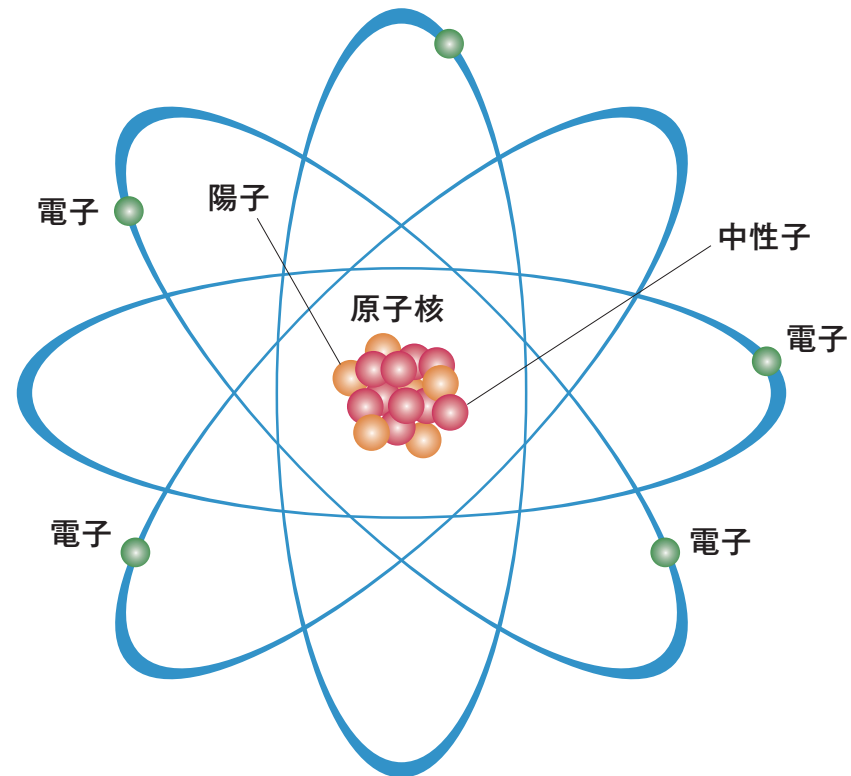


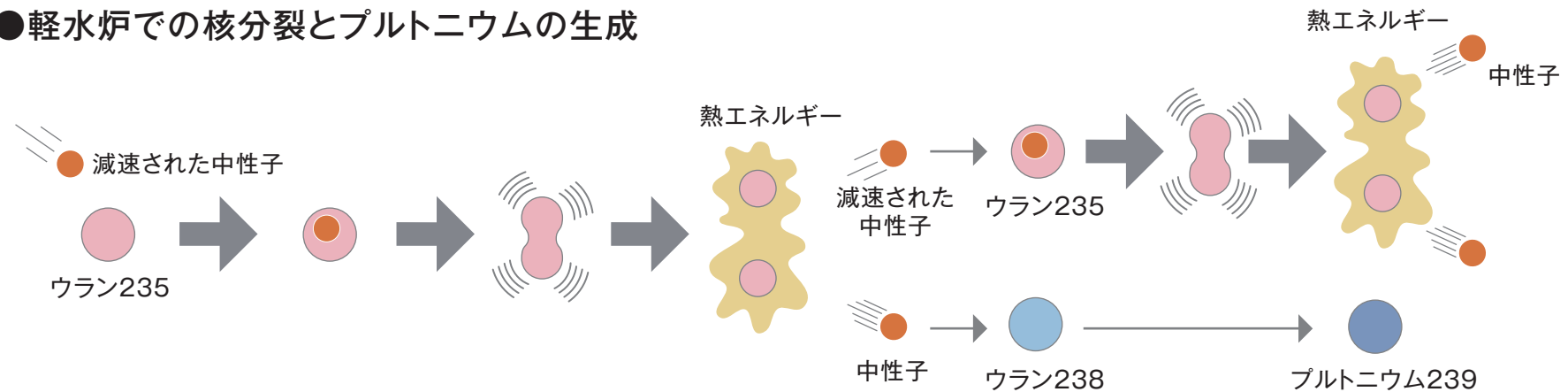
原子の構造



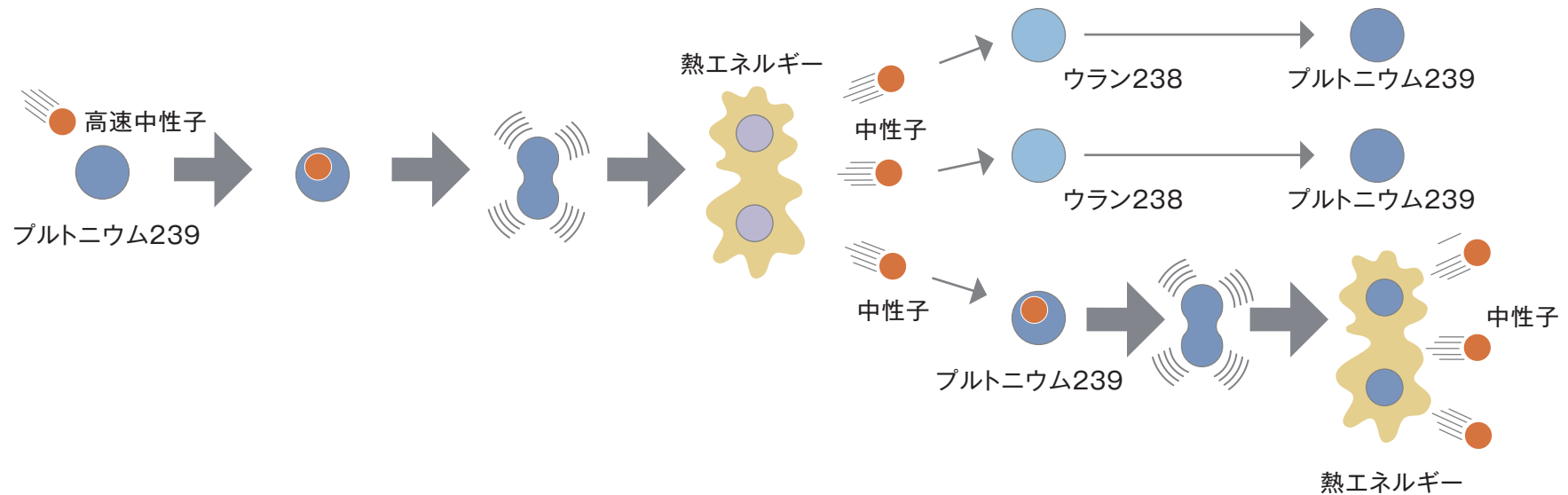
	陽子の数	中性子の数	陽子と中性子の数の和	自然界に存在する割合
ウラン234	92	142	234	0.0055%
ウラン235	92	143	235	0.7200%
ウラン238	92	146	238	99.2745%

ウランの核分裂とプルトニウムの生成・核分裂

●軽水炉での核分裂とプルトニウムの生成

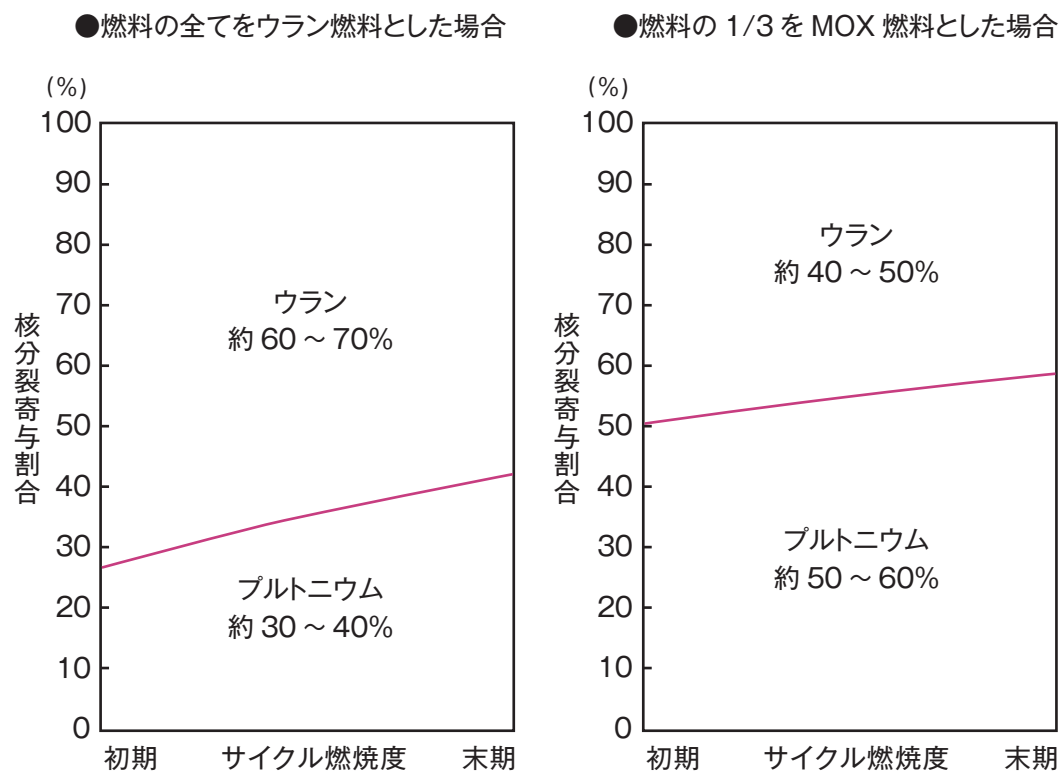


●高速増殖炉での核分裂とプルトニウムの生成(増殖)

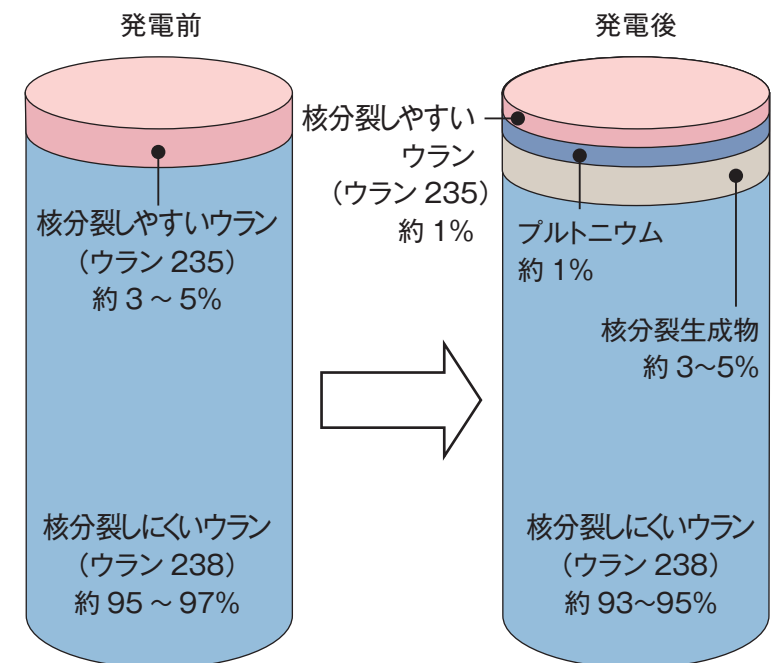


軽水炉内でのウラン燃料の燃焼による変化

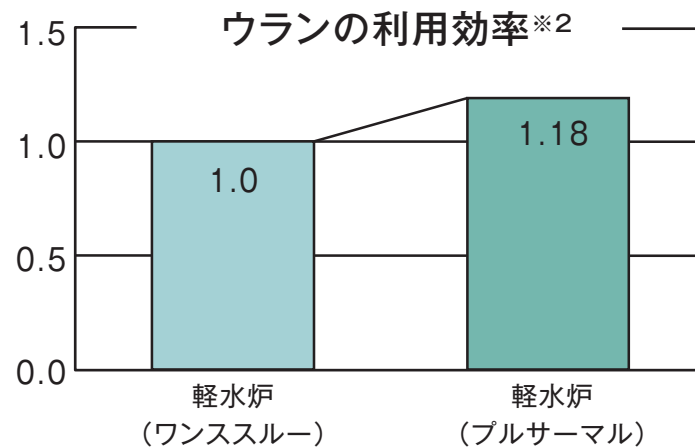
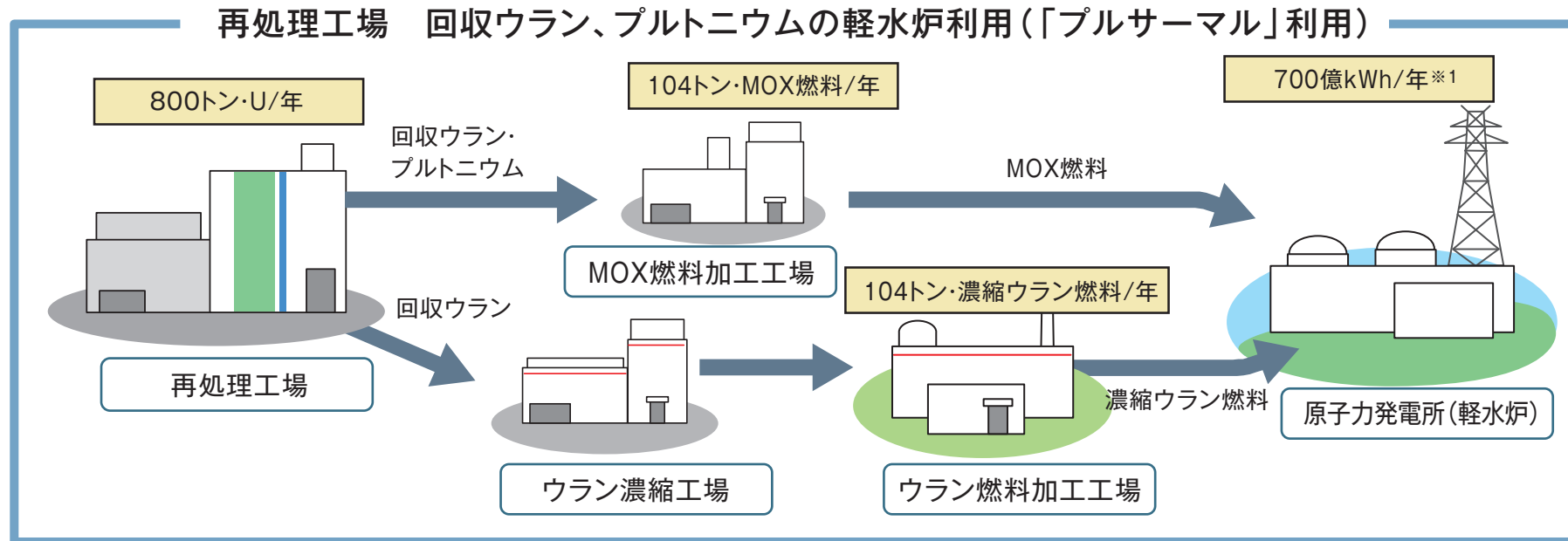
①炉心におけるウランとプルトニウム核分裂寄与割合 (BWR平衡炉心の例)



