

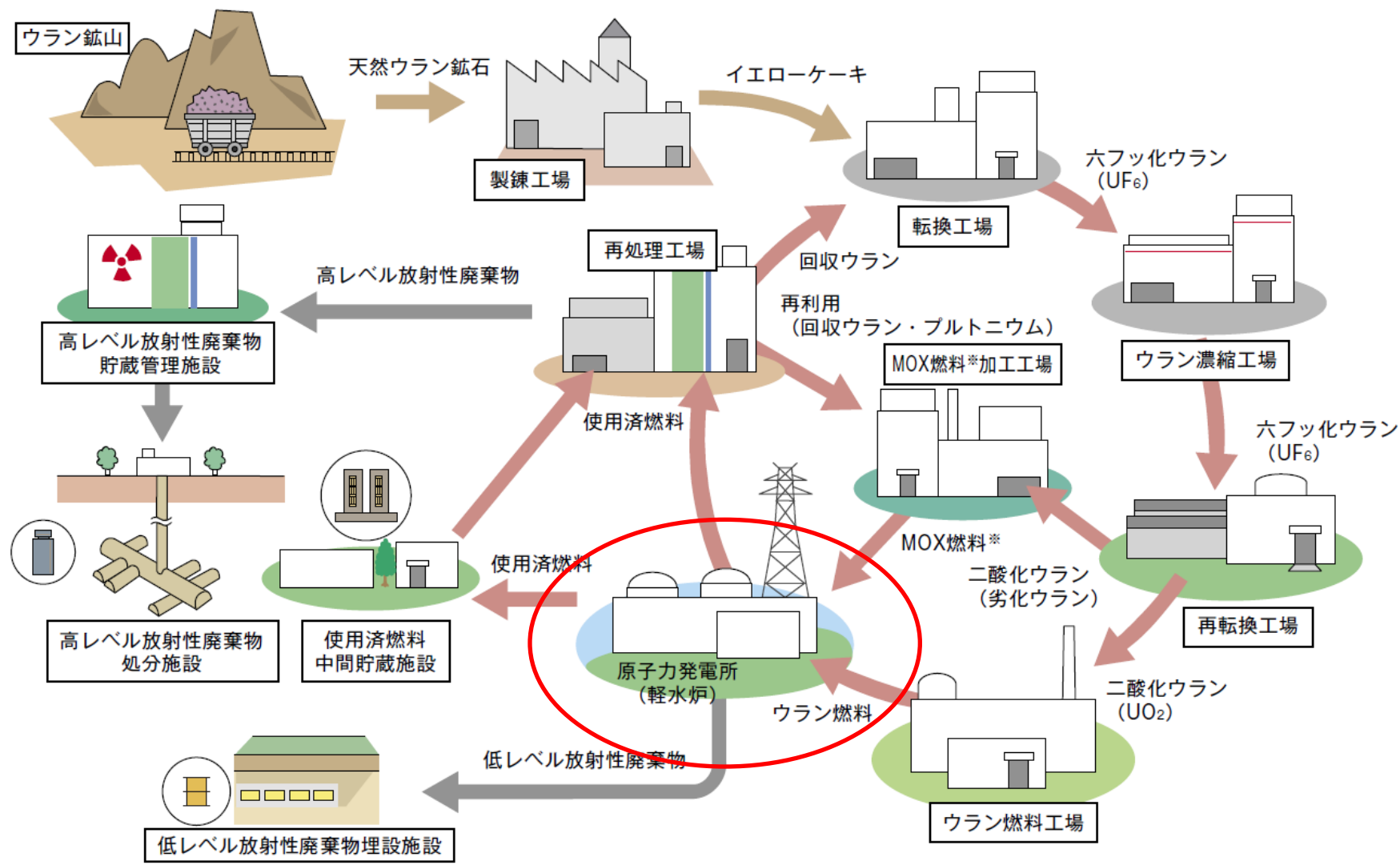
分離変換技術開発と核データ研究の展望

(1) イントロとしての原子力の現状

深 堀 智 生

日本原子力研究開発機構
原子力基礎工学研究センター

核燃料サイクル

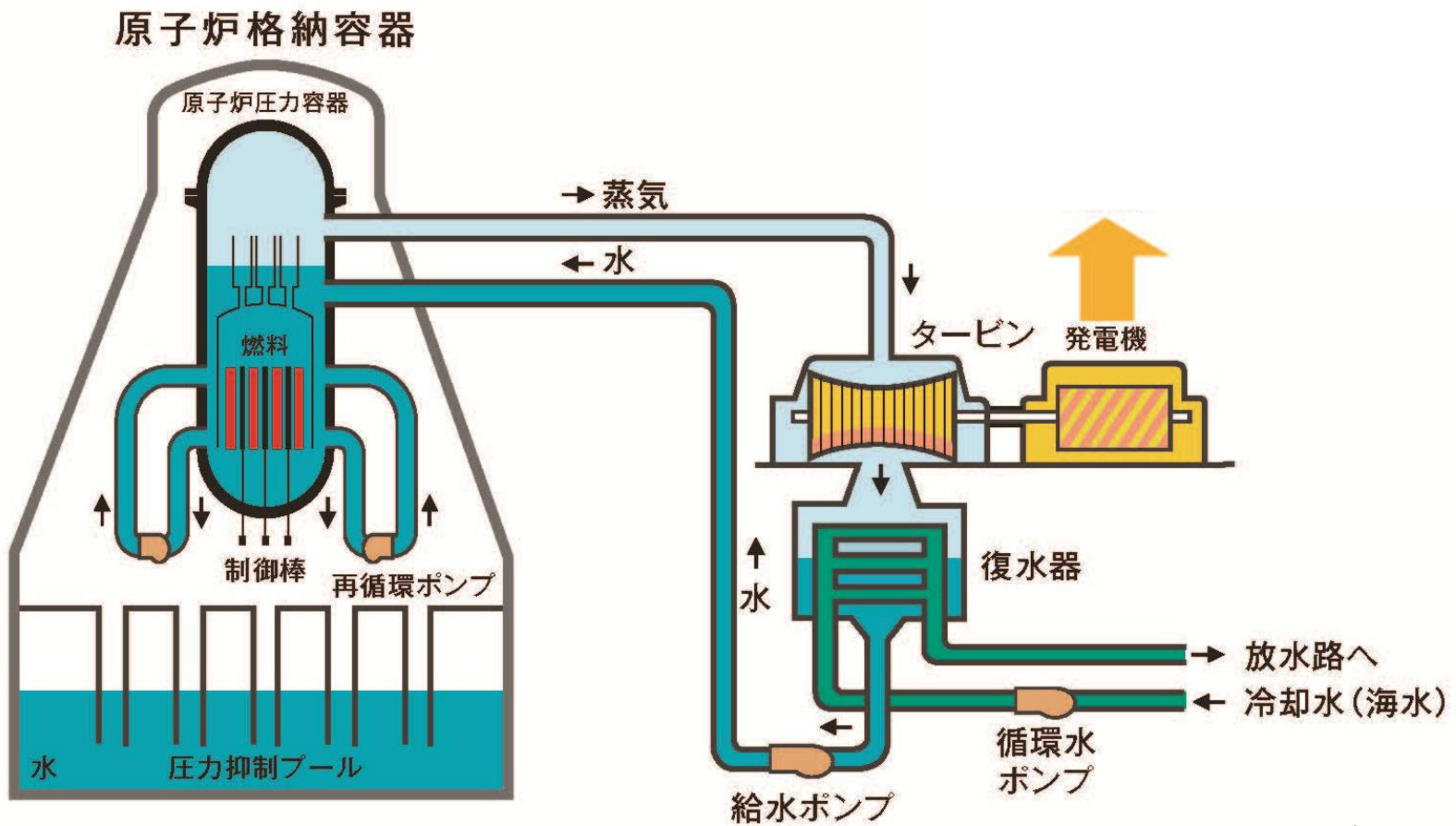


※MOX (Mixed Oxide) 燃料：プルトニウムとウランの混合燃料

原子力発電の仕組み(おさらい)

核反応エネルギー (熱エネルギー) → 蒸気 → 電気エネルギー → 送電

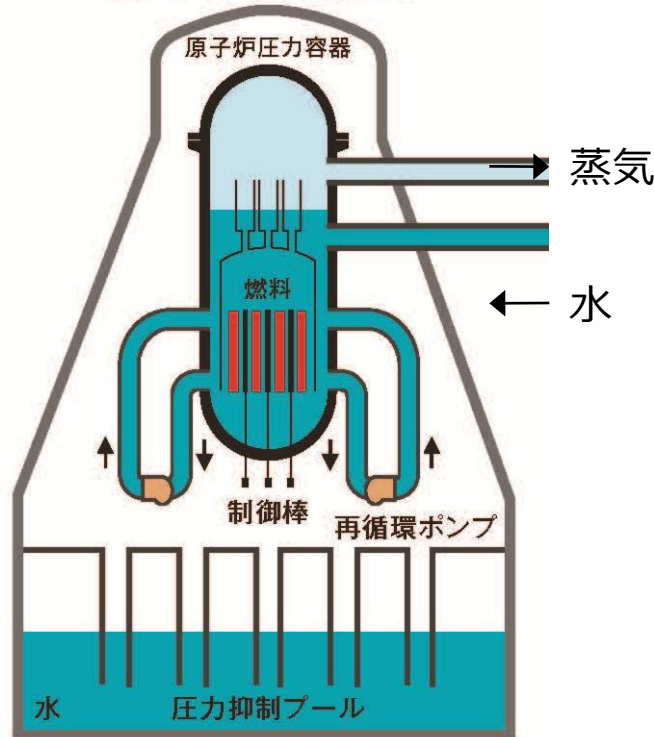
変圧器



出典：原子力・エネルギー図面集2015

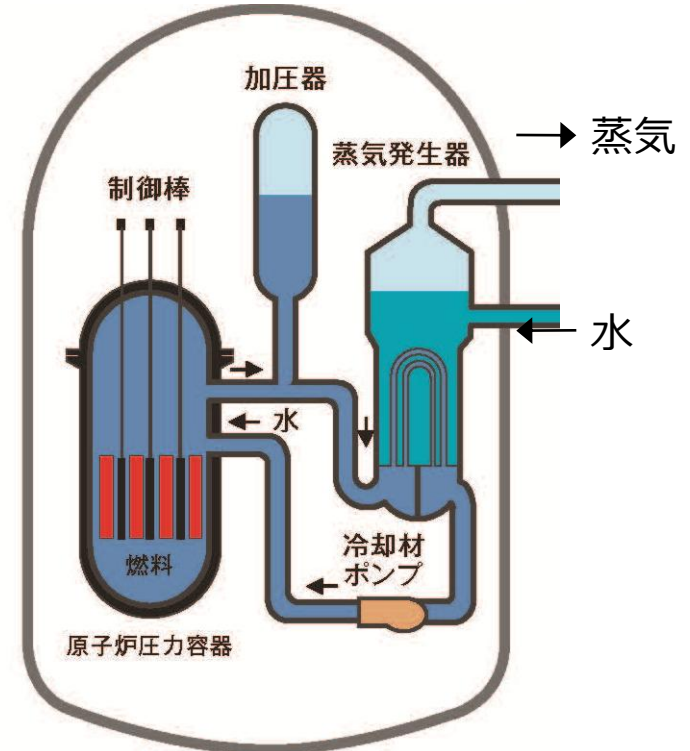
原子炉(軽水炉)の種類

沸騰水型炉 (BWR)



- ✓ 冷却系が1次系のみで構造が単純
- ✓ タービンの放射線防護が必要
- ✓ 制御棒を下方から挿入

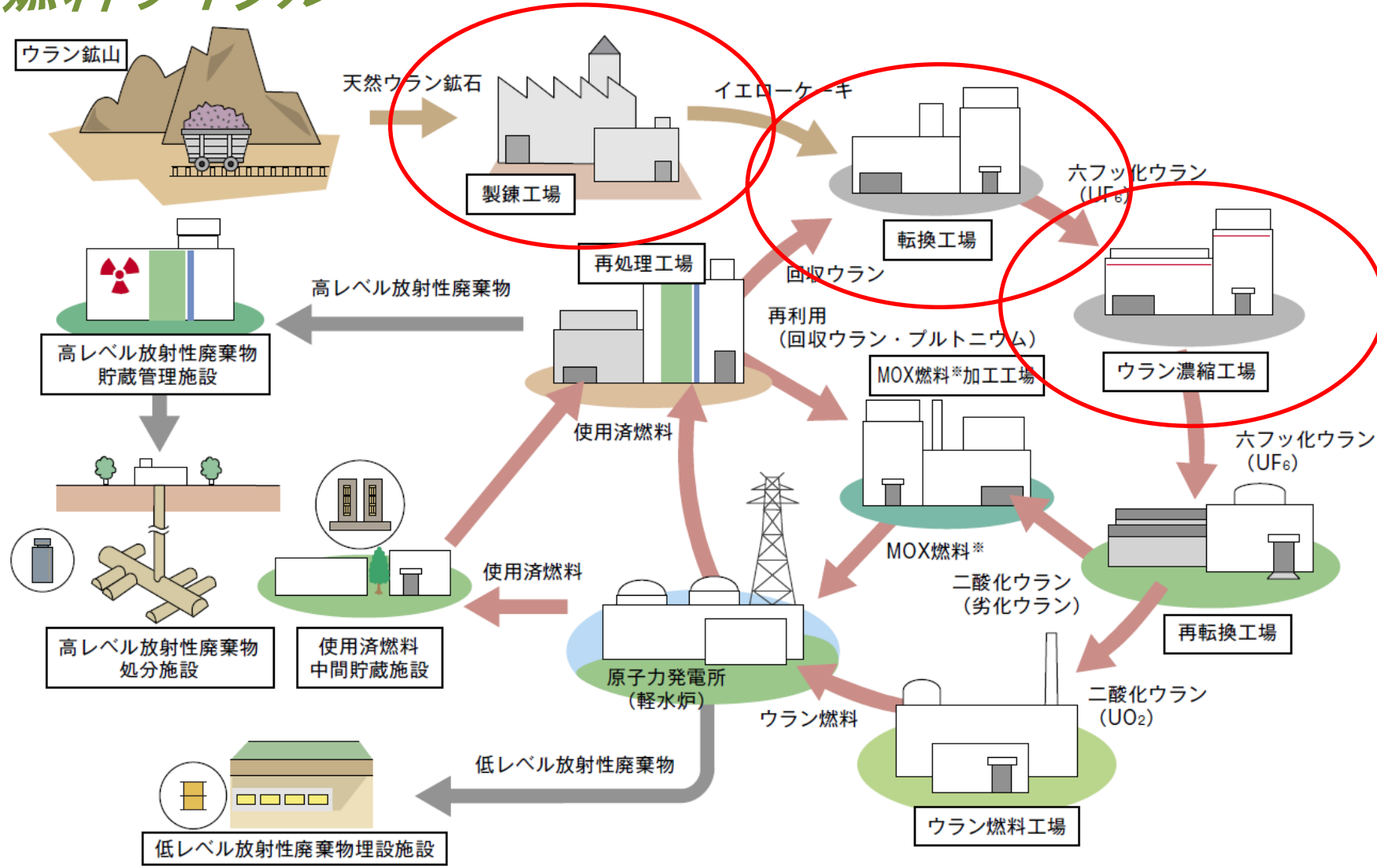
加圧水型炉 (PWR)



- ✓ 2つの冷却系のため構造が複雑
- ✓ タービンの放射線防護が不要
- ✓ 制御棒を上方から挿入

出典：原子力・エネルギー図面集2015

核燃料サイクル



※MOX (Mixed Oxide) 燃料：プルトニウムとウランの混合燃料

燃料ペレットの製造



ウラン鉱石
(閃ウラン鉱、ピッチブレンド…)

