

日本の原子力施設の状況

(2025年1月14日現在)

地図番号	会社名	発電所名	炉型	許可出力(万kW)	新規基準の適合性に係る審査			運転年数
					審査状況	設置許可日	稼働開始日	
既設炉	北海道電力(株)	泊(1号)	PWR	57.9	審査中			35
		"(2号)	"	57.9	審査中			33
		"(3号)	"	91.2	審査中			15
	東北電力(株)	東通原子力(1号)	BWR	110.0	審査中			19
		女川原子力(2号)	"	82.5	終了	2020.2.26	2024.12.26	29
		"(3号)	"	82.5				22
	東京電力ホールディングス(株)	柏崎刈羽原子力(1号)	"	110.0				39
		"(2号)	"	110.0				34
		"(3号)	"	110.0				31
		"(4号)	"	110.0				30
		"(5号)	"	110.0				34
		"(6号)	ABWR	135.6	終了	2017.12.27		28
		"(7号)	"	135.6	終了	2017.12.27		27
	北陸電力(株)	志賀原子力(1号)	BWR	54.0				31
	"(2号)	ABWR	120.6	審査中			18	
	日本原子力発電(株)	東海第二	BWR	110.0	終了	2018.9.26		46*1
		敦賀(2号)	PWR	116.0	不許可	2024.11.13		37
	中部電力(株)	浜岡原子力(3号)	BWR	110.0	審査中			37
"(4号)		"	113.7	審査中			31	
"(5号)		ABWR	138.0				19	
関西電力(株)	美浜(3号)	PWR	82.6	終了	2016.10.5	2021.7.27	48*2	
	大飯(3号)	"	118.0	終了	2017.5.24	2018.4.10	33	
	"(4号)	"	118.0	終了	2017.5.24	2018.6.5	31	
	高浜(1号)	"	82.6	終了	2016.4.20	2023.8.28	50*3	
	"(2号)	"	82.6	終了	2016.4.20	2023.10.16	49*3	
	"(3号)*	"	87.0	終了	2015.2.12	2016.2.26	39	
	"(4号)*	"	87.0	終了	2015.2.12	2017.6.16	39	
中国電力(株)	島根原子力(2号)	BWR	82.0	終了	2021.9.15	2025.1.10	35	
四国電力(株)	伊方(3号)*	PWR	89.0	終了	2015.7.15	2016.9.7	30	
九州電力(株)	玄海原子力(3号)*	"	118.0	終了	2017.1.18	2018.5.16	30	
	"(4号)	"	118.0	終了	2017.1.18	2018.7.19	27	
	川内原子力(1号)	"	89.0	終了	2014.9.10	2015.9.10	40*4	
	"(2号)	"	89.0	終了	2014.9.10	2015.11.17	39*4	
計		33基		3308.3	25基	17基	14基	

※新規基準でのMOX許可取得

建設中	②	電源開発(株)	大間原子力	ABWR	138.3	審査中
	③	東京電力ホールディングス(株)	東通原子力(1号)	"	138.5	
	⑮	中国電力(株)	島根原子力(3号)	"	137.3	審査中
計画中	③	東北電力(株)	東通原子力(2号)	"	138.5	
	⑪	日本原子力発電(株)	敦賀(3号)	APWR	153.8	
			"(4号)	"	153.8	
	⑲	中国電力(株)	上関原子力(1号)	ABWR	137.3	
	⑱	九州電力(株)	川内原子力(3号)	APWR	159.0	
計			9基		1293.8	

※1 2018.11.7に運転期間延長認可。
 ※2 2016.11.16に運転期間延長認可。
 ※3 2016.6.20に運転期間延長認可。
 ※4 2023.11.11に運転期間延長認可。

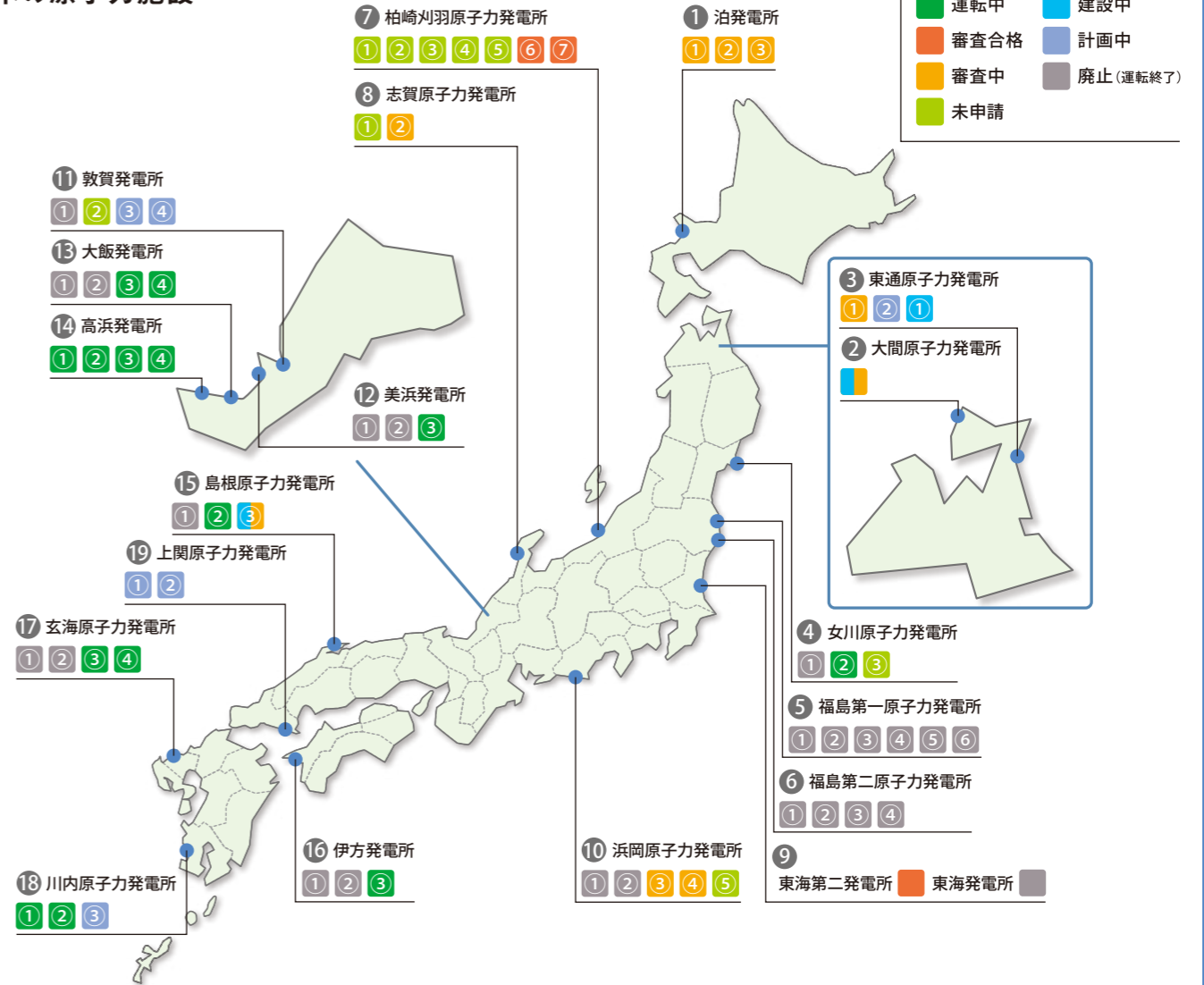
地図番号	会社名	発電所名	炉型	許可出力(万kW)	運転終了日または廃止日	
					運転終了日	廃止措置完了予定時期等
④	東北電力(株)	女川原子力(1号)	BWR	52.4	2018.12.21	2053年度廃止措置完了予定
		福島第一原子力(1号)	"	46.0		
		"(2号)	"	78.4	2012.4.19	冷温停止から30~40年後、廃止措置完了予定
		"(3号)	"	78.4		
		"(4号)	"	78.4		
⑤	東京電力ホールディングス(株)	"(5号)	"	78.4		
		"(6号)	"	110.0	2014.1.31	1~4号機廃炉の実機実証試験に活用
		福島第二原子力(1号)	"	110.0		
		"(2号)	"	110.0	2019.9.30	2064年度廃止措置完了予定
⑥	東京電力ホールディングス(株)	"(3号)	"	110.0		
		"(4号)	"	110.0		
		東海	GCR	16.6	1998.3.31	2030年度廃止措置完了予定
		敦賀(1号)	BWR	35.7	2015.4.27	2039年度廃止措置完了予定
⑩	中部電力(株)	浜岡原子力(1号)	"	54.0	2009.1.30	2042年度廃止措置完了予定
		"(2号)	"	84.0		
⑫	関西電力(株)	美浜(1号)	PWR	34.0	2015.4.27	2045年度廃止措置完了予定
		"(2号)	"	50.0		
⑬	関西電力(株)	大飯(1号)	"	117.5	2018.3.1	2048年度廃止措置完了予定
		"(2号)	"	117.5		
⑮	中国電力(株)	島根原子力(1号)	BWR	46.0	2015.4.30	2049年度廃止措置完了予定
⑯	四国電力(株)	伊方(1号)	PWR	56.6	2016.5.10	2056年度廃止措置完了予定
		"(2号)	"	56.6	2018.5.23	2059年度廃止措置完了予定
⑰	九州電力(株)	玄海原子力(1号)	"	55.9	2015.4.27	2054年度廃止措置完了予定
		"(2号)	"	55.9	2019.4.9	2054年度廃止措置完了予定

(注) BWR: 沸騰水型軽水炉、PWR: 加圧水型軽水炉、ABWR: 改良型沸騰水型軽水炉、APWR: 改良型加圧水型軽水炉、GCR: ガス冷却炉

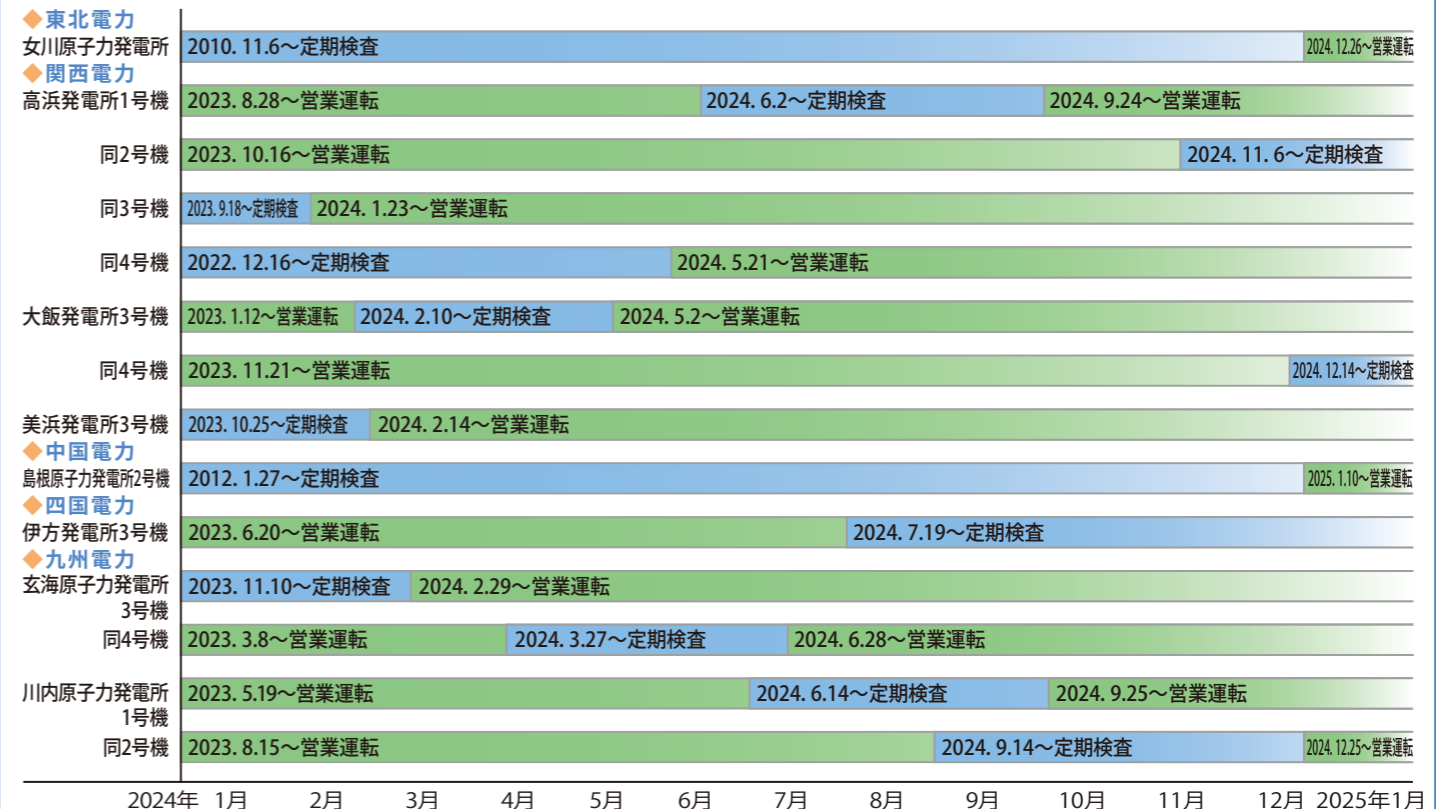
出典: (一社)日本原子力産業協会資料より作成

(2025年1月14日現在)