②発電前後でのウラン燃料の変化(例)



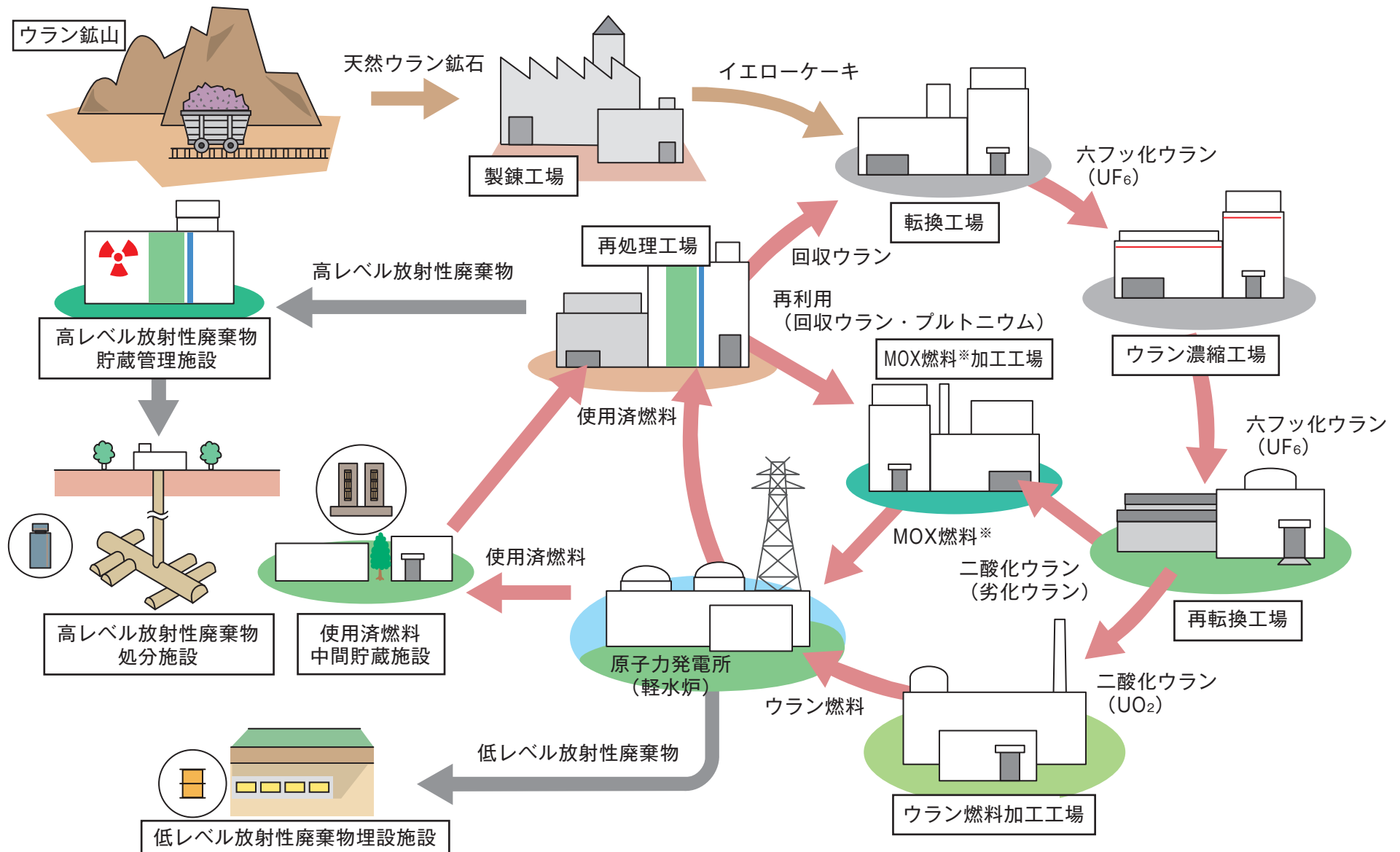
ウラン資源のリサイクル利用（資源の有効活用）



※1 700億kWhは、電気出力100万kWの原子炉10基を1年間運転した時の発電量に相当する…出典(1)

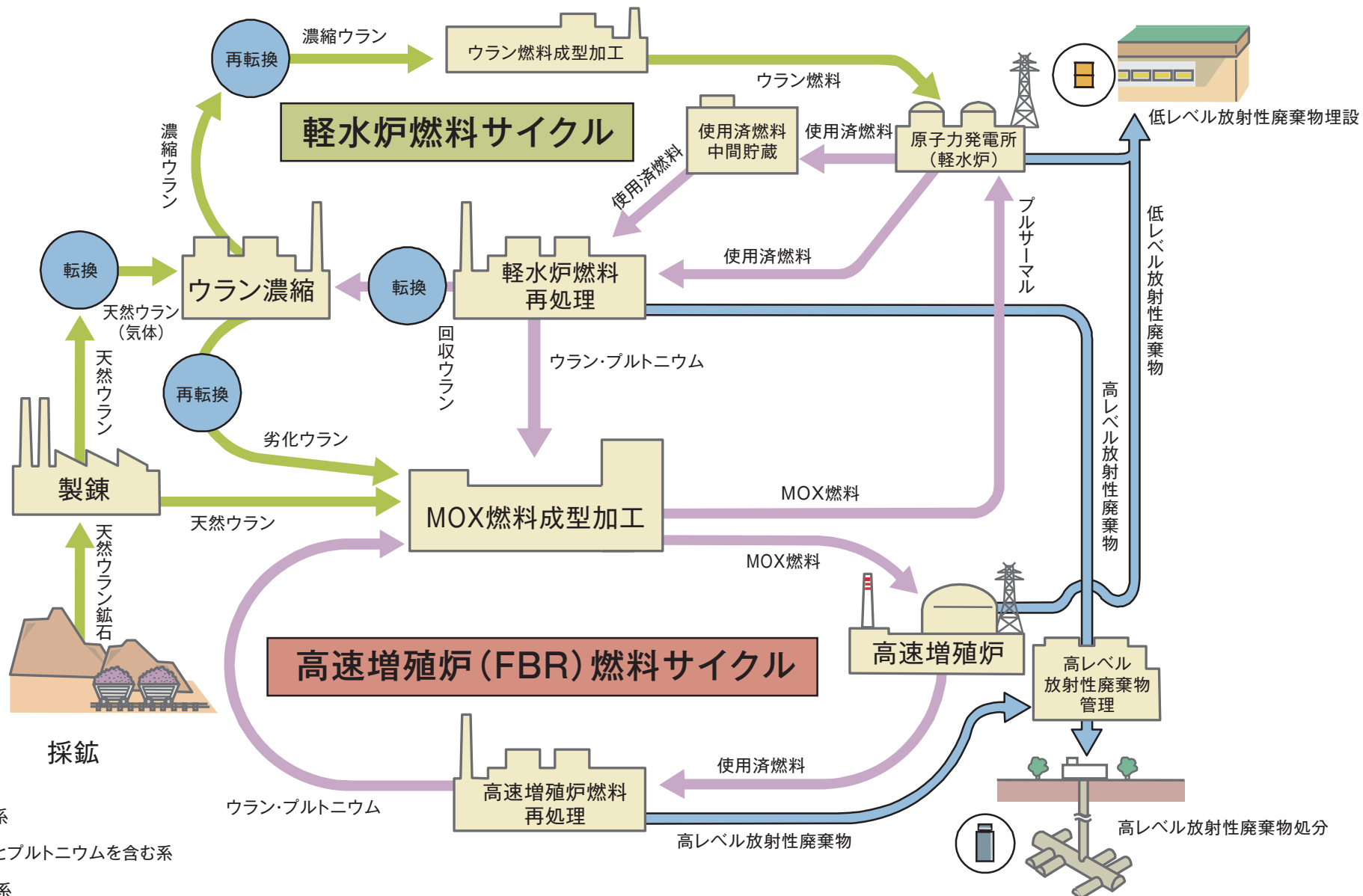
※2 高速炉サイクルの実用化によるプルトニウム利用によりウラン利用効率を約30倍に高めることが期待される……出典(2)

原子燃料サイクル



※MOX (Mixed Oxide) 燃料：プルトニウムとウランの混合燃料

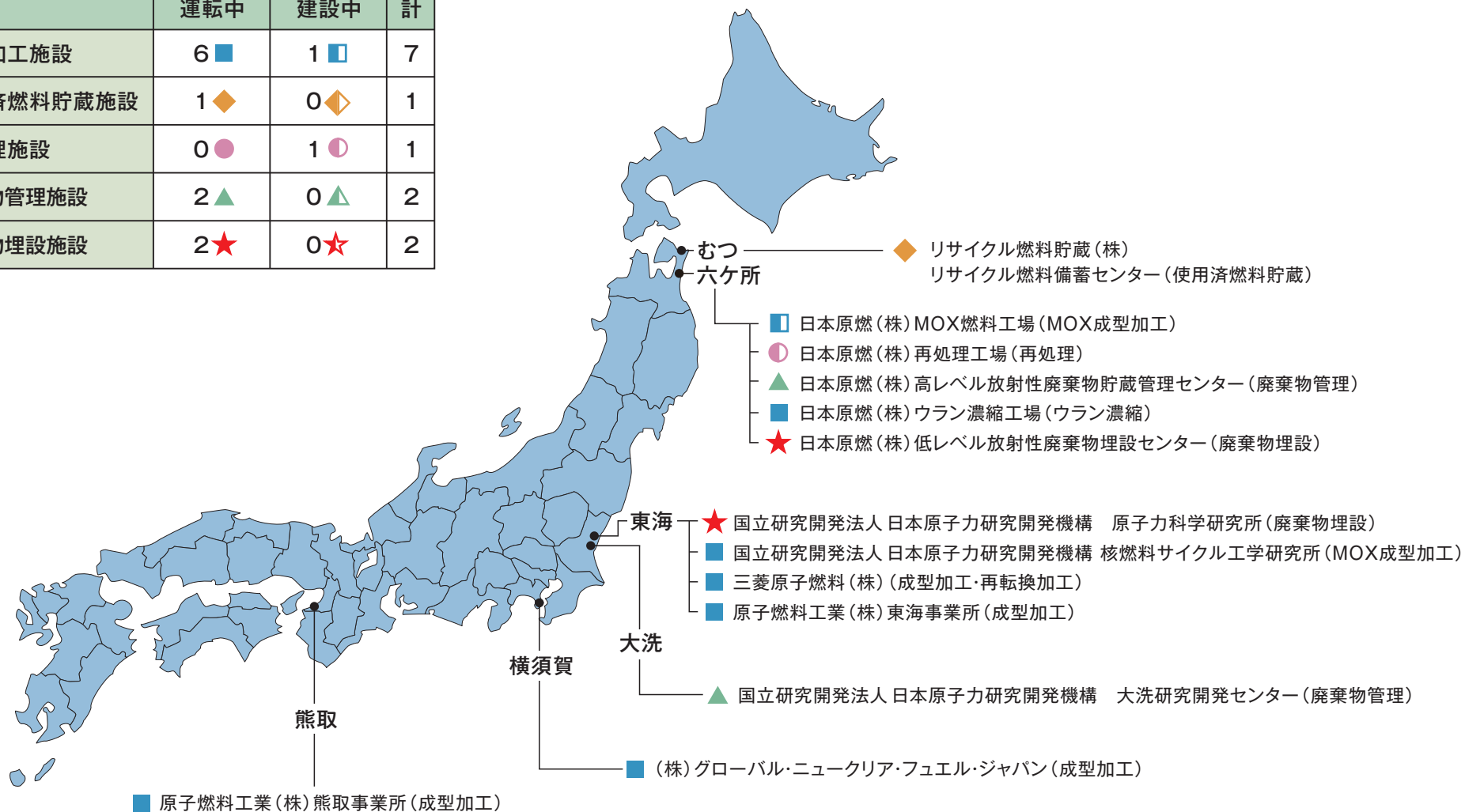
原子燃料サイクル(FBRを含む)



原子燃料サイクル施設位置図

(2025年4月現在)