粗製錬
⇒



イエローケーキ
(ウラン精鉱)

U_3O_8 換算でウラン含有量
約70~90%

精製錬・転換
⇒



六フッ化ウラン(UF_6)

^{235}U : 0.7%
 ^{238}U : 99.3%

濃縮
↓

^{235}U : 3~5%
 ^{238}U : 95~97%

- ✓ 遠心分離法
- ✓ ガス拡散法

出典：日本原燃(株)HP



UO_2 ペレット

成型・焼結
←

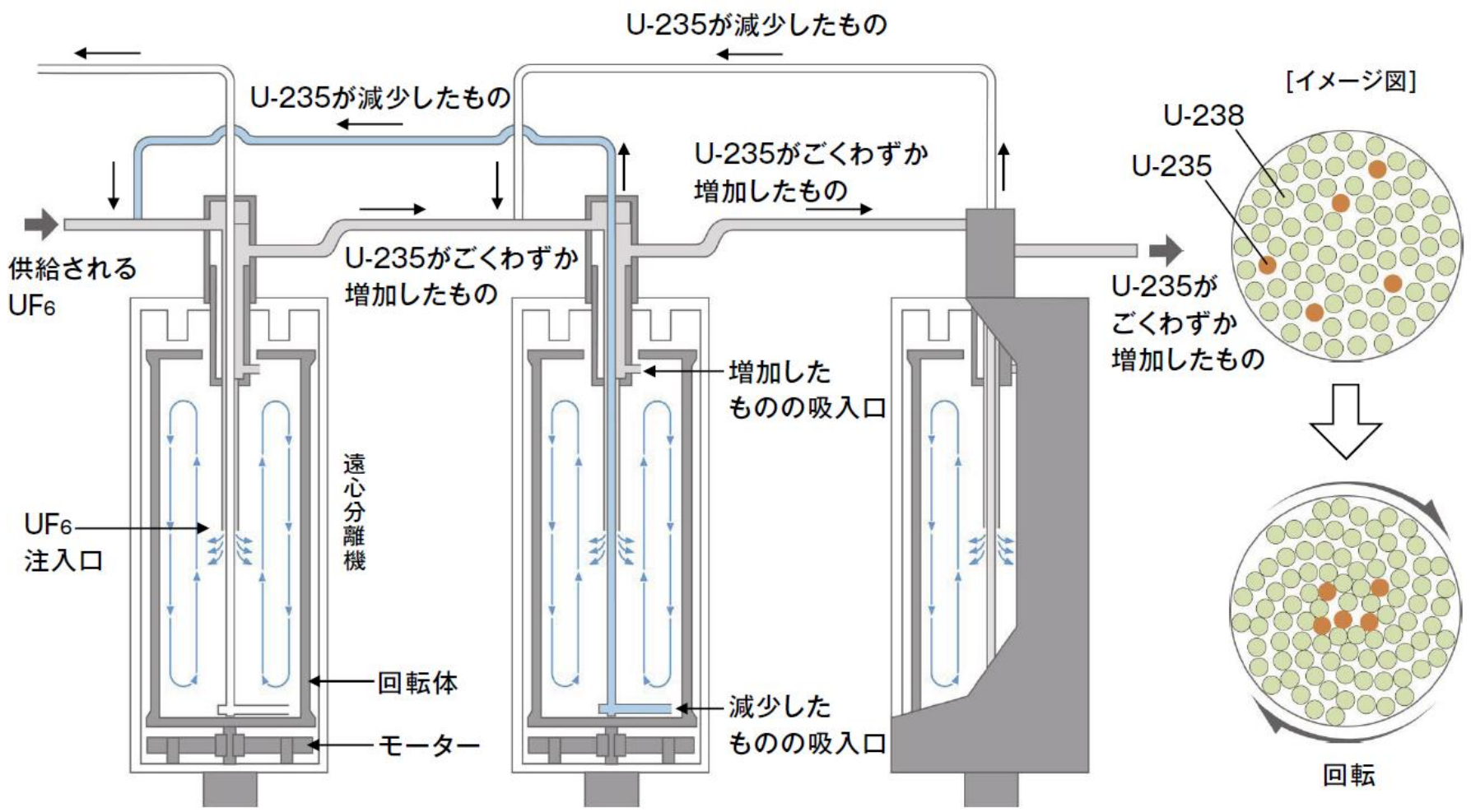
二酸化ウラン



二酸化ウラン(UO_2)

再転換
←

遠心分離法のしくみ



出典：原子力・エネルギー図面集2015

世界のウラン濃縮工場

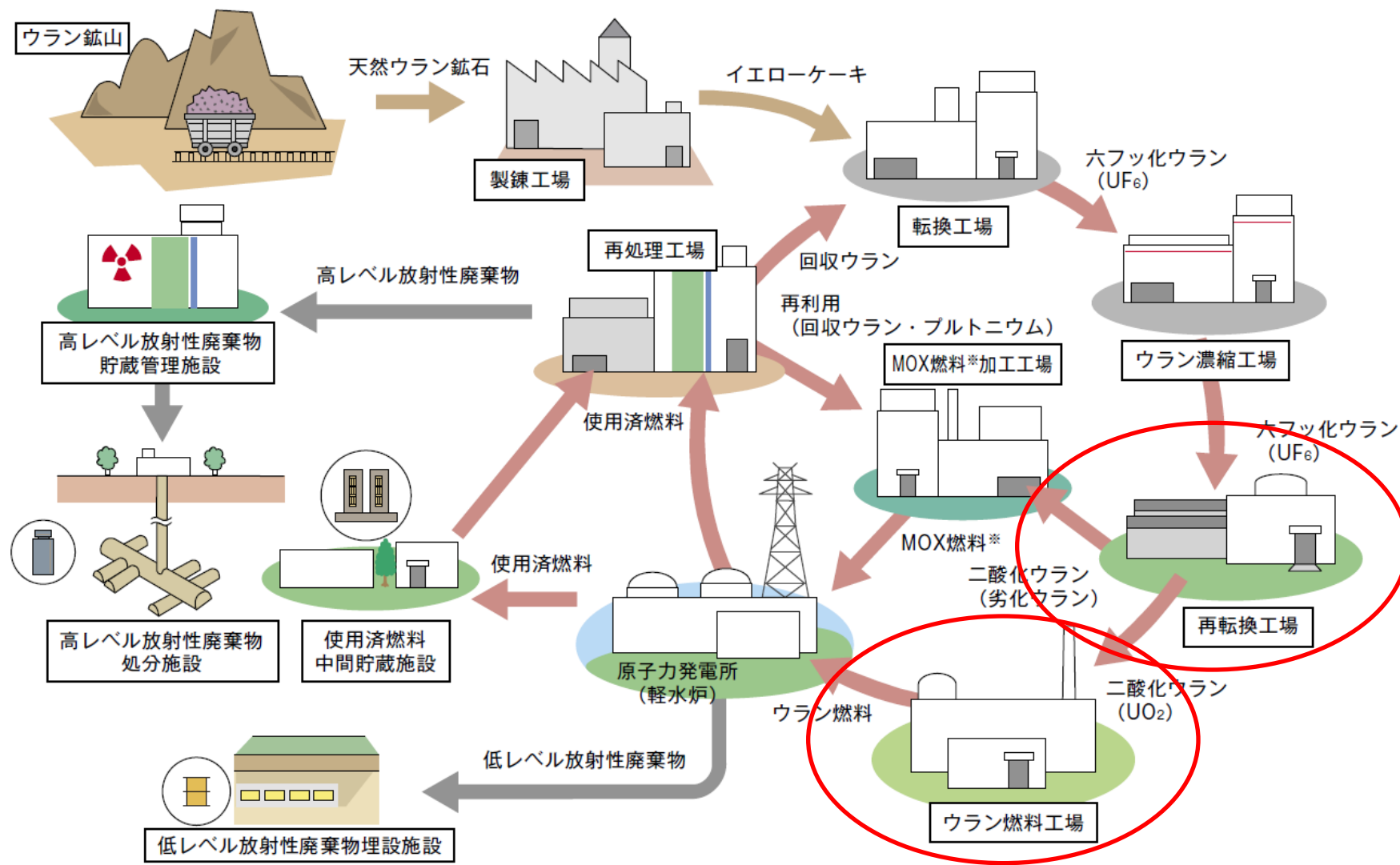
(2012年12月現在)

国名	事業者	所在地	濃縮法	規模 (tSWU [*] /年)
アメリカ	合衆国濃縮公社 (USEC)	パデューカ	ガス拡散法	11,300
フランス	Eurodif	トリカスタン	ガス拡散法	10,800
イギリス	URENCO	カーペンハースト	遠心分離法	5,000
オランダ	URENCO	アルメロ	遠心分離法	4,600
ドイツ	URENCO	グロナウ	遠心分離法	3,250
ロシア	Shiberia Chemical & Complex (JSC SCC)	トムスク	遠心分離法	4,000
	Angarsk Electrolysis Chemical Combine (JSC AECC)	アンガルスク	遠心分離法	1,000
中国	中国核工業集团公司 (CNNC)	陝西省漢中	遠心分離法	1,000
		甘肅省蘭州	遠心分離法	500
日本	日本原燃株式会社 (JNFL)	青森県六ヶ所村	遠心分離法	最終的には1,500
パキスタン	パキスタン原子力委員会 (PAEC)	カフタ	遠心分離法	5

*SWU:天然ウランから濃縮ウランを分離する際の作業量単位

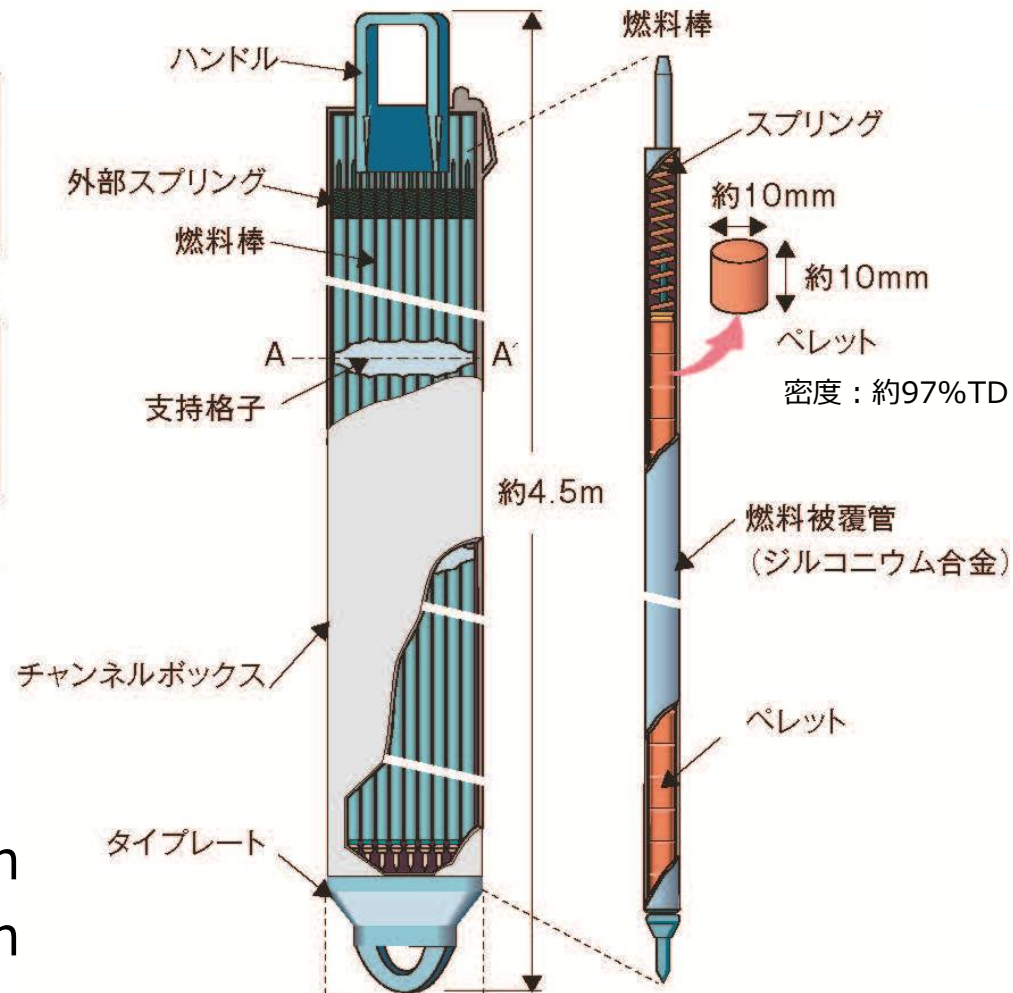
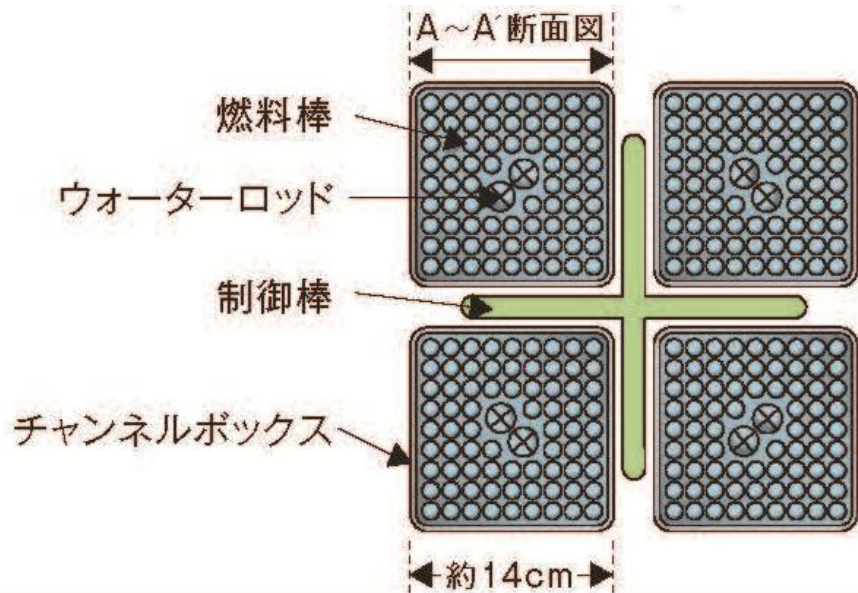
出典: IAEAホームページ [Nuclear Fuel Cycle Information System]