日本の原子力施設

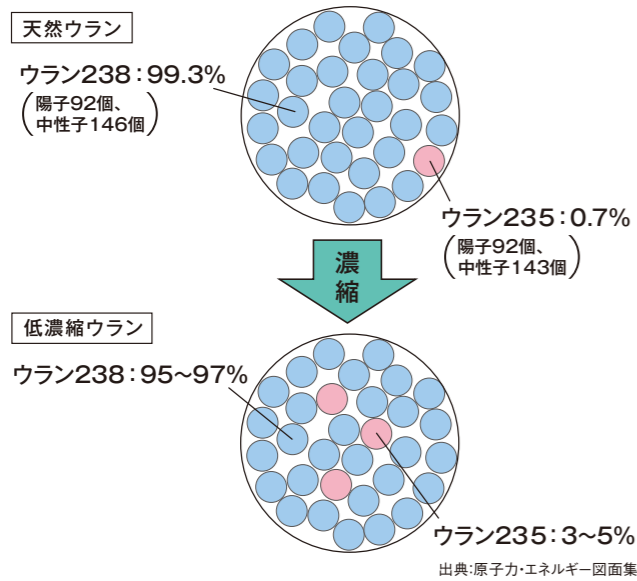


原子力発電所の運転状況

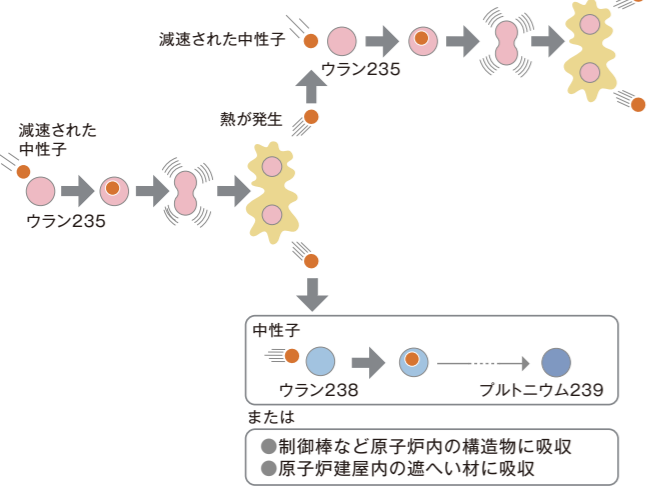


原子力発電のしくみ

天然ウランと濃縮ウラン



ウランの核分裂とプルトニウムの生成(軽水炉)



燃料ペレット

動画
「火力発電と原子力発電のしくみの違い」

電気事業連合会

1. 原子力発電のしくみ

原子力とは、文字通り「原子の力」を表しますが、大きなエネルギーを発生させるものとして核分裂と核融合があります。

核分裂は、原子核が分裂することです。核融合は、複数の原子核が合わさり、一つになることです。このような大きなエネルギーを発生させる現象のうち、原子力発電は核分裂の際に発生するエネルギーを発電に利用しています。

原子力発電の燃料になる天然のウランには、核分裂しやすい約0.7%のウラン235と、核分裂しにくい約99.3%のウラン238が含まれています。ウラン235には、核分裂によって熱エネルギーを発生させるという特徴があります。

ウラン235の原子の中心にある原子核に中性子があたると、原子核が二つに分裂します。その際に、膨大な熱エネルギーが発生し、同時に中性子も発生します。この中性子が別のウラン235を核分裂させ、さらに、それにともなって発生する中性子が別のウラン235を核分裂させる、というように核分裂の連鎖反応が起こります。

このように連鎖反応が一定の割合で起きている状態を臨界といいます。また、核分裂の際には、放射性セシウムなどの核分裂生成物も生じます。

原子力発電所では、ウラン235の濃度を3~5%に高めた濃縮ウランを粉末状の酸化物にし、直径・高さともに約10mm程度の円柱形に焼き固めたペレットを燃料として利用しています。

原子力発電所では、原子炉の中でウラン燃料を核分裂させ、その際に発生する熱エネルギーを使って水を蒸気に変え、この蒸気によってタービンを回して発電機で電気をつくっています。

タービンを回し終わった蒸気は、海水によって冷やすことで、もとの水に戻されます。

ワンポイント情報

◆核分裂による熱エネルギー◆

ウラン235の原子核に外から中性子が飛び込むと、原子核は不安定な状態になり、分裂して二つ以上の異なる原子核に変わります。このとき、膨大なエネルギーが発生します。核分裂反応の前後で、陽子、中性子の個数の合計は変化しませんが、元の原子の質量に比べ、新しく発生した原子や粒子の質量の合計は、わずかながら減少しています。これを質量欠損とよびます。

相対性理論によると、原子レベルでは質量とエネルギーは同じものであり、その変換式は、 $E=mc^2$ (E:エネルギー、m:質量、c:定数(光の速度))で表されます。質量欠損は、元の原子が質量として持っていた結合エネルギーの一部が核分裂によって外部にエネルギーとして放出されるために生じます。このエネルギーのほとんどは、新しく発生した原子や粒子の運動エネルギーとなりますが、最終的には熱エネルギーとなります。この熱を原子力発電で利用しています。

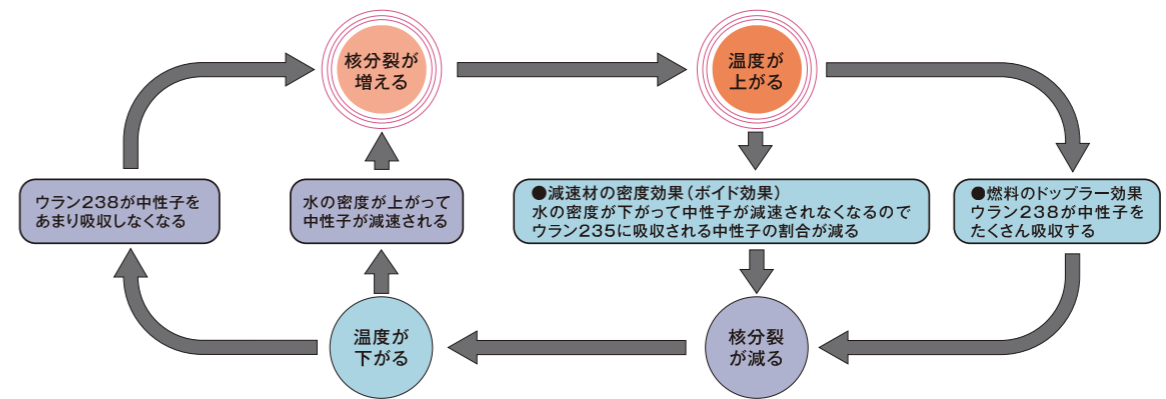
2. 原子炉の自己制御性

原子力発電は、核分裂が増加して原子炉の発電出力が上昇し、燃料や冷却材の温度が上がっても、ドプラー効果や密度効果(ボイド効果)といわれる作用によって、

自然に核分裂が抑えられる性質があります。

さらに、原子力発電では、中性子を吸収する制御棒などがあり、中性子の数をコントロールして、核分裂の割合を常に一定に保つ設計になっています。

原子炉の固有の自己制御性



【密度効果(ボイド効果)】

原子炉の出力が上がると、燃料のまわりの水温が上がって水が膨張して密度が小さくなり、核分裂で発生した中性子と水が衝突しにくくなって中性子のスピードも落ちにくくなる→核分裂しやすいウラン235が、中性子を吸収しにくくなって、原子炉の出力が自然に下がる

【ドプラー効果】

原子炉の中の燃料の温度が上昇すると、燃料の中の核分裂しにくいウラン238が、より多くの中性子を吸収します。そうすると、核分裂しやすいウラン235は、中性子を吸収する割合が減り、核分裂の反応が減っていく→原子炉の出力が自然に下がっていく

出典:原子力・エネルギー図面集

動画
「原子爆弾と原子力発電の違い」

電気事業連合会

原子力発電と原子爆弾の違い

原子力発電と原子爆弾は、ともに核分裂で発生する熱エネルギーを利用する点と同じですが、しくみは根本的に異なります。

ウランを用いた原子爆弾は、一瞬のうちに、ほとんどのウラン235を核分裂させ、爆発的にエネルギーを放出させます。そのため、効率よく、瞬時に核分裂の連鎖反応を引き起こすように、ウラン235の割合が100%に近いものを使用します。このため、原子爆弾は、核分裂で発生した複数の中性子が、ウラン238などのほかの物質に吸収されず、それぞれウラン235に吸収され、核分裂が次々に起こります。1回の核分裂で複数の中性子が発生することから、非常に短い時間で核分裂が連鎖し、増倍することになります。

一方、ウランを燃料とする原子力発電は、燃料中のウランを一定の割合で核分裂させ、熱エネルギーを取り出すものです。原子力発電は、燃料中のウラン235の割合が3~5%と低く、中性子を吸収する働きのあるウラン238が、燃料の大部分を占めています。このような燃料で、一定の規模で核分裂の連鎖反応が継続されるように、中性子の速度を水などの減速材で遅くし、次の核分裂を行いやすくする設計となっています。

なお、発電用原子炉の使用済燃料から回収されるプルトニウムは、核分裂をするプルトニウムの比率が60~70%程度であり、発熱性の同位体や自発核分裂を起こす同位体が含まれることから、原子炉の燃料としては使用できますが、原子爆弾の原料には適していません。

	ウラン235とウラン238の割合と核分裂連鎖反応	核分裂数の制御の方法
原子力発電の場合	ウラン235の割合が低く、中性子がウラン238に吸収されるなどの理由により核分裂が一定の規模で継続する ウラン235 (3~5%) ウラン238 (95~97%) 1回目 2回目 3回目	制御棒が多数設置されており、また自己制御性があるため、急激に核分裂数が増加することはない
原子爆弾の場合	ウラン235の割合がほぼ100%と高いため、中性子がほかの物質に吸収されず、核分裂が次々に起こり、一瞬のうちに爆発的なエネルギーが放出される ウラン235 (ほぼ100%) 1回目 2回目 3回目	自己制御性がないため、急激に増加する核分裂を止めることはできない

出典:原子力・エネルギー図面集

原子炉の種類

1. 原子炉の種類

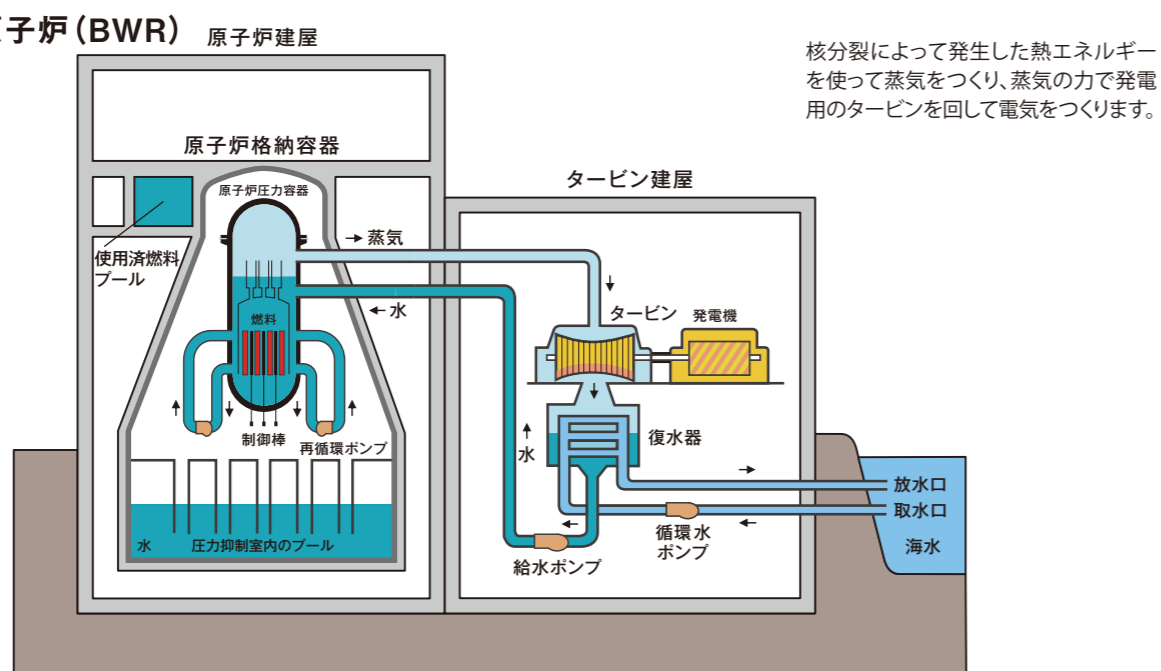
原子炉には、冷却材として軽水(普通の水)を使う軽水炉のほかに、重水を使う重水炉、炭酸ガスやヘリウムガスを使うガス冷却炉、液体ナトリウムを使う高速炉などがあります。