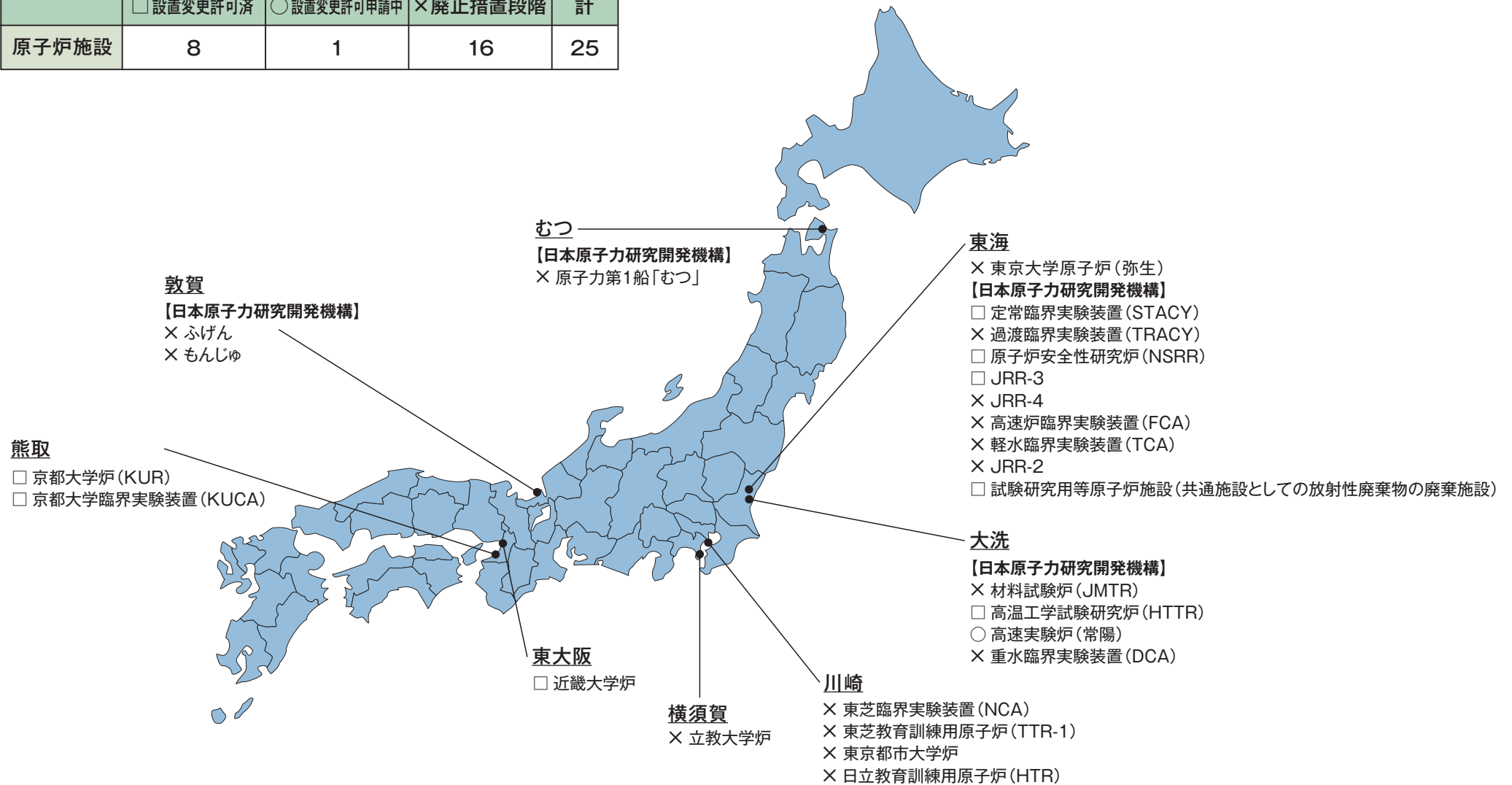
	運転中	建設中	計
燃料加工施設	6 ■	1 ■	7
使用済燃料貯蔵施設	1 ◆	0 ◆	1
再処理施設	0 ●	1 ●	1
廃棄物管理施設	2 ▲	0 ▲	2
廃棄物埋設施設	2 ★	0 ★	2



試験研究用および研究開発段階にある原子炉施設位置図

(2021年11月10日現在)

	□ 設置変更許可済	○ 設置変更許可申請中	× 廃止措置段階	計
原子炉施設	8	1	16	25



原子燃料サイクル施設の概要

(2024年10月末現在)

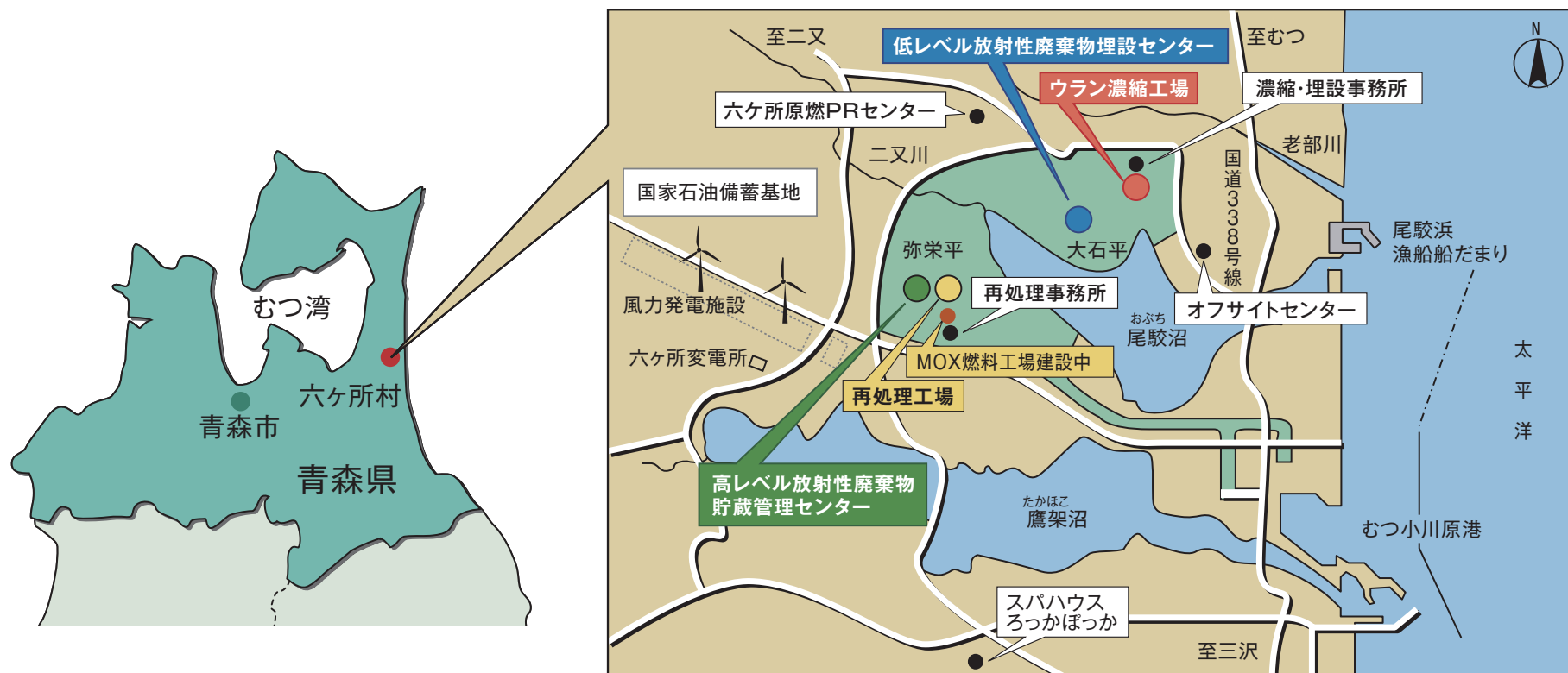
	再処理工場	高レベル放射性廃棄物 貯蔵管理センター	MOX燃料工場	ウラン濃縮工場	低レベル放射性廃棄物 埋設センター
場 所	青森県上北郡六ヶ所村大字尾駸字沖付			青森県上北郡六ヶ所村大字尾駸字野附	
規 模	用地面積 約390万㎡		最大加工能力 130 tHM ^{※2} /年 製品 国内軽水炉 (BWR、PWR) 用 MOX燃料集合体	用地面積 約340万㎡	
	年間最大再処理能力 800 tU ^{※1} /年 1日あたり最大再処理能力 4.8 tU ^{※1} 使用済燃料貯蔵容量 3,000 tU ^{※1}	返還廃棄物貯蔵容量 ガラス固化体2,880本		450 tSWU ^{※3} /年	【既設】 1号埋設施設：40,960㎡ (200ℓドラム缶204,800本相当) 2号埋設施設：41,472㎡ (200ℓドラム缶207,360本相当) 【増設予定】 3号埋設施設：42,240㎡ (200ℓドラム缶211,200本相当) 最終的には約60万㎡
現 状	建設中	累積受入 1,830本	建設中	運転停止中	累積受入 1号廃棄物埋設施設 151,803本 2号廃棄物埋設施設 198,824本
工 期	工事開始 1993年 しゅん工 2026年度中	工事開始 1992年 操業開始 1995年	工事開始 2010年 しゅん工 2027年度中	工事開始 1988年 操業開始 1992年	工事開始 1990年 埋設開始 1992年