核燃料サイクル



*MOX (Mixed Oxide) 燃料: プルトニウムとウランの混合燃料

BWRの燃料集合体



8×8燃料集合体

燃料棒本数：60本

燃料被覆管材：ジルカロイ-2

燃料被覆管外径：約12.3 mm

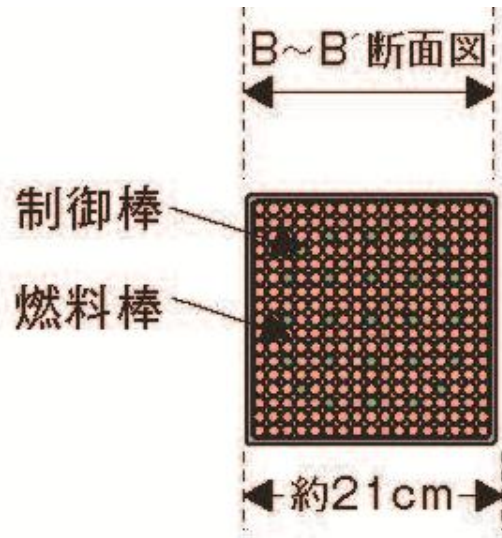
燃料被覆管肉厚：約0.86 mm

チャンネルボックス肉厚：約2.5 mm

チャンネルボックス内幅：約134 mm

出典：原子力・エネルギー図面集2015

PWRの燃料集合体



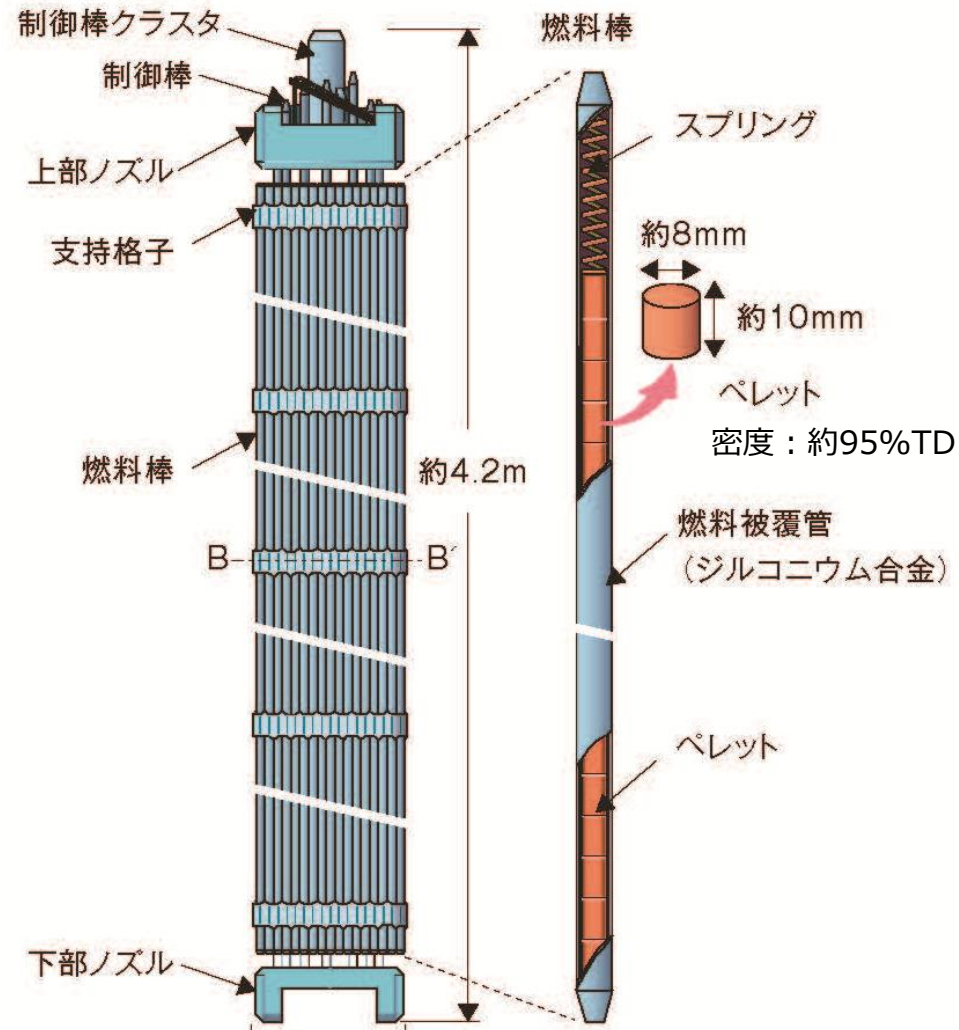
17×17燃料集合体

燃料棒本数：264本

燃料被覆管材：ジルカロイ-4

燃料被覆管外径：約9.5 mm

燃料被覆管肉厚：約0.6 mm

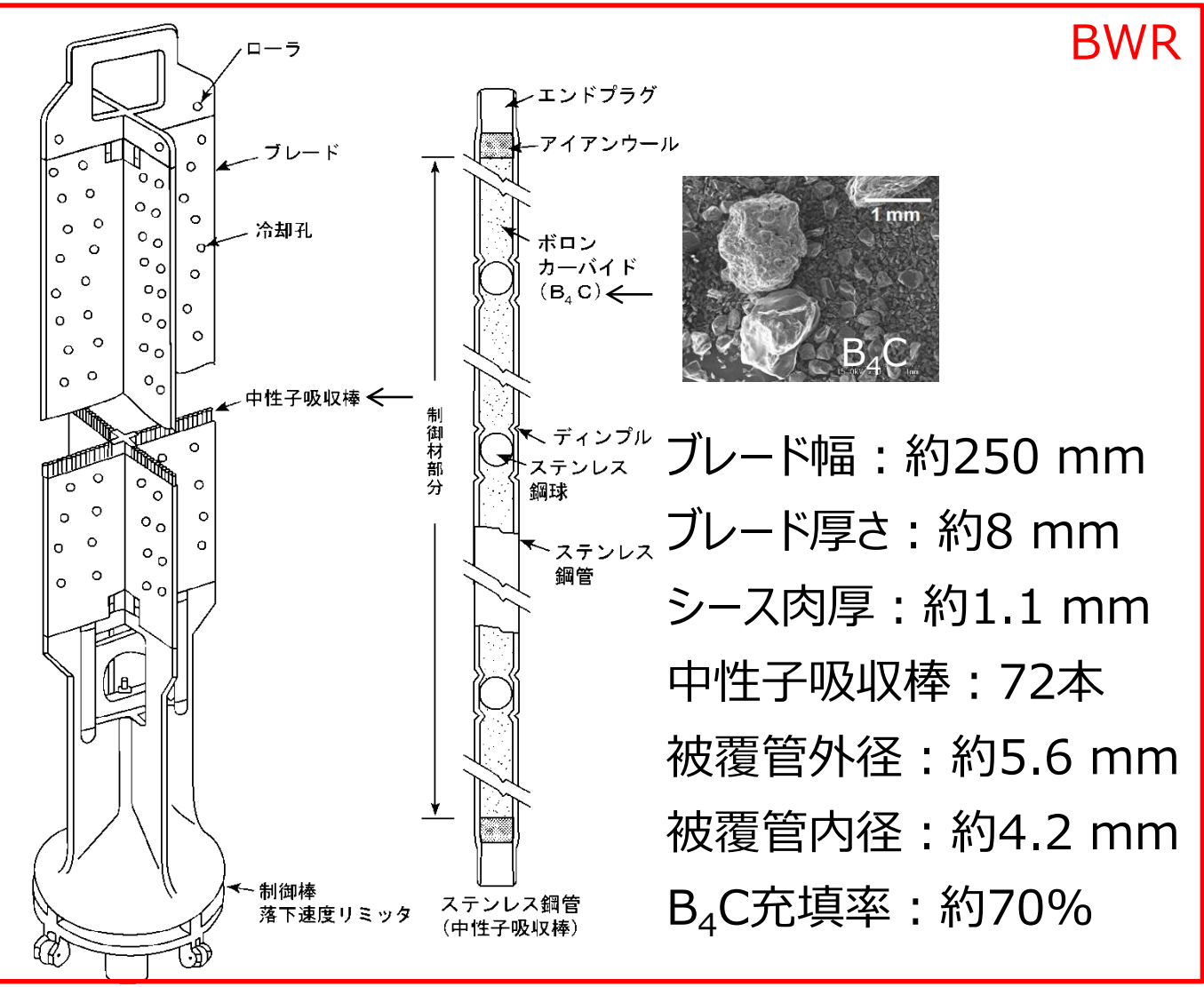


出典：原子力・エネルギー図面集2015

BWRとPWRの制御棒

出典：軽水炉燃料のふるまい, 原子力安全研究協会, 第4版
 PWR 原子力発電プラントの特徴, 三菱重工技報 50(1) (2013)

BWR

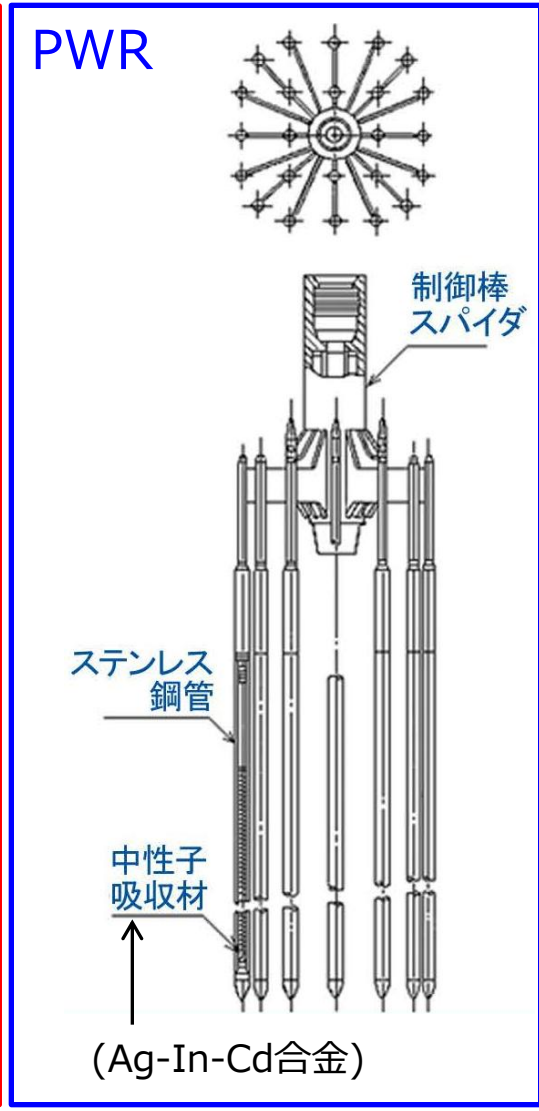


ローラ
 ブレード
 冷却孔
 中性子吸収棒
 制御棒落下速度リミッタ

エンドプラグ
 アイアンウール
 ボロンカーバイド (B₄C)
 ディンプル
 ステンレス鋼球
 ステンレス鋼管
 ステンレス鋼管 (中性子吸収棒)

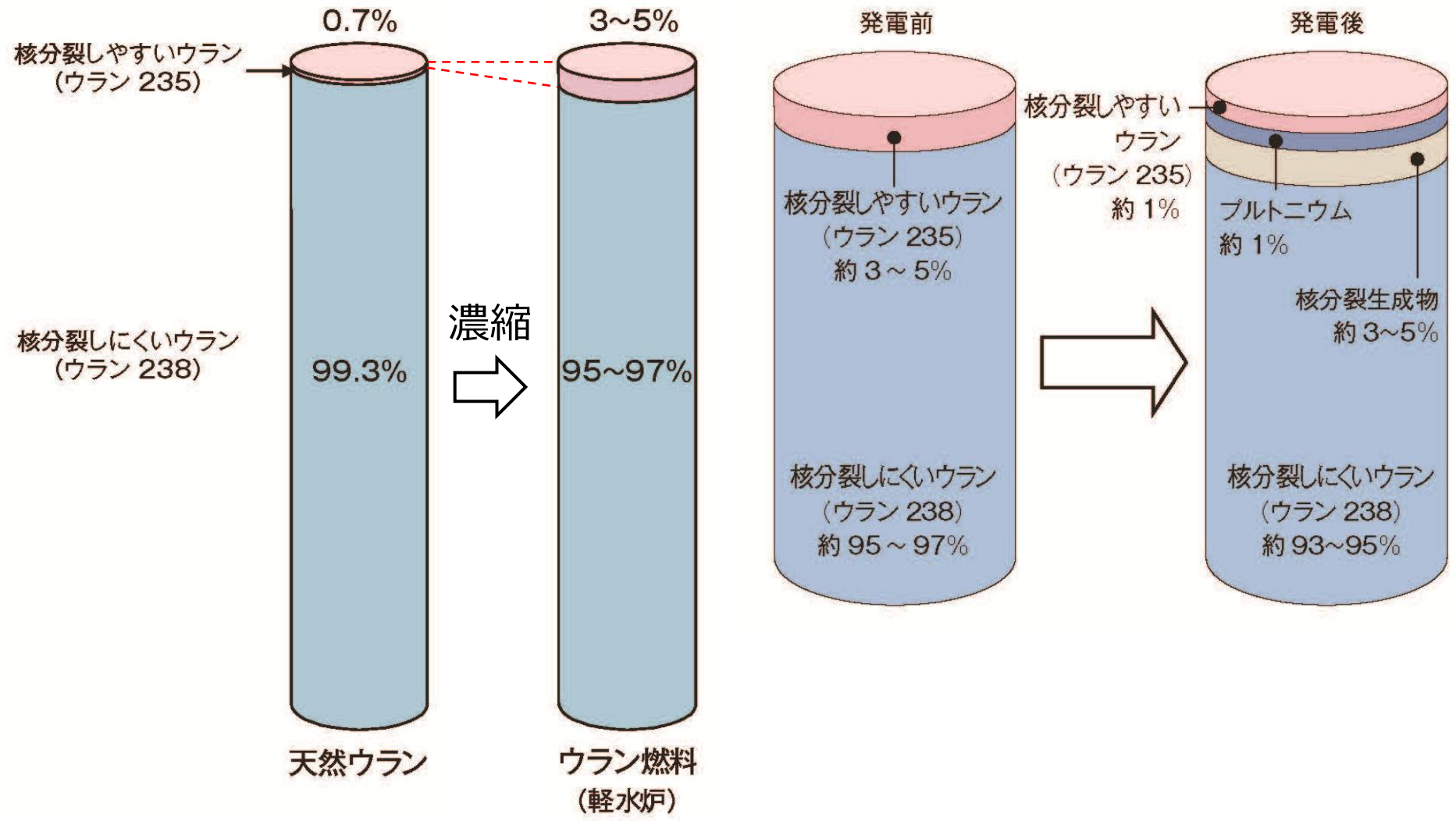
ブレード幅：約250 mm
 ブレード厚さ：約8 mm
 シース肉厚：約1.1 mm
 中性子吸収棒：72本
 被覆管外径：約5.6 mm
 被覆管内径：約4.2 mm
 B₄C充填率：約70%

PWR



制御棒スパイダ
 ステンレス鋼管
 中性子吸収材
 (Ag-In-Cd合金)

燃料ペレットの組成



出典：原子力・エネルギー図面集2015

世界のウラン燃料加工工場(軽水炉燃料)