日本の商業用の原子力発電所の歴史は、イギリスから導入したガス冷却炉(GCR、Gas-Cooled Reactor)で幕を開けました。その後、ガス冷却炉に比べて、コンパクトで建設費が安く、改良や大型化も期待できる軽水炉へと移行しました。

現在、日本にある商業用の原子力発電所は、すべて軽水炉です。軽水炉は、世界の原子力発電の主流にもなっている原子炉で、沸騰水型原子炉(BWR、Boiling Water Reactor)と加圧水型原子炉(PWR、Pressurized Water Reactor)の二種類に分類されています。

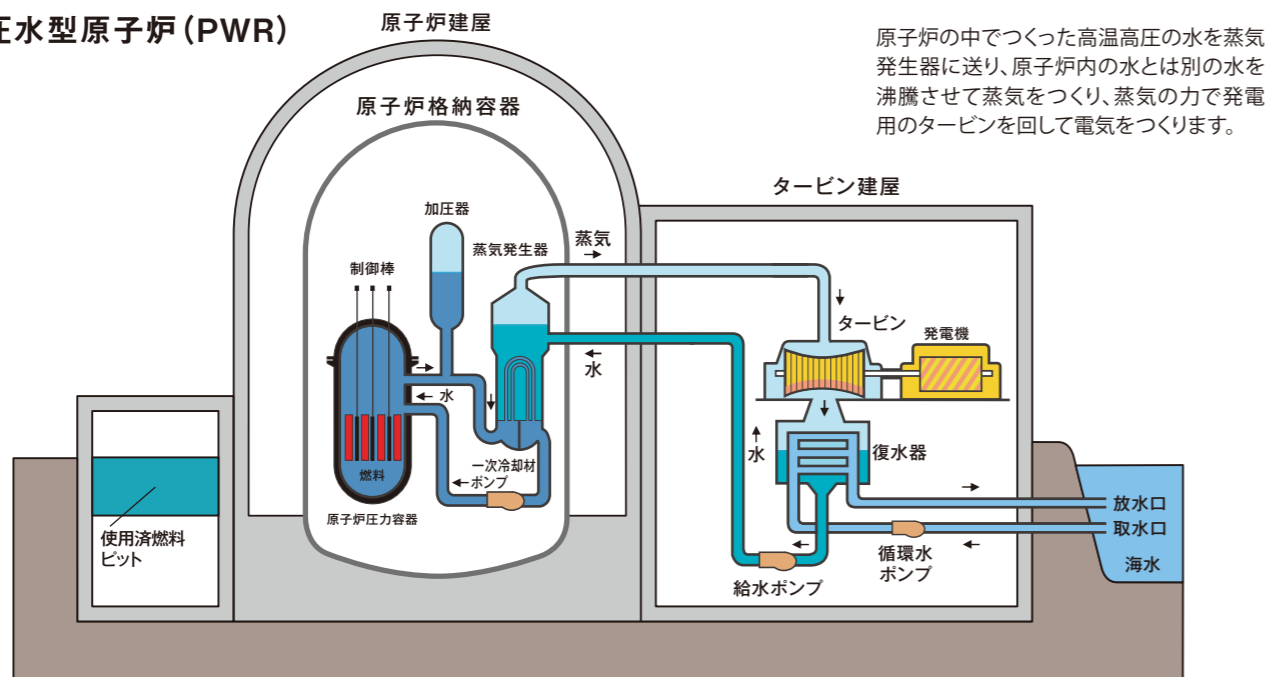
そのほか、13カ国1機関が参加する第4世代原子力システム国際フォーラムという国際的枠組みで、持続可能性や安全性・信頼性などの開発目標を定めて第4世代原子炉の開発が進められています。

■ 沸騰水型原子炉(BWR)



出典:原子力・エネルギー図面集より作成

■ 加圧水型原子炉(PWR)



出典:原子力・エネルギー図面集より作成

2. BWRとPWRの違い

BWRとPWRは、原子炉格納容器で蒸気を発生させて発電用のタービンを回す点や非常時に原子炉を停止させて冷却させる過程、外部電源や交流電源の構成に大きな違いはありません。

BWRとPWRの大きな違いは原子炉にあります。BWRは原子炉内で蒸気を発生させ、その蒸気を直接タービンに送って発電しています。PWRは原子炉内で燃料棒に直接接触する水(一次冷却水)と、そこから熱をもらって蒸気になる水(二次冷却水)が分離されている点が特徴です。PWRは原子炉内でつくった高温高压の一次冷却水を蒸気発生器に送り、放射性物質を含まない二次冷却水を蒸気にし、その蒸気をタービンに送って発電しています。

3. 軽水炉の改良

日本は、軽水炉の安全性や信頼性、運転性などを国内の技術によって向上させ、改良型沸騰水型炉(ABWR、Advanced Boiling Water Reactor)を開発しました。

ABWRは、BWRの原子炉圧力容器の外に設置してある原子炉再循環ポンプを圧力容器の中に設置し、ポンプ回りの配管をなくして単純化した点や、制御棒駆動機構として水圧駆動に電動駆動を加えた点が改良されています。

ABWRは、最新技術と運転経験を踏まえ、数々の優れた設計改良を施し、安全性・信頼性の向上、運転性・保守性の向上、放射線量・放射性廃棄物発生量の低減、経済性の向上などの特長を備えています。

2024年12月末現在、ABWRを採用している発電所は、柏崎刈羽原子力発電所6、7号機、浜岡原子力発電所5号機、志賀原子力発電所2号機の4基です。さらに、ABWR3基が建設中です。

4. 革新軽水炉の開発

日本は、革新技術を採用した世界最高水準の安全性を実現する「革新軽水炉」の開発を進めています。大型軽水炉を改良して安全性を高め、運転開始の目標時期は2030年代中頃で、既存技術の延長線上にあり成熟度が高く、発電単価も安価になると期待されています。原子炉が目指す安全対策には以下の共通点があります。①動的安全と静的安全を組み合わせた冷却システム、②事故時に放射性物質の外部放出を抑えるコアキャッチャ、③事故時に放射性物質の外部放出を抑えるシステムを備えています。

BWRでは、ABWRと同じ基本設計を採用しながら、さらに安全対策を強化した「HI-ABWR(日立GEニュークリア・

エナジー)」、「iBR(東芝エネルギーシステムズ)」が発表されました。「iBR」では複数の発電機を設置して電源が喪失する事態を回避する一方で、仮に電源を失っても炉心を冷却するための「ウルトラコンデンサ」や格納容器を冷やす静的冷却系を設置し、冷却を継続できるしくみを採用しました。また、電源喪失時でも静的冷却系の動作時間を最大7日間にわたり継続できるよう、大容量の冷却水をプールに用意しています。

PWRでは従来の加圧水型軽水炉から安全性を高めた「SRZ-1200(三菱重工業)」が発表されています。安全系設備を強化するとともに、自然災害への耐性とテロ・不測の事態に対するセキュリティ性能を高めています。事故初期の迅速な対応と速やかな事故収束を目的として、プラントの状態に応じて自動で作動し、確実に炉心を冷却する高性能蓄圧タンクを装備し、格納容器の下部には、溶融デブリを格納容器内で確実に保持・冷却できるコアキャッチャを設置しています。これらのパンプ系システムと、炉心注水システムなどのアクティブ系システムとの組み合わせにより、安全対策が多重化されています。さらに万一の重大事故に備えて、格納容器の破損を防ぐ設備、放射性物質の放出を抑制するための設備などを設置します。そのほか、再生可能エネルギーの拡大にともなう、電力系統が不安定になりやすい、低負荷期に余剰電力が発生する、といった課題にも対応し、1日単位の電力需要変化に合わせて出力を調整したり、秒～分単位の電力需要の変化に合わせてプラント出力を調整する「周波数制御運転」も可能にしています。

■ 革新軽水炉「iBR」

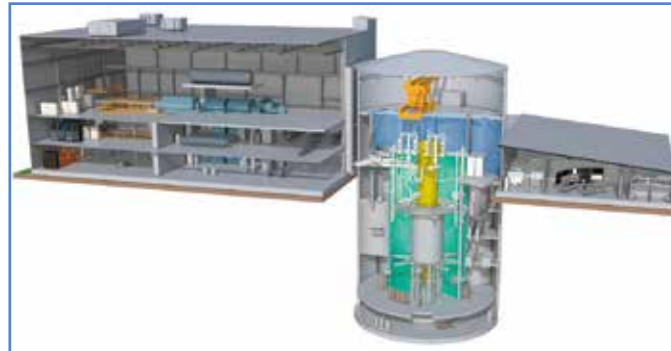


■ 革新軽水炉「SRZ-1200」



次世代原子炉の種類

温室効果ガスの排出量を低減する「脱炭素化」に向け、原子力分野でも脱炭素化の選択肢として、世界各国において、革新的な原子力技術への挑戦が繰り返されています。安全性の向上、再生可能エネルギーとの共存や、水素の製造、熱エネルギーの利用といった多様なニーズに応える原子力技術のイノベーションが進められています。



小型軽水炉 BWRX-300

写真提供:日立GEニュークリア・エナジー(株)



高速実験炉「常陽」

写真提供:日本原子力研究開発機構

1. 小型モジュール炉 (SMR, Small Modular Reactor)

原子炉が小型のため自然冷却が可能となり、安全性が強化されます。また、ほとんどを工場で組み立てることができるため、工期短縮や建設コスト削減が可能です。さらに、大

規模なインフラ整備が不要で、需要規模の小さい地域や未開発地、寒冷地、僻地、離島などでの利用にも適しています。

開発については、アメリカが先行していますが、近年、日本企業の研究開発も活発化しています。日本でも2019年から、「NEXIP(Nuclear Energy × Innovation Promotion)イニシアチブ^{*}」の下で、民間企業などによる革新的な原子力技術開発の支援が始められています。

※文部科学省と経済産業省が行う事業で、原子力技術を開発する民間企業などを支援している。

2. 高速炉

高速炉は、核燃料サイクルによって期待される高レベル放射性廃棄物の減容化や有害度の低減、資源の有効利用の効果をより高めることができます。

日本では、1963年頃から高速炉の本格的な設計研究がスタートし、1977年には実験炉「常陽」、1994年には原型炉「もんじゅ」が臨界を達成しました。その後、「もんじゅ」に関しては、2016年12月の原子力関係閣僚会議で、廃止措置への移行となりましたが、同会議にて、日本における今後の高速炉開発の方向性を示す「高速炉開発の方針」も決定され、将来の実用化を目指し、開発を進めていくこととしています。

3. 高温ガス炉

炉心の主な構成材に黒鉛材料を用い、核分裂で生じた熱を外に取り出すための冷却材に化学的に不活性なヘリウムガスを用いた原子炉であり、炉心の冷却ができない状況になっても原子炉出力は自然に低下し、炉心溶融を起こりにくいという特徴があります。950℃の熱を取り出すことが

でき、水素製造などの熱利用に加え、ヘリウムガスタービンにより45%以上の効率で発電もできます。

日本では核熱エネルギーの多目的利用を目的に、日本原子力研究開発機構において1969年より研究・開発が進められ、高温工学試験研究炉「HTTR」が建設されました。新規規制基準対応にともない10年以上、運転を停止していましたが、2021年7月30日に運転を再開しました。現在は、安全性を実証する試験を進めています。

4. その他の研究炉

世界中の専門家が、世界の将来のエネルギー需要、特に電力需要の増加に対応できる第4世代の原子力システムの研究開発を進めています。第4世代原子力システム国際フォーラムが、2001年より開発国間で研究開発の協力・推進することを目的として検討が始まり、以下の6システムを評価しています。

