

放射性廃棄物処理・処分技術 概論

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
バックエンド研究開発部門
核燃料サイクル工学研究所 環境技術開発センター
基盤技術研究開発部長
亀井 玄人 kamei.gento@jaea.go.jp
((社) 日本原子力学会 バックエンド部会 副部会長)

目 次

- **放射性廃棄物の発生**
- **処理技術概要**
- **高レベル放射性廃棄物とTRU廃棄物**
- **放射性廃棄物の処分方策及び安全確保の考え方(地層処分を例に)**
- **地下研究施設での人工バリア試験(動画)**

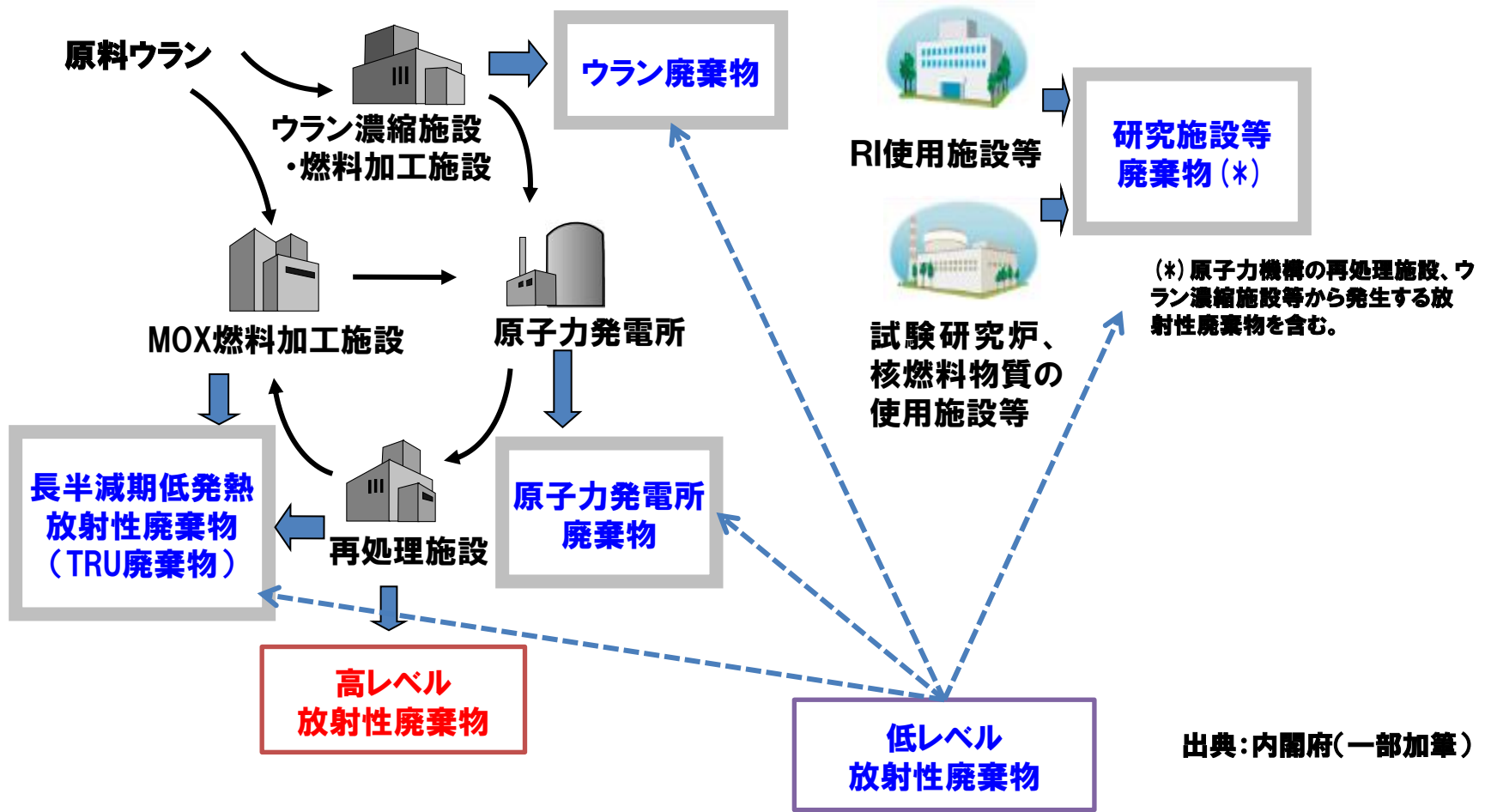
放射性廃棄物の発生

放射性廃棄物

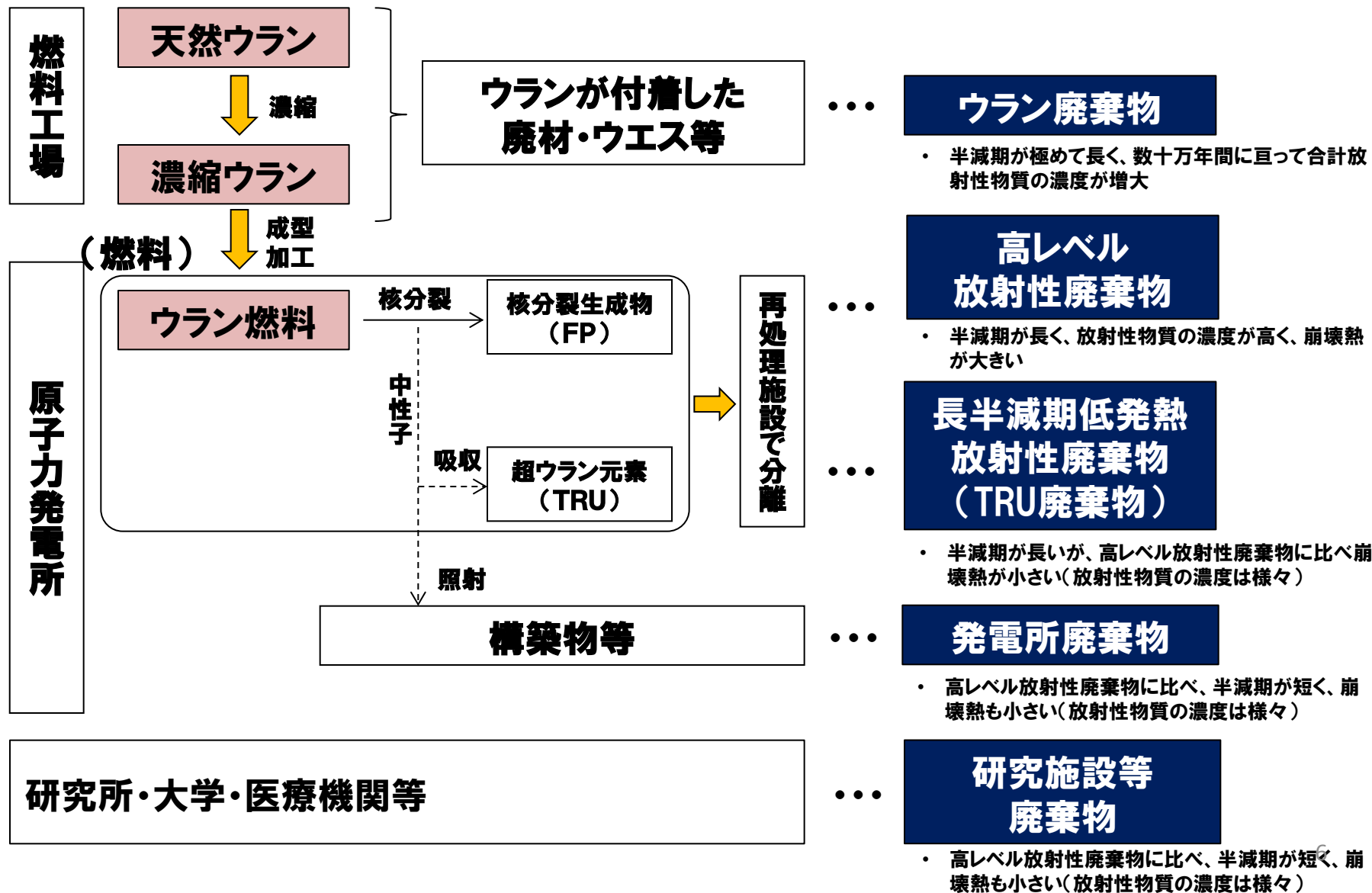
原子力施設(原子力発電所、再処理施設、核燃料加工施設、研究施設)や医療施設などの運転や解体に伴って発生する廃棄物で、放射性物質によって汚染されたもの※

※ 放射性物質の濃度が法律で定める基準未満の固体廃棄物は、一般の廃棄物と同様にリサイクルが可能(クリアランス制度)

放射性廃棄物の発生



放射性廃棄物の発生フローと特徴



处理技術概要

放射性廃棄物の処理

- **処理**：発生した放射性廃棄物を安全に処分するために行う処置
 - ✓ 気体・液体の放射性廃棄物：国が定めた環境への放出基準以下に放射性物質を取り除き、放出
 - ✓ 液体・固体の放射性廃棄物：**処分**の安全基準に適合するよう、固形化等の処置
- 放射性物質の閉じ込めと被ばくの防護が必要

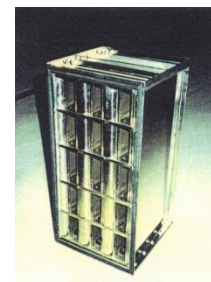
気体廃棄物の処理

減衰処理(放射性物質が安定な物質になる間、貯留)

吸着処理(化学的に放射性物質を取り除く)

(例) Ag-X/Ag-S フィルタ

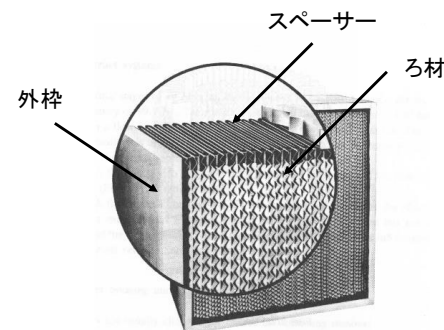
放射性ヨウ素を取り除くために、ゼオライトやシリカゲルに銀を添着したフィルタ



濾過処理(物理的に放射性物質を取り除く)

(例) HEPAフィルタ

セルロースあるいはガラス繊維で作ったひだのあるろ紙を使用したフィルタ。0.15 μm の球状粒子に対して99.97%以上の捕集性能を有するものをいい、高性能エアフィルタとも呼ばれる。



HEPAフィルタ

液体廃棄物の処理

放射性物質や液体の特徴に応じて、

➤ **放射性物質を取り除き、排出**

➤ **固型化**

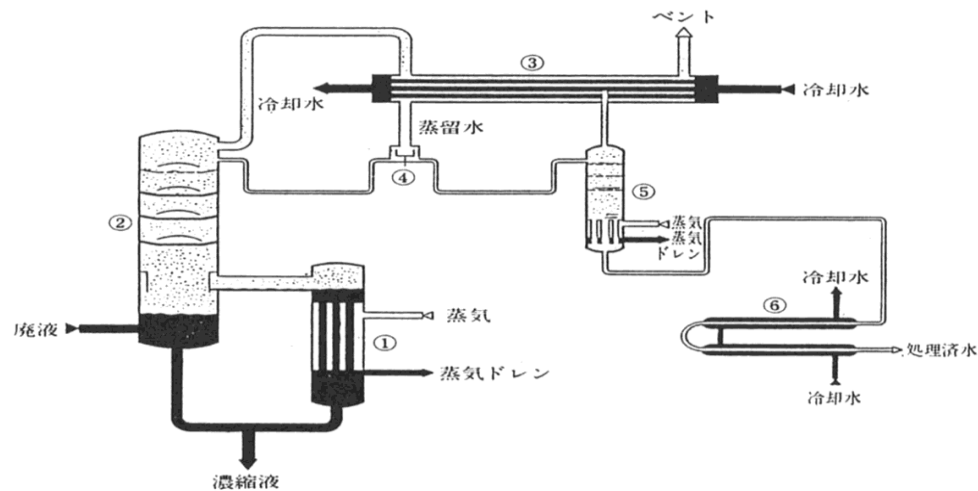
液体廃棄物の処理

蒸発濃縮処理

- 廃液を蒸発缶に送り、加熱して濃縮
- この過程で、飛沫同伴が発生し、廃液中の放射性物質の一部が水蒸気側へ移行するので、飛沫同伴分離器が必要。この分離器の性能が、除染係数に影響。適切な分離器では除染係数は 10^7 程度。
- 利点：除染係数が高い。減容比100～200
- 問題点：装置建設費高コスト、二次廃棄物処理
- 適用施設：原子力発電所、核燃料サイクル施設等

液体廃棄物の処理

蒸発濃縮処理装置の例



液体廃棄物の処理

膜分離処理

- 中空糸膜の外側より内側へ原液を通して不溶解性の固形分を膜の外表面で捕集
- ポリエチレン製の中空糸膜には、孔径 $0.1\text{ }\mu\text{m}$ 以下の無数の孔。廃液中の固形分は膜の外表面で捕獲。
- 利点：優れたろ過性能、少ない目詰り、極少二次廃棄物量
- 問題点：有機物による汚染
- 適用施設：洗濯廃液処理