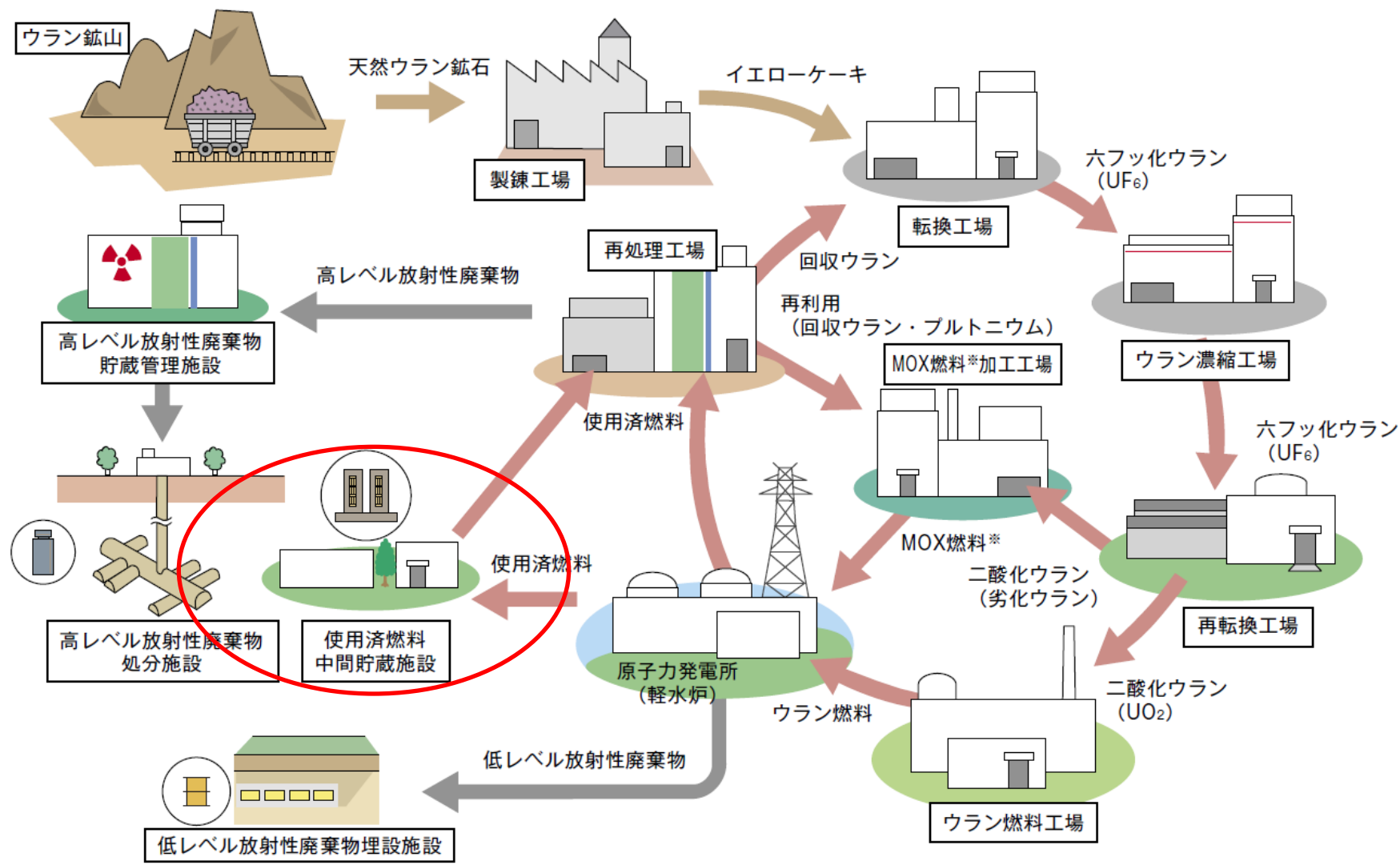
(2012年12月現在)

国名	事業者	所在地	炉型	年間製造能力(tU [*] /年)
フランス	FBFC	ロマンヌ	PWR	1,400
アメリカ	GE Nuclear Energy	ウィルミントン	BWR	1,200
	Westinghouse	コロンビア	PWR	1,150
	AREVA NP	リッチランド	PWR,BWR	700
		リンチバーグ	PWR	400
ロシア	Novosibirsk Chemical Concentrates Plant (JSC NCCP)	ノボシビルスク	WWER	1,200
	Mashinostroitelny Zavod (JSC MSZ)	エレクトロスターリ	WWER,PWR	950
日本	株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン (GNF-J)	神奈川県横須賀市	BWR	750
	三菱原子燃料株式会社 (MNF)	茨城県東海村	PWR	440
	原子燃料工業株式会社 (NFI)	大阪府熊取町	PWR	284
		茨城県東海村	BWR	250
ドイツ	Advanced Nuclear Fuels GmbH (ANF)	リンゲン	PWR,BWR	650
スウェーデン	Westinghouse	ヴァストマンランド	PWR,BWR	600
ベルギー	FBFC	デッセル	PWR,BWR	500
韓国	Korea Nuclear Fuel Company Ltd. (KNFC)	大田広域市	PWR	400
スペイン	ENUSA Industrias Avanzadas,S.A.	サラマンカ	PWR,BWR,VVER	400
中国	Yibin Nuclear Fuel Element Plant	四川省宣賓	PWR	400
イギリス	Westinghouse/UK	スプリングフィールズ	LWR,WWER	330
ブラジル	Industrias Nucleares do Brasil (INB)	リオデジャネイロ	PWR	240
インド	Nuclear Fuel Complex (NFC)	ハイデラバード	BWR	24