●研究開発中の第4世代原子力システム

超高温ガス炉 (VHTR)、ナトリウム冷却高速炉 (SFR)、超臨界圧冷却炉 (SCWR)、ガス冷却高速炉 (GFR)、鉛冷却高速炉 (LFR)、熔融塩炉 (MSR)

5. フュージョンエネルギー

日本政府は、2023年4月にフュージョンエネルギーを新たな産業と捉え、実用化に向けた「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略」を決定しました。また、同年6月にはこの戦略を踏まえ、フュージョンエネルギー分野の今後の取組方針を含めた「統合イノベーション戦略2023」を閣議決定しました。この戦略は、先端科学技術の戦略的な推進、知の基盤と人材育成の強化、イノベーション・エコシステムの形成の三つを機軸とし、フュージョンエネルギーなど、官民連携で推進して

いく九つの分野別戦略を盛り込んでいます。文部科学省は、「フュージョンエネルギー・イノベーション戦略」の決定を受け、核融合の未来の可能性を拓くイノベーションへの挑戦的な研究支援のあり方を検討し始め、「ムーンショット型研究開発制度」を活用し、社会・産業構造の変革に取り組むべきとしています。

フュージョンエネルギーは、重水素や三重水素のような軽い原子核を融合させ、別の重い原子核になるときに発生する大きなエネルギー(フュージョンエネルギー)を取り出すシステムです。燃料のもとになる重水素とリチウムは海水中に広く存在するため、エネルギーの安定供給が可能です。また、フュージョンエネルギーで発生する放射性廃棄物は低レベル放射性廃棄物として管理することができます。

現在、フュージョンエネルギーの実現に向けて、国際共同プロジェクト「ITER計画^{*}」が進められています。日本・アメリカ・ロシア・韓国・中国・インドの6カ国と欧州によって2034年の実験炉の運転開始を目指しています。

※平和目的のためのフュージョンエネルギーが科学技術的に成立することを実証するために、人類初の核融合実験炉を実現しようとする超大型国際プロジェクト



高温工学試験研究炉「HTTR」

写真提供:日本原子力研究開発機構

■主な原子炉の比較

形式	特徴	冷却材	運転温度	利点	課題・リスク	主なメーカー
軽水炉 (第1~3世代炉)	・現在主流の原子炉 ・新型炉も逐次発表	軽水 (通常の水)	300℃ ~350℃	・実績が豊富 ・経済性が高い ・サプライチェーンが確立済み ・燃料リサイクルに適する	炉心損傷	三菱重工 日立GEニュークリアエナジー 東芝エネルギーシステムズ (アメリカ) Westinghouse (フランス) EDF など
高速炉	・核分裂反応に必要な中性子を減速させない冷却材を用いる ・高速な中性子によって核反応が生じる	ナトリウム、熔融塩 など	500℃ ~550℃	・燃料リサイクルに適する ・放射性廃棄物の減量化が可能 ・運転圧力が低い	・炉心損傷 ・ナトリウム対策 ・メンテナンス技術の確立 ・経済性の確立	三菱重工 日立GEニュークリアエナジー 東芝エネルギーシステムズ (アメリカ) TerraPower (アメリカ) GE Hitachi など
熔融塩炉 (第4世代炉)	・常温下で固体の塩を冷却材として使用する	熔融塩 (フッ化物塩、塩化物塩など)	600℃ ~800℃	・炉心損傷しない ・燃料交換なしで、長時間運転が可能 ・運転圧力が低い	・高温下の耐腐食性 ・メンテナンス技術の確立	(アメリカ) TerraPower (アメリカ) Kairos Power (カナダ) Moltex Energy など
高温ガス炉	・高温のガスを冷却材に用いる ・電源喪失しても炉心損傷が原理的に起こり得ない	ヘリウムガス	750℃ ~950℃	・炉心損傷しない ・900℃以上の温度域の熱で水素製造が可能	・燃料リサイクルに適さない ・経済性の確立	三菱重工 東芝エネルギーシステムズ (アメリカ) X-Energy (イギリス) NNL (カナダ) USNC など

出典:三井物産戦略研究所資料より作成

■革新炉のロードマップについて

日本では革新炉(革新軽水炉、小型軽水炉、高速炉、高温ガス炉など)の検討が、経済産業省資源エネルギー庁の革新炉ワーキンググループで議論されています。海外の動向やカーボンニュートラル・エネルギー安全保障を巡る環境変化も踏まえ、原子力イノベーションを通じて、再生可能エネルギーとの共存、水素社会への貢献といった、原子力の新たな社会的価値を再定義した上で、国内の炉型開発に係る課題を整理しつつ、その戦略を示した革新炉開発の技術ロードマップが検討されました。各炉の導入に向けた技術ロードマップのほか、右の「原子力サプライチェーンによる市場獲得戦略」が示されています。

	2020年	2030年	2040年	2050年
既存軽水炉	再稼働対応を通じ 革新炉開発に向けた投資基礎を確保	既存炉の安定運転に向けた継続的なメンテナンス・長期運転への対応		
革新軽水炉	要素技術の研究開発 商用炉実装に向けた国内サプライチェーンの維持・強化 (業界大での供給途絶対策、事業承継支援等)	商用炉の建設 (※)		
小型軽水炉	要素技術の研究開発等 海外初号機案件 (NuScale, BWRX-300) での機器等の発注	実証炉の建設 (※) アメリカ・カナダによる第三国展開と連携し、アジア・東欧等の市場を獲得		
高速炉	要素技術の研究開発 海外市場獲得等を通じ、ナトリウム関連機器等の高速炉固有のサプライチェーンの維持	実証炉の建設 (※) もんじゅ等の経験を活かし、海外初号機案件 (Sodium) での機器等の発注		
高温ガス炉	要素技術の研究開発 海外市場獲得等を通じ、炉心、ガスタービン等の高温ガス炉固有のサプライチェーンの維持・構築 HTTR等の経験を活かし、海外初号機案件 (イギリス等) での機器等の受注	実証炉の建設 (※) 海外標準の獲得、第三国展開を通じ、さらなる市場の獲得		

※事業者の立地・事業計画により変更あり。

国内市場 海外市場

出典:資源エネルギー庁資料より作成

原子力発電所の構成

1. 原子力発電所の構成

【原子炉建屋】

原子炉建屋は、原子炉圧力容器およびこれを納める原子炉格納容器などから構成されています。地震の影響を少なくするため、硬い岩盤の上に直接建てられています。

【使用済燃料プール】

使用済燃料は、核分裂により生まれた核分裂生成物から崩壊熱が発生するため、使用済燃料プールに入れ、プールの水で冷却されています。

【原子炉圧力容器】

ウラン燃料の核分裂を制御しながら、発生する熱を取り出す水と蒸気の高い圧力に耐える鋼鉄製の容器です。火力発電所のボイラーに相当します。

2. 原子炉圧力容器内の構成

【燃料集合体】

燃料のペレットを被覆管という長さ4mほどのジルコニウム合金製のさやに密封して燃料棒とし、それらを数十本から数百本束ねた燃料集合体が原子炉の中

に装荷されています。燃料集合体の大きさや装荷される燃料集合体の数は、原子炉の種類や発電出力によって異なります。

また、ウラン燃料は、発電に約3年間利用され、約1年に1回の定期検査の際に新たな燃料と交換されます。一度に交換するのは、炉心全体の3分の1から4分の1ほどです。

【制御棒と出力制御】

制御棒を出し入れすることで、核分裂の量を調整して発電出力を制御することができます。核分裂で発生した中性子が、ウラン235の原子核にあたって、次々に核分裂を起こすため、制御棒には、中性子を吸収しやすいホウ素やカドミウムなどの物質が含まれています。不具合が生じた場合でも、対処できるように多数の制御棒が備えられています。

【原子炉冷却材】

炉心は、燃料と制御棒などで構成され、水で満たされています。

水は、核分裂によって発生した熱を炉心から外部へ取り出す冷却材と、核分裂でウランやプルトニウムから発生した中性子の速度を遅くし、次の核分裂を起こしやすくする減速材としての役割を果たしています。

3. 原子炉を冷却する非常用設備

【非常用炉心冷却装置 (ECCS、Emergency Core Cooling System)】

原子炉内にある冷却材(水)を注入する配管が破断し

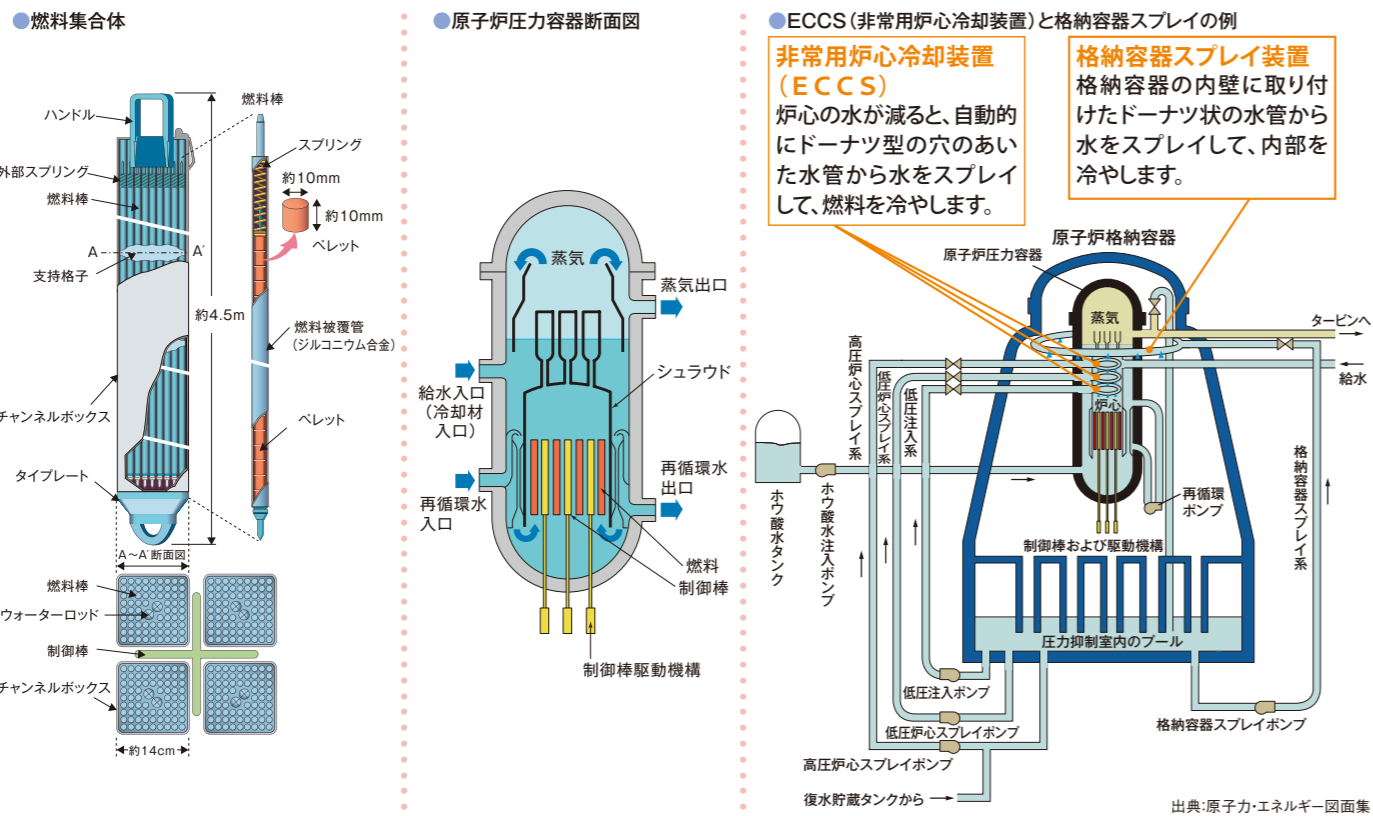
た場合に、非常用炉心冷却装置(ECCS)という安全システムが作動します。原子炉内の燃料は、核分裂の連鎖反応が停止した後も、まだ核分裂生成物から発生する熱(崩壊熱)が残っています。その熱で、原子炉の冷却材が失われずに、ECCSが作動し、冷却されます。