※1 U:ウランの金属の状態であるときの質量を表す単位

※2 HM:MOX中のプルトニウムとウランの金属成分の質量を表す単位

※3 SWU:天然ウランから濃縮ウランを分離する際に必要な仕事量を表す単位

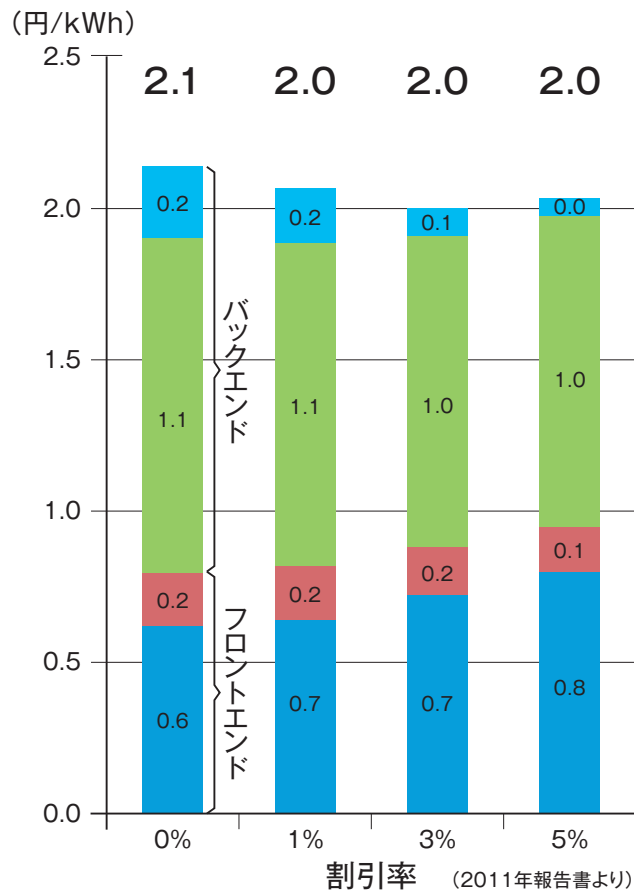
原子燃料サイクル施設の位置



原子燃料サイクル費用

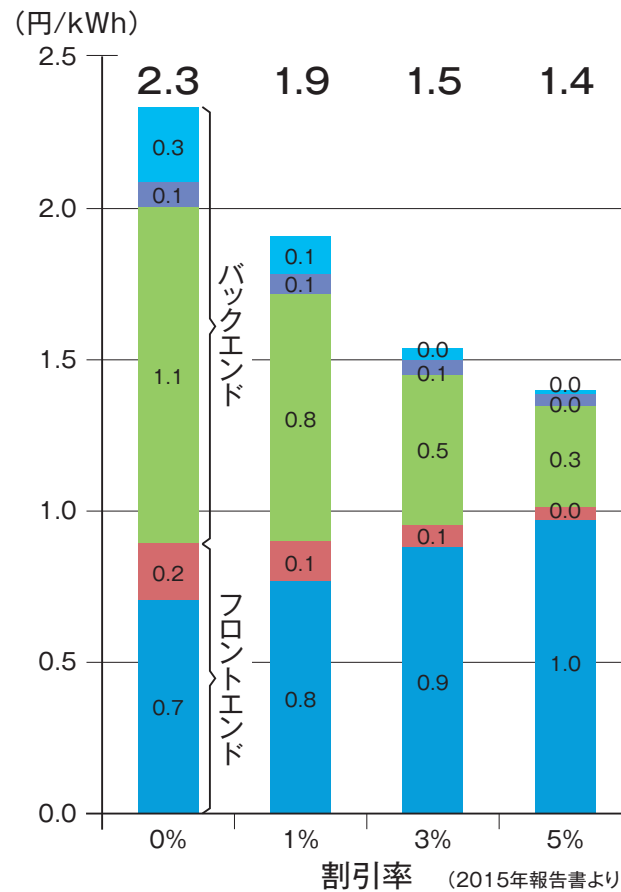
再処理モデル

使用済燃料全量を
再処理してリサイクル



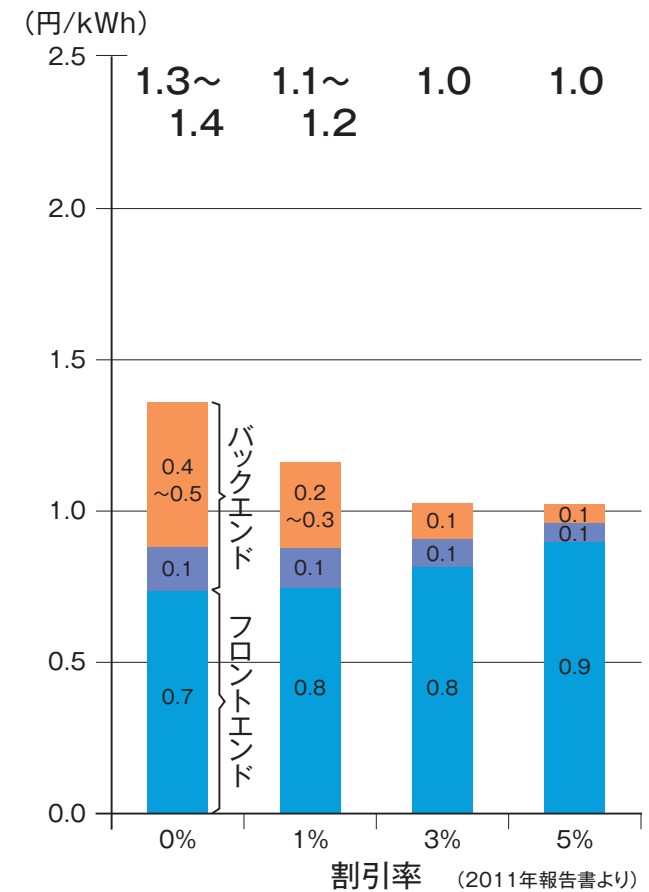
現状モデル

使用済燃料全量を
適切な期間貯蔵しつつ再処理



直接処分モデル

使用済燃料全量を
中間貯蔵後に直接処分



■ ウラン燃料 ■ MOX燃料 ■ 再処理等 ■ 中間貯蔵等 ■ 高レベル廃棄物処分 ■ 直接処分

(注) 四捨五入の関係で合計値が合わない場合がある

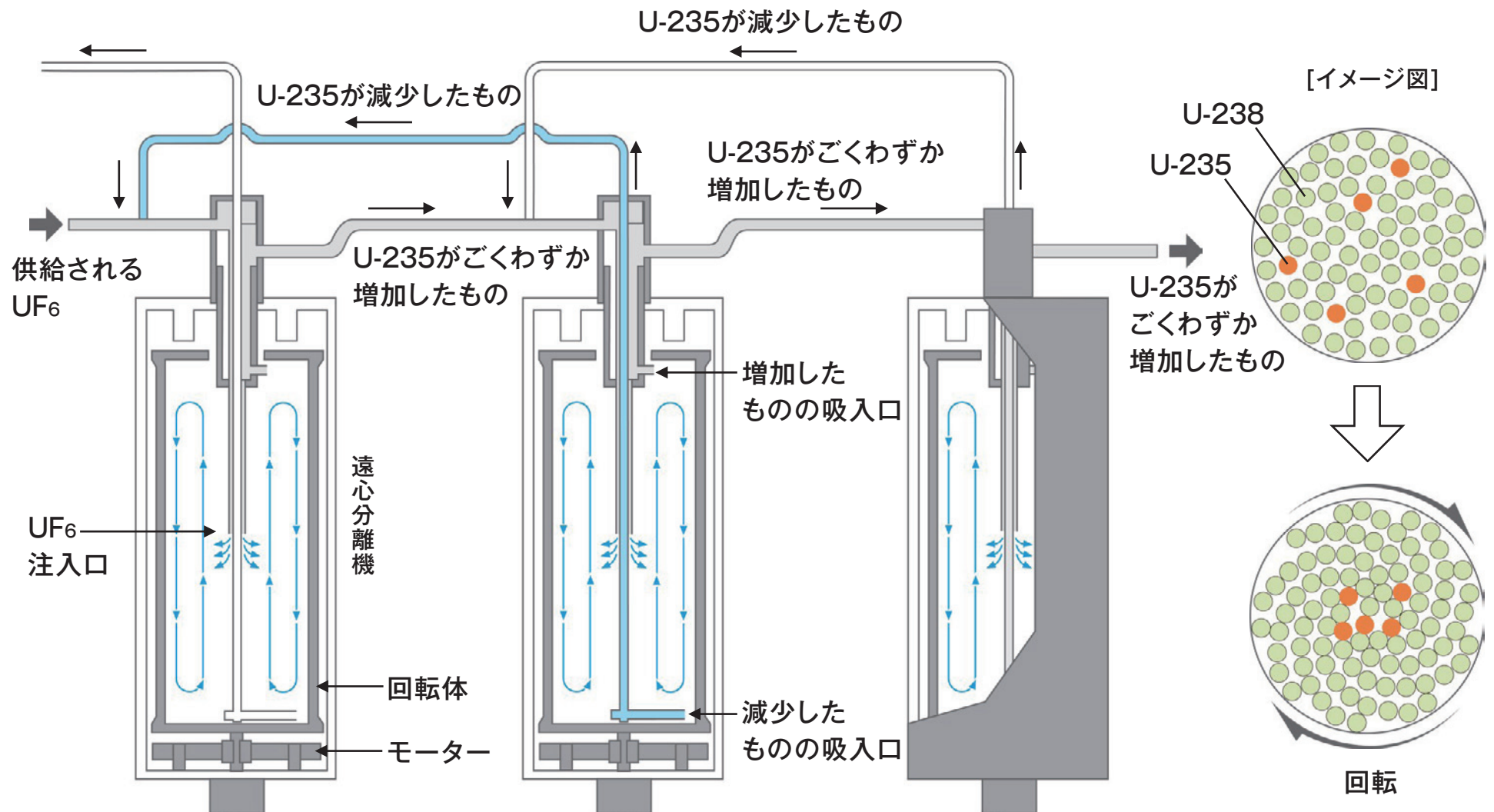
世界の主なウラン転換工場

(2024年1月現在)

国名	運転者	所在地	年間転換能力 (tU [*] /年)	営業運転
カナダ	Cameco Corp.	ポートホープ	12,500	1970
中国	中国原子能工業有限公司	甘肅省蘭州市	3,000tHM	1993
	衡陽ウラン工場	湖南省衡陽市	3,000	2016
フランス	Orano CE Tricastin	ピエールラット	14,000	2018
ロシア	TVEL, Fuel Company of Rosatom	セヴェルスク	—	1953
イギリス	Springfields Fuels Ltd.	ランカシャー	6,000	1980
アメリカ	ConverDyn	メトロポリス	7,000	1964

※ U:ウランが金属の状態であるときの質量 HM:MOX中のプルトニウムとウランの金属成分の質量

遠心分離法のしくみ



世界の主なウラン濃縮工場

(2024年12月現在)

国名	運転者	所在地	濃縮法	年間濃縮能力 (tSWU [*] /年)	営業運転
ブラジル	Indústrias Nucleares do Brasil (INB)	レゼンデ	遠心分離法	70	2009
中国	中国原子能工業有限公司	甘肅省蘭州市	遠心分離法	500	2005
		陝西省漢中市	遠心分離法	1,000	1997
フランス	Orano CE Tricastin	ピエールラット	遠心分離法	7,500	2011
ドイツ	URENCO Deutschland GmbH	グロナウ	遠心分離法	3,600	1985
日本	日本原燃株式会社 (JNFL)	青森県六ヶ所村	遠心分離法	1,050	1992
オランダ	URENCO Nederland B.V.	アルメロ	遠心分離法	5,200	1972
ロシア	TVEL, Fuel Company of Rosatom	セヴェルスク	遠心分離法	—	1953
		アンガルスク	遠心分離法	—	1954
		ノヴォウラリスク	遠心分離法	—	1964
		ゼレノゴルスク	遠心分離法	—	1962
イギリス	URENCO UK Ltd.	カーペンハースト	遠心分離法	4,400	1972
アメリカ	Louisiana Energy Services LLC	ニューメキシコ	遠心分離法	4,500	2010
	Centrus Energy Corp.	パイクトン	遠心分離法	—	2023

※SWU:天然ウランから濃縮ウランを分離する際に必要な仕事量を表す単位

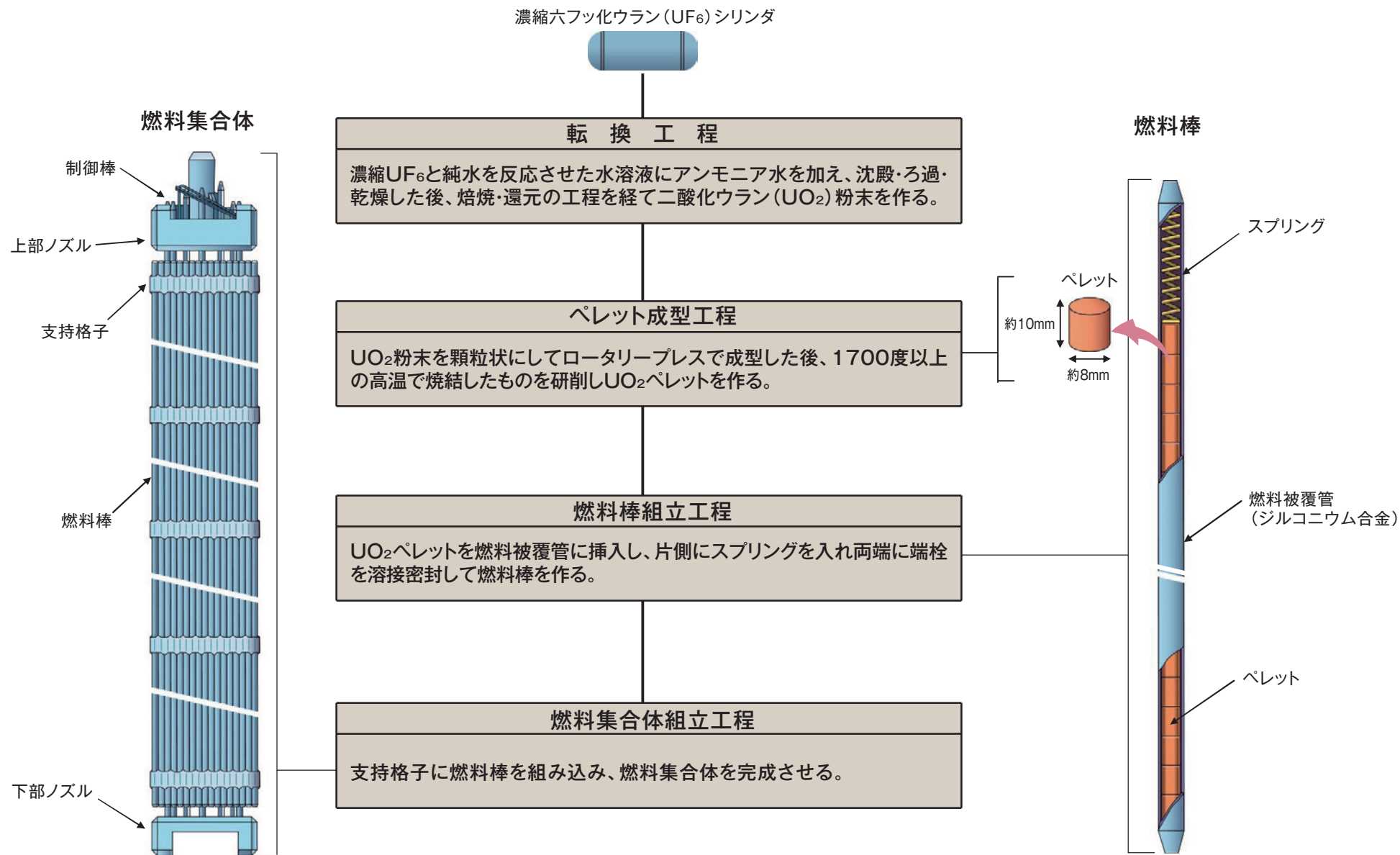
世界の主なウラン再転換工場

(2024年1月現在)

国 名	運転者	所在地	年間転換能力 (tU [*] /年)	営業運転
ブラジル	Indústrias Nucleares do Brasil	レゼンデ	120	2000
カナダ	Cameco Corp.	ポートホープ	2,800	1970
フランス	FRAMATOME SAS	ロマン＝シェル＝イゼール	1,800	1974
ドイツ	Advanced Nuclear Fuel GmbH	リンゲン	800	1974
インド	Nuclear Fuel Complex (NFC)	ハイデラバード	450tHM	1972
日本	三菱原子燃料株式会社 (MNF)	茨城県東海村	450	1972
カザフスタン	Ulba Metallurgical Plant (UMP)	オスケメンゴルスク	—	—
韓国	韓電原子力燃料 (KEPCO NF)	テジョン	700	1990
ルーマニア	Societatea Nationala Nuclearelectrica S.A.(SNN)	ブラショヴ	300	1978
イギリス	Springfields Fuels Ltd.	ランカシャー	900	1993
アメリカ	FRAMATOME Inc.	リッチランド	1,200	1972

