(2016).
2. **電気事業連合会:原子力・エネルギー図面集2016.**
3. **日本原子力研究開発機構・バックエンド研究開発部門HP:**
“<http://www.jaea.go.jp/04/tisou/toppage/top.html>”.
4. **経済産業省・資源エネルギー庁HP:放射性廃棄物の概要**
“http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/gaiyo/gaiyo02.html”.
5. **日本原燃(株)HP:埋設事業の概要** “<http://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/llw/summary/>”.