沸騰水型原子炉(BWR)と加圧水型原子炉(PWR)の違い

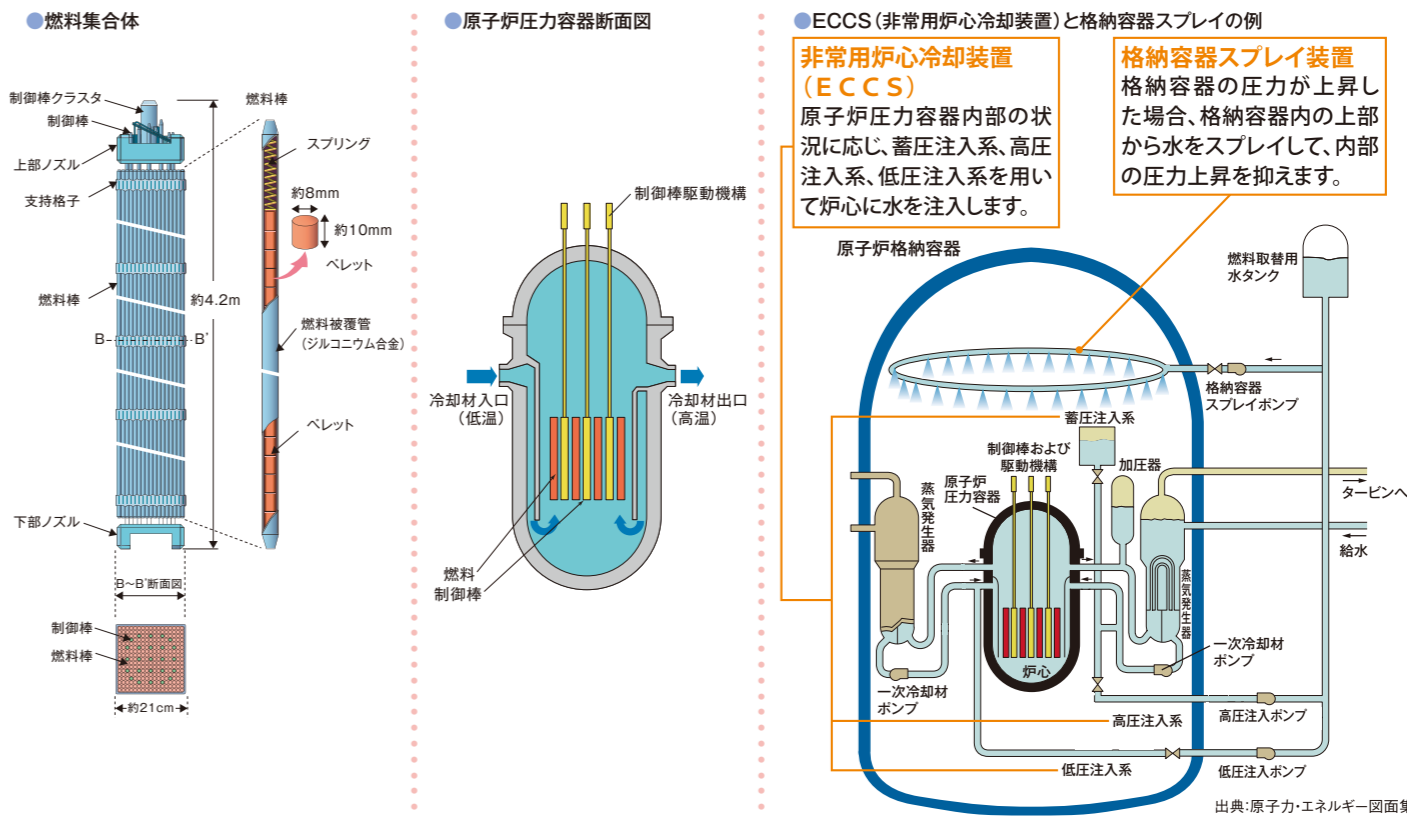
	沸騰水型原子炉(BWR)	加圧水型原子炉(PWR)
原子炉格納容器	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉のほか、主蒸気系配管や原子炉冷却材再循環系配管などを格納。 原子炉格納容器の下部には、圧力抑制室がある。配管が破断して、冷却材が漏洩する事故などが発生した場合、格納容器内に放出された蒸気を、圧力抑制室内のプールの中に通すことによって冷却し、格納容器内の圧力の上昇を抑制。 冷却材が失われる事故が発生した場合は、非常用炉心冷却装置の水源とする役割もある。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉のほか、一次冷却系設備や蒸気発生器などを格納。
蒸気発生器	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉内で直接蒸気をつくるため、蒸気発生器や二次冷却系設備は不要。 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心を通る水(一次系)とは別の水(二次系)で間接的に蒸気を発生するため、蒸気発生器が必要。
タービン建屋での放射線管理	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を含む蒸気を直接タービンに流すため、タービン建屋を含め広い範囲で放射線管理が必要。 	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を含んだ一次系の水は、蒸気発生器より外部には流れないため、タービン建屋などでの放射線管理が不要。
原子炉圧力容器	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉内で蒸気が発生するため、気水分離器、蒸気乾燥器などが必要となり、原子炉圧力容器が大型になる。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉内で蒸気が発生しないため、炉心および原子炉圧力容器が小型に設計できる。
原子炉の制御	<p>BWR・PWR共通 原子炉を完全に止めるときは、中性子を吸収する働きをもつ制御棒を一斉に原子炉の中に挿入。</p> <ul style="list-style-type: none"> 運転中に、燃料の燃焼度の調整など、ゆるやかな反応度の変化を制御するときは、冷却水の流量を調整。 	
制御棒と原子炉スクラム	<ul style="list-style-type: none"> 板状の中性子吸収体を十字型に組み合わせたもの。 炉心の下方から水圧やガス圧によって、燃料集合体と燃料集合体の間に挿入。 	<p>構造 ・長い中性子吸収棒を上部で束ねた構造。</p> <p>挿入方法 ・炉心の上部から重力落下によって、燃料集合体の中の案内管(燃料ペレットの入っていない管)の中に挿入。</p>
日本の電力会社の原子炉型式	東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)	北海道電力(株)、関西電力(株)、四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)

出典:中国電力(株)ホームページなどを参考に作成

沸騰水型原子炉(BWR)の燃料集合体・原子炉圧力容器・冷却設備

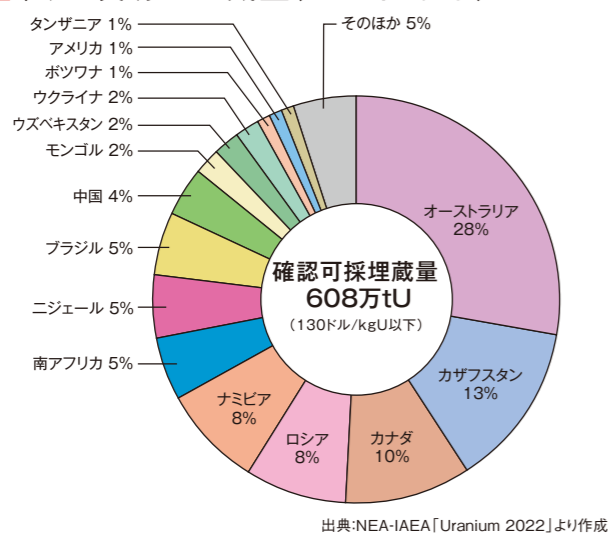


加圧水型原子炉(PWR)の燃料集合体・原子炉圧力容器・冷却設備



原子力発電の特徴

■ウラン資源の埋蔵量(2021年1月現在)



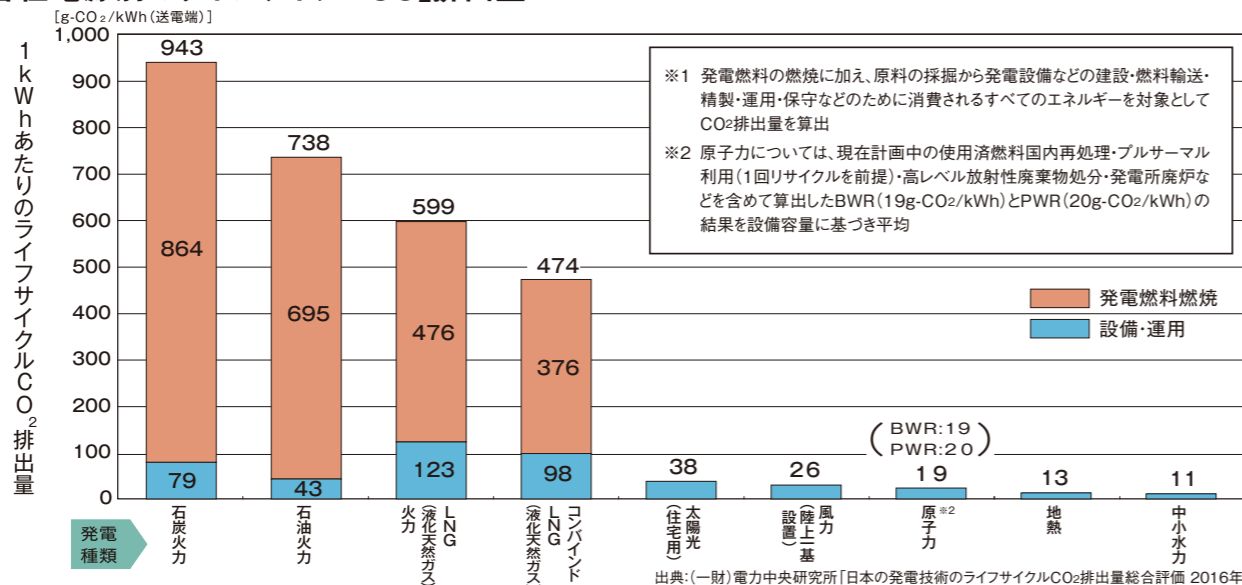
■優れた効率性と安定供給性

発電方式	100万kW級発電所と同量の発電量を得るための施設面積	100万kW級発電所の年間発電量を代替する場合に必要な燃料	国内在庫日数
原子力	約0.6 km ²	原子力(濃縮ウラン) 21トン	原子力(ウラン) ^{※1} 約2.9年分
火力	約0.5 km ²	天然ガス 950,000 トン	天然ガス ^{※2} 約20日分
太陽光	約58 km ²	石油 1,550,000 トン	石油 ^{※3} 約200日分
風力	約214 km ²	石炭 2,350,000 トン	石炭 ^{※4} 約29日分

※1 山手線の内側の面積が約63km²

※1 2016年電力中央研究所「原子燃料の潜在的備蓄効果」より
 ※2 2020年JOGMEC「天然ガス・LNG在庫動向」より算出(ガス発電用在庫に加え、都市ガス用在庫も含む)
 ※3 資源エネルギー庁「石油備蓄の現況」より算出(電力会社の発電用在庫に加え、運輸用燃料なども含む)
 ※4 資源エネルギー庁「電力調査統計」2019年度火力発電燃料実績(年度末貯蔵量)より算出
 出典:資源エネルギー庁資料

■各種電源別のライフサイクルCO₂排出量^{※1}



1. 原子力発電のメリットと課題

原子力のメリットは、発電時に温室効果ガスを出さず、準国産エネルギー^{*}として安定供給できることです。また、再生可能エネルギーなどの気象条件に左右される変動電源が増えれば、需給調整のための火力発電や揚水発電のコストが高まります。こうした電源を電力システムに受け入れるためのコストと統合コストがともに低い特徴があります。

原子力の課題としては、これまでに発生した原子力施設の事故などによる社会的な信頼回復、高レベル放射性廃棄物処分などへの対処、原子力発電を活用するための人材・技術・産業基盤の維持、強化などがあります。

^{*}原子力発電は、一度輸入すれば核燃料サイクルにより長く使用できること、発電コストに占める燃料費の割合が小さいことなどから、「準国産エネルギー」と位置付けられています。

原子力のメリットと課題

1. 原子力のメリット

- ・発電時に温室効果ガスを排出しない
- ・気象条件などによる発電電力量の変動がない
- ・準国産エネルギー源として、安定供給できる
- ・発電コストと統合コストがともに低い

2. 原子力の課題

- ・社会的信頼の回復
- ・安全性向上、核セキュリティの追求
- ・廃炉や放射性廃棄物処分などの問題への対処
- ・エネルギー源として原子力の活用を継続するための高いレベルの原子力人材・技術・産業基盤の維持、強化

2. 安定的な燃料の供給

原子力発電の燃料になるウランも、石油や石炭、天然ガスと同様に海外から輸入されています。ウランは、石油や天然ガスにみられるような中東などの特定地域への偏在がなく、世界各地に分布しています。

日本では、長期にわたってウランを安定して確保できるよう、供給国の多様化を図るとともに、それぞれの供給国と長期契約を結んでいます。

また、ウランはエネルギー密度が高く、同じ量の電気をつくるために必要な燃料が、石油や石炭、天然ガスなどに比べて桁違いに少ない量で済みます。このため、輸送や貯蔵が便利であるという特徴もあります。