*U:ウランが金属の状態であるときの重量

出典:IAEAホームページ「Nuclear Fuel Cycle Information System」

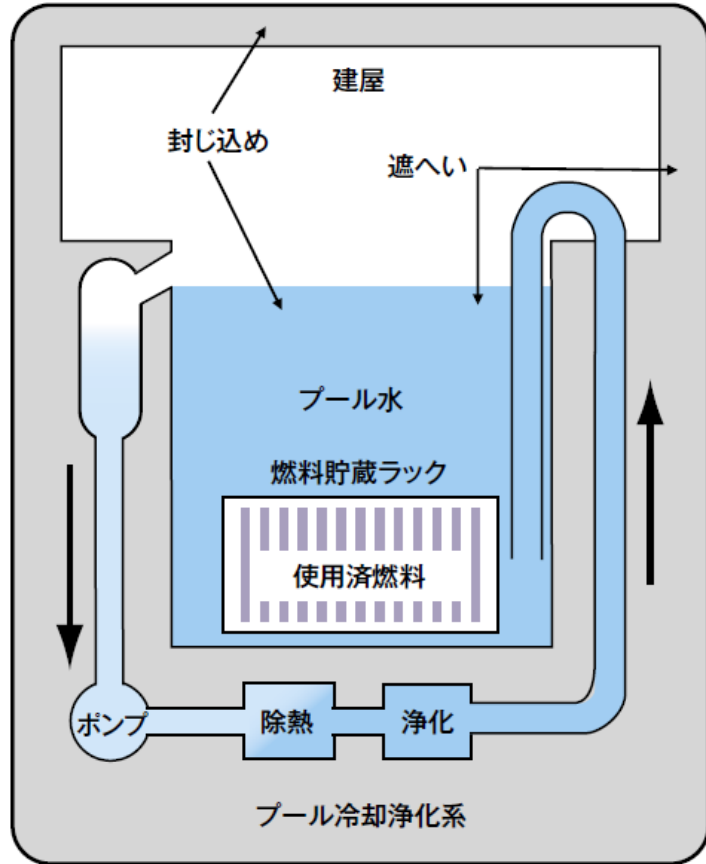
核燃料サイクル



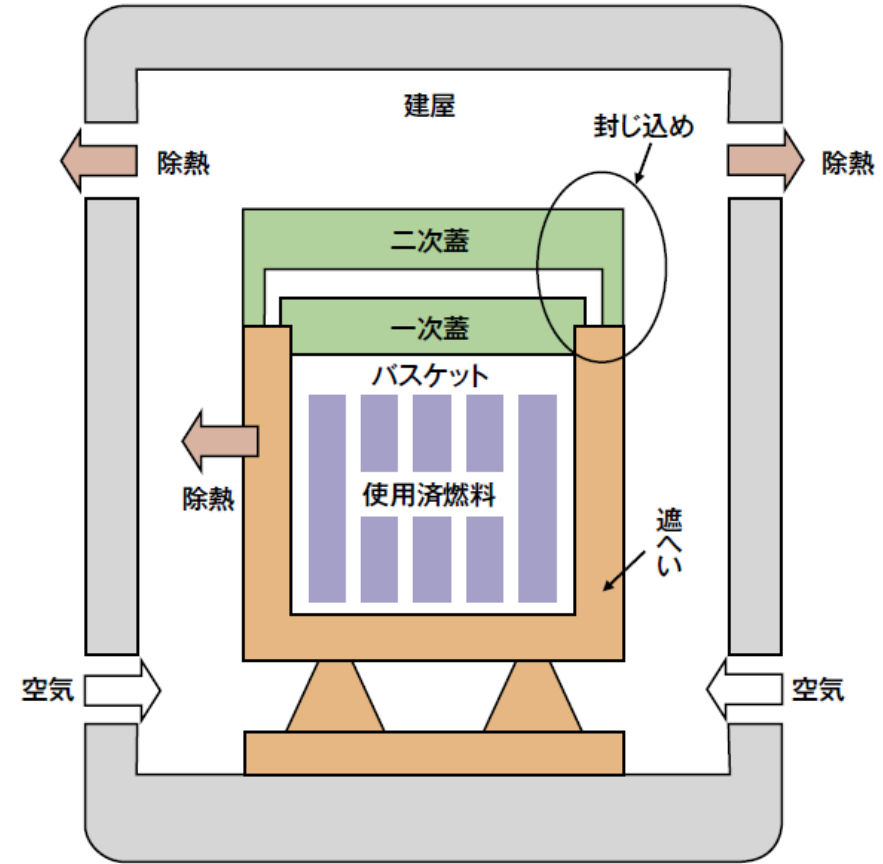
※MOX (Mixed Oxide) 燃料：プルトニウムとウランの混合燃料

使用済み燃料の中間貯蔵方式

[湿式] プール貯蔵方式

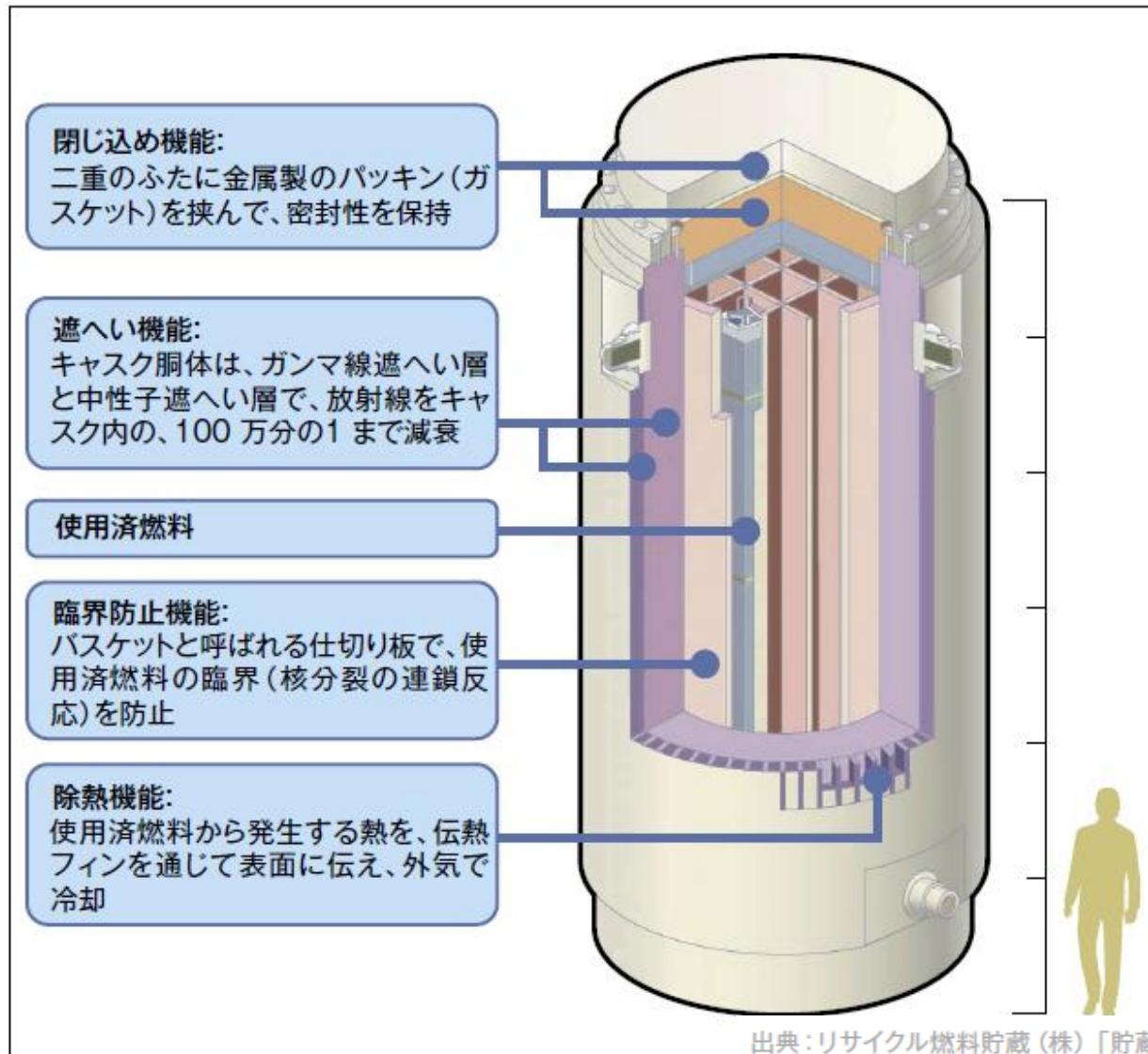


[乾式] 金属キャスク貯蔵方式



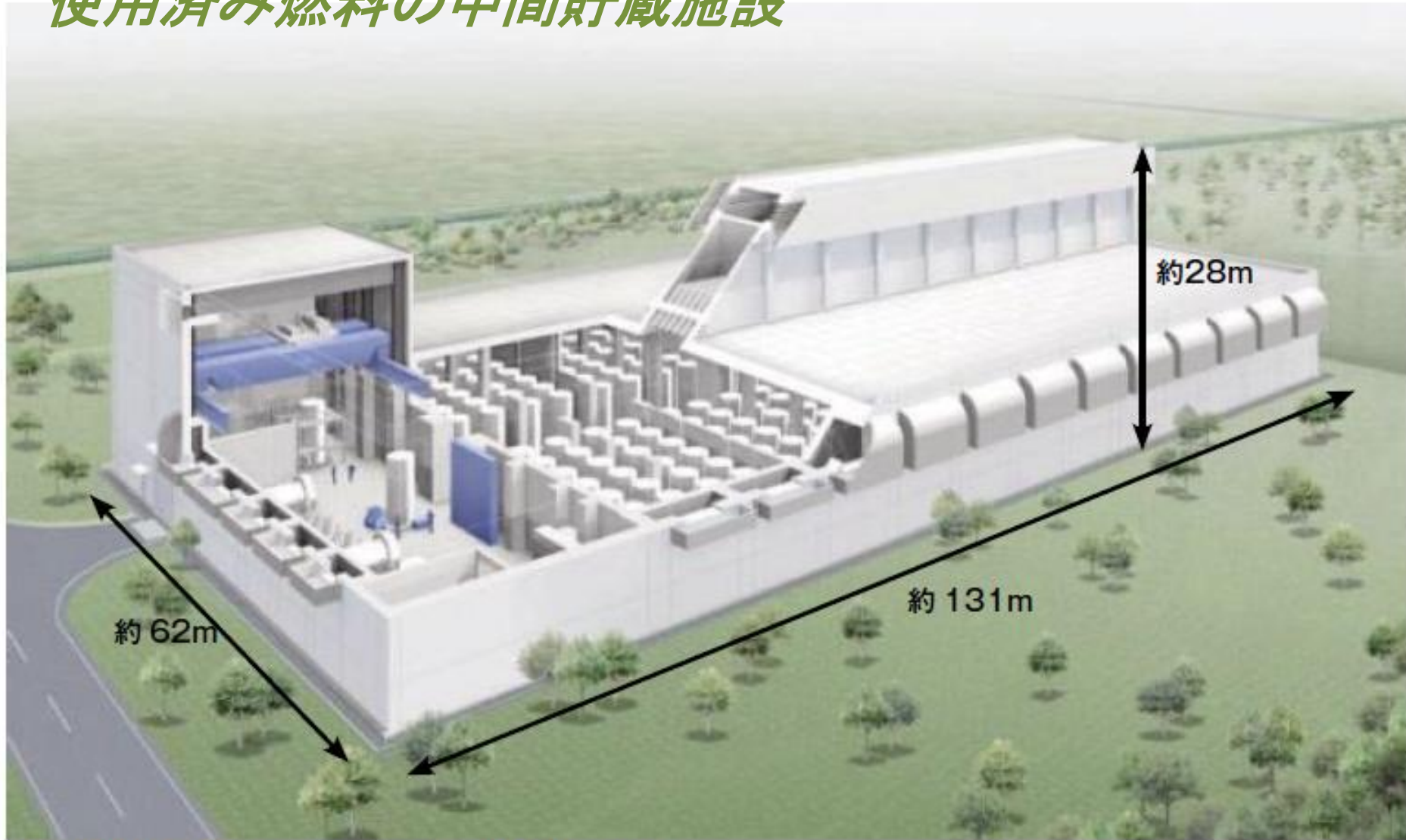
出典：原子力・エネルギー図面集2015

使用済み燃料の輸送・貯蔵用キャスク



出典:リサイクル燃料貯蔵(株)「貯蔵建屋工事の概要について」他

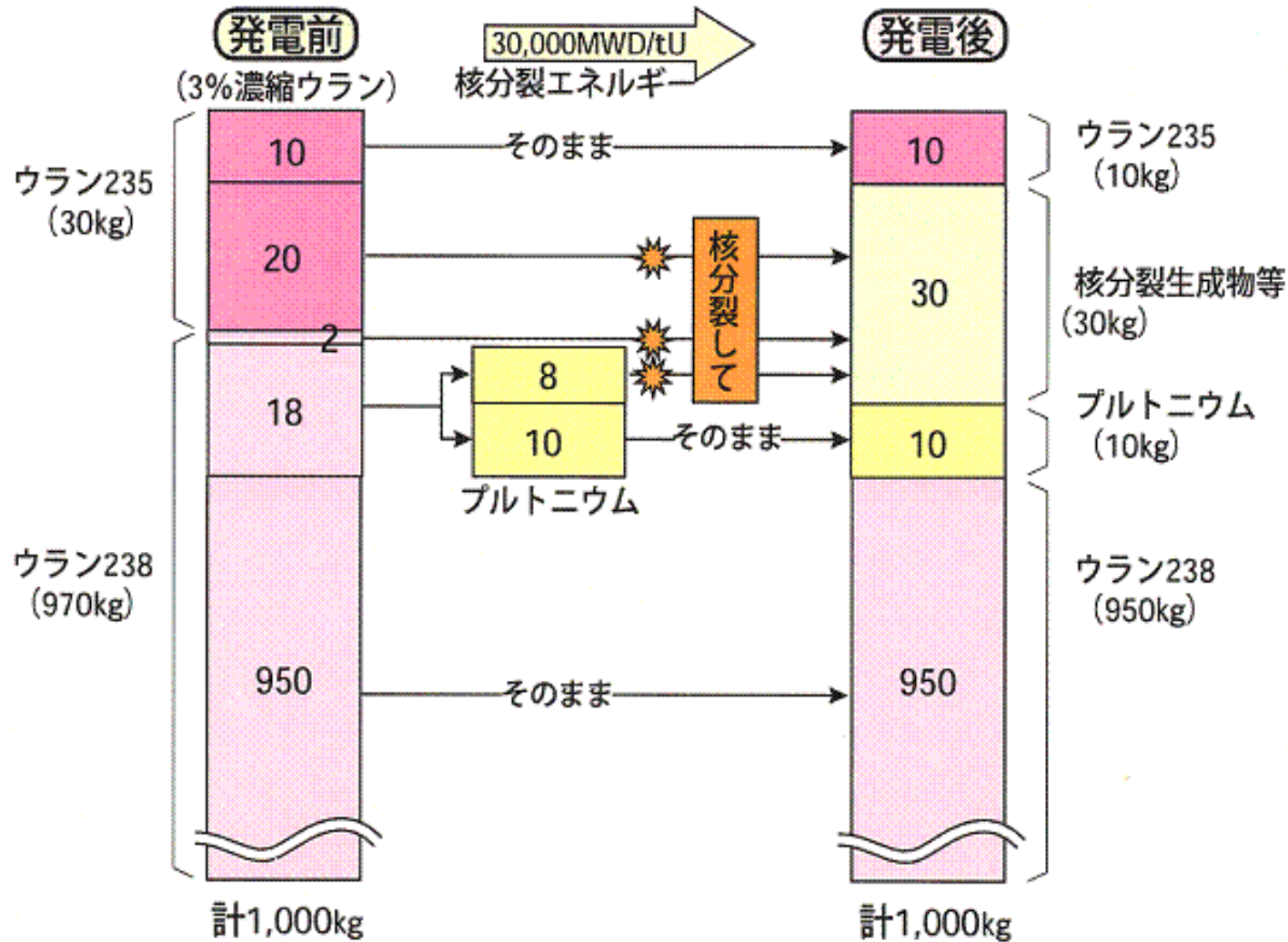
使用済み燃料の中間貯蔵施設



リサイクル燃料備蓄センターイメージ図(3,000トン規模)

出典:リサイクル燃料貯蔵(株)「貯蔵建屋工事の概要について」他

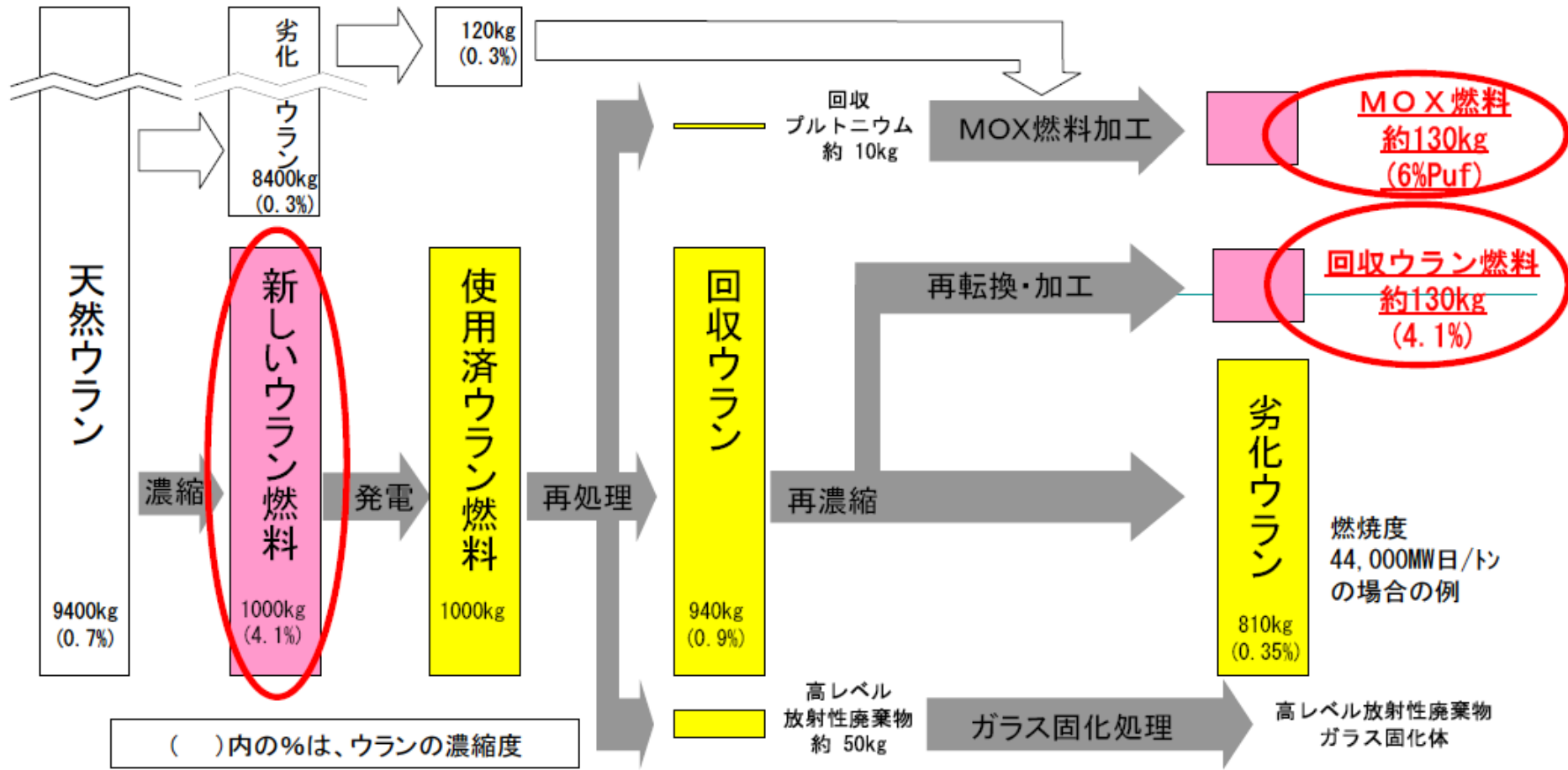
軽水炉内でのウラン燃料の燃焼による変化



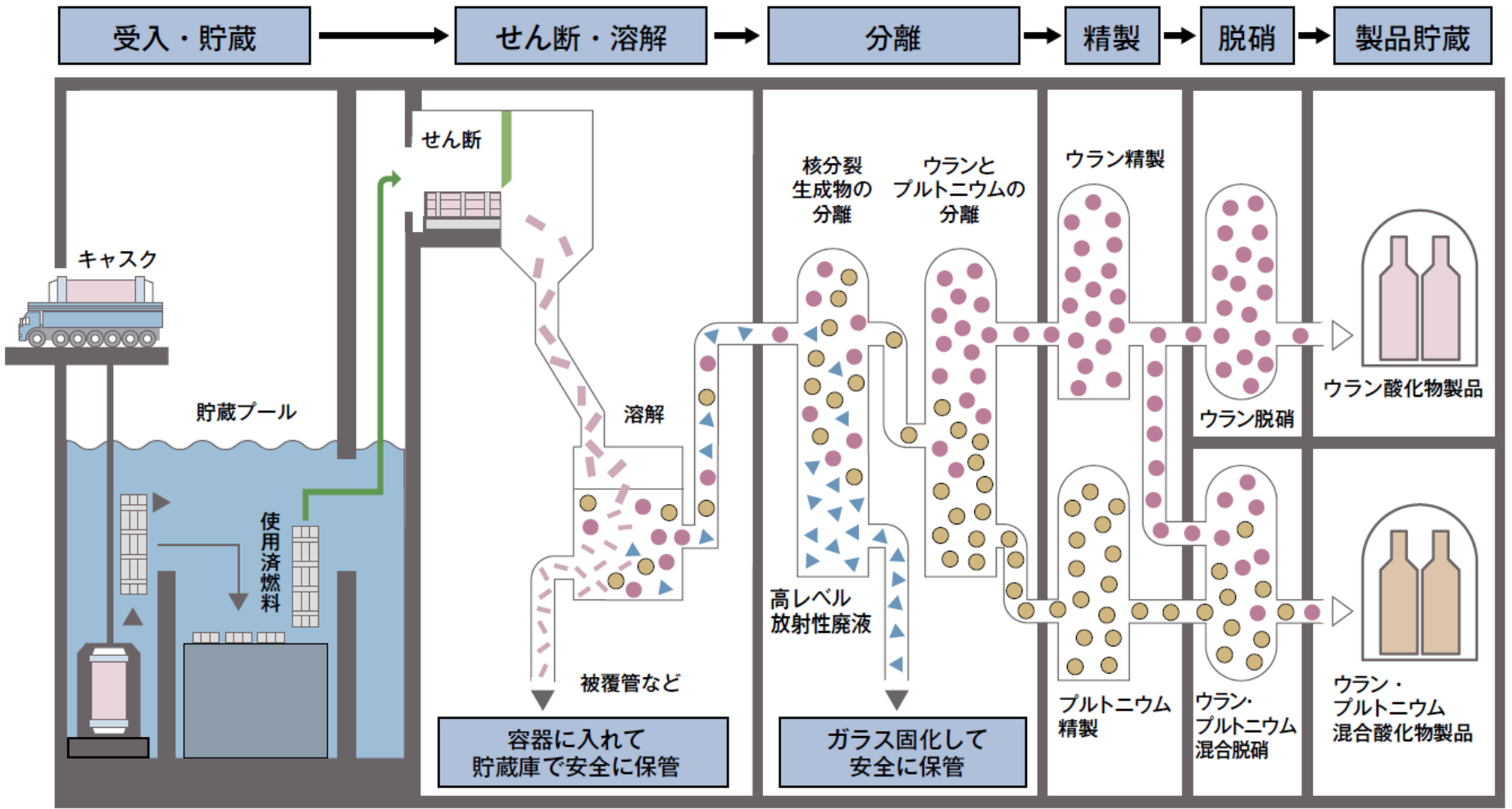
(注) 熱1MWD → 電気8,400kWh (1,000kW × 0.35 × 24時間)
 出典: 鈴木篤之著「原子力の燃料サイクル」

プルサーマルにおけるウラン資源節約効果

1,000kgの使用済燃料を再処理すると、約130kgのMOX燃料と約130kgの回収ウラン燃料を再生できる



再処理の工程



● 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)パンフレット

世界の再処理工場

(2012年12月現在)

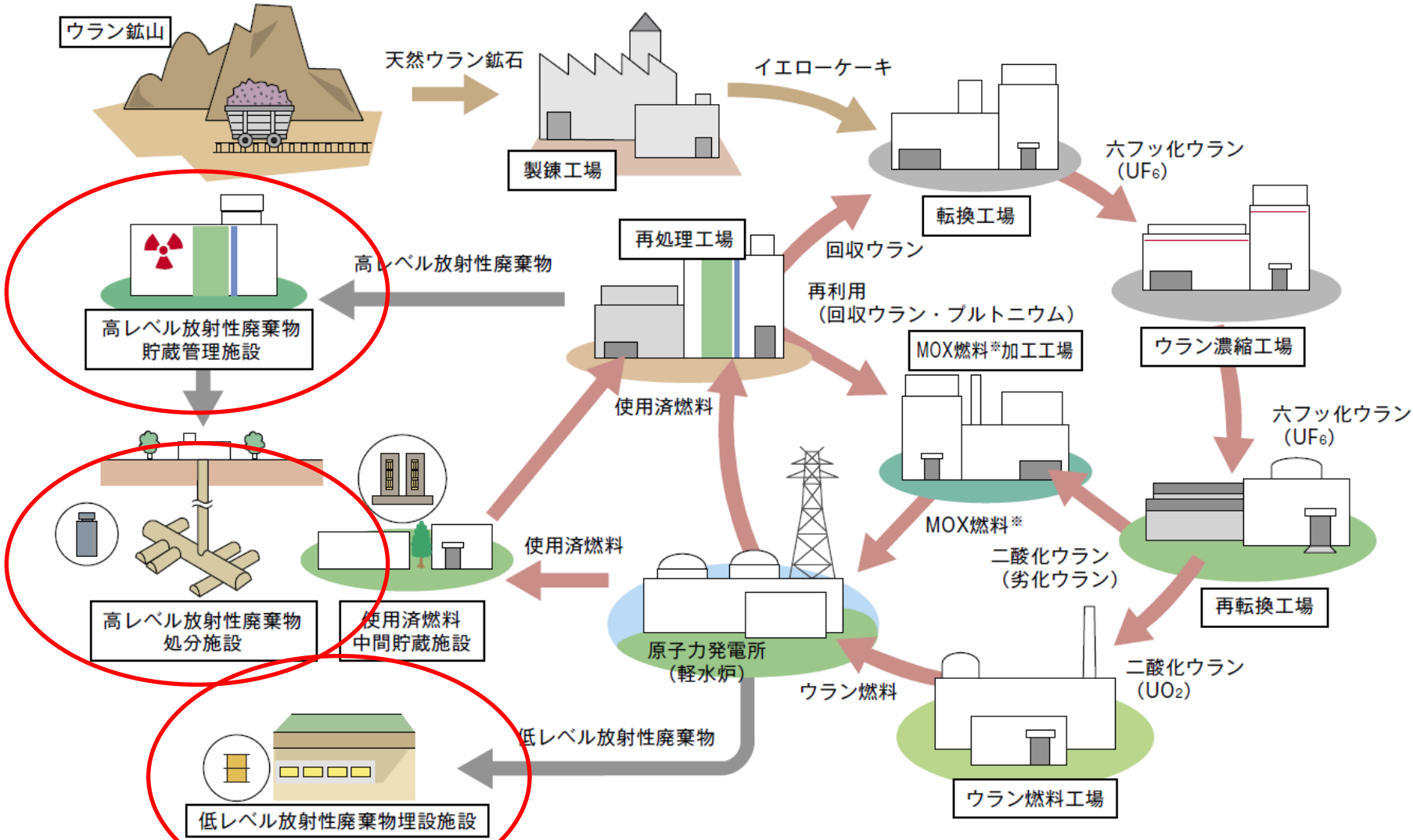
国名	事業者	所在地	工場名	年間処理能力 (tU*/年)	操業開始年
フランス	AREVA NC	ラ・アーグ	UP2-800	1,000	1996
			UP3	1,000	1990
イギリス	Sellafield Ltd	セラフィールド	THORP	900	1994
			B205	1,500	1964
ロシア	Mayak Production Association	チェリャピンスク	RT-1	400	1971
日本	独立行政法人日本原子力研究開発機構 (JAEA)	茨城県東海村	東海研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所	210	1981 (耐震補強中)
	日本原燃株式会社 (JNFL)	青森県六ヶ所村	再処理事業所	800	2013 (しゅん工予定)