液体廃棄物の処理

凝集沈殿処理

- 放射性廃液中で、水酸化鉄等の水酸化物、カルシウムのリン酸塩、炭酸塩、フェロシアン化物等の難溶性塩を沈殿させ、その過程で吸着、共沈、混晶形成等により放射性物質を沈殿物中とともに除去。ろ過水を処理済廃水として放出。
- 利点：大量処理可、低コスト、減容比が比較的大きい、多段処理可
- 問題点：使用する薬剤による二次廃棄物が多量に発生
- 適用施設：原子炉施設、核燃料製造施設、再処理施設等

液体廃棄物の処理

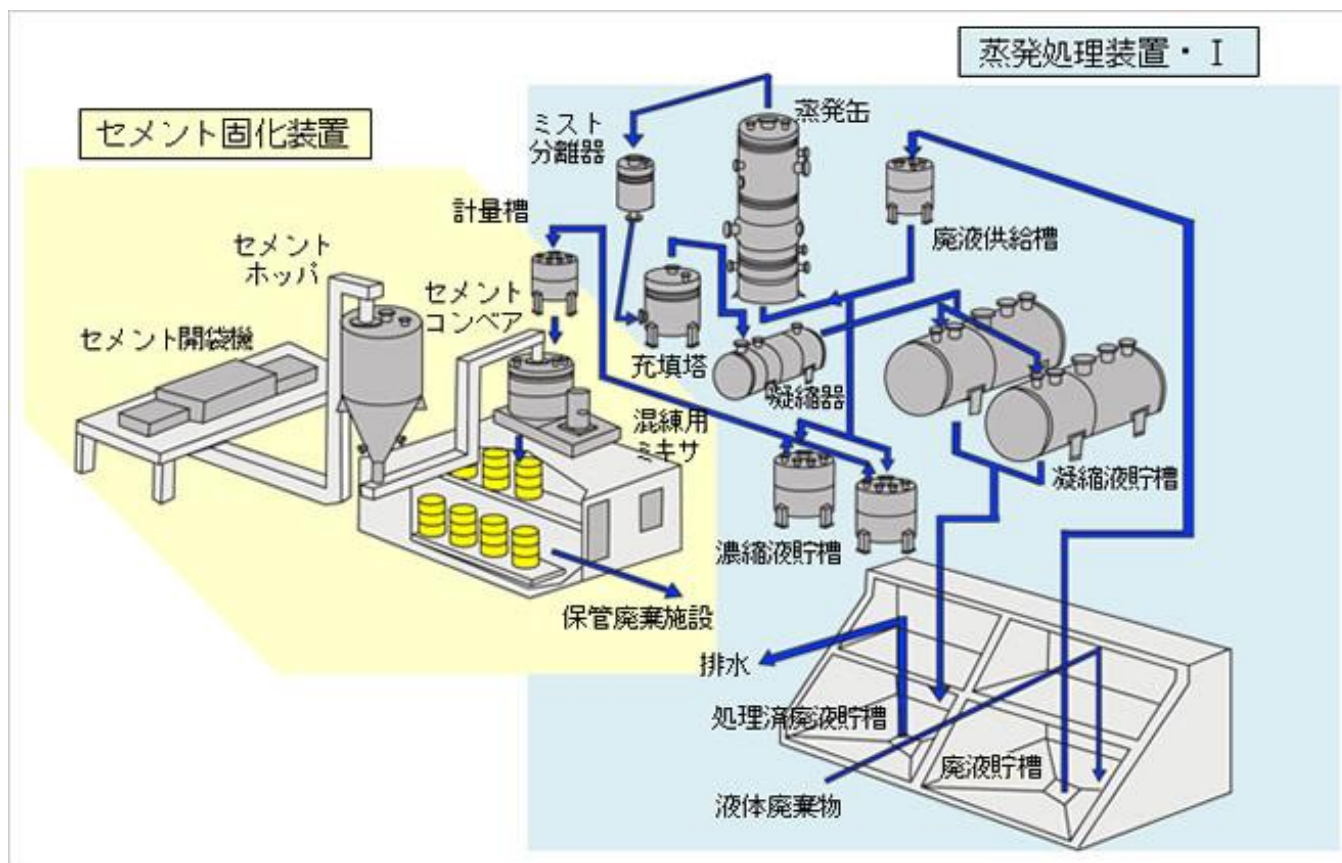
イオン交換処理

- 有機又は無機イオン交換体による廃液中の放射性物質の吸着除去
 - ✓ 有機イオン交換体：イオン交換樹脂
 - ✓ 無機イオン交換体：ゼオライト等
- 利点：簡便な処理操作。 $DF: 10^2 \sim 10^3$
- 問題点：使用済樹脂の再生操作、再生廃液の処理が必要
- 適用対象：
 - ✓ 有機交換体：原子炉水、使用済燃料プール水
 - ✓ キレート樹脂：UとPuを含む廃液、放射能除染廃液

液体廃棄物の処理

セメント固化処理

放射性廃液、放射性スラッジ、放射性スラリー等、比較的レベルのものを水硬性セメントと混和し、容器に充填して固化

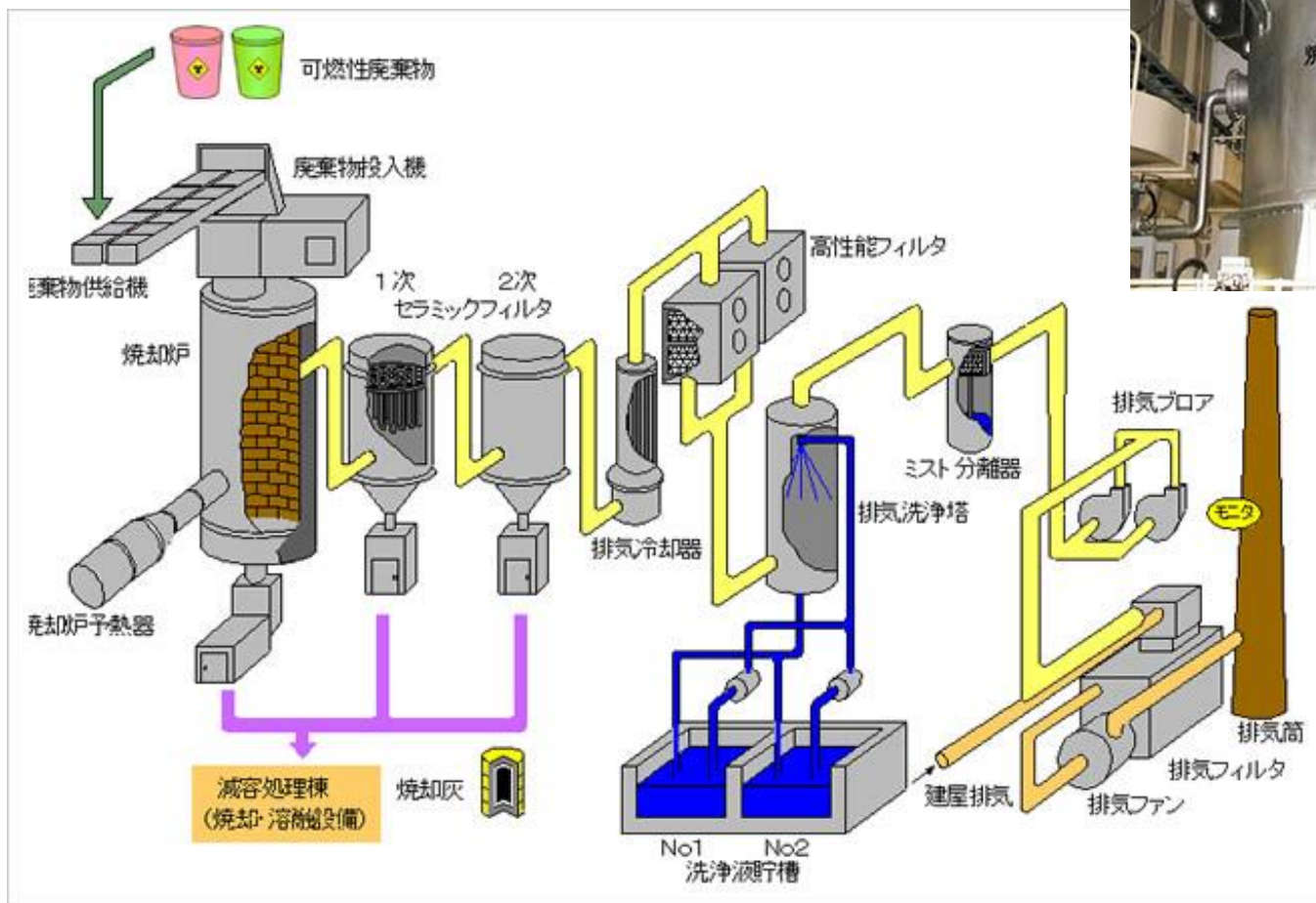


固体廃棄物の処理

- **除染処理**：ブラスト除染、化学除染 など
- **減容処理**：焼却処理、圧縮処理、溶融処理 など
- **廃棄体化处理**：モルタル充填固化 など
処分施設の受け入れ要件に合わせ、容器に充填

固体廃棄物の処理

焼却処理

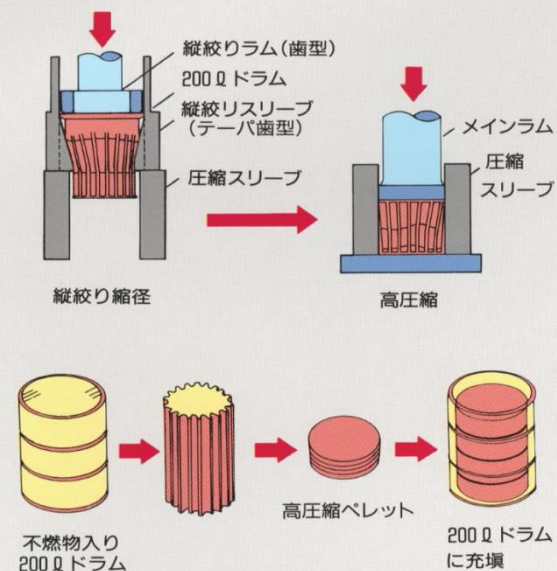


固体廃棄物の処理

圧縮処理



200ℓドラムが200ℓドラムに
充填できるのは？

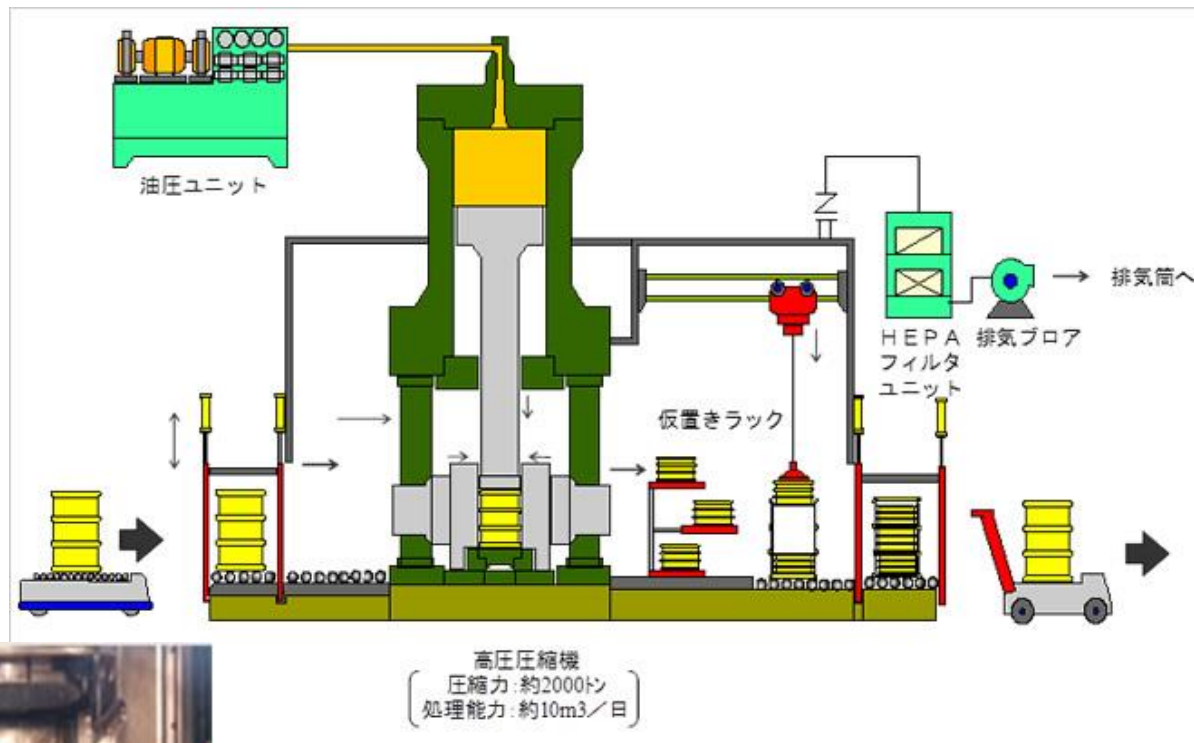


特殊金型によりドラムを縮径後高圧縮
(特許第1823506号)