2024年12月末現在、日本では、国家備蓄と民間備蓄などで248日分の石油が備蓄されています(出典:資源エネルギー庁)。また、天然ガスは備蓄を保持していくことが難しいため、供給が途絶えることがないようにする必要があります。これに対し、原子力発電所では、ウラン燃料を一度、原子炉の中へ入ると、1年間以上は燃料を取り替えずに発電できるので、その期間は燃料を備蓄しているのと同じような効果があります。

このように原子力は、燃料投入量に対するエネルギー出力が圧倒的に大きく、数年にわたって国内保有燃料だけで電力の生産を維持することができます。

3. 地球温暖化抑制に優れた電源

地球温暖化の原因といわれる温室効果ガスには、二酸化炭素(CO₂)やメタン、亜酸化窒素(N₂O)などがあり、日本で排出される温室効果ガスの90%以上がCO₂となっています。CO₂は、主に石油や石炭、天然ガスなどの化石燃料を燃やすことで発生します。

化石燃料を使う火力発電は、発電の過程でCO₂を排出します。一方で、ウラン燃料の核分裂で発生した熱エネルギーを利用する原子力発電は、発電の過程でCO₂を排出しません。

原材料の採掘や輸送、発電所の建設・運転などに消費されるエネルギーを含めても、原子力発電によって排出されるCO₂は、太陽光発電や風力発電と同様に少なく、地球温暖化防止の観点で優れた発電方法の一つです。

4. 他の電源と遜色のない経済性

2021年9月、国の総合資源エネルギー調査会基本政策分科会で、2030年に新たな発電設備を更地に建設・運転した際のkWh(キロワットアワー)当たりのコストが一定の前提で機械的に試算されました。各電源の発電コストは右図のとおりです。原子力の発電コストの試算は、設備や運転の

維持費、燃料費などの発電原価だけでなく、廃炉や放射性廃棄物の処分を含む核燃料サイクルの費用など、将来発生するコストが含まれています。さらに、損害賠償や除染を含む事故時の対応や電源立地地域対策交付金や研究開発費などの経費も織り込まれています。

2030年エネルギーミックスが達成された状態から、さらに各電源を微少追加した場合に、電力システム全体に追加で生じるコストを計算し、便宜的に、追加した電源で割り戻してkWh当たりのコストを算出すると、原子力の発電コストは、1kWh当たり14.5円となっています。これは、事業用太陽光の19.9円、陸上風力の18.9円、LNG火力の10.3円、石炭火力の13.7円など、ほかの電源と比べても遜色のない水準です。

なお、原子力発電は、発電コストに占める燃料費の割合が、火力発電より小さく、燃料価格の変動による影響を受けにくいという特徴をもっています。

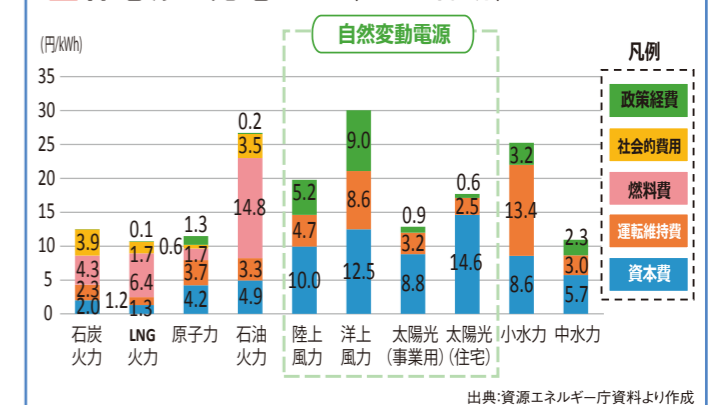
5. 原子力施設の事故の影響

これまでに発生した主な原子力施設の事故には、1979年のアメリカスリーマイル島原子力発電所の事故や1986年の旧ソ連・チェルノブイリ原子力発電所の事故、1999年の日本のJCOウラン燃料加工施設の臨界事故、そして、2011年の福島第一原子力発電所の事故などがあります。

これらの事故は、健康や環境、社会的および経済的な影響を及ぼしました。健康への影響とは、被ばくにより国民の生命、健康が損なわれることです。環境への影響とは、放射性物質の放出によって土壌や海洋などが放射性物質で汚染されることです。社会的な影響とは、被ばくを低減するために住民などが避難を余儀なくされることや、放射線による健康影響に対して不安を感じることで、農畜産物などの風評被害が発生することです。また、経済的影響とは、放射性物質を除去する除染や損害賠償などで多額の費用がかかることです。

福島第一原子力発電所の事故では、このなかでも社会的、経済的な影響の大きさが衝撃を与えました。

■各電源の発電コスト(2021年試算)



原子燃料サイクル

1. 原子燃料サイクルのしくみ

原子燃料サイクルとは、原子力発電で使い終えた燃料から核分裂していないウランや新たに生まれたプルトニウムなどをエネルギー資源として回収し、再び原子力発電の燃料に使うしくみです。

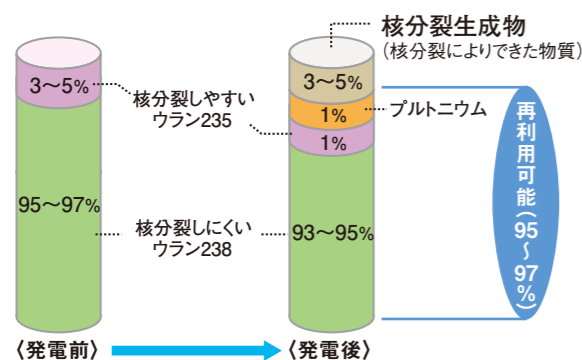
原子力発電の燃料になるウランは、ウラン鉱石として鉱山から採掘されます。このウラン鉱石には、核分裂しやすいウラン235が約0.7%、核分裂しにくいウラン238が約99.3%含まれています。

これを発電に使いやすいようにウラン235の濃度を高めるなど、さまざまな工程(製錬→転換→濃縮→再転換→成型加工)を経て、燃料集合体に加工して、原子炉の中に入れ、発電を行います。

ウラン235の原子核に中性子をあてると核分裂し、核分裂生成物の生成とともに中性子を放出し、同時に熱エネルギーが発生します。発電では、主にこの熱エネルギーが利用されています。

一方、ウラン238は、ほとんどが核分裂をせず、中性子を

発電によるウラン燃料の変化(例)



出典:電気事業連合会「原子力コンセンサス2024」より作成

吸収して核分裂しやすいプルトニウム239に変わります。発電の燃料は、3年程度使われた後に取り出されますが、使用済燃料には、核分裂せずに残ったウラン235やウラン238、そして新たに発生したプルトニウム239が合わせて95~97%含まれています。

このウラン・プルトニウムを再処理(P.41参照)という工程で回収し、混合酸化物燃料(MOX燃料、Mixed Oxide Fuel)とすれば、再び原子力発電所で使用(プルスーマル)することができます。

2. 原子燃料サイクル事業の状況

原子燃料サイクル事業は、日本原燃(株)(JNFL、Japan Nuclear Fuel Limited)が中心となって青森県六ヶ所村で進められています。1992年3月にウラン濃縮工場、1992年12月に低レベル放射性廃棄物埋設センター、1995年4月に高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターが、それぞれ操業を開始しています。

なお、ウラン濃縮工場は、年間1,050トンSWU(SWU:ウランの濃縮に必要な仕事量を表す単位)の規模で操業を行っていましたが、新型遠心分離機への置き換え工事のために一旦操業を停止しました。その後、従来の遠心分離機を順次、新型の遠心分離機に置き換え、2013年5月までに年間75トンSWUの生産運転を実施しました。さらに安全性向上工事や新型遠心分離機への更新工事、濃縮事業における品質保証活動の改善を図り、2023年8月に生産運転を再開しました。

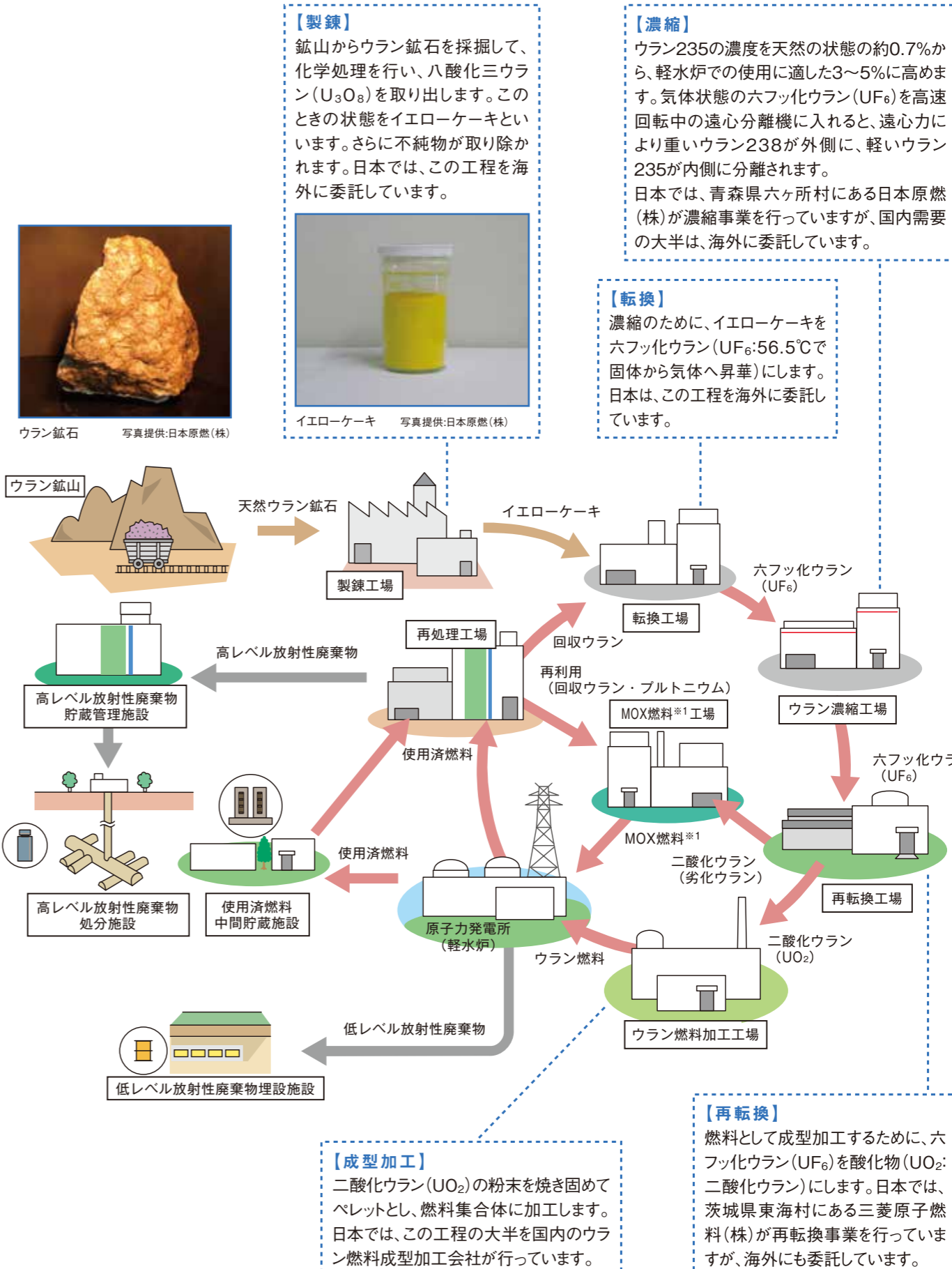
JNFLの再処理工場は2026年度中のしゅん工に向けて工事中、MOX燃料工場は2027年度のしゅん工を目指して建設工事が進められています。

原子燃料サイクル施設の位置



提供:日本原燃(株)

原子燃料サイクル



【製錬】
 鉱山からウラン鉱石を採掘して、化学処理を行い、八酸化三ウラン(U₃O₈)を取り出します。このときの状態をイエローケーキといいます。さらに不純物が取り除かれます。日本では、この工程を海外に委託しています。



ウラン鉱石 写真提供:日本原燃(株)



イエローケーキ 写真提供:日本原燃(株)

【濃縮】
 ウラン235の濃度を天然の状態の約0.7%から、軽水炉での使用に適した3~5%に高めます。気体状態の六フッ化ウラン(UF₆)を高速回転中の遠心分離機に入れたら、遠心力により重いウラン238が外側に、軽いウラン235が内側に分離されます。日本では、青森県六ヶ所村にある日本原燃(株)が濃縮事業を行っていますが、国内需要の大半は、海外に委託しています。