※U:ウランが金属の状態であるときの重量

ウラン燃料加工工程



(注) PWRの場合

世界の主なウラン燃料加工工場（軽水炉燃料）

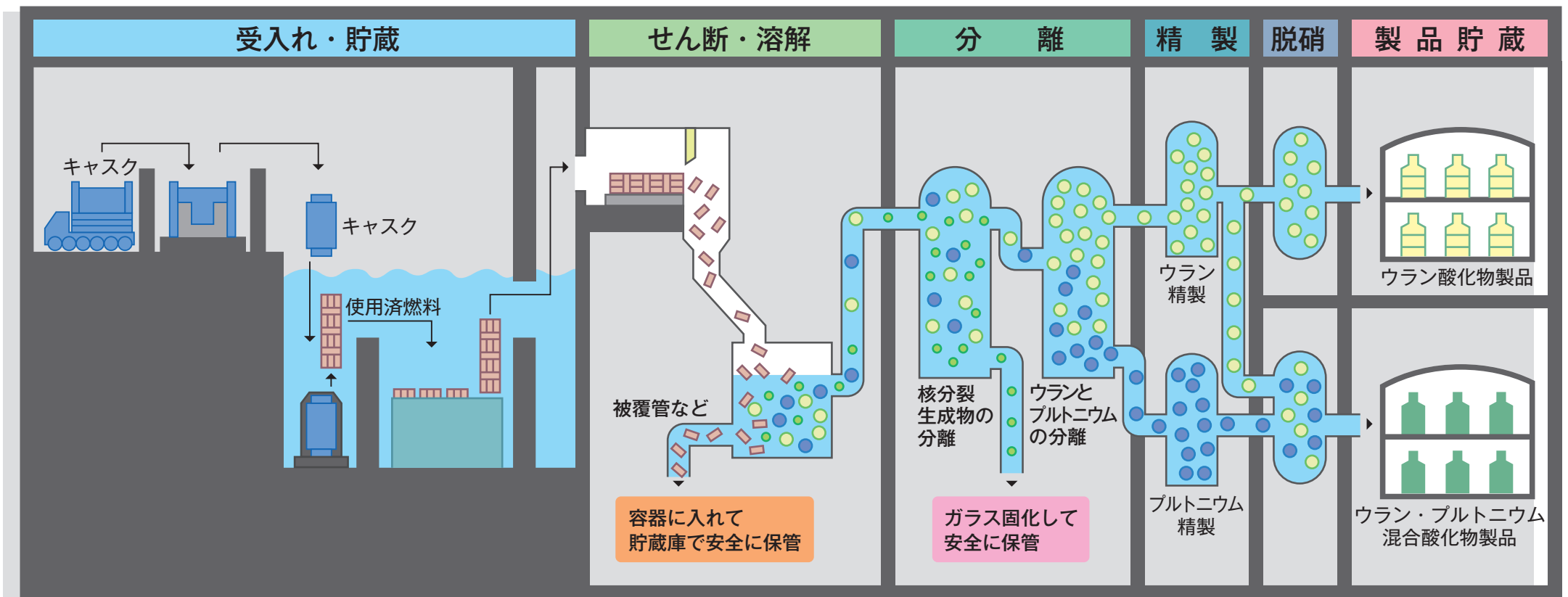
（2024年1月現在）

国 名	運転者	所在地	炉型	年間製造能力 (tU)	営業運転
アルゼンチン	CONUAR S.A	エセイサ	PHWR,RWR	240	1982
ブラジル	Indústrias Nucleares do Brasil (INB)	レゼンデ	PWR	240	1982
中国	CNNC Jianzhong Nuclear Fuel Co.,Ltd.	四川省宜賓市	PWR,VVER	800	1998
	Bautou Nuclear Fuel Element Plant	内モンゴル自治区包頭市	PWR	600	2012
			PHWR	200tHM	2003
フランス	FRAMATOME SAS	ロマン＝シェル＝イゼール	PWR	1400tHM	1974
ドイツ	ANF - Advanced Nuclear Fuel GmbH	リンゲン	PWR,BWR	650	1974
インド	Nuclear Fuel Complex (NFC)	ハイデラバード	BWR	24tHM	1974
			PHWR	300tHM	1997
			PHWR	300tHM	1974
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	1970
	三菱原子燃料株式会社 (MNF)	茨城県東海村	PWR	440	1972
	原子燃料工業株式会社 (NFI)	大阪府熊取町	PWR	284	1975
		茨城県東海村	BWR	250	1980
カザフスタン	Ulba Metallurgical Plant (UMP) JSC	オスケメンゴルスク	VVER,RBMK,PWR	－	－
韓国	韓電原子力燃料 (KEPCO NF)	テジョン	PWR	550	1989
			PHWR	400	1998
ロシア	TVEL, Fuel Company of Rosatom	エレクトロスタリ	VVER,BWR,PWR	1100	1965
			RBMK	460	1965
		ノボシビルスク	VVER	1200	1979
スペイン	ENUSA Industrias Avanzadas, S. A.	フズバド	PWR,VVER,BWR	500	1985
スウェーデン	Westinghouse Electric Sweden AB	ヴェステロース	BWR & PWR,VVER	600	1969
イギリス	Springfields Fuels Ltd.	ランカシャー	PWR	200	1993
アメリカ	FRAMATOME Inc.	リッチランド	PWR,BWR	1200tHM	1972
	Westinghouse Electric Co. LLC	ホプキンス	PWR,BWR	1350	1969
	Global Nuclear Foel - Americas,LLC	ウィルミントン	BWR	－	－

※U:ウランが金属の状態であるときの重量

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



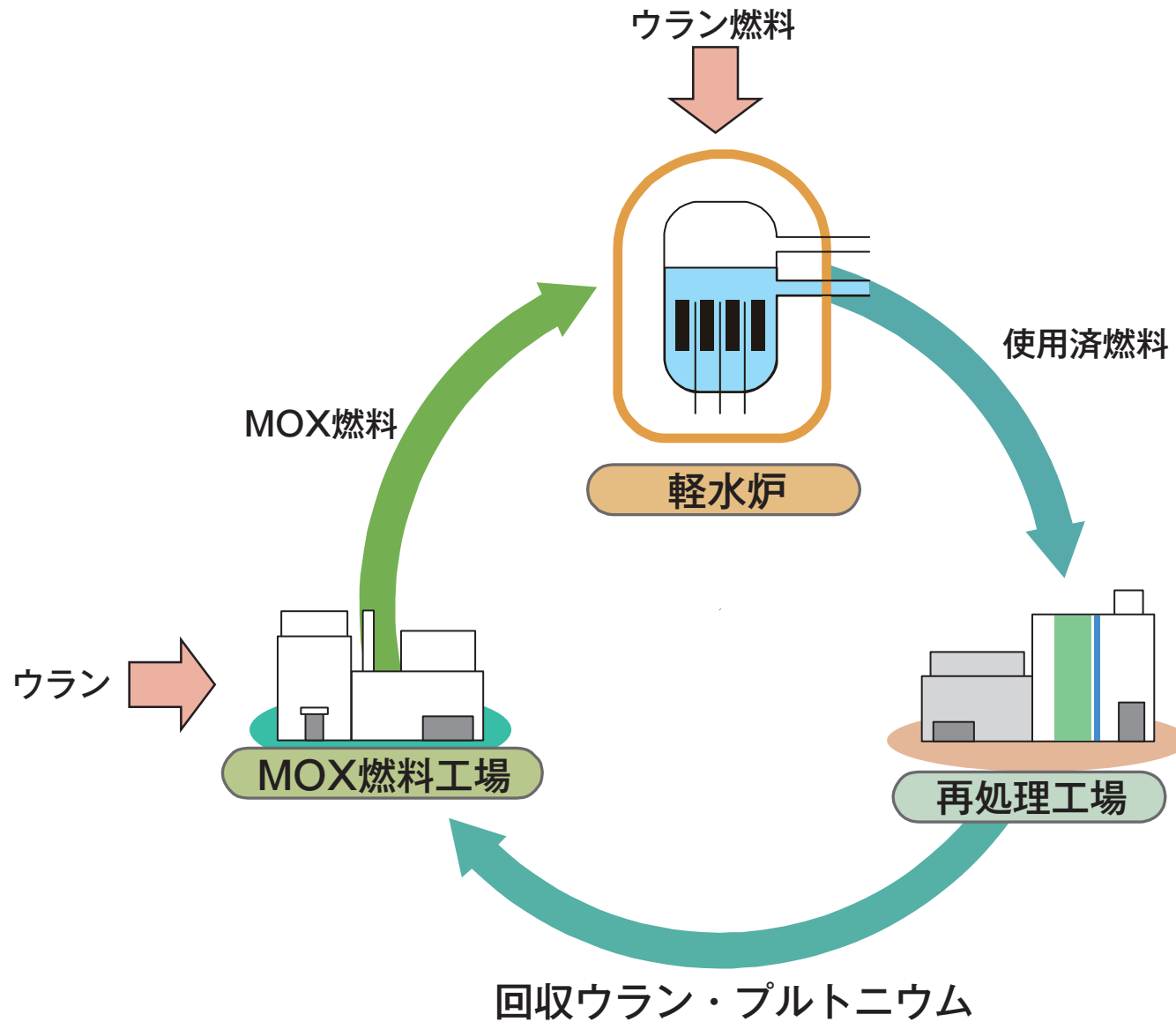
世界の主な再処理工場

(2024年10月現在)

国名	運転者	所在地	施設名	年間再処理能力 (tU※/年)	営業運転
中国	蘭州核燃料複合施設	甘粛省蘭州市	蘭州パイロット再処理工場	—	2010
フランス	Orano R La Hague	ラ・アーク	ラアーク工場	1,700tHM	1966
日本	日本原燃株式会社 (JNFL)	青森県六ヶ所村	六ヶ所原子燃料サイクル施設 (再処理工場)	800	2026年度中 (しゅん工)
ロシア	PA Mayak	オゼルスク	生産合同マヤク再処理工場 RT-1 Plant	400tHM	1977
	Mining and Chemical Complex (MCC)	ゼレノゴルスク	Pilot Demonstration Center (PDC)	4.4tHM (Phase I)	2016 (Phase I)
				220tHM (Phase II)	2024 予定 (Phase II)
			RT-2 Plant	800tHM	2035 予定

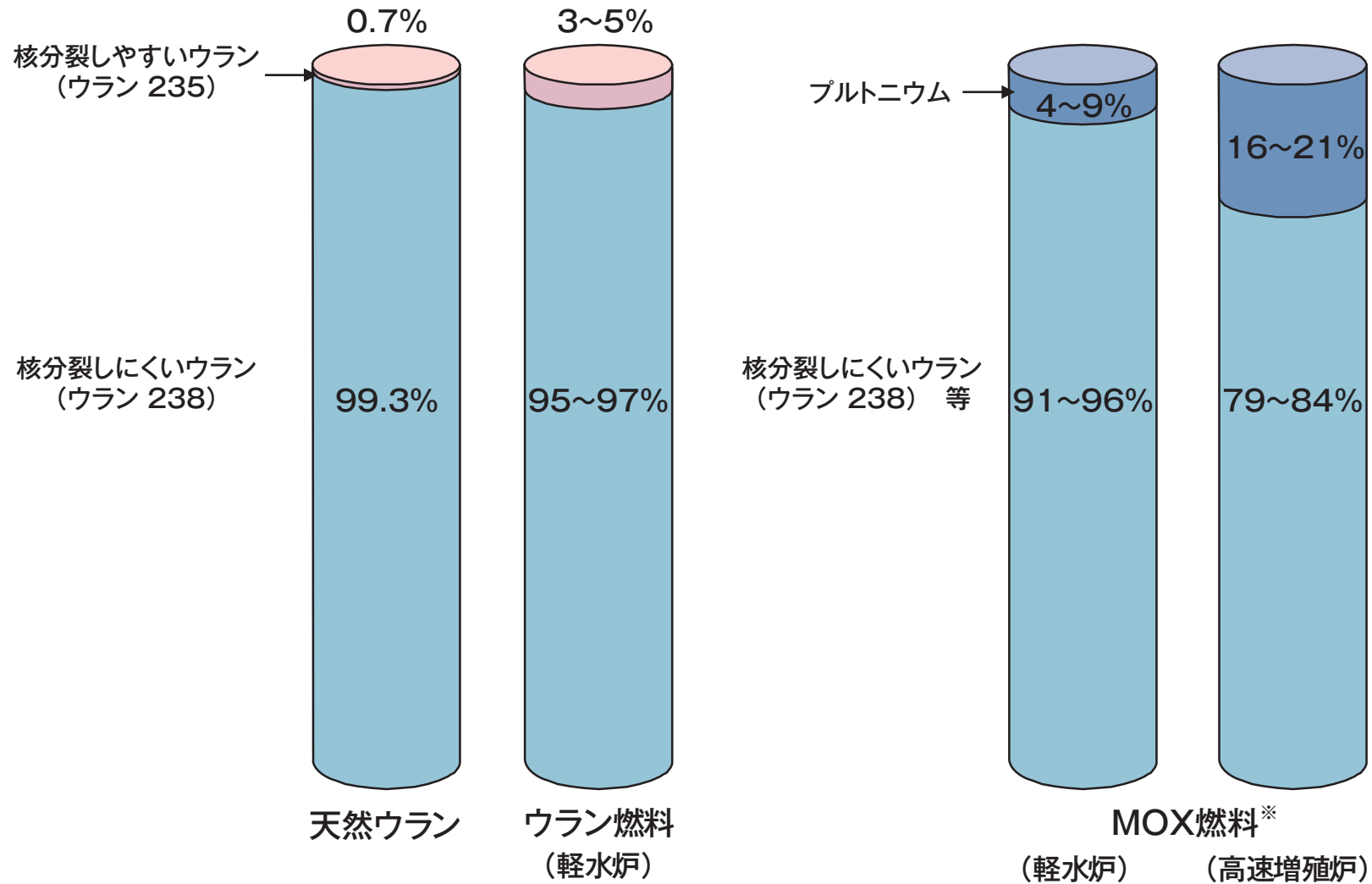
※ U:ウランが金属の状態であるときの質量 HM:MOX中のプルトニウムとウランの金属成分の質量