一軸圧縮設備

固体廃棄物の処理

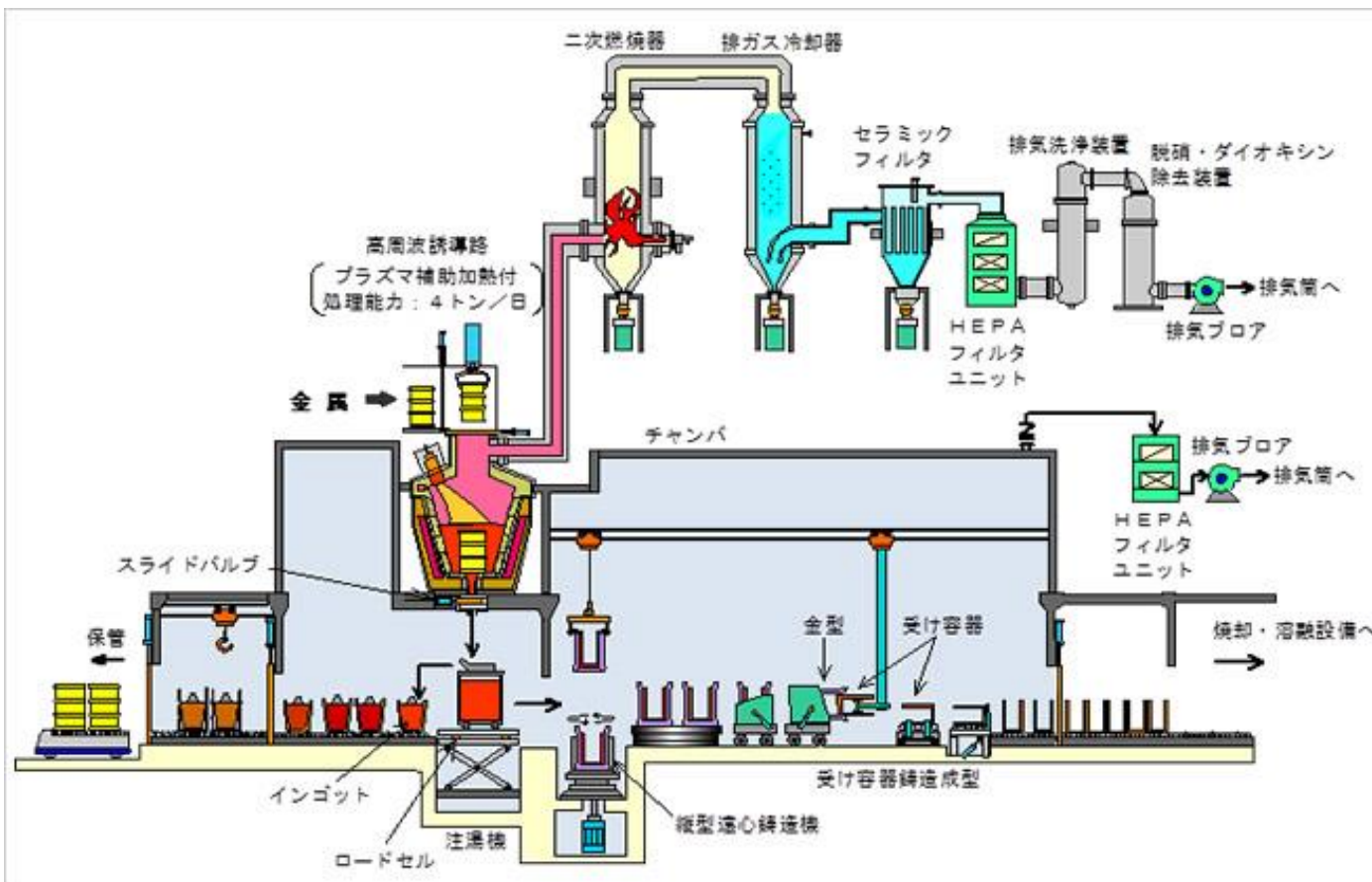
圧縮処理



三軸圧縮設備

固体廃棄物の処理

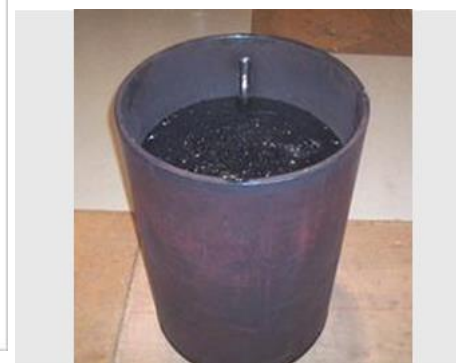
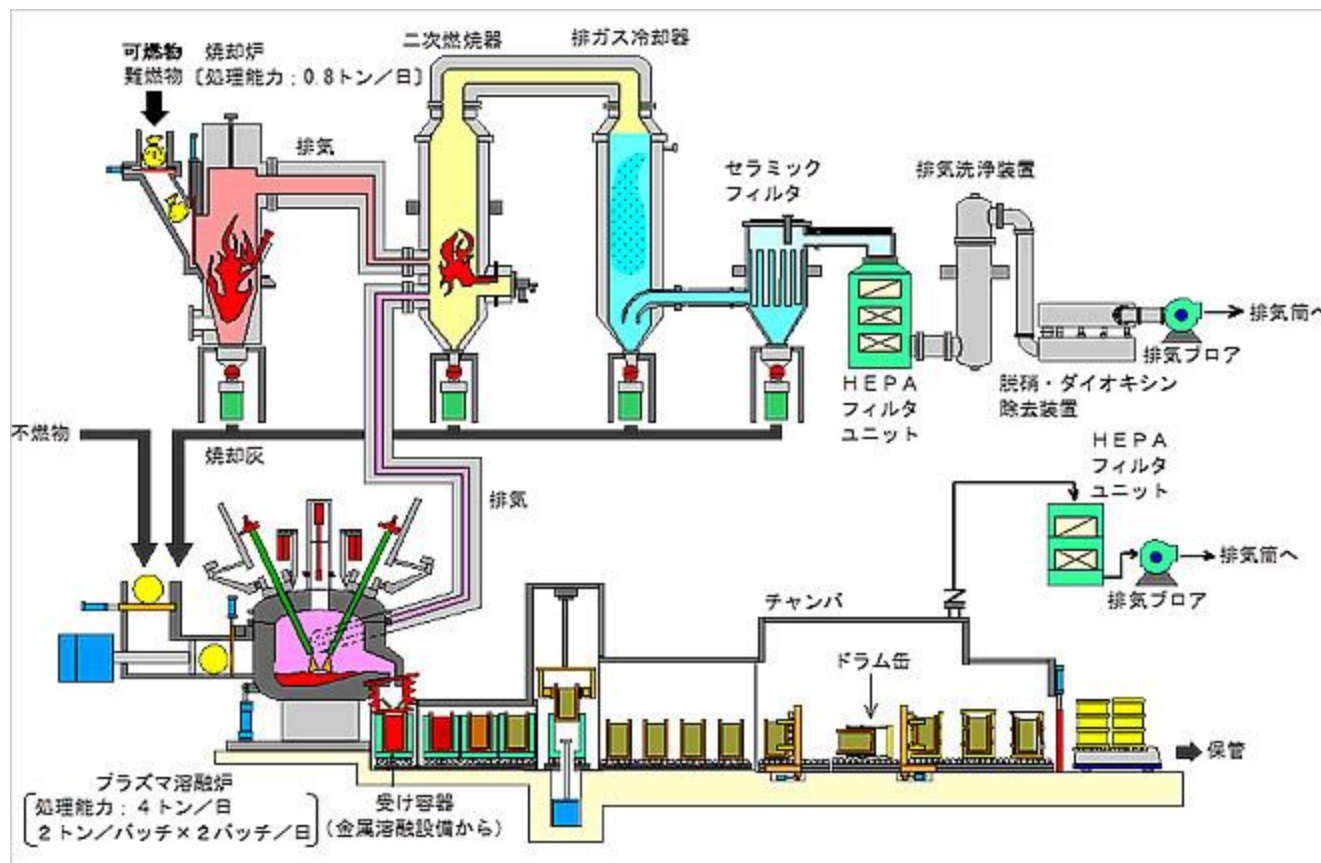
熔融処理



金属熔融設備

固体廃棄物の処理

熔融処理

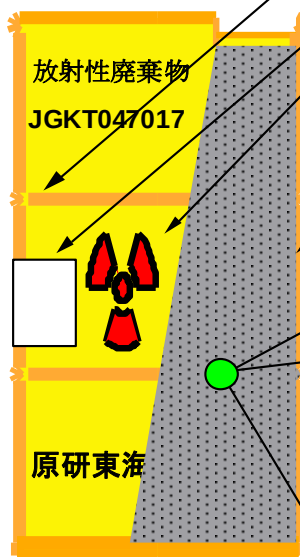


プラズマ熔融設備

低レベル放射性廃棄物(浅地中埋設処分対象)に 求められる要件

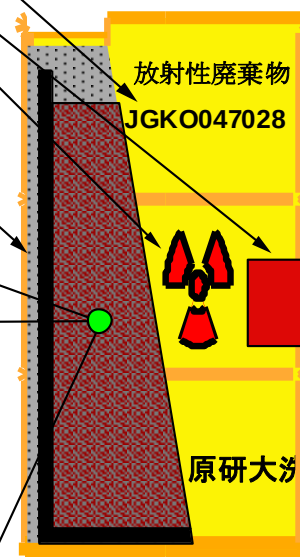
均一固化体

- ・セメント均一固化体
- ・アスファルト均一固化体



充填固化体

- ・熔融廃棄体
- ・高圧縮廃棄体, 等



整理番号の表示

放射性廃棄物及び
線量当量率を示す標識

強度・密封性を有する容器

著しい破損が無い

表面密度限度の1/10以下

最大放射能濃度を超えない

有害な空隙が無い

定められた固型化材料

・セメント
・アスファルト
・プラスチック

・セメント

固化体の性状

- ・均質又は均一な固化体
- ・アスファルト: アスファルトが重量で50%以上
- ・プラスチック: プラスチックが重量で30%以上
- ・健全性を損なう物質を含まない

廃棄体の強度

- ・セメント
: 一軸圧縮強度 1,470kPa以上
- ・プラスチック: 硬さ値 25以上
- ・耐埋設荷重強度を保有

廃棄物の性状

- ・固体状の廃棄物に限定
- ・健全性を損なう物質を含まない

製 作 方 法

- ・あらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料を容器内の廃棄物と一体に充填
- ・耐埋設荷重強度を保有

高レベル放射性廃棄物とTRU廃棄物

ウランの原子核分裂で核種が発生

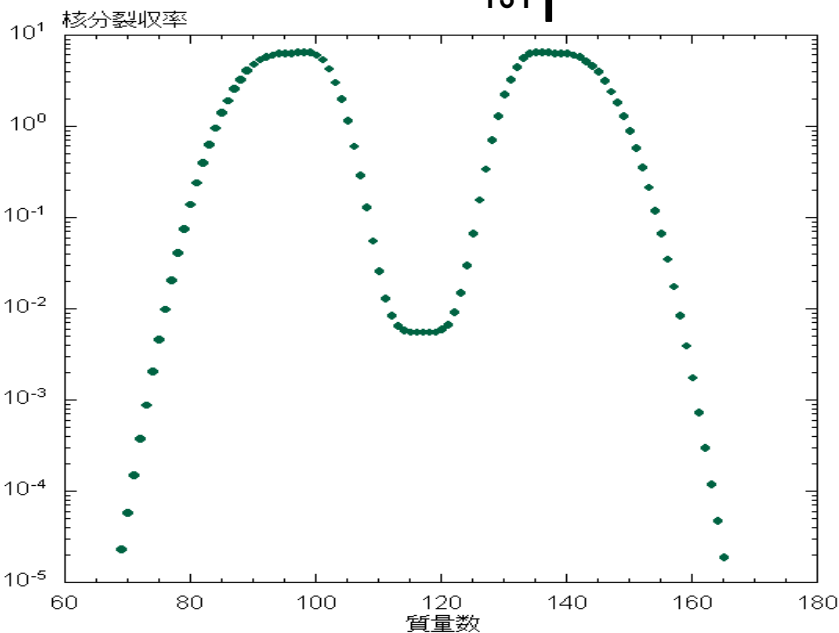
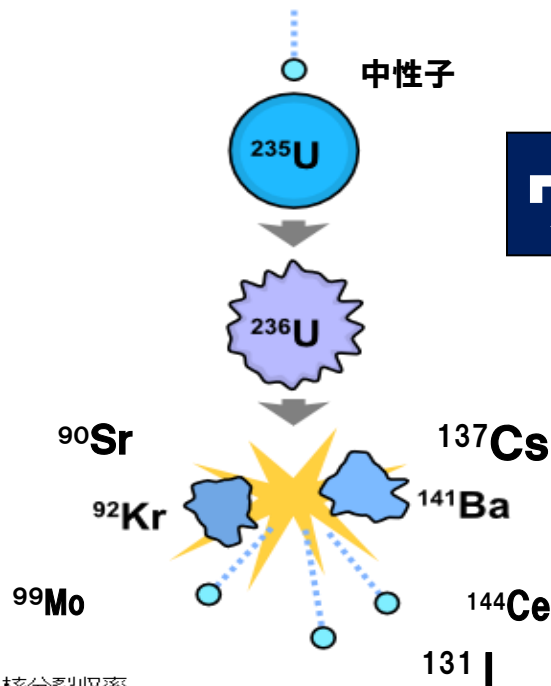


図5 核分裂生成物の収率

(ウラン235が熱中子で核分裂を起こした場合の例)