【転換】
 濃縮のために、イエローケーキを六フッ化ウラン(UF₆:56.5°Cで固体から気体へ昇華)にします。日本は、この工程を海外に委託しています。

【成型加工】
 二酸化ウラン(UO₂)の粉末を焼き固めてペレットとし、燃料集合体に加工します。日本では、この工程の大半を国内のウラン燃料成型加工会社が行っています。

【再転換】
 燃料として成型加工するために、六フッ化ウラン(UF₆)を酸化物(UO₂:二酸化ウラン)にします。日本では、茨城県東海村にある三菱原子燃料(株)が再転換事業を行っていますが、海外にも委託しています。

※1 MOX (Mixed Oxide) 燃料: プルトニウムとウランの混合燃料
 ※2 使用済MOX燃料についても、使用済ウラン燃料と同じように再処理する方針

出典:原子力・エネルギー図面集

再処理と使用済燃料の中間貯蔵

1. 再処理の工程

【受入れ・貯蔵】

再処理工場へ運び込まれた使用済燃料は、輸送容器（キャスク）から取り出され、燃料貯蔵プールで冷却・貯蔵されます。

【せん断・溶解】

硝酸を入れた溶解槽に細かく切断した使用済燃料を溶かし、燃料部分と被覆管部分に分別します。燃料を溶かした硝酸溶液は分離工程へ送られ、溶け残った被覆管などの金属片は固体廃棄物として処理されます。

【分離】

硝酸溶液をウラン・プルトニウムと核分裂生成物に分離します。さらに、ウランとプルトニウムも分離し、精製工程へ送られます。

この工程で分離された核分裂生成物を含む廃液を高レベル放射性廃棄物といいます。これらは溶融炉の中で融かしたガラスと混ぜ合わせ、ステンレス鋼製容器（キャニスタ）に流し込み、冷やし固められます（ガラス固化体）。

【精製】

ウラン溶液およびプルトニウム溶液の中に含まれている微量の核分裂生成物を取り除いたものが脱硝工程へ送られます。

【脱硝・製品貯蔵】

精製されたウラン溶液、ウラン・プルトニウム混合溶液から硝酸を蒸発・熱分解させ、ウラン酸化物粉末とウラン・プルトニウム混合酸化物粉末（MOX粉末）にします。それぞれの粉末は、燃料加工施設などに運ばれるまで貯蔵されます。

2. 再処理工場の現状

再処理は、原子燃料サイクルの要となる工程です。国内では、これまでに核燃料サイクル開発機構（現：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 JAEA、Japan Atomic Energy Agency）の東海再処理施設での実績があり、現在、日本原燃（株）が、日本初の商業用再処理工場（年間最大再処理能力800トン・ウラン）の建設を進めています。

2006年3月よりアクティブ試験（実際の使用済燃料を使った総合試験）が実施され、最大処理能力での性能確認などの事業者が行うすべての試験が2013年5月に終了しました。現在、しゅん工に向けて、最終的な安全機能や機器設備の性能を確認しています。

なお、再処理工場のしゅん工にあたっては、2013年12月に施行された「核燃料施設等の規制基準」（原子力規制委員会策定）に適合する必要があります。

2014年1月に日本原燃（株）は、原子力規制委員会に対して新規規制基準への適合性の確認申請を行っており、2020年7月29日に新規規制基準に適合しているとの許可を受けました。

3. MOX燃料の使用

再処理によって使用済燃料から回収したプルトニウムと、ウランを混ぜてMOX燃料をつくり、現在の原子力発電所（軽水炉）で再利用することをプルサーマルといいます。

プルトニウムは、原子炉内でウラン238が中性子を吸収して生成されるため、MOX燃料を使用しない場合においても原子力発電の過程で生産利用されています。

ウラン燃料を利用している軽水炉でも発電量の約3分の1は、プルトニウムの核分裂による発生エネルギーが

担っています。プルサーマルの安全性については、1995年に原子力安全委員会（当時）によって、MOX燃料の割合が3分の1程度までであれば、ウラン燃料のみを使う場合と同様に扱えることが確認されています。

なお、使用済MOX燃料についても、使用済ウラン燃料と同じように再処理する方針で、国内外で再処理された実績があり、技術的には可能とされています。

原子力事業者は、2030年度までに少なくとも12基の原子炉でプルサーマルの実施を目指し、最終的には16～18基の原子炉でプルサーマルの導入を図ることとしています。

4. 使用済燃料の中間貯蔵

原子力発電所で使い終えた使用済燃料は、再処理するために再処理工場へ運び出されますが、それまでの間は、原子力発電所の敷地内で安全に管理・貯蔵されています。

使用済燃料を貯蔵する方式には、水の入ったプールの中に貯蔵する方式（湿式）と鋼鉄製容器（金属キャスク）に入れて貯蔵する方式（乾式）の二種類があります。

2005年11月に、東京電力ホールディングス（株）と日本原子力発電（株）が青森県むつ市に設立したリサイクル燃料貯蔵（株）によって、2010年8月から乾式貯蔵方式の中間貯蔵施設（リサイクル燃料備蓄センター）の工事が開始され、2013年8月に燃料貯蔵建屋3,000トン分が完成しました。

中間貯蔵施設の操業開始にあたり、原子力規制委員会に新規規制基準への適合性の確認申請が行われ、2020年11月に認可されました。2024年9月に東京電力ホールディングス（株）柏崎刈羽原子力発電所から使用済燃料を収納した金属キャスク1基を搬入し、同年11月に使用前確認証を受領し事業を開始しました。

貯蔵には、専用の金属キャスクが使用されます。金属キャスクは、使用済燃料の放射性物質を閉じ込めたり、放射線を遮へいしたり、核分裂の連鎖反応による臨界を防止する機能があります。また、発生する熱を取り除くこともできます。

再処理工場へ運び出されるまでの間、使用済燃料が入った金属キャスクは、コンクリート製の建屋で貯蔵されます。

3,000トン分の貯蔵建屋には、最大288基の金属キャスクを貯蔵でき、建屋の使用開始から、50年間貯蔵することとなっています。最終的な貯蔵量は、5,000トンで、そのうち東京電力ホールディングス分として4,000トン程度、日本原子力発電分として、1,000トン程度の貯蔵が計画されています。

また、2023年8月、中国電力（株）は山口県上関町の所有地において中間貯蔵施設に係る調査・検討の実施を山口県上関町に申し入れ了承を受けました。中国電力（株）は立地可能性を確認するとともに、計画の検討に必要なデータを取得するための調査を同月から開始しています。

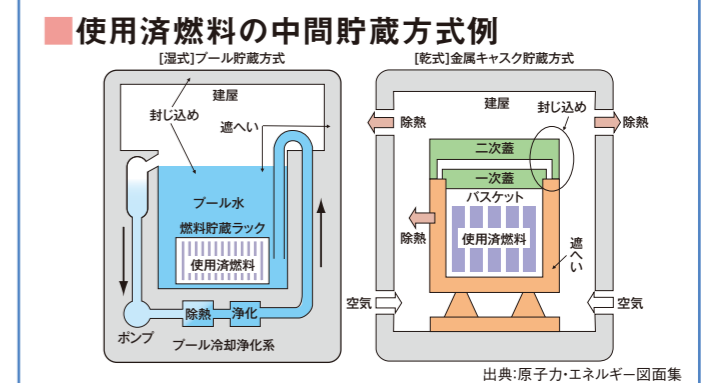
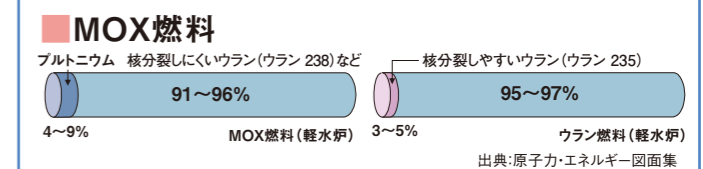
5. 使用済燃料などの輸送

ウランやプルトニウムを含む核燃料物質や放射性物質の輸送は、国際原子力機関（IAEA）の安全輸送規則を取り入れた基準に沿って進められます。

対象となるものは、原子力発電所で使用する新燃料や、使用済燃料のほか、イギリスやフランスに委託した使用済燃料の再処理にともない発生し、日本へ返還されるガラス固化体などです。これらは、核燃料物質の種類や量に応じた専用の輸送容器に入れられ、トラックやトレーラー、専用の輸送船で輸送されます。

発電に使い終わった使用済燃料を海外の再処理工場や原子力発電所の敷地外にある使用済燃料中間貯蔵施設へ輸送する際には、主に海上輸送されます。

輸送容器については、臨界を起こさないこと、放射性物質を密封すること、放射線を遮へいすること、発生する熱を除去することなどの機能が必要です。そのため、落下試験、耐火試験、浸漬試験などでも健全性を保てる必要があります。

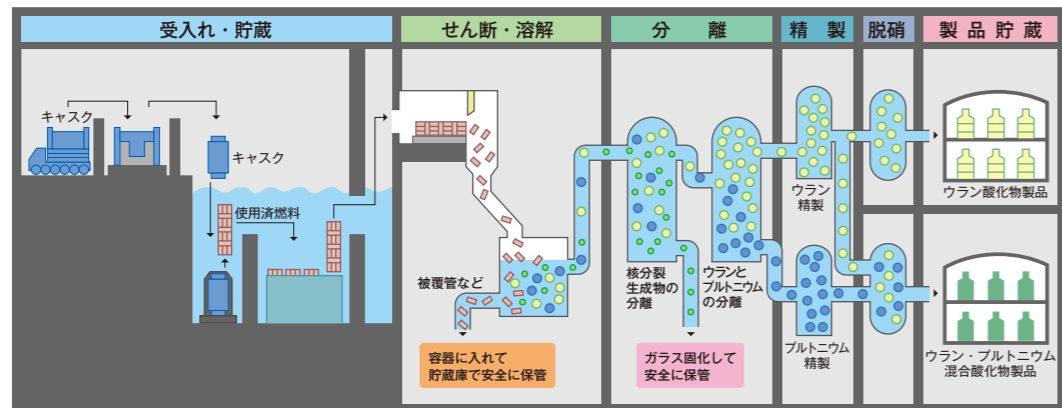


東海第二発電所使用済燃料乾式貯蔵施設（茨城県東海村） 写真提供：日本原子力発電（株）



リサイクル燃料備蓄センター（青森県むつ市） 写真提供：リサイクル燃料貯蔵（株）

再処理の工程



出典：日本原燃（株）HPより作成

高レベル放射性廃棄物

1. 高レベル放射性廃棄物の処分

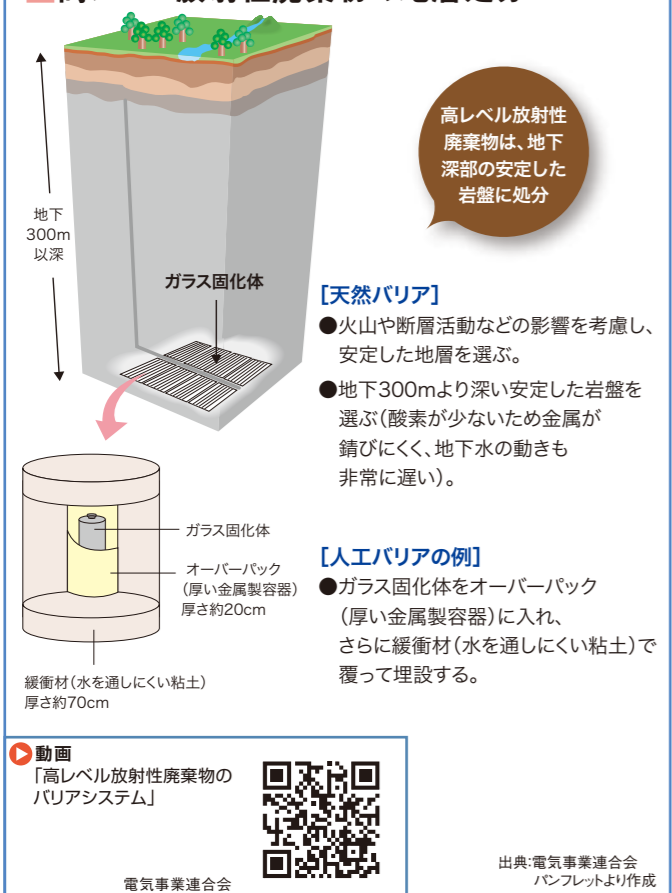
再処理工場では、原子力発電所の使用済燃料から再利用できるウランやプルトニウムを回収した後に、核分裂生成物を主成分とする放射能レベルの高い廃液が残ります。