※U:ウランが金属の状態であるときの重量



出典: IAEAホームページ [Nuclear Fuel Cycle Information System]

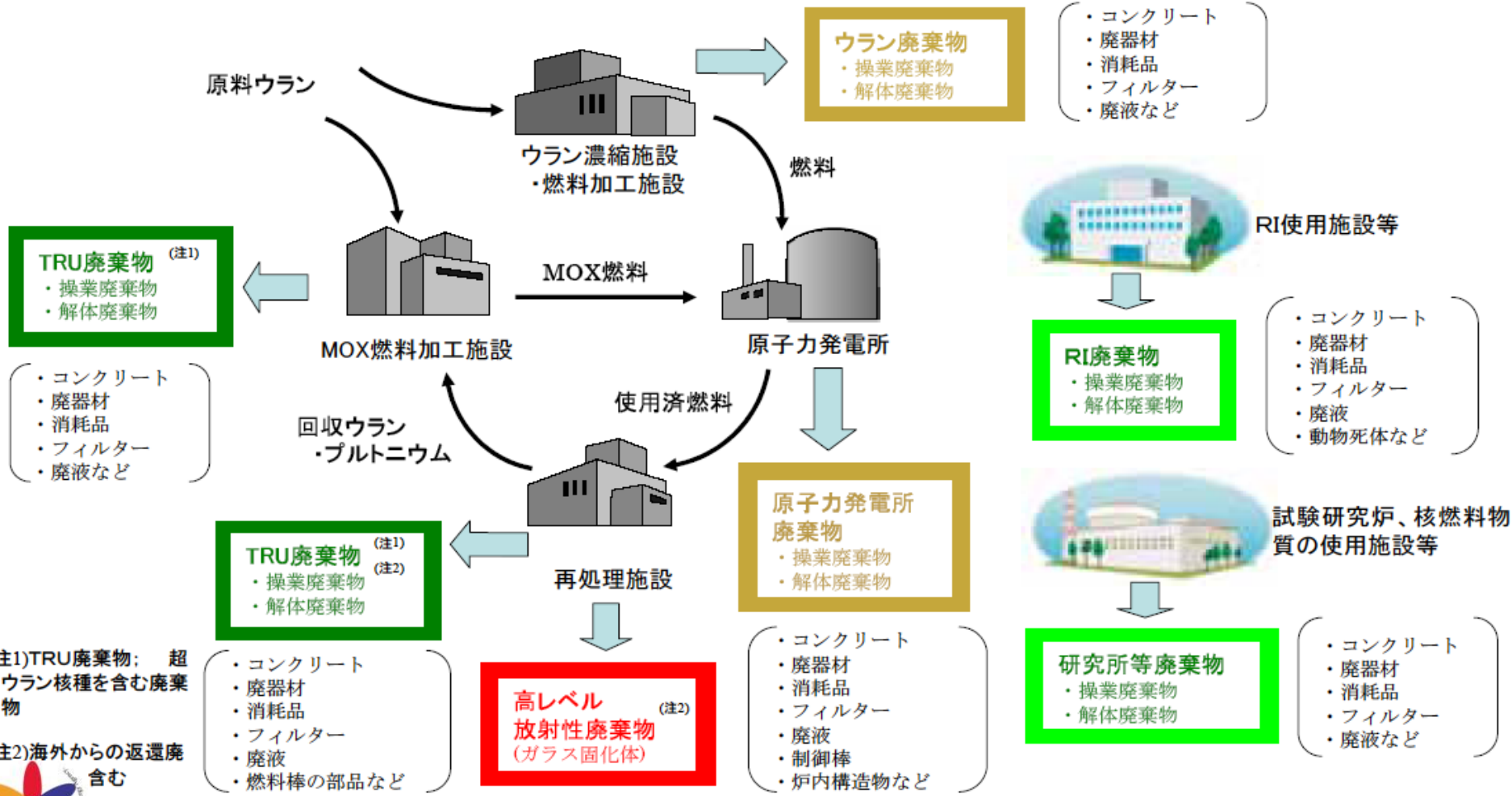
核燃料サイクル



*MOX (Mixed Oxide) 燃料：プルトニウムとウランの混合燃料

放射性廃棄物の全体概要

放射性廃棄物は、原子力発電所や再処理施設、ウラン濃縮・燃料加工施設などの核燃料サイクル施設、医療機関や研究機関等の操業や廃止措置に伴い発生。



(注1)TRU廃棄物: 超ウラン核種を含む廃棄物

(注2)海外からの返還廃棄物を含む



放射性廃棄物の種類と処分の概要

出典：資源エネルギー庁ホームページ

浅地中トレンチ処分:コンクリート、金属等

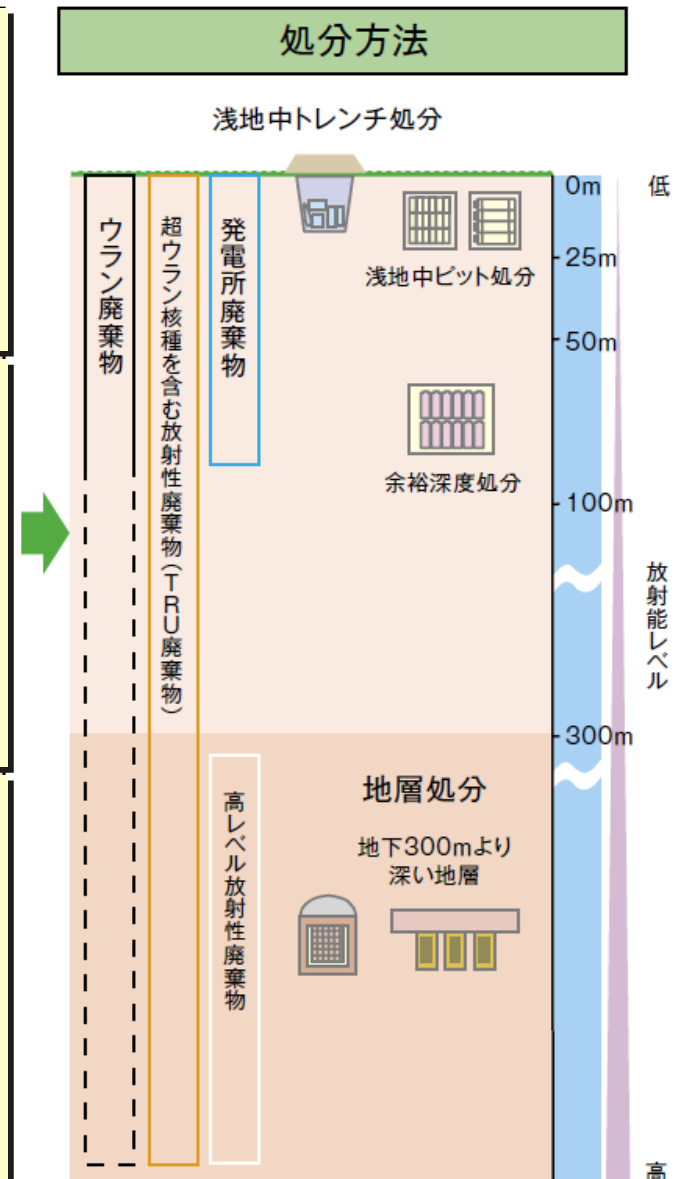
コンクリートピットなどの人工構造物を設置せず、浅地中に埋設処分する方法。50年程度の管理期間を経たあとは、一般的な土地利用が可能。

浅地中ピット処分:廃液、フィルター、廃器材、消耗品等を固形化

浅地中にコンクリートピットなどの人工構築物を設置して埋設する方法。管理が必要な期間として、300～400年が一つの目安。

余裕深度処分:制御棒、炉内構造物

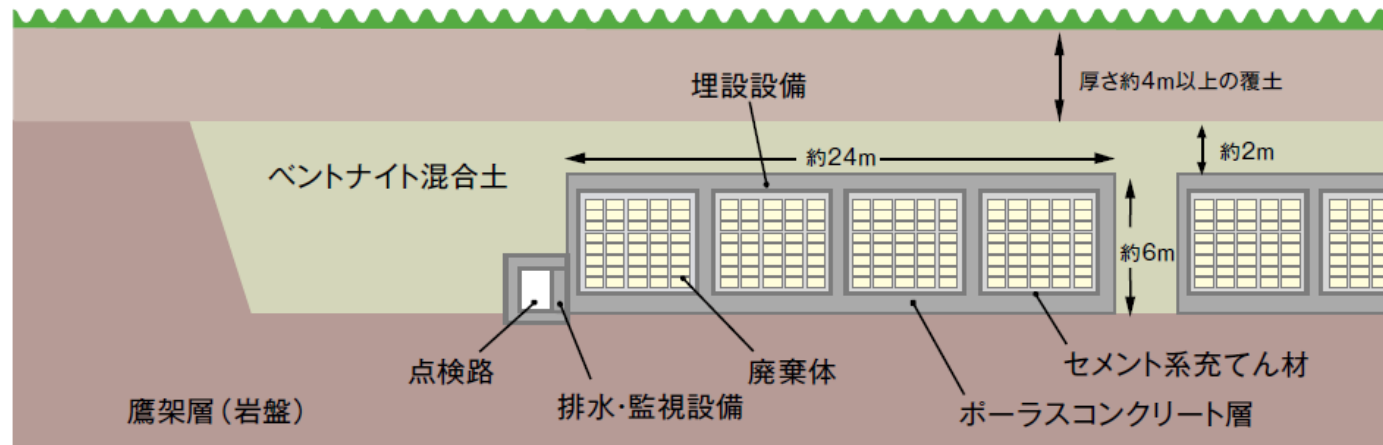
一般的な地下利用に対しても十分に余裕をもった深度に、コンクリートでトンネル型やサイロ型の建造物を作り、廃棄物を埋設処分する方法。数百年の管理期間を経た後には、一般的な土地の利用が可能。