1																	18
1 H	2											13	14	15	16	17	2 He
3 Li	4 Be											5 B	6 C	7 N	8 O	9 F	10 Ne
11 Na	12 Mg	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13 Al	14 Si	15 P	16 S	17 Cl	18 Ar
19 K	20 Ca	21 Sc	22 Ti	23 V	24 Cr	25 Mn	26 Fe	27 Co	28 Ni	29 Cu	30 Zn	31 Ga	32 Ge	33 As	34 Se	35 Br	36 Kr
37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	46 Pd	47 Ag	48 Cd	49 In	50 Sn	51 Sb	52 Te	53 I	54 Xe
55 Cs	56 Ba	*1	72 Hf	73 Ta	74 W	75 Re	76 Os	77 Ir	78 Pt	79 Au	80 Hg	81 Tl	82 Pb	83 Bi	84 Po	85 At	86 Rn
87 Fr	88 Ra	*2	104 Rf	105 Db	106 Sg	107 Bh	108 Hs	109 Mt	110 Ds	111 Rg	112 Uub	113 Uut	114 Uuq	115 Uup	116 Uuh	117 Uus	118 Uuo
		57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	71 Lu	
		89 Ac	90 Th	91 Pa	92 U	93 Np	94 Pu	95 Am	96 Cm	97 Bk	98 Cf	99 Es	100 Fm	101 Md	102 No	103 Lr	

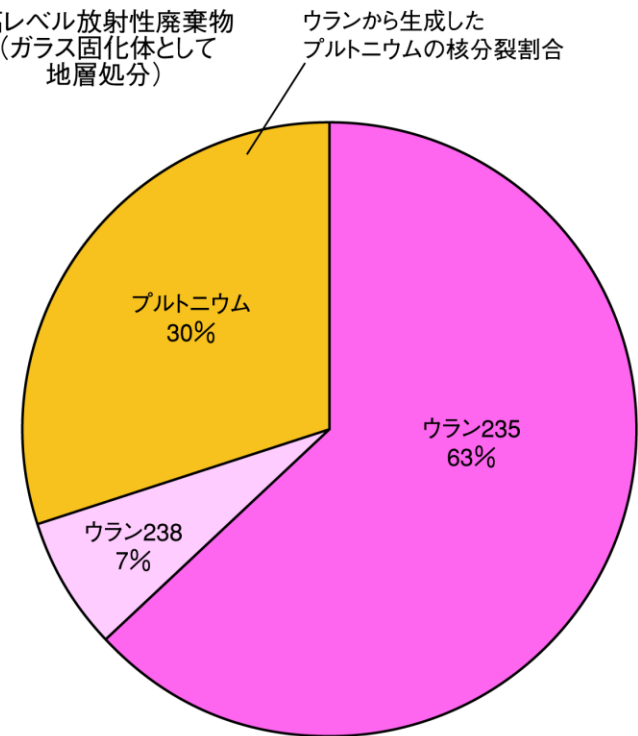
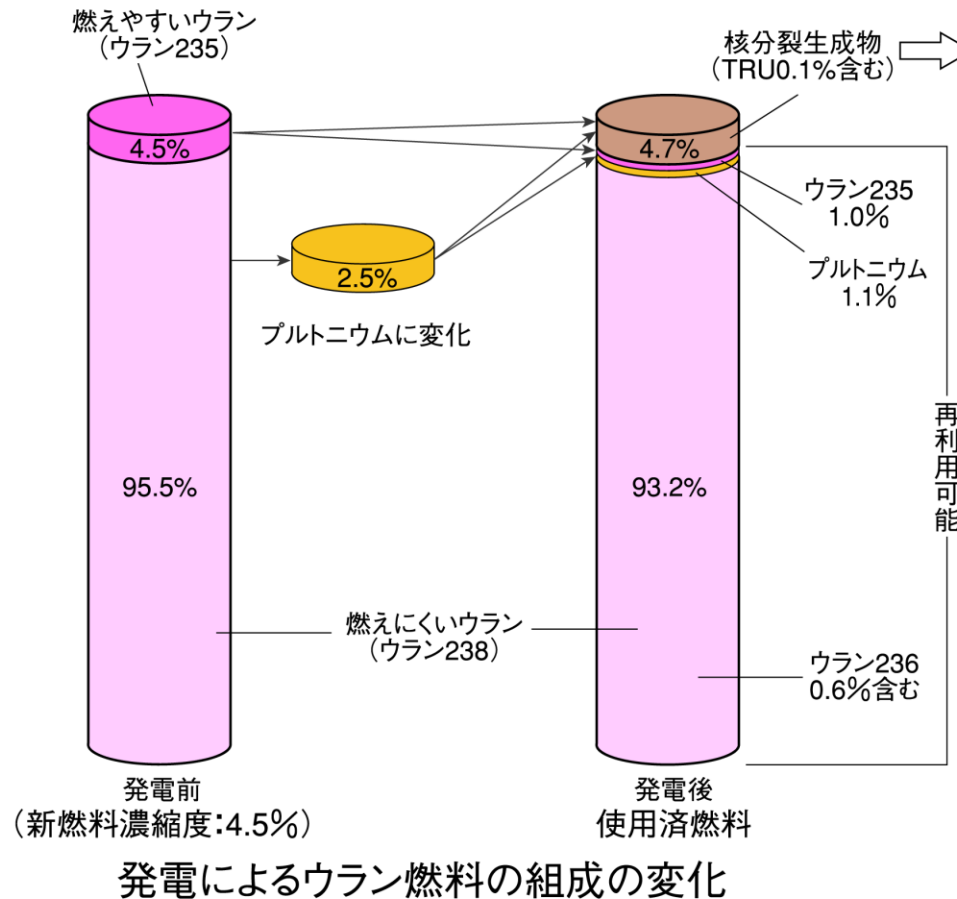
*1ランタノイド:

*2アクチノイド:

超ウラン(TRU)核種も発生

軽水炉内でのウラン燃料の燃焼に伴う組成の変化

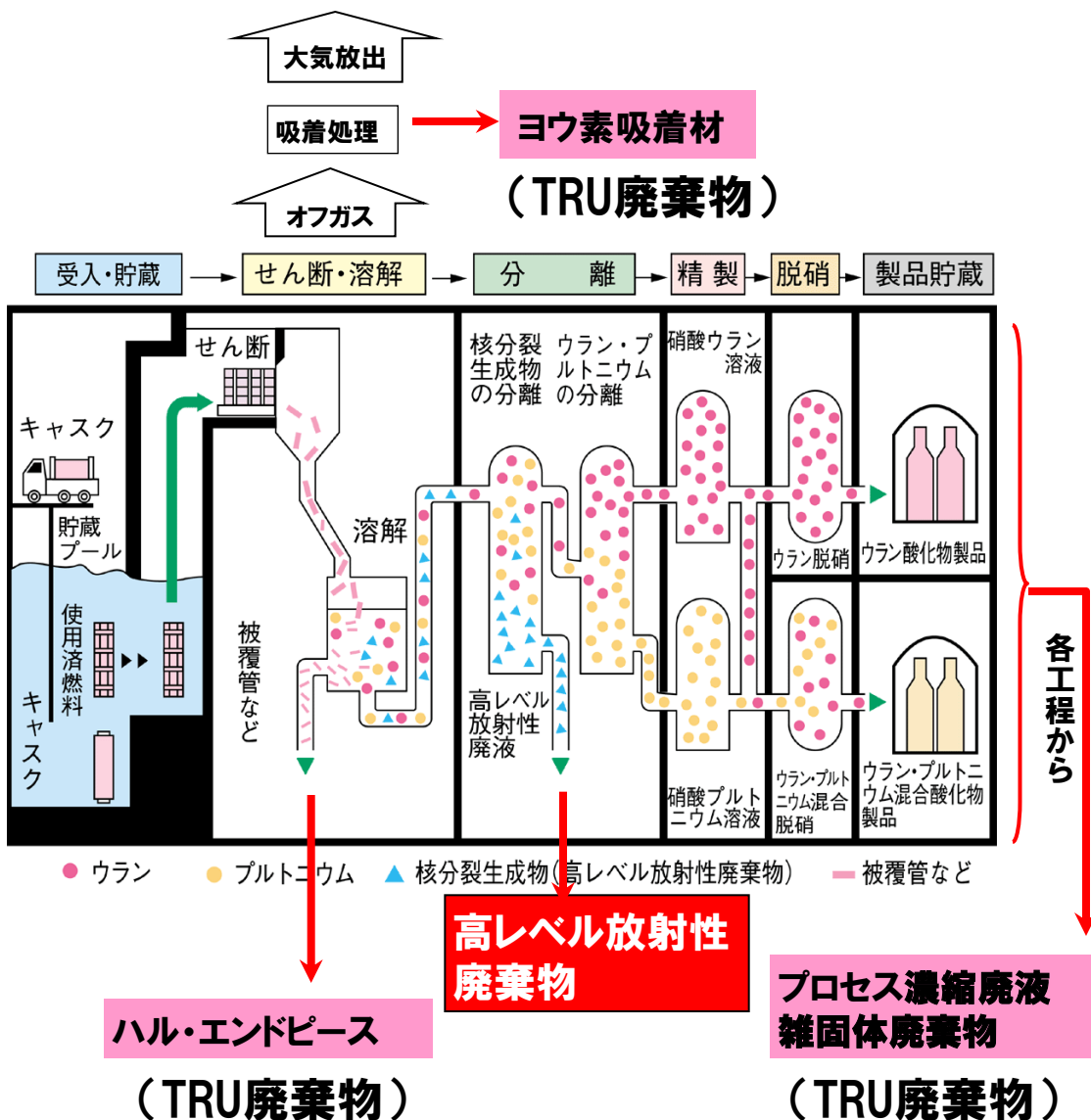
〈エネルギー生産量:燃焼度(平均) 45,000MWD/tUの場合〉



軽水炉内でのウラン燃料の発電割合
ウラン燃料の約4.6%相当(重量)が消耗

出典:原子力百科事典(ATOMICA)

再処理工程と発生する放射性廃棄物



○ハル

- ・数cmにせん断された燃料棒を、溶解槽で溶解させた際に溶け残る燃料被覆管 C-14 (放射化生成物)を含む。

○エンドピース

- ・ 使用済燃料集合体の末端部分
- ・ 集合体のせん断時に、切断除去 C-14を含む。

○プロセス濃縮廃液

- ・ 酸回収、溶媒再生、除染、分析等により発生し、
蒸発濃縮等の処理後、固化

○雜固体廃棄物

- ・再処理工程の各工程で発生する雑多な固体状の廃棄物
- ・可燃性(紙、布等容易に焼却できるもの)、不燃性(金属配管、ガラス等焼却できないもの)に分類(MOX燃料加工施設の操業・解体からも発生)

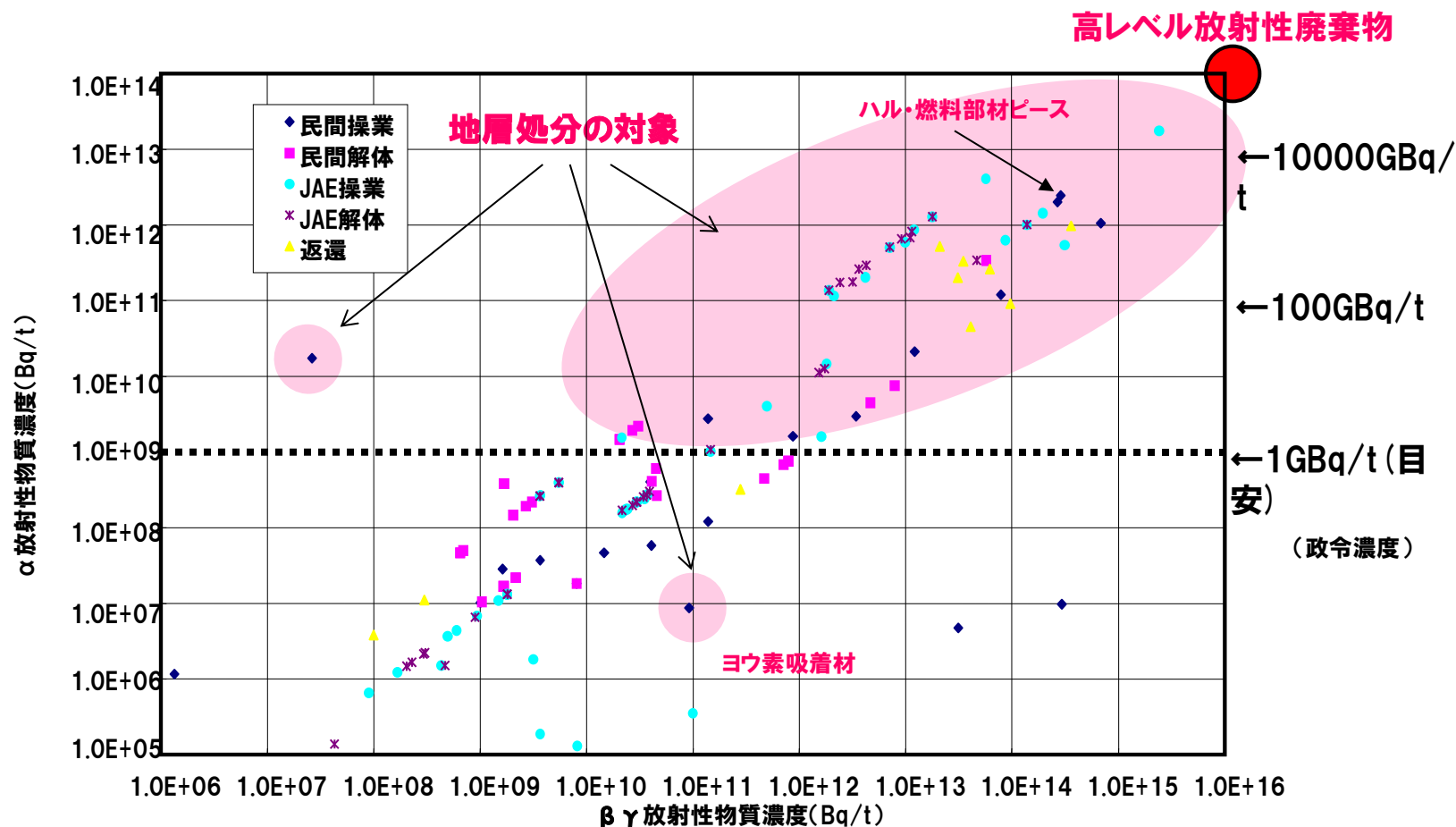
○ヨウ素吸着材

- ・使用済燃料のせん断・溶解時に発生するオフガス中の放射性ヨウ素 (I-129等) を吸着した使用済みのフィルター

日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所（東海村）



高レベル放射性廃棄物とTRU廃棄物の放射能濃度分布



	単位	高レベル放射性廃棄物	地層処分対象のTRU廃棄物
放射性物質濃度	Bq/t	β γ : 約1.0E+16, α : 約1.0E+14 ^{*1}	β γ : 1.7E+14, α : 4.0E+11 ^{*3}
総放射性物質質量	Bq	β γ : 約2.0E+20, α : 約2.0E+18 ^{*2}	β γ : 1.7E+19, α : 3.9E+16
発熱量	W/本	2,300 ^{*1}	61 (JNFLハル・エンドピース)