プルサーマルのしくみ



(注) プルサーマル：軽水炉でMOX燃料を使用すること

MOX燃料



※MOX (Mixed Oxide) 燃料:プルトニウムとウランの混合燃料で、軽水炉のプルサーマル計画や高速増殖炉などで使用される

燃料物性へのプルトニウムの影響

【融点】

プルトニウムの混合割合が増えるに従って低下

- ・ プルサーマルで使用するMOX燃料のプルトニウムの混合割合程度では、融点の低下は僅か数十度

【熱伝導度】

プルトニウムの混合割合が増えるに従って低下

- ・ 熱伝導の低下も小さい
- ・ 実際のペレット温度は融点に対して十分に余裕がある

【ガス放出率】

核分裂で生じたガスが被覆管の中にたまる割合は、若干高くなる

- ・ 燃料棒の中の空間（ガスだめ）の体積を増やす等、内圧の上昇を抑制

燃料核特性へのプルトニウムの影響

[燃料棒の発熱分布]

プルトニウムは中性子と反応しやすい為に、MOX燃料棒の出力が高くなる



[制御棒の効き]

プルトニウムは中性子を吸収しやすい為に、制御棒に吸収される中性子の数が減る



[外乱への応答]

原子炉の圧力が上昇するような異常が生じた場合には、従来よりも出力が大きくなる傾向にある



適切な燃料棒・燃料集合体の配置により、制限値に対してウラン炉心と同様の十分な余裕を持たせることができる

世界の主なMOX燃料加工施設

(2024年10月現在)

国 名	運転者	所在地	炉 型	年間製造能力 (tHM※/年)	営業運転
フランス	Orano R Melox	シュスクラン	PWR,BWR	195	1995
日 本	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (JAEA)	茨城県東海村	FBR	4.5	1988
	日本原燃株式会社(JNFL)	青森県六ヶ所村	PWR,BWR	130 (max.)	2027年度中 (しゅん工)

※HM:MOX中のプルトニウムとウランの金属成分の質量

世界のMOX利用の現状

2024年1月1日現在

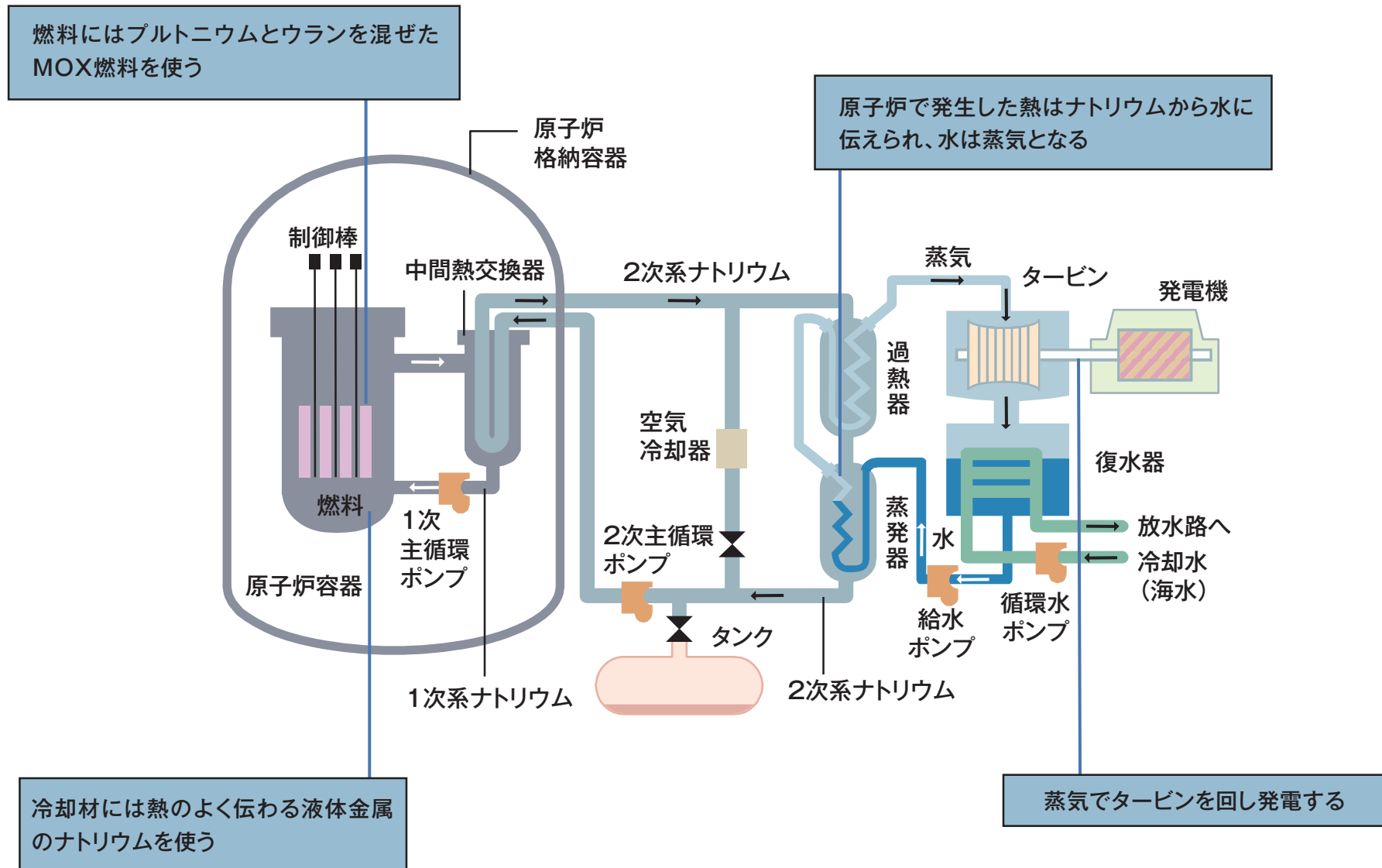
国名	原子力発電所	炉型	グロス出力 (MW)	装荷開始	累積装荷体数 (2022年末時点)
ベルギー	チアンジュ2号機	PWR	1,055	1994 ^{※1}	96
	ドール3号機	PWR	1,056	1994 ^{※1}	
フランス	フェニックス	FBR	140	1973	
	サンローラン・デゾーB1号機	PWR	956	1987	
	サンローラン・デゾーB2号機	PWR	956	1988	
	グラブリーヌ3号機	PWR	951	1989	
	グラブリーヌ4号機	PWR	951	1989	
	ダンピエール1号機	PWR	937	1990	
	ダンピエール2号機	PWR	937	1993	
	ルブレイエ2号機	PWR	951	1994	
	トリカスタン2号機	PWR	955	1996	
	トリカスタン3号機	PWR	955	1996	
	トリカスタン1号機	PWR	955	1997	
	トリカスタン4号機	PWR	955	1997	
	グラブリーヌ1号機	PWR	951	1997	
	ルブレイエ1号機	PWR	951	1997	
	ダンピエール3号機	PWR	937	1998	
	グラブリーヌ2号機	PWR	951	1998	
	ダンピエール4号機	PWR	937	1998	
	シノンB4号機	PWR	954	1998	
	シノンB2号機	PWR	954	1999	
	シノンB3号機	PWR	954	1999	
	シノンB1号機	PWR	954	2000	
	グラブリーヌ6号機	PWR	951	2008	
ドイツ	オブリッヒハイム ^{※2}	PWR	357	1972	78
	ネッカー1号機 ^{※3}	PWR	840	1982	32
	ウンターペーザー ^{※3}	PWR	1,410	1984 to 2009	200
	グラーフェンラインフェルト ^{※4}	PWR	1,345	1985 to 2012	164
	フィリップスブルグ2号機 ^{※5}	PWR	1,468	1989	228
	グローンデ ^{※6}	PWR	1,430	1988 to 2018	140
	ブロックドルフ ^{※6}	PWR	1,480	1989 to 2019	272
	グンドレミンゲンC号機 ^{※6}	BWR	1,344	1995	376
	グンドレミンゲンB号機 ^{※4}	BWR	1,344	1996	532
	イザール2号機 ^{※7}	PWR	1,485	1998 to 2019	212
	ネッカー2号機 ^{※7}	PWR	1,400	1998	96
	エムスラント ^{※7}	PWR	1,406	2004	144

国名	原子力発電所	炉型	グロス出力 (MW)	装荷開始	累積装荷体数 (2022年末時点)
インド	カクラパー1号機	PHWR	220	2003	
	タラプール1号機	BWR	160	1994	
	タラプール2号機	BWR	160	1995	
	高速増殖原型炉 (PFBR)	FBR	500		
オランダ	ボルセラ	PWR	512	2014	48
ロシア	ベロヤルスク3号機	FBR	600	2003	
	ベロヤルスク4号機	FBR	885	2020	
スイス	ベツナウ1号機	PWR	380	1978 to 2012	124
	ベツナウ2号機	PWR	380	1978 to 2012	108
	ゲスゲン	PWR	1,060	1997 to 2012	48
スウェーデン	オスカーシャム1号機	BWR	492	装荷認可	
	オスカーシャム2号機	BWR	661	装荷認可	
	オスカーシャム3号機	BWR	1,450	装荷認可	
米国	カトーバ1号機	PWR	1,188	2005 ^{※8}	4
	ロバート・E・ギネイ	PWR	608	1980 ^{※9} to 1985	4
日本	ふげん ^{※10}	ATR	165	1981	772
	もんじゅ ^{※11}	FBR	280	1993	
	玄海3号機	PWR	1,180	2009	36
	伊方3号機	PWR	890	2010	21
	高浜3号機	PWR	870	2010	44
	高浜4号機	PWR	870	2016 ^{※13}	36
	福島第一3号機 ^{※12}	BWR	784	2010	32
	柏崎刈羽3号機	BWR	1,100	装荷認可 ^{※15}	
	浜岡4号機	BWR	1,137	装荷認可 ^{※15}	
	島根2号機	BWR	820	装荷認可 ^{※15}	
	女川3号機	BWR	825	装荷認可 ^{※15}	
	泊3号機	PWR	912	装荷認可 ^{※15}	
	大間 ^{※14}	ABWR	1,383	装荷認可 ^{※15}	

※1: 2003年, MOX利用終了
 ※2: 2005年5月11日, 閉鎖 (CD)
 ※3: 2011年8月7日, 閉鎖 (CD)
 ※4: 2017年12月31日, 閉鎖 (CD)
 ※5: 2019年12月31日, 閉鎖 (CD)
 ※6: 2021年12月31日, 閉鎖 (CD)
 ※7: 2023年4月15日, 閉鎖 (CD) 予定
 ※8: 2005年, 4体の燃料集合体が装荷された。
 装荷年数は約4年。

※9: 1980年, 4体の燃料集合体が装荷された。
 ※10: 2003年3月29日, 閉鎖 (CD)
 ※11: 2016年12月21日, 廃止決定
 ※12: 2012年4月19日, 廃止
 ※13: 2016年, 4体の燃料集合体が装荷され、臨界達成後停止。
 その後2017年に営業運転開始。
 ※14: 建設中
 ※15: 旧規制基準での装荷認可
 (注) データはアンケート回答による判明分のみを掲載。

高速増殖炉 (FBR) のしくみ



原子炉の比較

	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1.0に対して新たに生成する燃料の割合

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	1炉心(tU)	1取替分(tU)	2024年12月末現在	
				使用済燃料貯蔵量(tU)	法的要求容量(tU)
北海道電力	泊	170	50	400	1,070
東北電力	女川	200	40	490	860
	東通	130	30	100	440
東京電力	福島第一	580	140	2,130	2,260
	福島第二	0	0	1,650	1,880
	柏崎刈羽	960	230	2,360	2,910
中部電力	浜岡	410	100	1,130	1,300
北陸電力	志賀	210	50	150	740
関西電力	美浜	70	20	500	620
	高浜	290	100	1,480	1,730
	大飯	180	60	1,870	2,100
中国電力	島根	100	20	480	700
四国電力	伊方	70	20	770	960
九州電力	玄海	180	60	1,210	1,540
	川内	150	50	1,140	1,340
日本原子力発電	敦賀	90	30	630	910
	東海第二	130	30	370	440
合 計		3,920	1,030	16,880	21,790

(注1) 法令要求上は、貯蔵容量から1炉心分を差し引いた容量が必要。なお運転を終了したプラントについては、貯蔵容量と同じとしている。

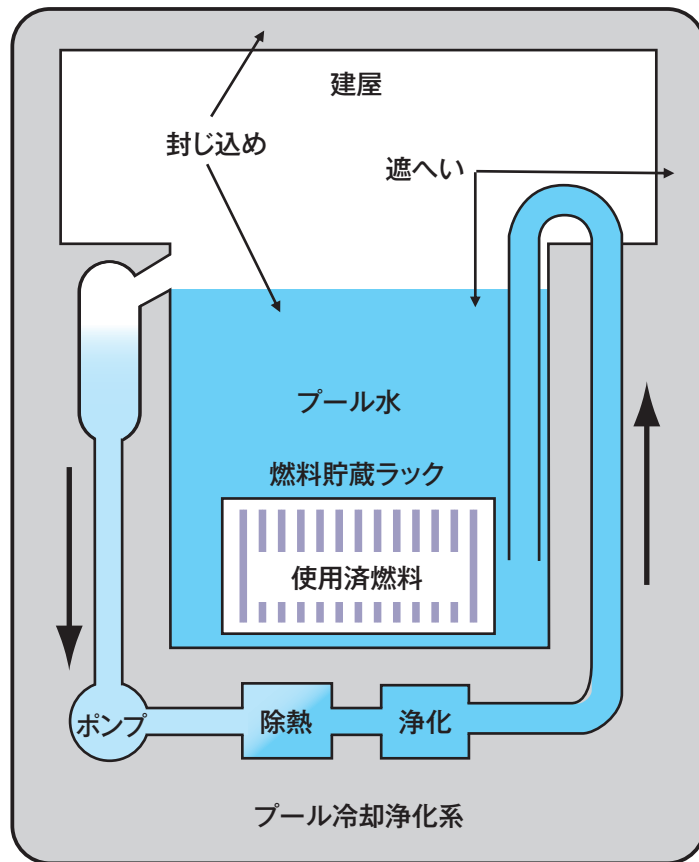
(注2) 浜岡1,2号炉、伊方1号炉は廃止措置中であり、燃料搬出が完了しているため、法的要求容量から除外している。