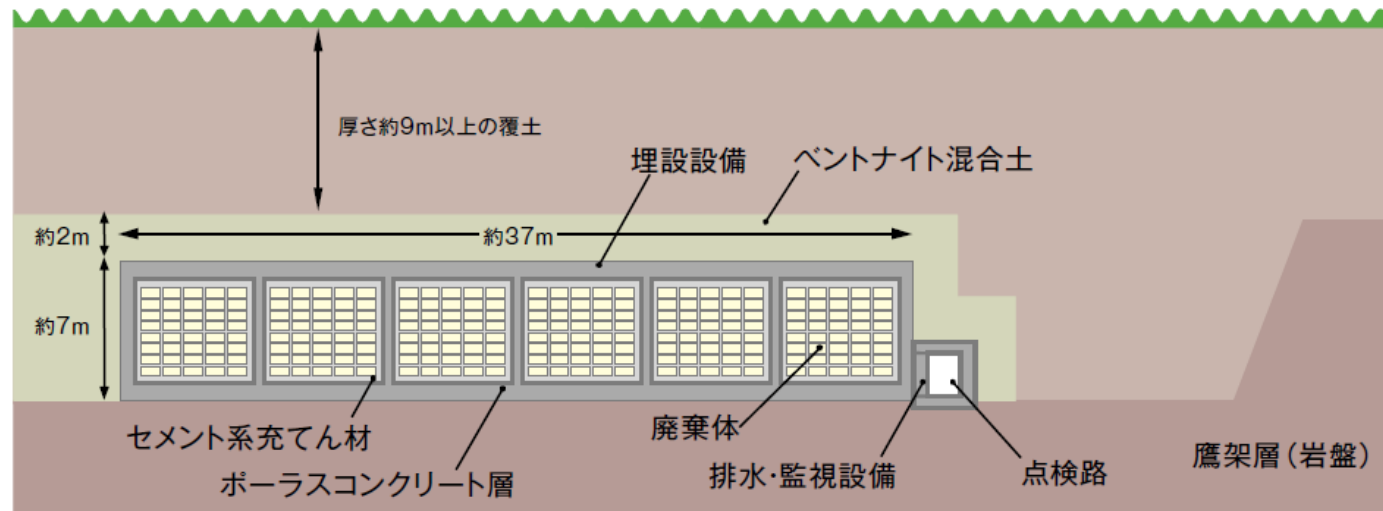
低レベル放射性廃棄物の処分

出典：日本原燃(株)パンフレット

1号埋設設備
埋設地断面図



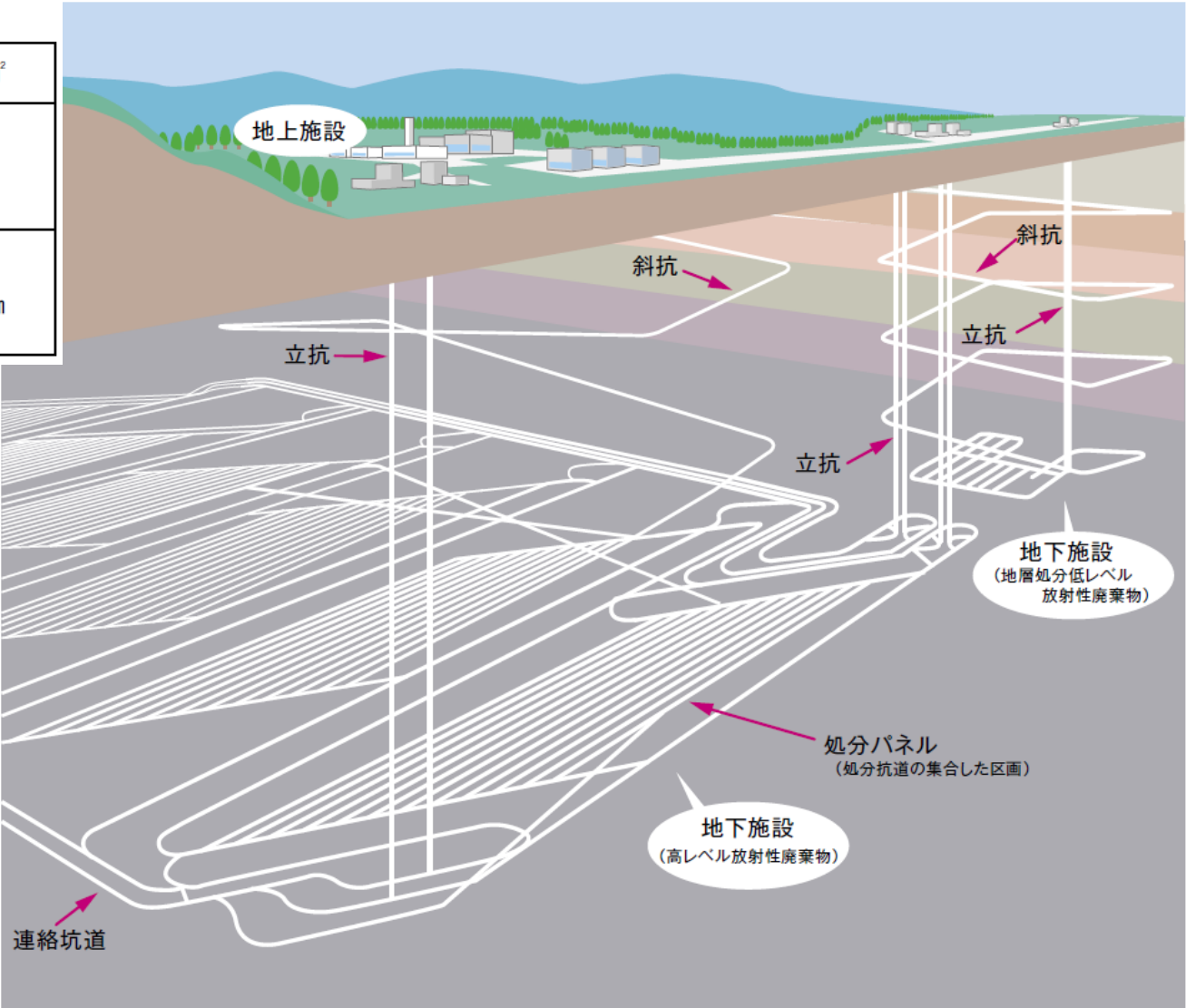
2号埋設設備
埋設地断面図



高レベル放射性廃棄物の地層処分

仕様の一例(結晶質岩、深度1,000mの場合)

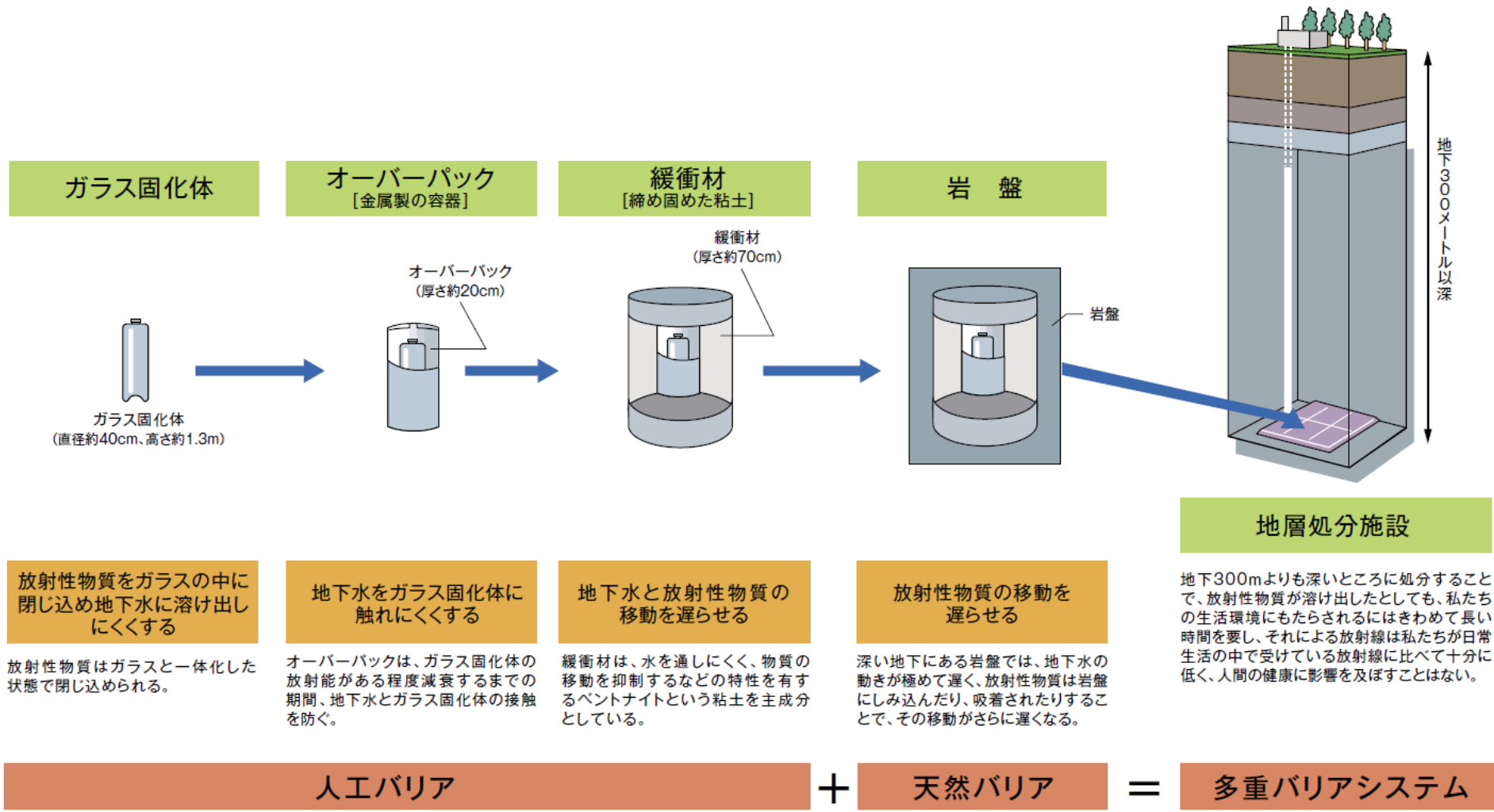
地上施設	敷地面積1~2km ²
高レベル放射性廃棄物の地下施設	大きさ(平面) 約3km×約2km
地層処分低レベル放射性廃棄物の地下施設	大きさ(平面) 約0.5km×約0.3km



出典: 原子力発電環境整備機構パンフレット

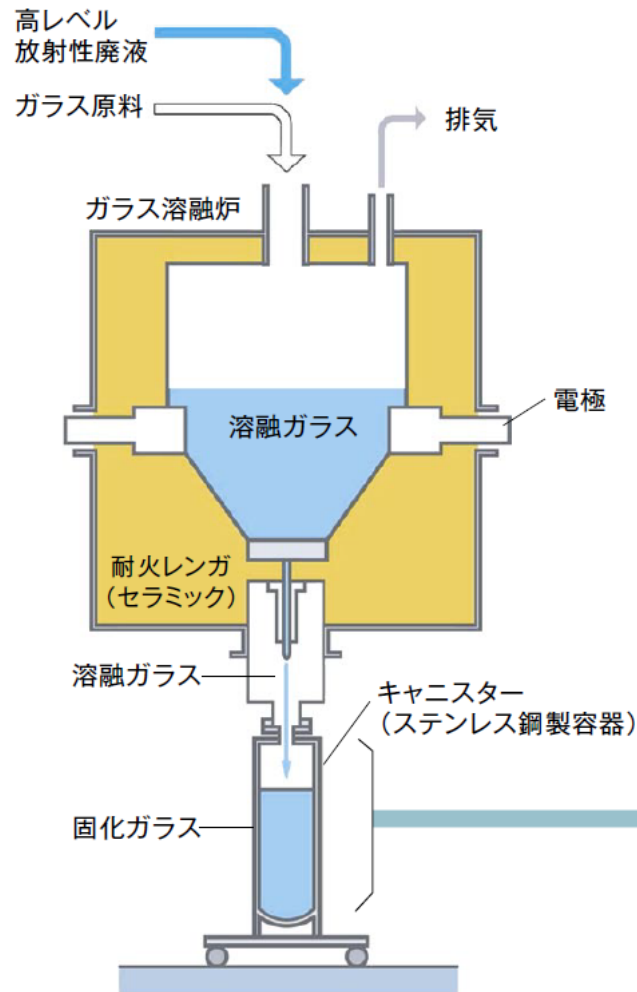
連絡坑道

高レベル放射性廃棄物の地層処分



出典：原子力発電環境整備機構「放射性廃棄物を閉じ込めるしくみ」

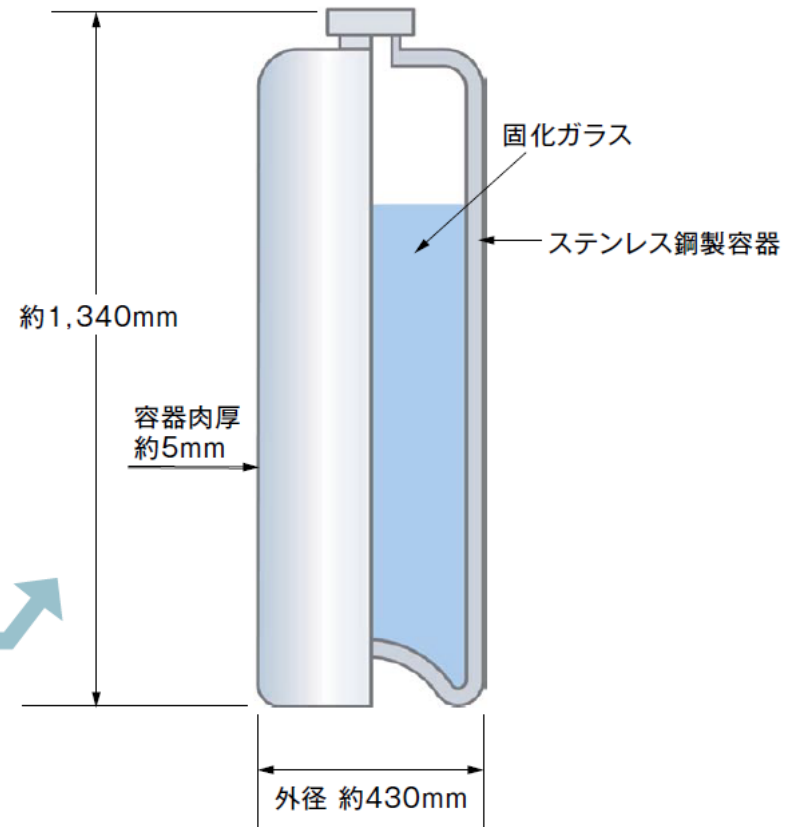
高レベル放射性廃棄物の地層処分



ガラス固化体の性状

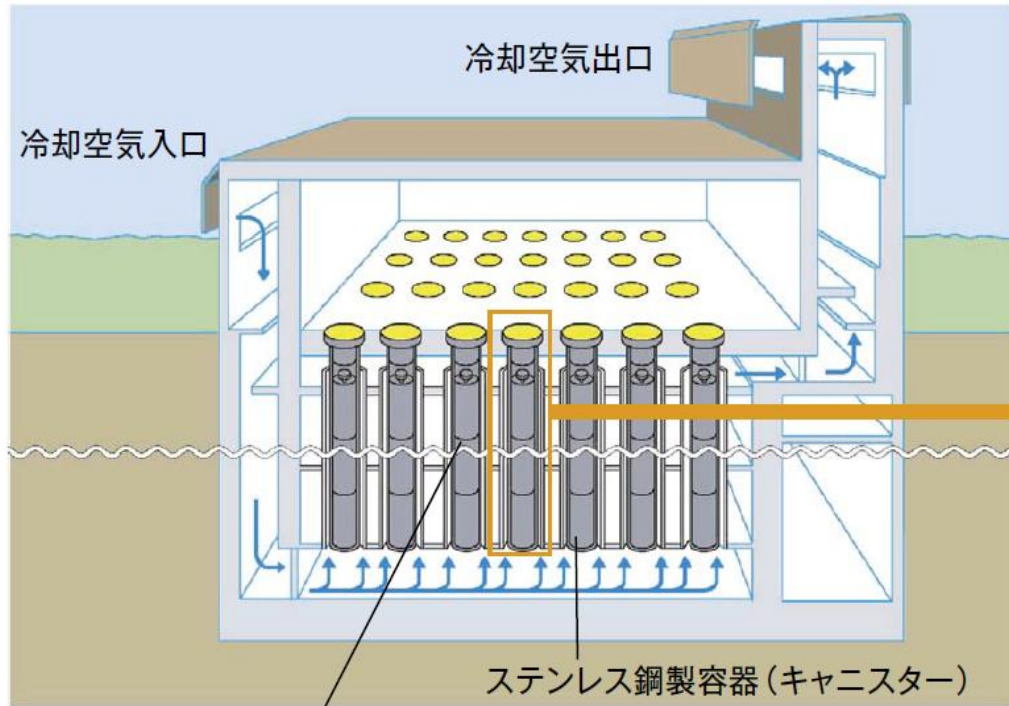
体積：固化ガラス約150ℓ

重量：約490kg (空容器の重量は約90kg)

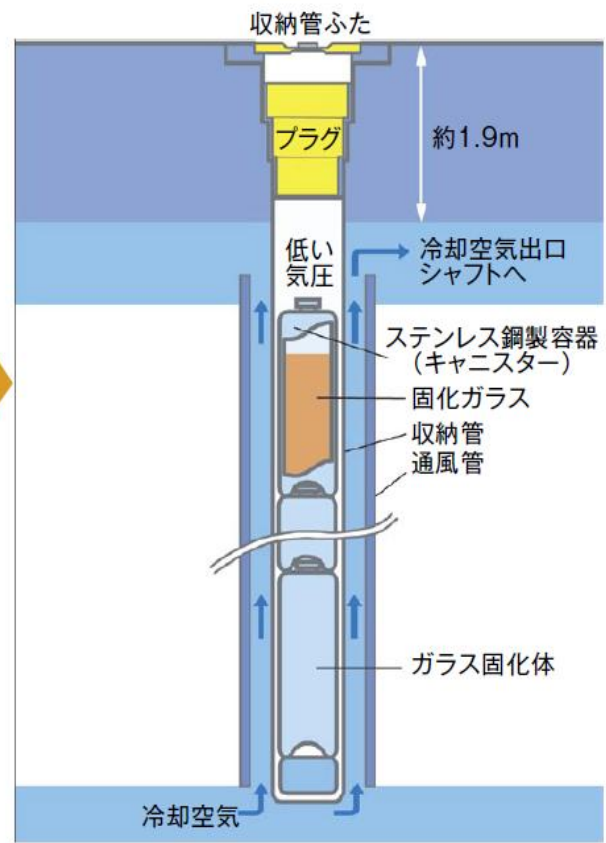


出典：日本原燃(株)パンフレット

高レベル放射性廃棄物の地層処分



貯蔵ピット拡大図



使用済み燃料貯蔵状況

(2011年9月末現在)