*1: (財) 原子力環境整備促進・資金管理センター 放射性廃棄物ハンドブック(平成17年度版)より

*2: 放射性物質濃度から、ガラス固化体重量: 約500kg/本、発生量: 40,000本として算出

*3: 総放射生物質量を地層処分対象廃棄体の総重量: 約98,000tonで除して算出

放射性廃棄物の処分方策及び安全確保の 考え方(地層処分を例に)

放射性固体廃棄物処分の分類

廃棄の事業

廃棄物埋設

廃棄物管理

※特定放射性廃棄物の
最終処分に関する法律

第一種廃棄物埋設

地層処分

地表から300m以上の地下
(最終処分法※で規定)

第二種廃棄物埋設

余裕深度処分

地表から50m以上の地下

ピット処分

地上又は地表から50m未満の地下

トレンチ処分

放射能濃度

政令濃度上限値

濃度上限値

濃度上限値

低

種類	放射能濃度	半減期(参考)
C-14	1×10^{16} Bq/トン	5710年
Cl-36	1×10^{13} Bq/トン	30万年
Tc-99	1×10^{14} Bq/トン	21万年
I-129	1×10^{12} Bq/トン	1570万年
α核種	1×10^{11} Bq/トン	-

原子炉等規制法 政令第31条

種類	放射能濃度	半減期(参考)
C-14	1×10^{11} Bq/トン	5710年
Co-60	1×10^{15} Bq/トン	5.27年
Ni-63	1×10^{13} Bq/トン	100年
Sr-90	1×10^{13} Bq/トン	28.8年
Tc-99	1×10^9 Bq/トン	21万年
Cs-137	1×10^{14} Bq/トン	30.1年
α核種	1×10^{10} Bq/トン	-

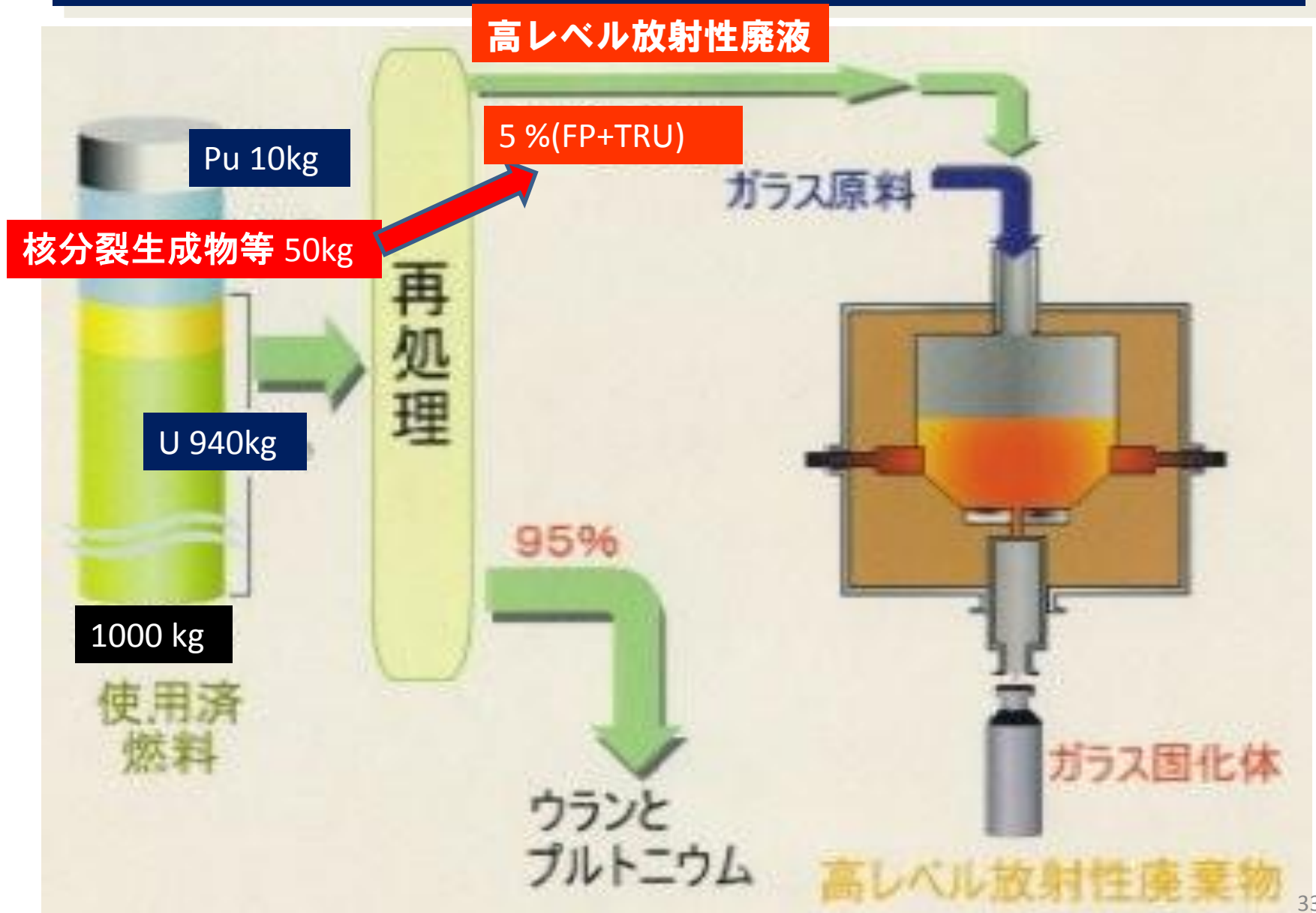
第二種廃棄物埋設の事業に関する規則 別表第一

種類	放射能濃度	半減期(参考)
Co-60	1×10^{10} Bq/トン	5.27年
Sr-90	1×10^7 Bq/トン	28.8年
Cs-137	1×10^8 Bq/トン	30.1年

第二種廃棄物埋設の事業に関する規則 別表第二

高レベル放射性廃液
(模 擬)

再処理と高レベル放射性廃液のガラス固化

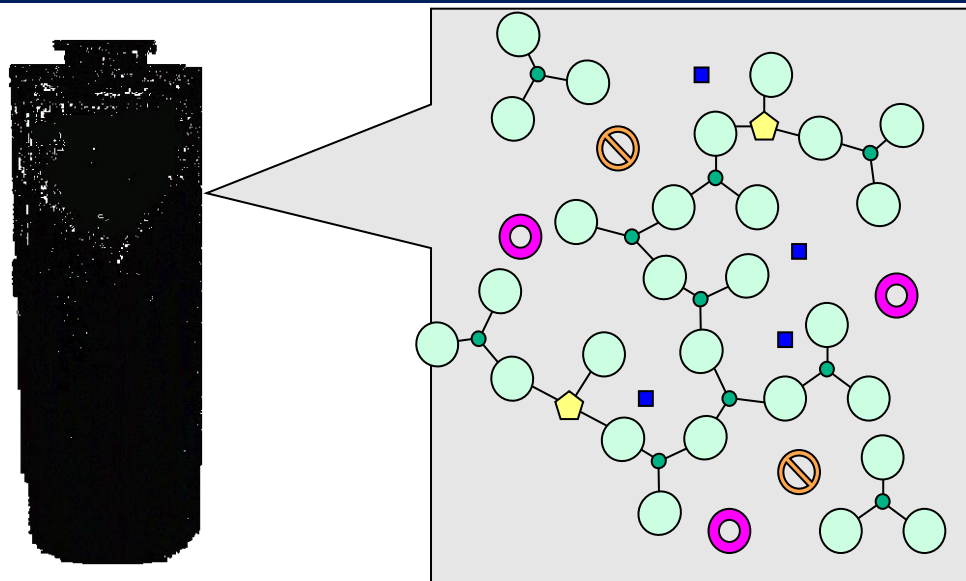


ガラス固化体＝高レベル放射性廃棄物 発生量



- 100万kW原子炉1年間運転（稼働率80％）で70億kWh供給。
- 約**30トン**使用済み燃料発生。再処理すると約15m³の高レベル放射性廃液が分離される。
 - **ガラス固化体**にすると約**30本**。
ちなみに70億kWhは、日本では100万人が1年間使用する電力に相当。

ガラスによる放射性元素の閉じ込め



- 酸素
- ケイ素
- ⬠ ホウ素
- ナトリウム
- ⊗ アクチニド
- ⊙ 他の放射性元素

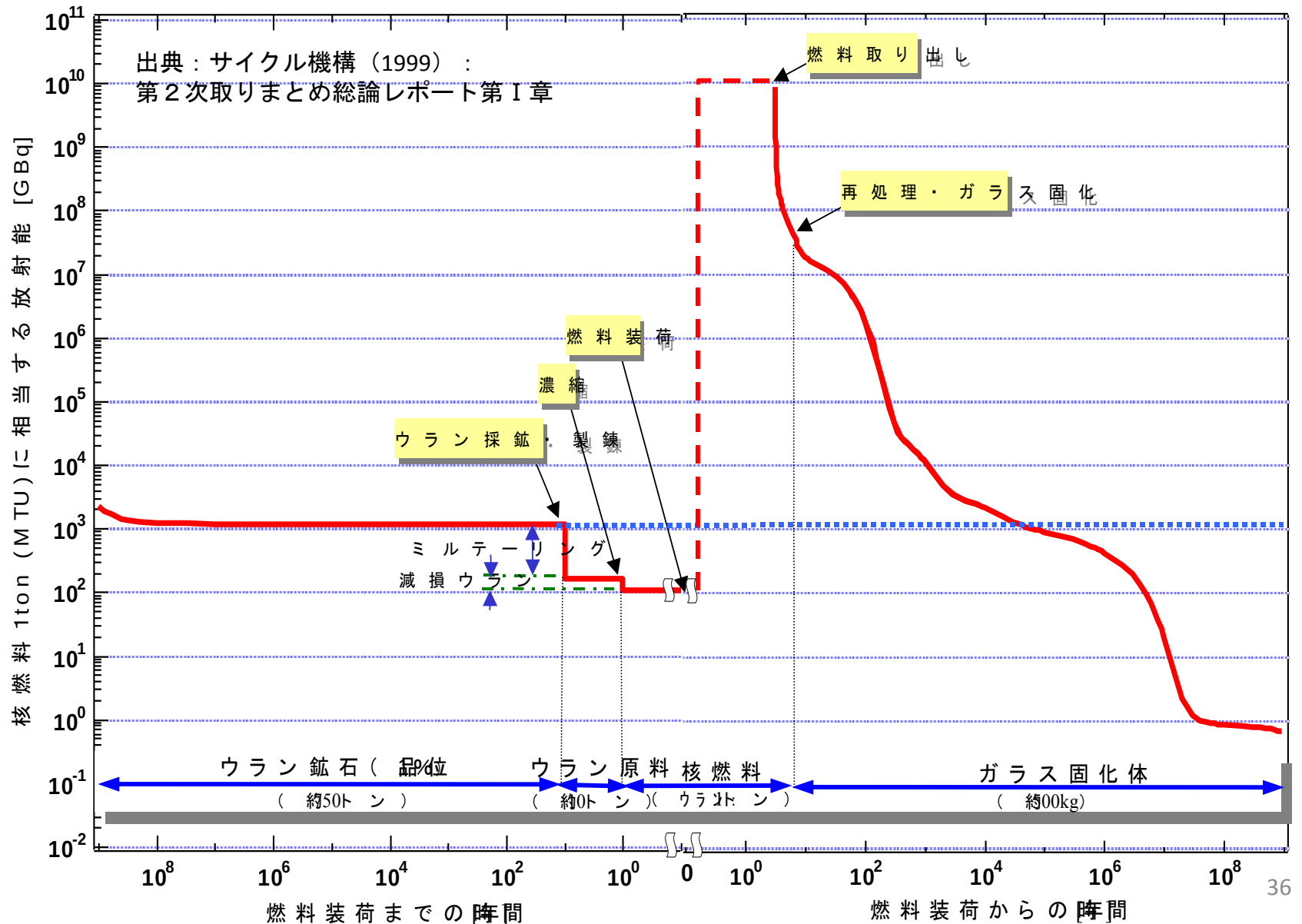
ガラス原料 (wt%)