(注3) 福島第一については、廃炉作業中であり、第1回推進協議会時点(2015年9月末値)を参考値とし、その後の廃炉作業に伴う乾式キャスク仮保管設備拡張等は除外している。

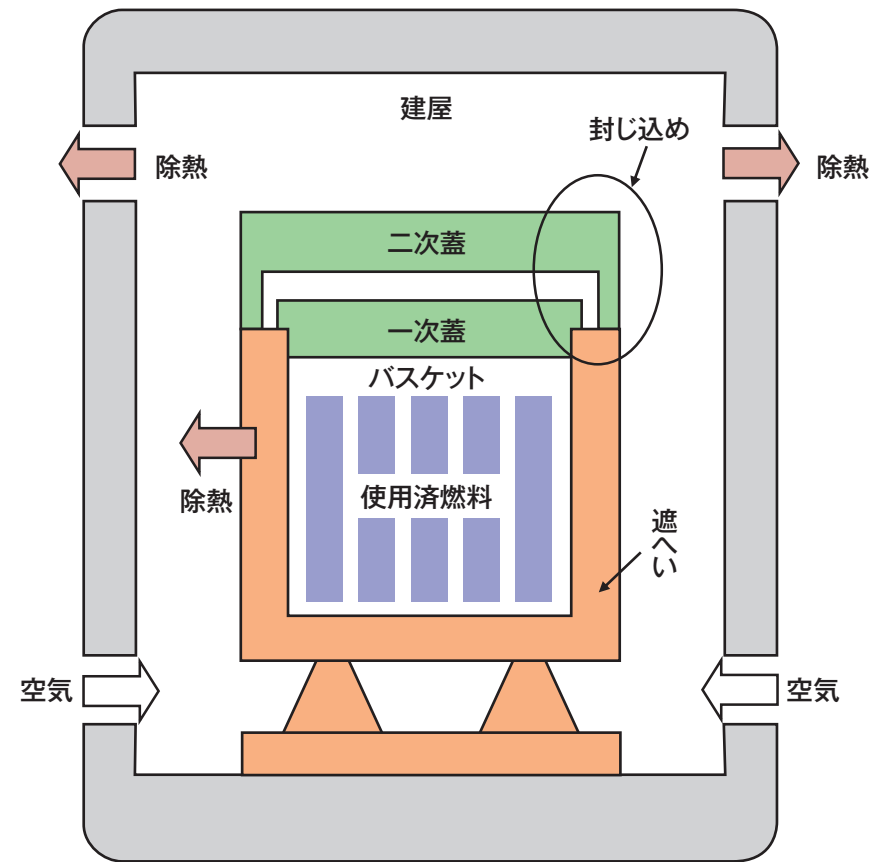
(注4) 四捨五入の関係で合計値は、各項目を加算した数値と一致しない部分がある。

使用済燃料の中間貯蔵方式（例）

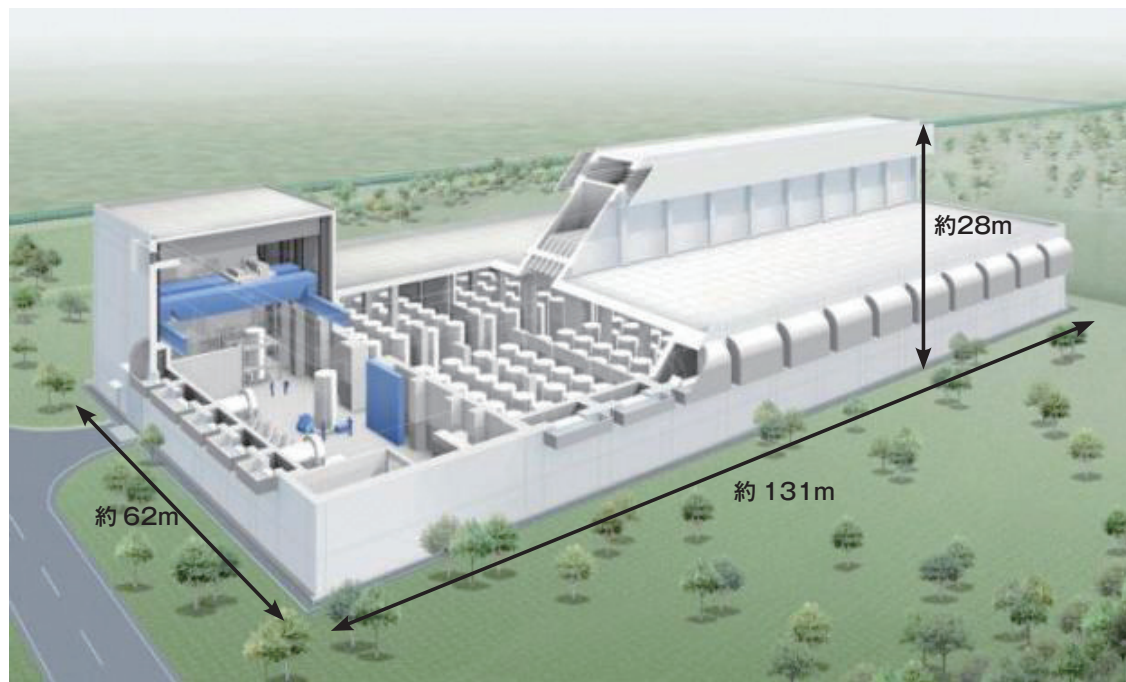
[湿式] プール貯蔵方式



[乾式] 金属キャスク貯蔵方式

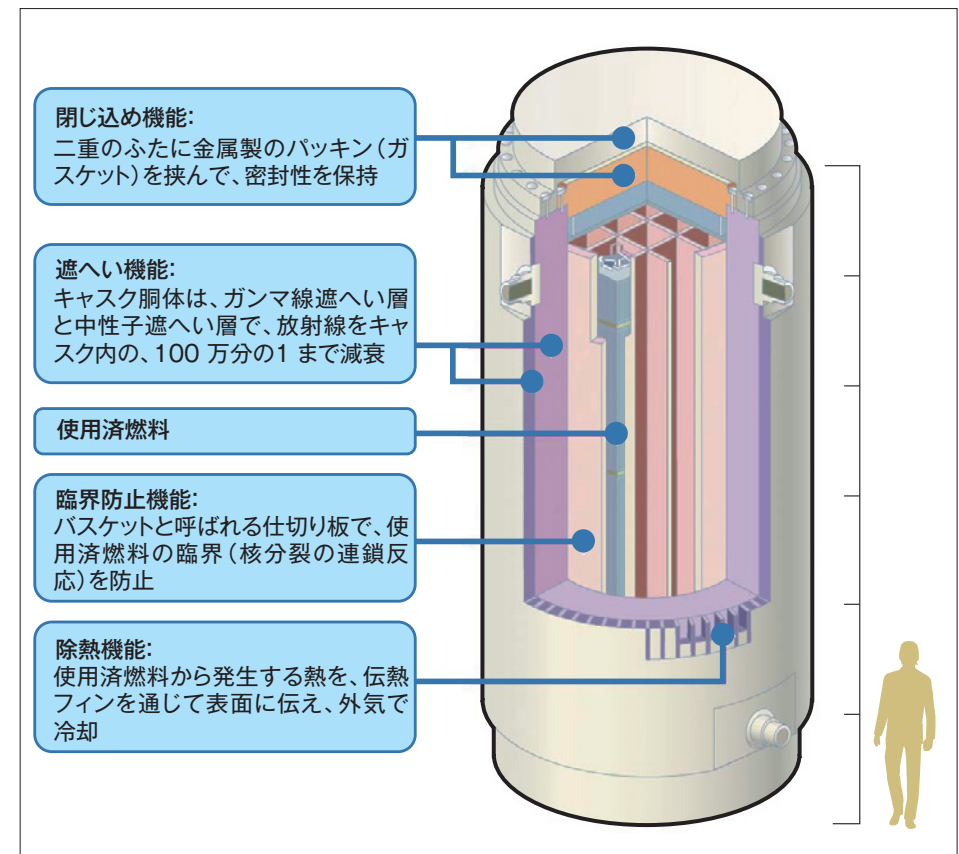


使用済燃料の中間貯蔵施設

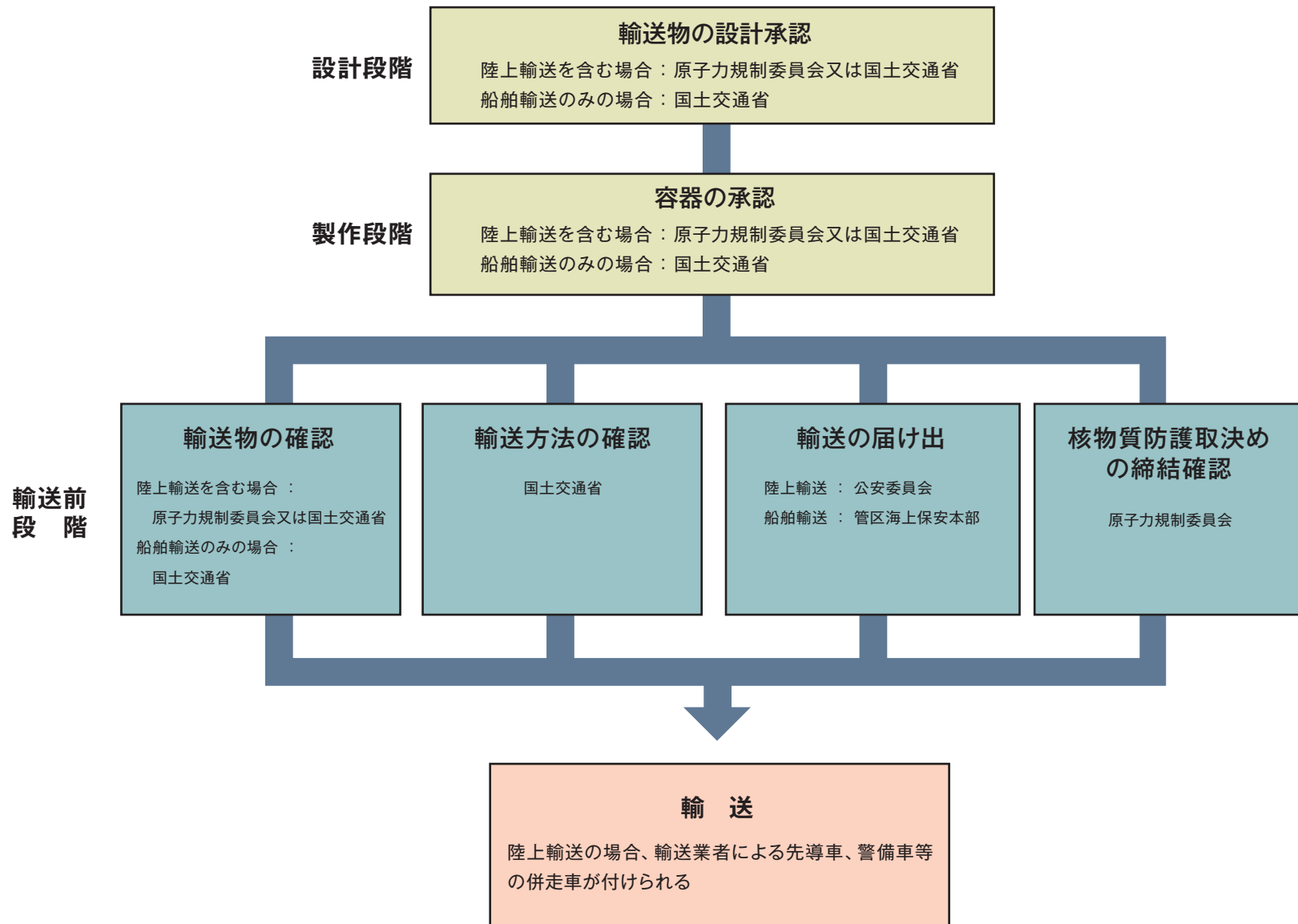


リサイクル燃料備蓄センターイメージ図(3,000トン規模)