電力会社名	発電所名	1炉心(tU)	1取替分(tU)	管理容量(tU)	貯蔵量(tU)	貯蔵割合(%)
北海道電力	泊	170	50	1,000	380	38
東北電力	女川	260	60	790	420	53
	東通	130	30	440	100	23
東京電力	福島第一	580	140	2,100	1,960	93
	福島第二	520	120	1,360	1,120	82
	柏崎刈羽	960	230	2,910	2,300	79
中部電力	浜岡	410	100	1,740	1,140	66
北陸電力	志賀	210	50	690	150	22
関西電力	美浜	160	50	680	390	57
	高浜	290	100	1,730	1,180	68
	大飯	360	110	2,020	1,400	69
中国電力	島根	170	40	600	390	65
四国電力	伊方	170	50	940	590	63
九州電力	玄海	270	90	1,070	830	78
	川内	140	50	1,290	870	67
日本原子力発電	敦賀	140	40	860	580	67
	東海第二	130	30	440	370	84
	合計	5,070	1,340	20,630	14,200	69

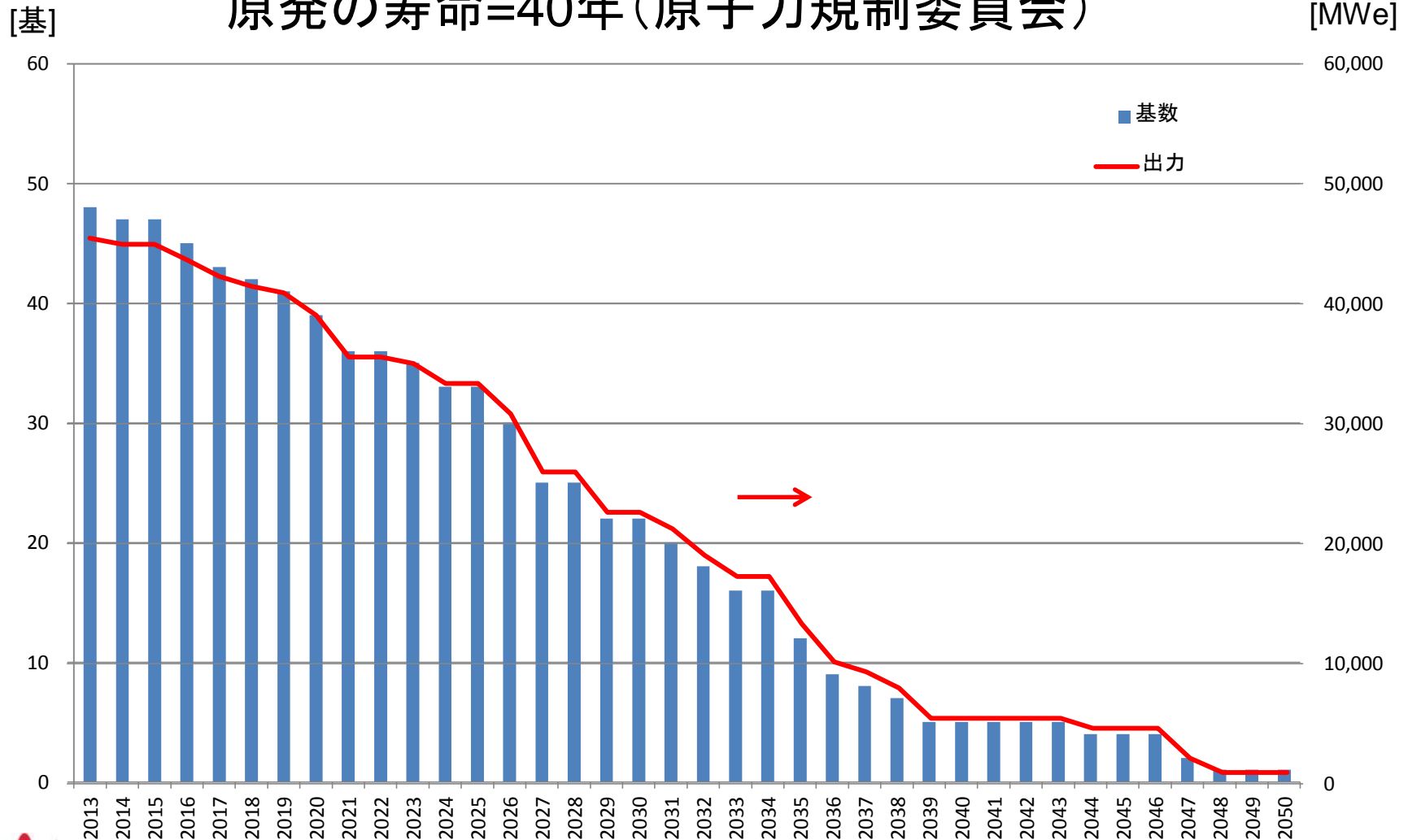
原子力委員会 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会
第8回資料より(平成24年2月23日)

基本的な考え方

- **原子力研究開発については異なる意見が並立しているが...**
総合資源エネルギー調査会基本政策分科会 第9回会合(2013年11月12日)における**電気事業連合会資料「エネルギー基本計画策定にあたって」**を紹介
←私と考え方が似ているので、皆さんの検討の参考
- **原子力の研究開発には、実用化に至るまで長期の期間を要する**
実用化の不確実性が大きく、民間が単独で行うにはリスクが大きすぎる。
放射性物質を取り扱える研究開発施設が必要であること等の特徴がある。
- **基本的な考え方**
 - 1) S+3E(安全確保 + 安定供給、環境保全、経済性)の同時達成
 - 2) 技術や人材基盤の維持(当面原子力技術の灯を消してはならない)
 - 3) 原子力政策と電力システム改革の整合性(例: 欧州におけるドイツの位置)

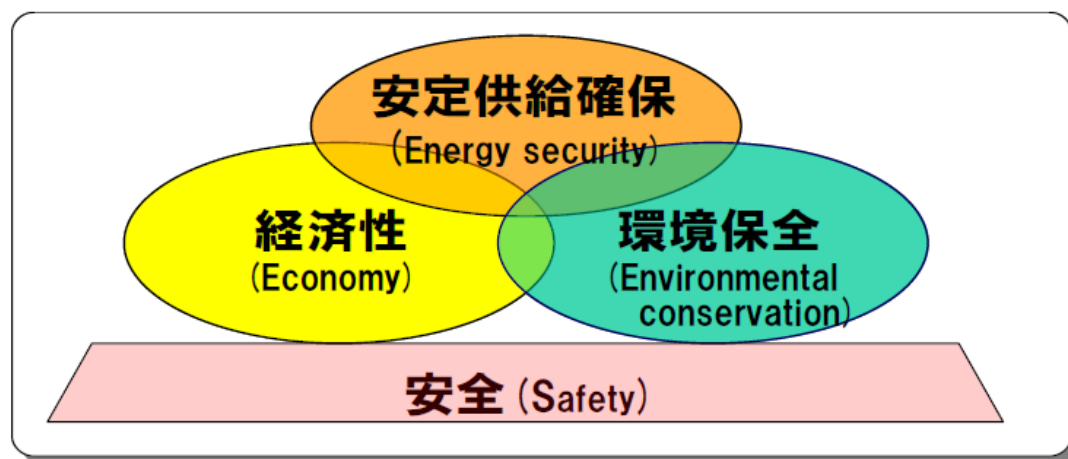
今のままだと原子力発電は自然消滅

原発の寿命=40年(原子力規制委員会)



電気事業

- お客さまに低廉で良質な電気を安定的にお届けすることが最大の使命。
- そのためにはS+3Eの観点から、特に、生産段階でのバランスのとれたエネルギーミックスの実現が不可欠。



生産(調達)段階

～バランスのとれたエネルギーミックスの実現～

流通段階

～効果的な設備形成・運用による電力品質の向上等～

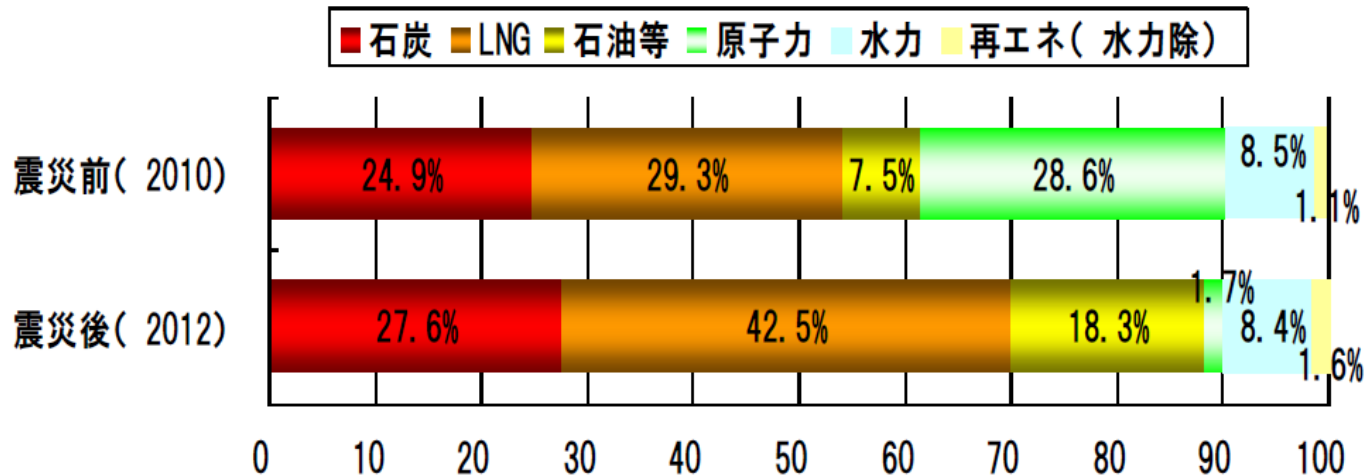
消費段階

～省エネの推進等～

震災後のエネルギーミックスの現状

- 震災前にはバランスのとれたエネルギーミックスを実現。
- 震災後、安全性(S)への懸念から、原子力プラントの再稼働が進まず、バランスのとれたエネルギーミックスが失われ、3Eの全てが毀損される事態に。

【電源別発電電力量構成比】



安定供給

電力需給の不安定化
(毎夏・毎冬の節電要請)

経済性

火力燃料費の急増
(3.6兆円→7.0兆円)

環境性

CO₂排出量の増加
(3.74億t-CO₂→4.86億t-CO₂)

※2010年度と2012年度の比較

※2010年度と2012年度の比較

エネルギーベストミックスへの道

日本は資源に乏しい、かつ世界有数のエネルギー消費大国

→主要国の中でもエネルギー供給構造が極めて脆弱

→国民や産業界が納得できるような解決の道筋が示されていない

2度のオイルショックの経験

→特定エネルギーに依存せず、多様なエネルギーをバランスよく組合せる

→安定したエネルギー基盤の構築

最適なエネルギーミックスの追及(S+3E)

→安全確保を徹底した原子力の利用(Safety)

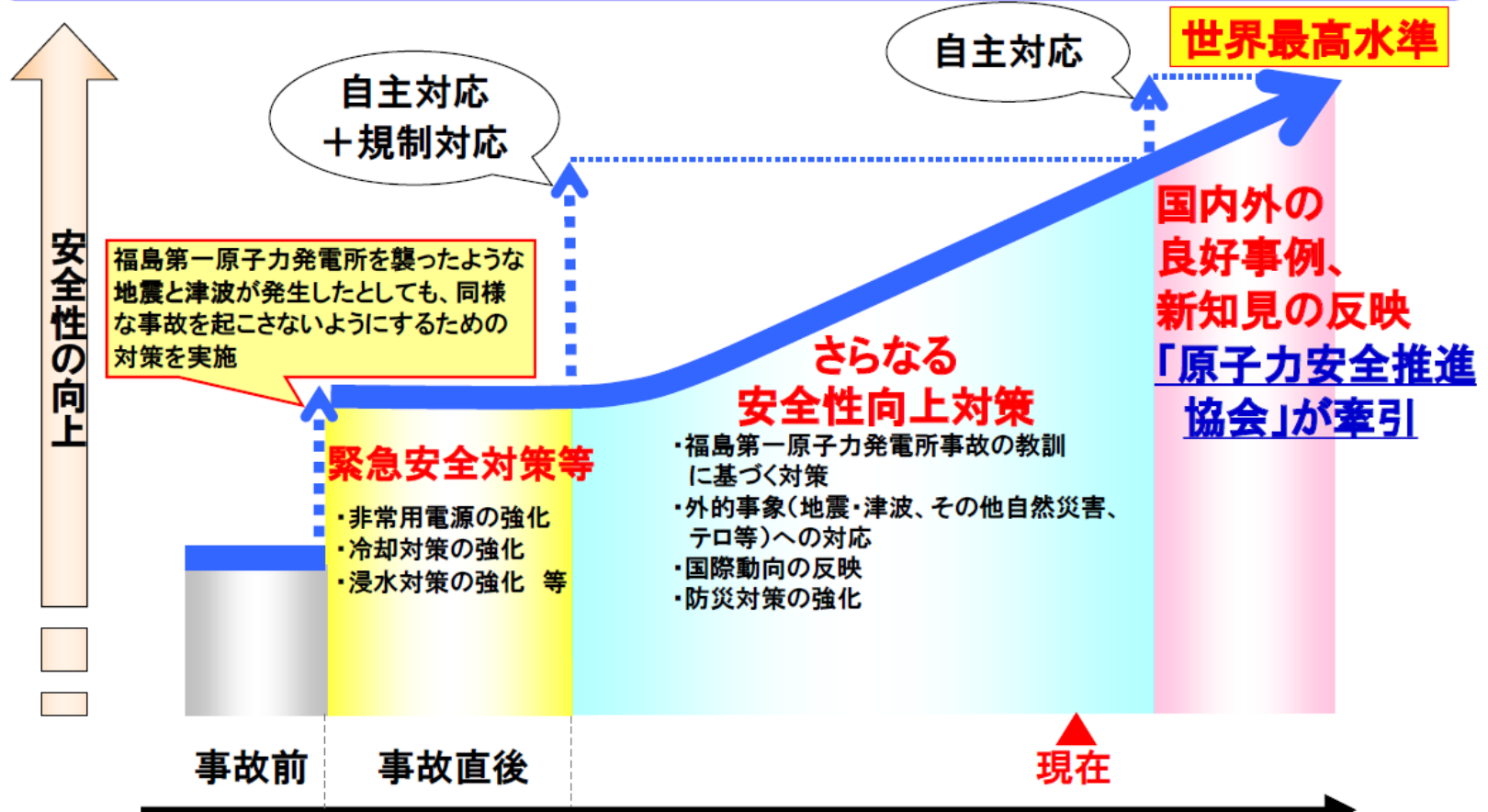
→高効率の火力発電(Efficiency)

→再生可能エネルギーの導入(Ecology)

→省エネルギー等の需要対策(Economy)

原子力のさらなる安全性向上への取り組み

○ 震災の反省を踏まえ、安全確保(S)の第一義的責任を有する事業者として、規制対応にとどまらず、世界最高水準の安全性を目指し、自主的かつ継続的に安全性向上に取り組む。



高レベル廃棄物の有害度低減

- 原子力の便益を享受した現世代は、これに伴い発生した放射性廃棄物の安全な処分への取組に全力を尽くす責務を、未来世代に対して有している。
- 放射性廃棄物は、「発生者責任の原則」、「放射性廃棄物最小化の原則」、「合理的な処理・処分の原則」、「国民との相互理解に基づく実施の原則」。
- その影響を減少するには超長期を要するものも含まれるという特徴を持つ。
- 適切に区分を行い、それぞれの区分毎に安全に処理・処分する。
- 廃棄物の効果的で効率的な処理・処分を行う技術は循環型社会の実現を目指す我が国社会にとって必須の技術。
- 放射性廃棄物処分について行う技術の研究開発を先進的に進めるべきで、新知見や新技術を取り入れて、廃棄物の処理・処分の範となる安全で効率的な処理・処分を行う。