成分	含有率
SiO_2	45.0 ~ 46.6
B_2O_3	14.2
Al_2O_3	3.6 ~ 5.0
Li_2O	3.0
CaO	3.0
ZnO	3.0

廃棄物 (wt%)

成分	含有率
Na_2O	10.0
P_2O_5	0.3
腐食生成物*	~ 3.5
核分裂生成物	10.0
RuO_2	0.74
Rh_2O_5	0.14
PdO	0.35
アクチニド	~ 2.4

放射能の推移からみた高レベル放射性廃棄物の特徴 (JNFLガラス固化体)



処分施設の設計及び安全評価に必要なガラス固化体特性

日本原子力学会(2010)

1. 放射性核種濃度	14. 最低結晶化温度
2. 発熱量(発熱核種インベントリ)	15. 固化ガラス密度
3. 固化ガラス組成	16. キャニスター材質
4. 高レベルガラス固化体表面線量率	17. キャニスター寸法・形状
5. 高レベルガラス固化体重量	18. キャニスター溶接部の健全性(胴部)
6. プレナム部容積	19. キャニスター母材の健全性
7. 表面汚染密度	20. キャニスター強度
8. 固化ガラス重量	21. キャニスター熱特性
9. 固化ガラス寸(外径・高さ)	22. キャニスター溶接部の健全性(蓋部)
10. 固型化の状態(均質性)	23. 破損・欠陥がないこと(外観)
11. 固化ガラス破碎係数	24. 整理番号
12. 固化ガラス浸出速度(溶解速度)	25. 整理番号の表示方法・位置
13. 固化ガラス熱特性(熱容量、熱伝導度)	

青:安全評価上重要な特性

廃棄物処分の要件

- ・人間の継続的関与なしの長期的安全性
- ・長期的安全性を科学的に予測できる見通し
- ・自国の領土内において処分の実現が可能
- ・現有の技術、知見が利用可能
- ・何らかの必要性が生じた場合に、処分された廃棄物の回収が不可能でない。

(OECD/NEA1984の整理に基づく)

安全確保の考え方

変動帯に位置
複雑多様な地質

日本の地質環境

地下水で飽和

接近シナリオ

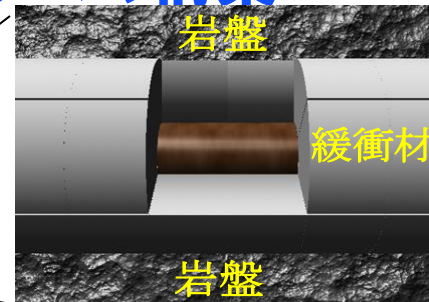
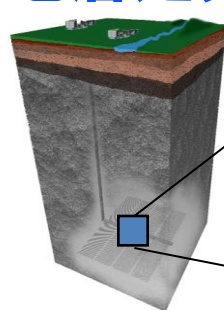
影響の可能性

地下水シナリオ

対 策

サイト選定

地層処分システムの構築



工学的
対策

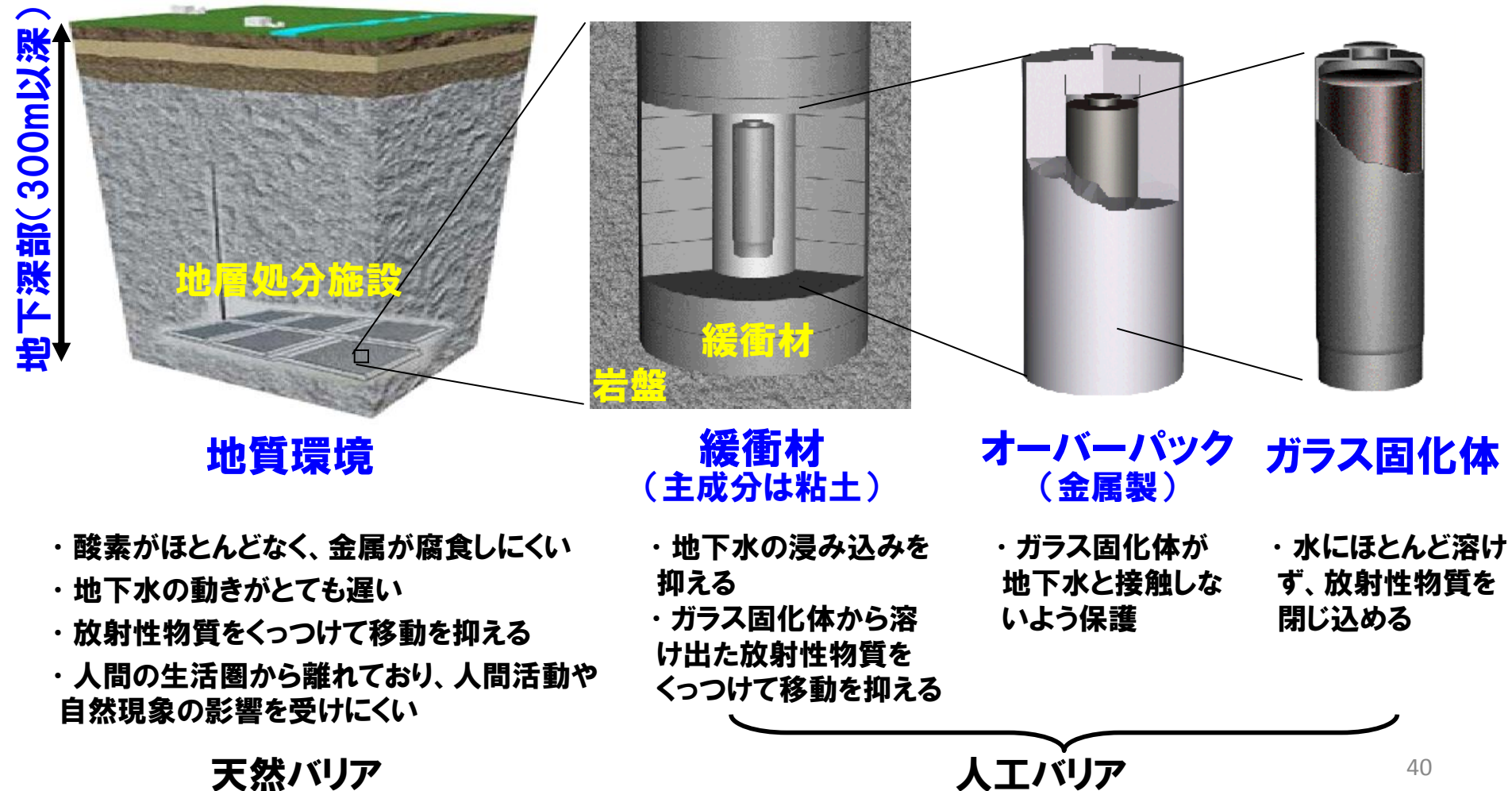
安全性の確認

地層処分システムが備えるべき
固有の性能を確保

地層処分システムの安全評価

高レベル放射性廃棄物地層処分

天然の地層と人工物との組み合わせによる多重バリアシステム



人工バリア実寸模型

堆積岩

ガラス固化体

オーバーパック

緩衝材

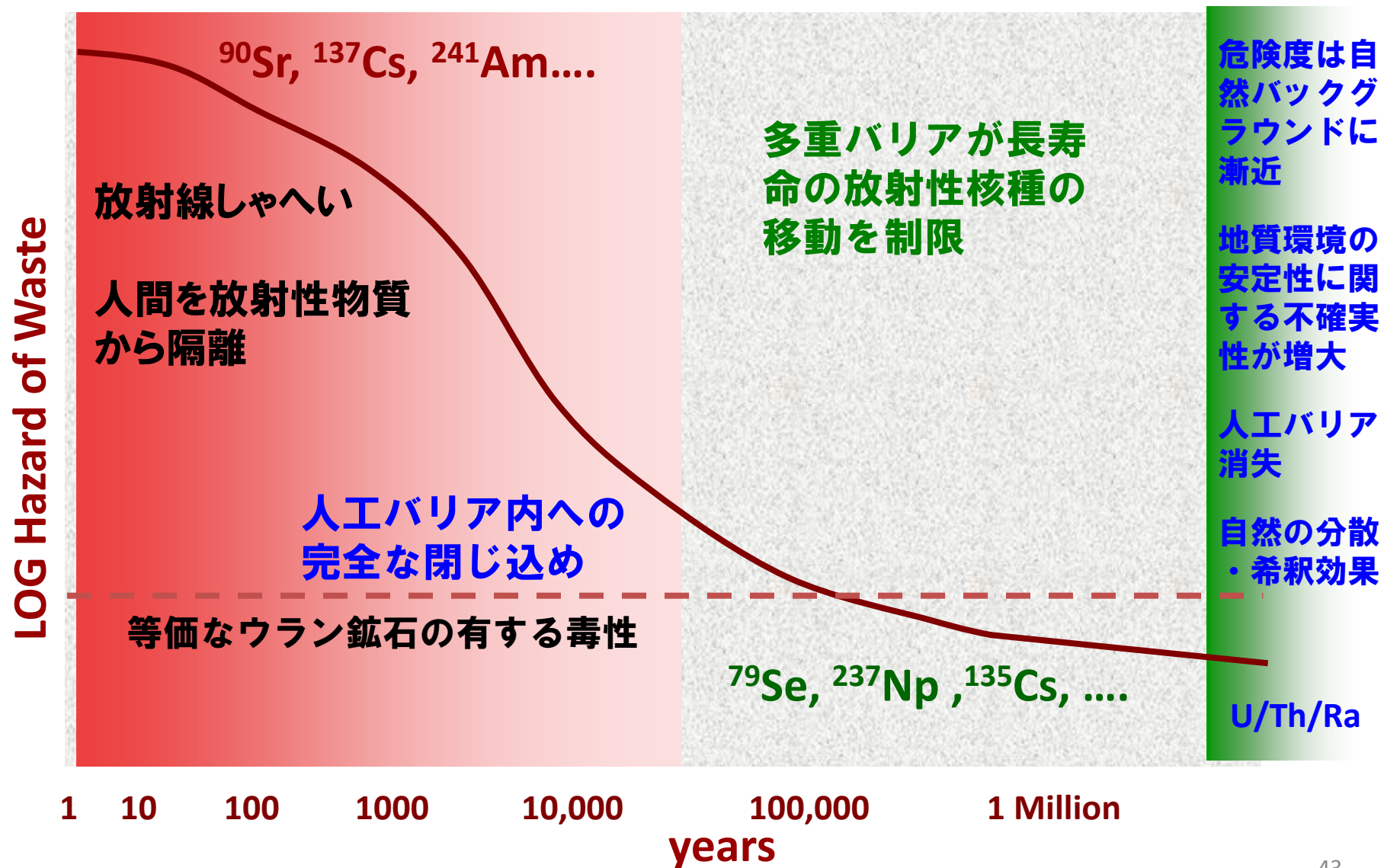
結晶質岩



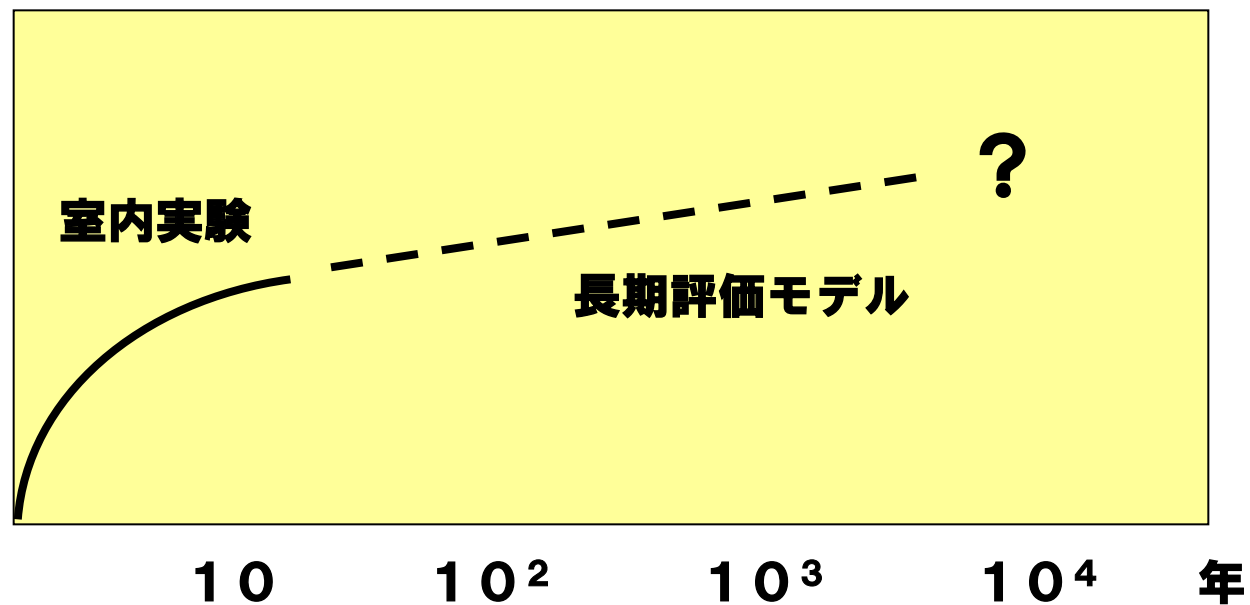
ガラス固化体に含まれる代表的核種と処分後の挙動事例

	半減期 (年)	1本あたりに 含まれる総放 射能 (Bq/本 製造直後)	ガラスの溶解 に伴う放出 率 (Bq/年)	地下水へ の溶解度 (Bq/L)	想定される こと
Sr-90	29	5.5×10^{15}			オーバーパック内 で1000年で減 衰
Cs-137	30	7.6×10^{15}			
Am-241	432	3.0×10^{13}		6.1×10^6	数万年以上の地 下水移行期間に 減衰
Am-243	7370	7.9×10^{11}		3.6×10^5	
Se-79	65,000	1.7×10^{10}		6.1×10^2	多量の地表水に より希釈
Sn-126	100,000	3.0×10^{10}		6.6×10^5	
Tc-99	210,000	5.2×10^{11}		2.5×10^3	
Zr-93	1,530,000	7.4×10^{10}		8.6×10^3	
Np-237	2,140,000	1.8×10^{10}		1.2×10^2	
Cs-135	2,300,000	1.8×10^{10}	2.6×10^5		