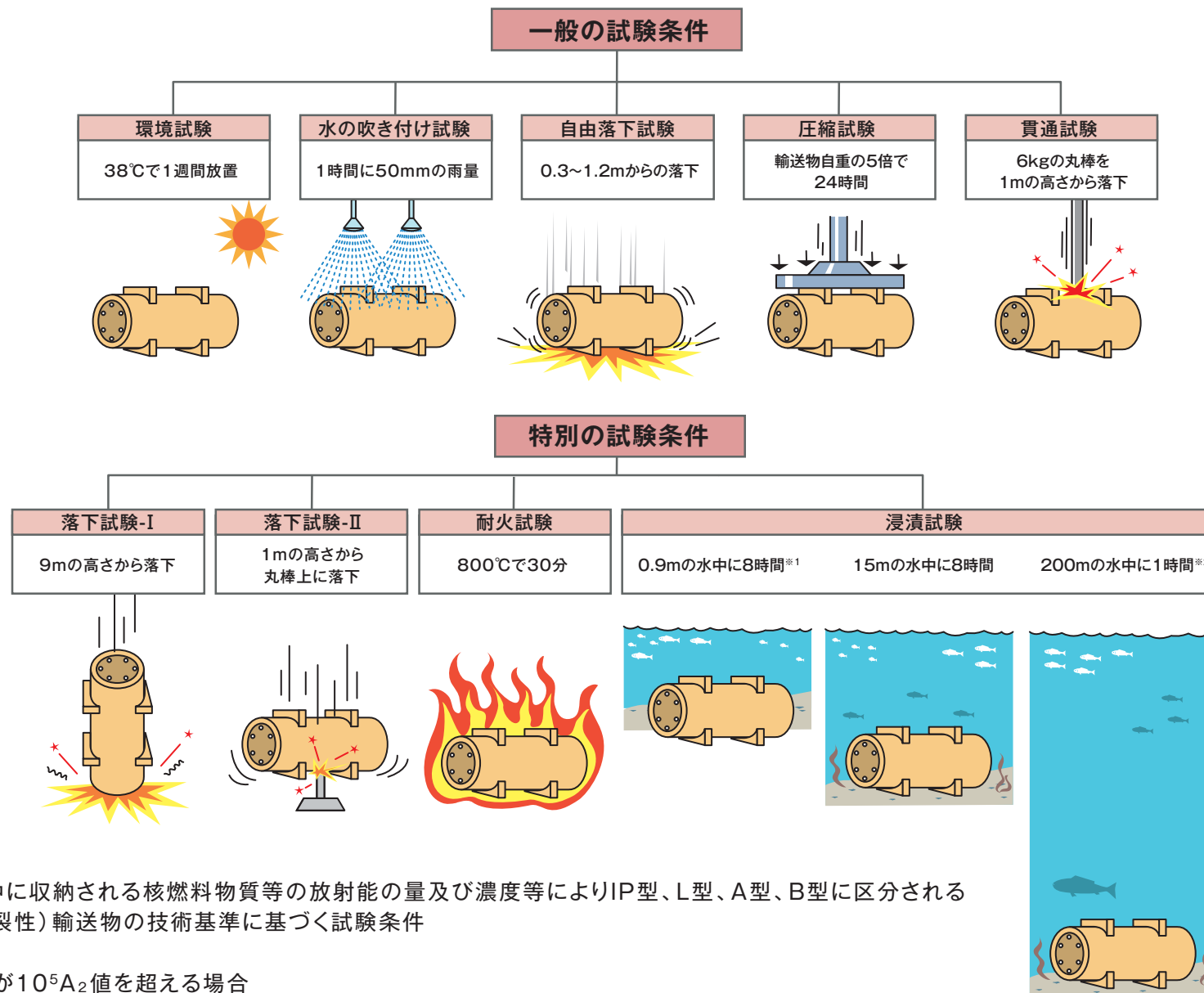
輸送兼貯蔵用キャスク



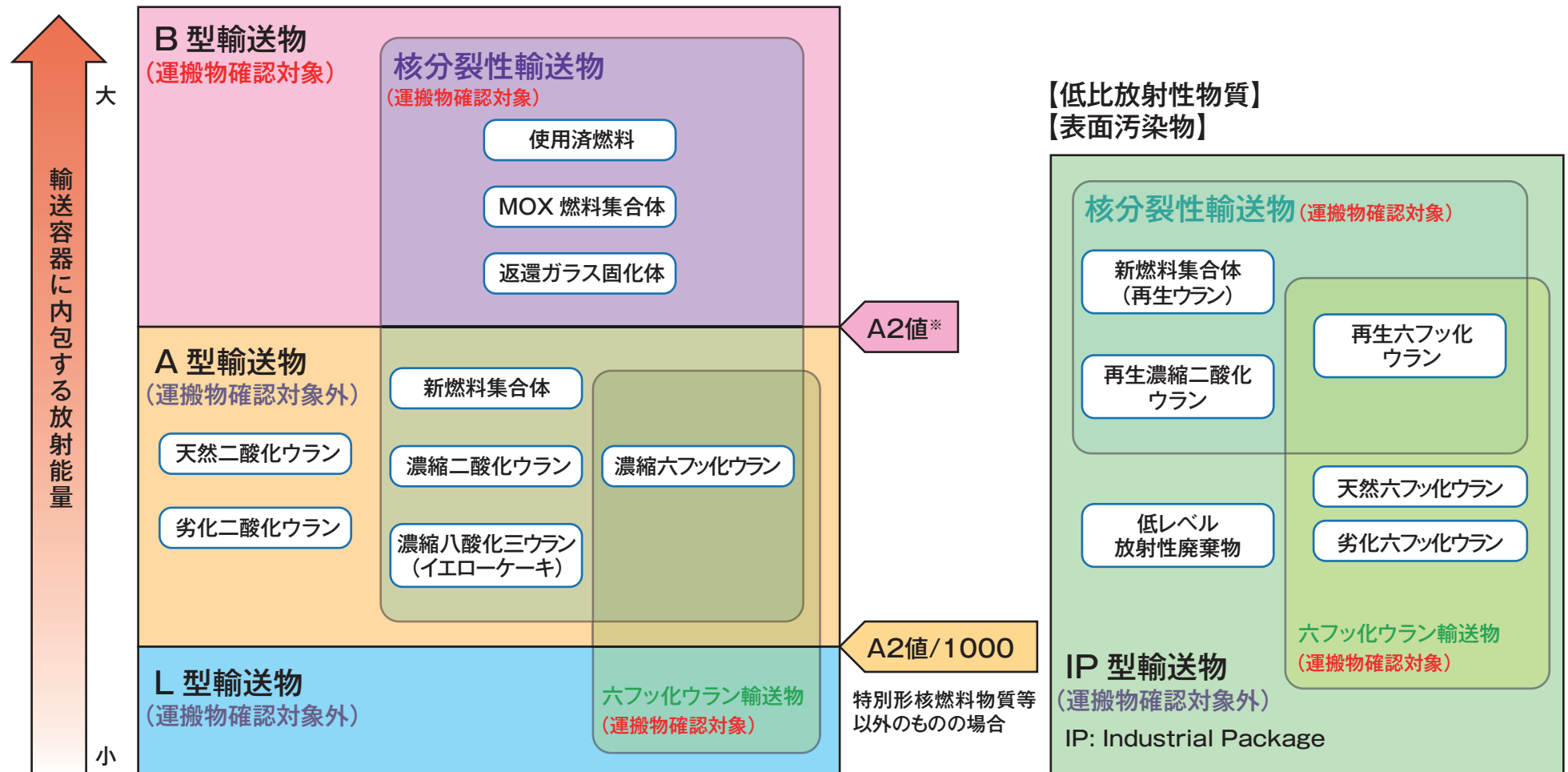
原子燃料の輸送に係わる安全規制の流れ



輸送容器の安全性

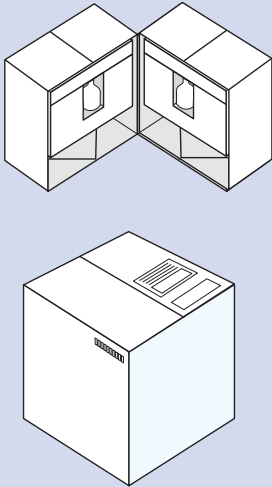
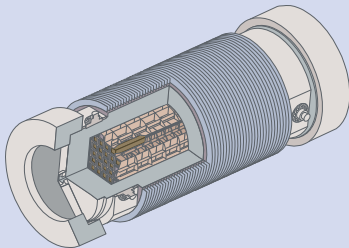
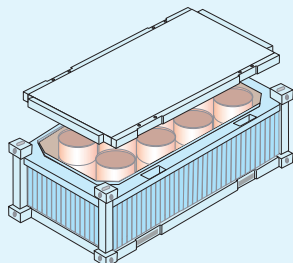


放射性輸送物の分類

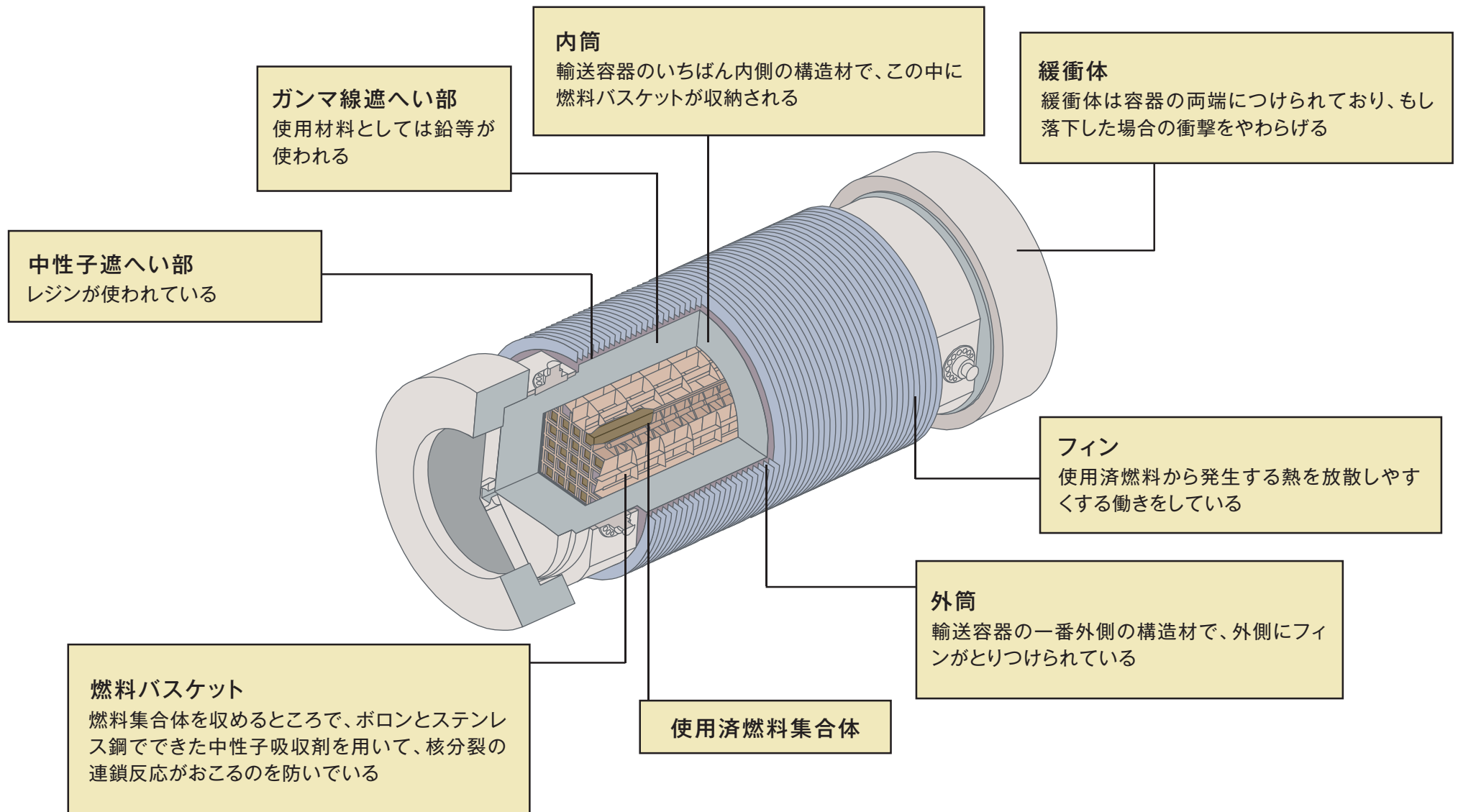


※輸送物への収納物制限量を与える規定値のこと

放射性輸送物の具体例

分類	概要	代表例	具体例	
L型輸送物	放射性物質の収納量をごく少量に制限することにより、危険性を極めて小さなものにおさえて安全性を確保する輸送物	放射性医薬品		包装基準 ●容易にかつ安全に取り扱える ●運搬中亀裂、破損等が生じない ●不要な突起物がなく除染が容易
A型輸送物	放射性物質の収納量を一定量（中程度）に制限するとともに通常予想される出来事に対する強度を持たせて安全性を確保する輸送物	新燃料集合体		包装基準（L型の包装基準に加え） ●各辺とも10cm 以上 ●構成部品が40～70℃で運搬中に亀裂破損のおそれがない ●周囲圧力60kPaの下で漏洩がない 等
B型輸送物	大量の放射性物質を収納しているので、輸送中に予想される大事故にも十分耐えられるように極めて強固な輸送物として安全性を確保するもの	使用済燃料		
IP型輸送物	放射能濃度が低いものなど、危険性が比較的小さいものに限定することで安全性を確保する輸送物	低レベル放射性廃棄物		

使用済燃料輸送容器（キャスク）



（注）図は国内輸送に用いられているNFT-38B型（湿式キャスク）の場合

使用済燃料専用輸送船の特長

(1) 安全航行の確保

- ・複数の航海用レーダー
- ・自動衝突予防援助装置等

(2) 頑丈な構造

- ・二重船殻
- ・復元性能

(3) 火災対策

- ・区画可浸構造
- ・非常用漲水(ちょうすい)装置等