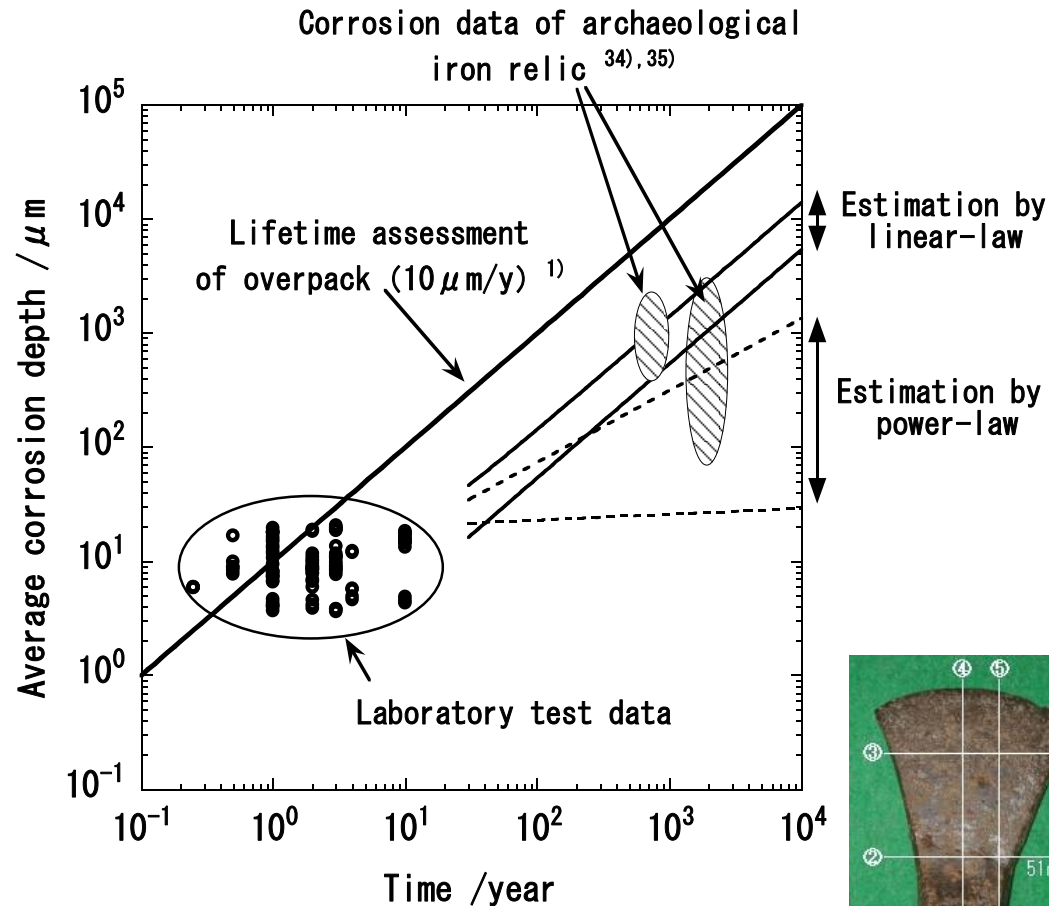
バリアの役割



長期評価モデルの確証



オーバーパック腐食速度



オーバーパックの腐食速度モデルと
ナチュラルアナログによる確認

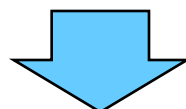
処分場閉鎖後の安全性の証明

時間的な不確実性

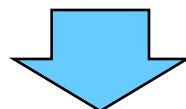
長い時間(数十万年以上)

空間的な不均質性

天然の地質環境という不均質で大きな領域



システムを作動させて直接的安全性を実証することはできない



シナリオに基づく予測によって人間の影響を論じ、システムの安全性を示す(間接的実証)

安全評価の体系

シナリオ解析

「もし地層処分システムがこうなったら・・・」
という筋書き
そのために、将来起こりうると考えられる
-場の性質 (Feature)
-事象 (Event)
-プロセス (Process)
を抽出

F E P

数学モデル・データ

数学モデルの例

$$Rd_i \frac{\partial C_i}{\partial t} = D \frac{\partial^2 C_i}{\partial x^2} - \lambda_i Rd_i C_i + \lambda_{i-1} Rd_{i-1} C_{i-1}$$

必要なデータ

Rd : 遅延係数
 λ : 崩壊定数
D : 拡散係数

評価解析

シナリオに基づくモデルを用いた影響の推定

安全基準

指標：
線量やリスク

安全性の判断

地下水シナリオと安全評価 (核種移行評価)に必要なデータ

母岩

ガラスの溶解速度

オーバーパックの腐食速度

溶解度

地下水データ

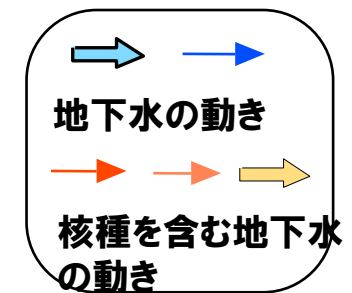
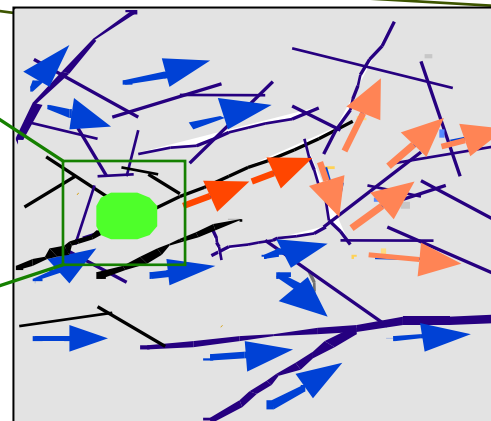
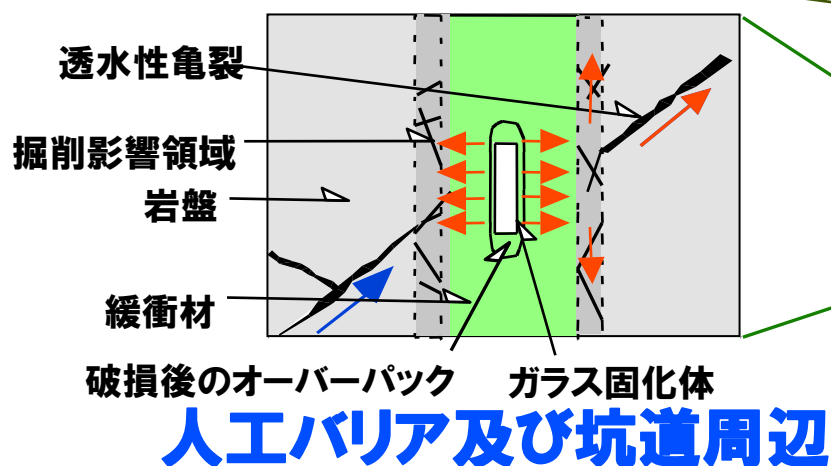
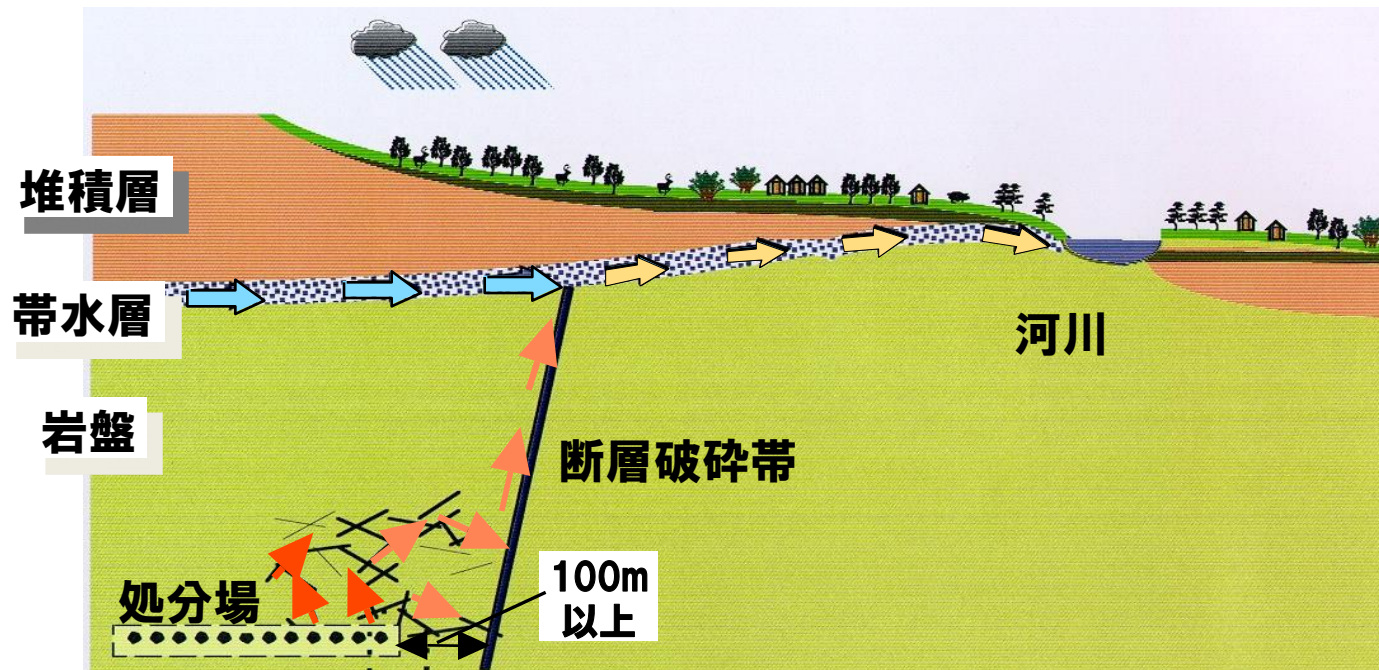
核種

収着・拡散

ベントナイト
間隙水水質

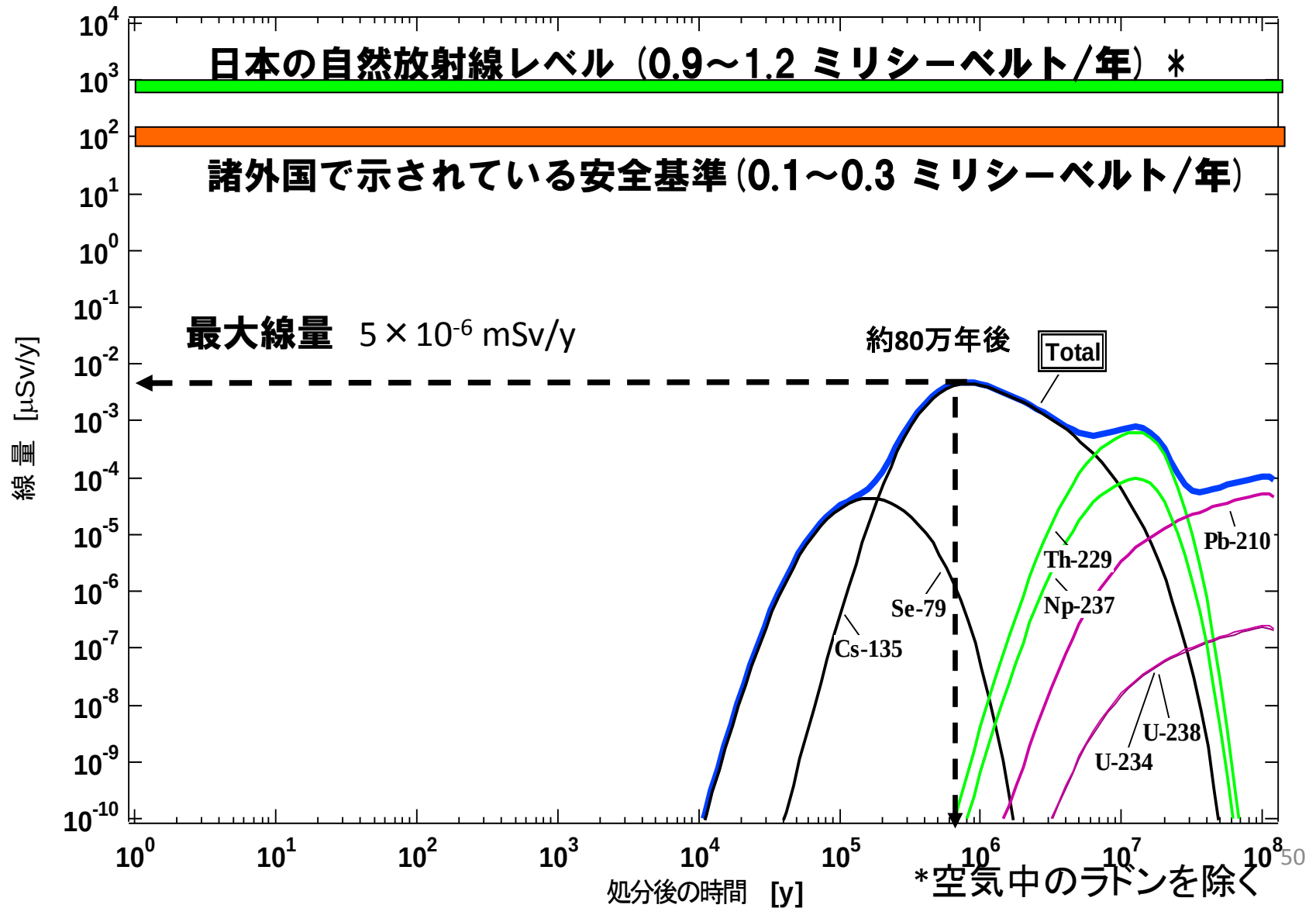


レファレンスケース (安全評価の基本的条件として設定)



周辺岩盤

高レベル放射性廃棄物地層処分の 線量評価事例



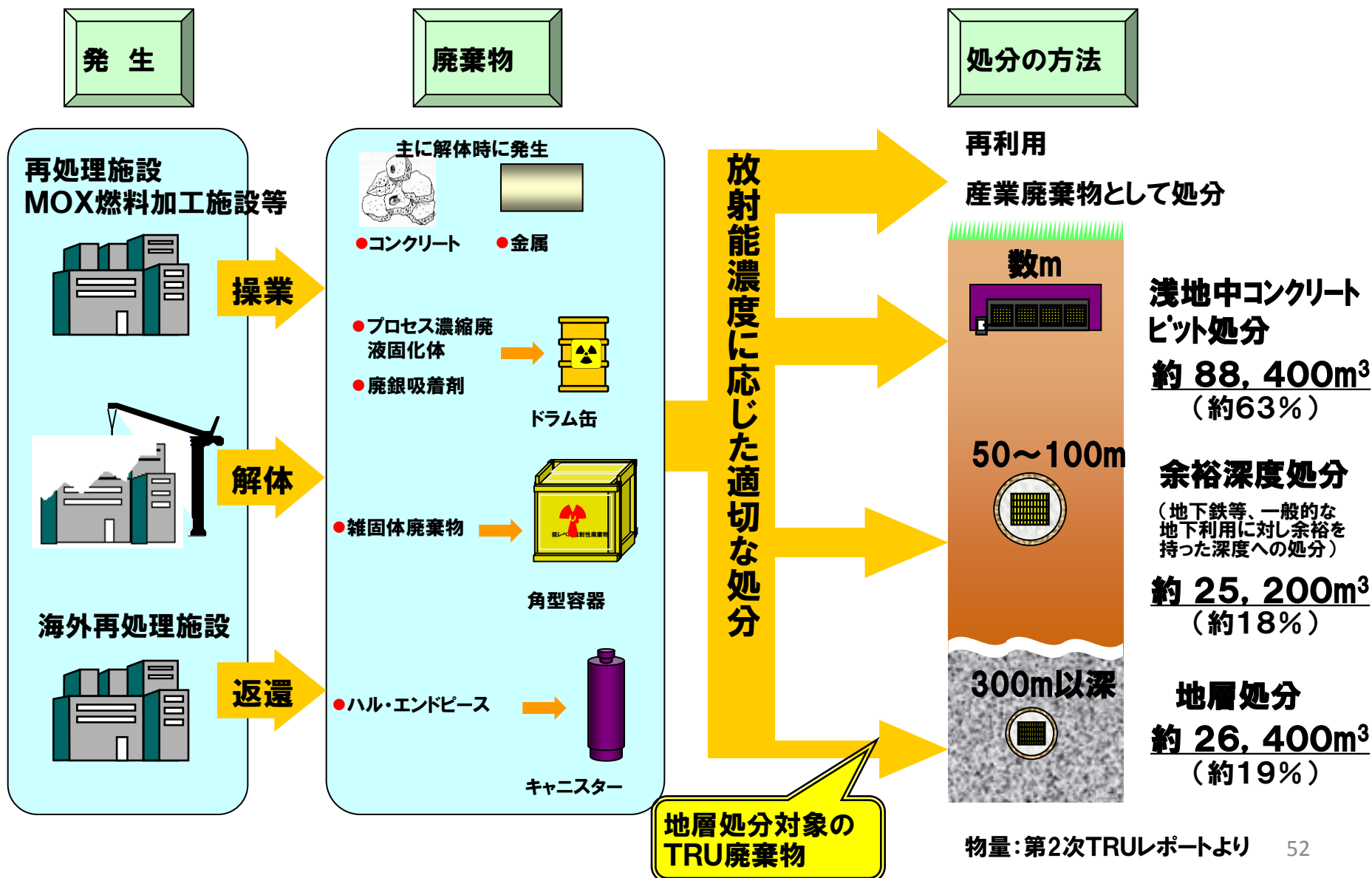
TRU廃棄物

超ウラン核種（TRU核種）を含む放射性廃棄物

長半減期低発熱放射性廃棄物と呼ぶこともある

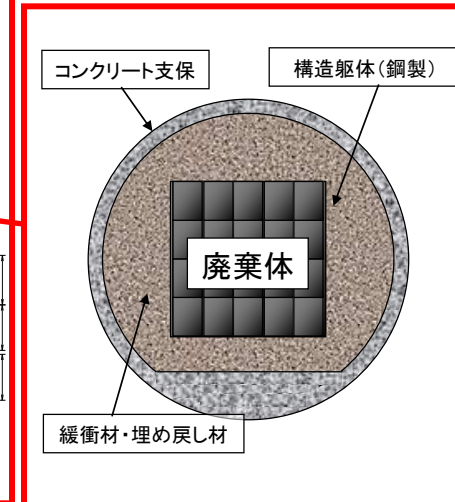
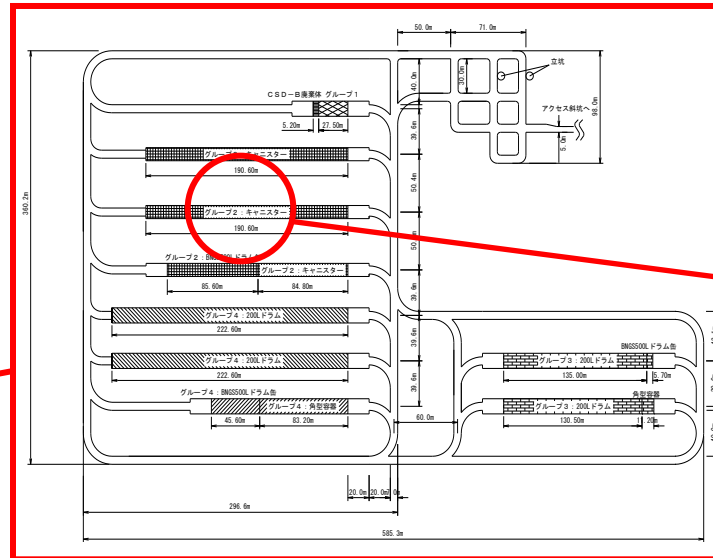
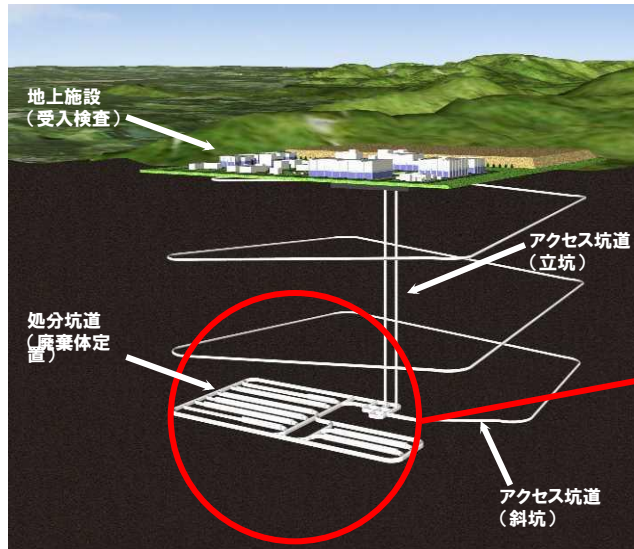
再処理施設や核燃料加工施設等の操業と解体に伴い発生

TRU廃棄物の処分の方法



TRU廃棄物の地層処分

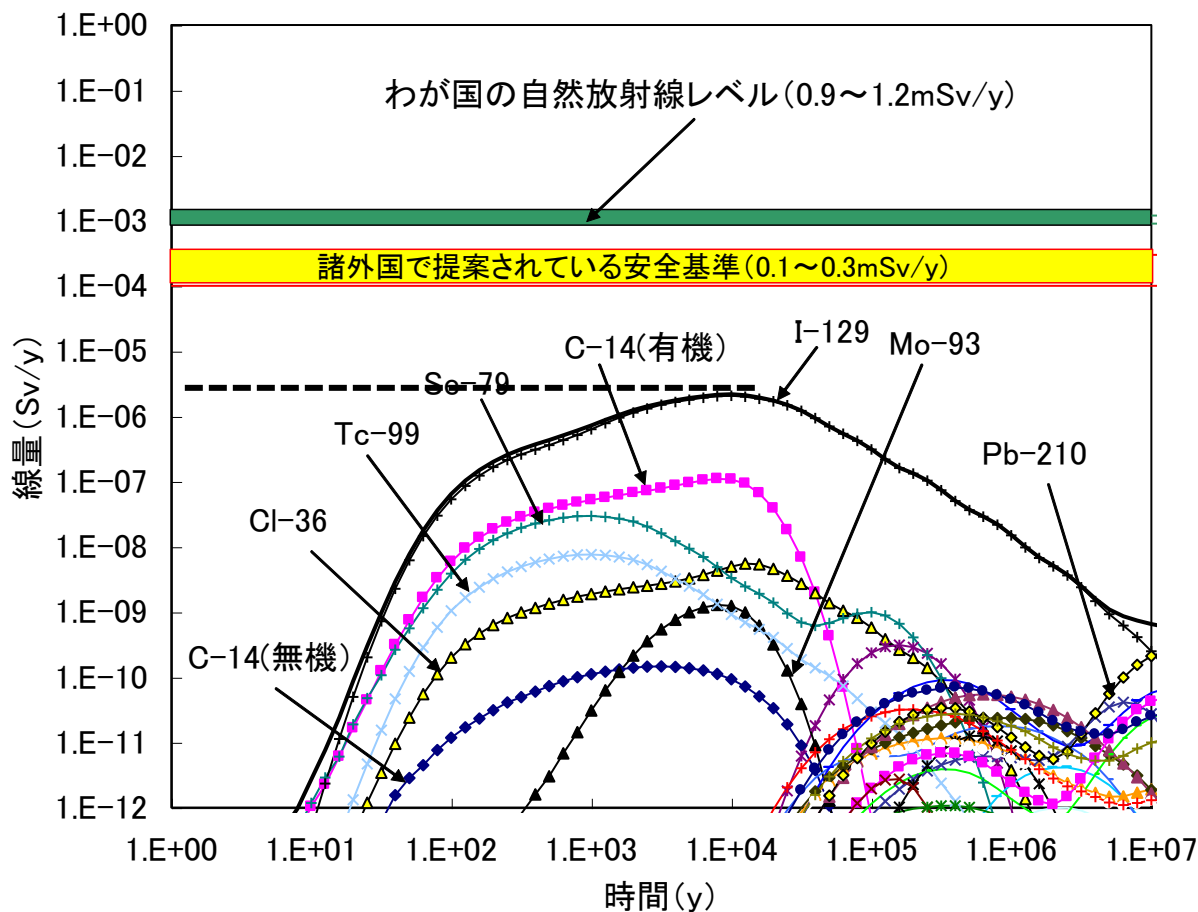
【廃棄体のグループ分けと処分坑道】



TRU廃棄物地層処分施設の考え方

- 高レベル放射性廃棄物処分と同様に**多重バリア**の概念
- 核種種類・濃度、性状等に応じ、適切に廃棄体の**グループ分け**し、それぞれ特徴に応じた固有の人工バリアを構成
- TRU廃棄物は、**発熱が小さい**ものがほとんどを占めることから、処分の効率を考慮し、比較的大きな坑道断面空洞内に**廃棄体を集積**して処分

TRU廃棄物地層処分の線量評価事例



最大線量

2×10^{-3} mSv/y

(約1万年後)

第2次TRUレポートより

おわりに(課題)

- ☆ 処分事業に確実に廃棄体を引き渡すことのできる合理的処理技術の構築
- ☆ 処分場の設計・施工技術や安全評価ツールの適用性確認(地下研究施設の活用)→動画
- ☆ 国民理解に基づく処分場の確保
- ☆ 人材育成、技術・情報の継承
- ☆ 事故廃棄物の処理・処分
- ☆ 幅広い選択肢確保の点から処分オプションの技術検討

謝 辞

本資料のうち、放射性廃棄物の発生と処理技術については、高橋邦明「放射性廃棄物処理技術概論」(スライド集)から、著者の了解を得て資料を借用した。