この廃液は、高温で融かしたガラス原料とともにステンレス鋼製容器(キャニスタ)に入れ、冷やして固め、ガラス固化体とされます。これが、高レベル放射性廃棄物です。

日本では、ガラス固化体を30~50年程度、一時貯蔵して冷却した後、最終的に地下300mより深い安定した地層中に処分することを基本方針としています。高レベル放射性廃棄物の放射能レベルが十分低くなるまで、数万年以上にわたり人間の生活環境から遠ざけ、隔離する必要があります。その最も確実な方法として地層処分が採用されました。

ガラスは水に溶けにくく、化学的に安定しているため、長期間にわたって放射性物質を閉じ込めるのに優れています。地下深い層は、石油や石炭、鉄などの鉱床が何百万年、何千万年にわたって安定した状態で保存されてきました。また、酸素濃度が低く、地下水の動きもゆっくりしているため、金属の腐食はほとんど進行しません。こうした安定した岩盤などの「天然バリア」と、厚い金属製容器や

高レベル放射性廃棄物の地層処分



緩衝材(粘土)といった「人工バリア」を組み合わせた「多重バリア」を構築して、安全に処分をすることとしています。

ガラス固化体は製造後、1,000年間で放射能が99.9%以上減少し、数万年後には、そのもとになった燃料の製造に必要な量のウラン鉱石(ガラス固化体1本あたり約600トン)の放射能と同程度になります。

国際原子力機関(IAEA)が策定した「使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約」では、放射性廃棄物は発生した国で処分すべきと示されており、各国とも自国で発生した放射性廃棄物は自国内で処分することが原則となっています。日本も2003年11月に、この国際条約を批准し、国内で処分することを前提とした「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」を制定しています。

2. 高レベル放射性廃棄物の管理状況

2023年3月末時点のガラス固化体貯蔵量に、それまでに発生している原子力発電の使用済燃料をガラス固化体に換算した量を加えると、約2万7,000本相当となります。

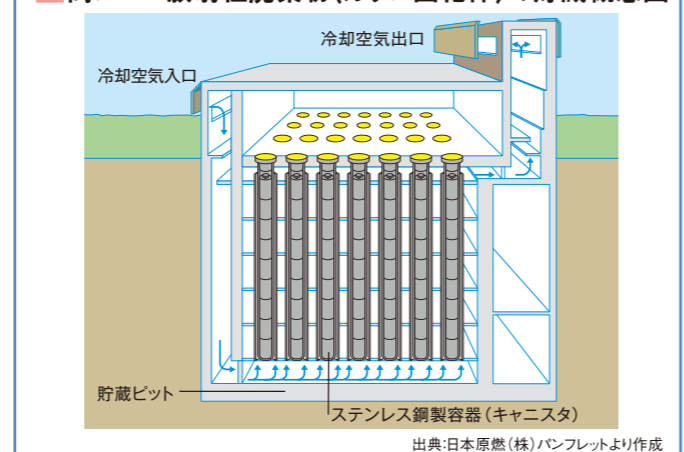
1995年に事業を開始した日本原燃(株)(JNFL)の高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター(青森県六ヶ所村)の貯蔵容量は、ガラス固化体2,880本です。日本原燃(株)再処理工場での発生分と、これまで再処理を委託してきたフランスやイギリスからの返還分が貯蔵・管理されています。

さらに、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)の再処理廃止措置技術開発センター(茨城県東海村)で、ガラス固化体が貯蔵・管理されています。

将来発生する量を勘案して4万本以上のガラス固化体を埋設できる施設が計画されています。

〈2024年3月末時点の管理状況〉JNFL2,176本(再処理工場分346本、返還分1,830本)、JAEA354本

高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の貯蔵概念図



3. 科学的特性マップの提示

火山や活断層、地下深部の地盤の強度、地温の状況など、地層処分に関する地域の科学的特性について、既存の全国データをもとに一定の要件・基準に従って客観的に全国地図を4色に色分けした「科学的特性マップ」が2017年7月に提示されました。

科学的特性マップを提示することで、全国各地の科学的特性が分かりやすく示されましたが、これはあくまでも科学的な情報を客観的に提供するものです。

処分場所を選定するまでには、科学的特性マップに含まれていない要素も含めて、「文献調査」やボーリングなどによる「概要調査」、地下施設での「精密調査」がおおよそ20年をかけて段階的に実施されます。今回の科学的特性マップでは、これまでに確認されている一定規模以上の約600の活断層を反映していますが、現時点では確認されていない活断層が存在する可能性やその影響なども詳しく調査・評価されることになります。

4. 文献調査の位置づけ

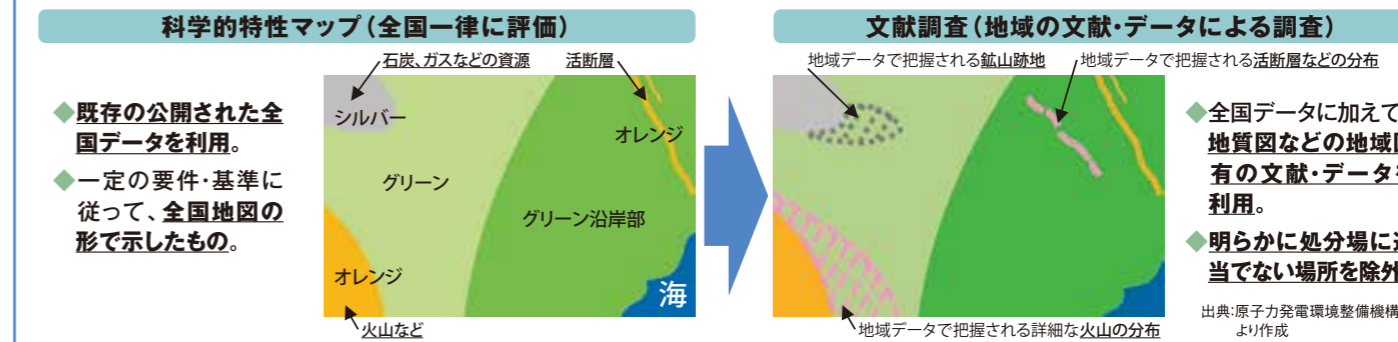
「科学的特性マップ」の提示後、原子力発電環境整備機構(NUMO)と国によって最終処分の必要性やその選定プロセスなどへの理解を深めていくための取り組みや情報提供が進められています。

最終処分事業について関心を示す市町村があれば、市町村の住民が地層処分事業についての議論を進めるための資料として役立てられるよう、全国規模の文献やデータに加えて、より地域に即した地域固有の文献やデータが調査・分析されたうえで提供されます。これが「文献調査」です。

この調査は、事業についてさらに知ってもらうとともに、さらなる調査を実施するかどうかを検討してもらうための材料を集める事前調査という位置づけであり、処分場の受け入れを求めるものではありません。文献調査が終了した後、改めて地域の意見を聴き、先へ進むかどうかを判断することになっています。

文献調査の進め方

●文献調査は、地質図や鉱物資源図などの地域固有の文献・データをもとにした机上調査(ボーリングなどの現地作業は行わない)



5. 文献調査の目的と調査する項目

文献調査の目的は、高レベル放射性廃棄物の最終処分の検討のため、対象地域の学術論文や詳細な地質図など、地域に関する資料やデータを調べ、分かる範囲で地下の状況を把握することです。これは文献を使った机上調査であって、この段階ではボーリング調査のような現地での作業は行われません。

最終処分法で定められた文献調査では国の審議会等での議論の結果、6項目2観点で評価を行うこととなっています。6項目は①地震・活断層②噴火③隆起・侵食④第四紀の未固結堆積物⑤鉱物資源⑥地熱資源、2観点は①技術的観点②経済社会的観点としています。これらについて文献・データを収集し、評価を行います。その結果を用いて、概要調査地区の候補が検討されます。

文献調査の開始には、市町村からNUMOへ応募する方法と、国からの申入れを市町村が受諾する方法があります。

科学的特性マップ

地層処分の仕組みや日本の地層環境などについて理解を深めてもらうために、2017年7月に「科学的特性マップ」が公表されました。

地域の科学的特性を四つの色で色分け

- ◆ オレンジ:火山や活断層に近い など
- ◆ シルバー:地下に鉱物資源がある
- ◆ グリーン:好ましい特性が確認できる可能性が高い
- ◆ 濃いグリーン:グリーンの中でも海岸から近い

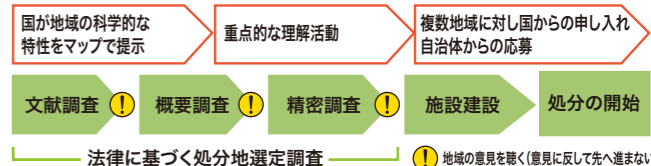
※グリーン地域であっても、個々の地点が地層処分に必要な条件を満たすかどうかは、段階的な処分地選定調査を綿密に実施し、確かめる必要があります。

科学的特性マップの詳細はコチラから



出典:資源エネルギー庁資料、原子力発電環境整備機構資料より作成

処分事業の流れ



低レベル放射性廃棄物

1. 原子力発電所から発生する分

原子力発電所からは、気体状、液体状、固体状の放射性廃棄物が発生します。建物の換気をした空気などの気体は、フィルターなどを通して放射性物質をできるだけ取り除きます。その後、放射性物質の濃度を測定し、基準以下であることを確認して大気中へ放出されます。

洗濯の廃液など液体状のものは、ろ過や蒸発濃縮などをしたうえで、蒸留水は再利用するか、放射性物質の濃度を測定し、安全を確認して海へ放出されます。

液体状の廃棄物を蒸発濃縮した後に残った廃液は、セメントやアスファルトで固め、ドラム缶に詰められます。

そして、紙や布などは、焼却、圧縮などをしてから、使用済みのフィルターやイオン交換樹脂などは、貯蔵タンクで放射能レベルを下げてからドラム缶に詰められます。

制御棒や炉内構造物などの放射化した金属は、切断などをしてから容器に固化されます。

原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物は、放射能レベルに応じて以下の三つに分けられます。

- 放射能レベルの極めて低い廃棄物:コンクリートや金属
- 放射能レベルの比較的低い廃棄物:濃縮廃液、紙、布、イオン交換樹脂など
- 放射能レベルの比較的高い廃棄物:制御棒、炉内構造物など

2. 原子力施設から発生する分

原子力発電所以外の原子力施設からは、「ウラン廃棄物」や「長半減期低熱放射性廃棄物 (TRU廃棄物、Trans Uranic Waste)」とよばれる低レベル放射性廃棄物が発生します。

ウラン廃棄物は、ウラン濃縮施設やウラン燃料の加工施設で発生する沈殿物や使用済フィルターなど、ウランを含んだ廃棄物です。

TRU廃棄物は、再処理工場やMOX燃料の加工施設から出る廃液や使用済燃料の燃料を包んでいる被覆管を切断したものなど、半減期の長い超ウラン核種を含む廃棄物です。

現在、ウラン廃棄物は、ウラン燃料成型加工事業者や国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (JAEA)、日本原燃 (株) (JNFL) で保管されています。TRU廃棄物は、JAEAとJNFLで保管されています。

3. 研究施設などから発生する分

JAEAを含む全国各地の数多くの研究機関、大学、民間企業、医療機関などでは、研究用原子炉や核燃料物質、放射性同位元素などの使用にともない低レベル放

射性廃棄物が発生します。現在、それぞれの発生者の事業所において保管管理されています。

研究施設などから発生する放射性廃棄物は、2008年6月にJAEAが埋設処分の実施主体として位置づけられ、国の定めた「埋設処分業務の実施に関する基本方針」(2008年12月)に即して策定された「埋設処分業務の実施に関する計画」(2009年11月認可)に基づいて事業が実施されます。第一期埋設事業における埋設施設の規模は、200リットルドラム缶換算で廃棄体約75万本(ピット処分約22万本、トレンチ処分約53万本)相当が計画されています。また、埋設施設の能力は、全操業期間の年間平均でピット処分約4,000本、トレンチ処分約11,000本の埋設処分を可能とする計画です。

4. 低レベル放射性廃棄物の処分

原子力発電所や原子力施設、研究施設などから発生する低レベル放射性廃棄物は、放射能レベルなどに応じて埋設処分されます。放射能レベルの高い順に、L1、L2、L3とよばれています。

【トレンチ処分】

放射能レベルの極めて低い廃棄物 (L3) は、地面の浅いところに埋設処分されます。これをトレンチ処分といいます。

JAEAの動力試験炉 (JPDR) の解体にともなって発生したコンクリートなどの廃棄物を対象に、同研究所の敷地内で試験的に実施されています。また、日本原子力発電 (株) では、東海発電所の解体にともなって発生する低レベル放射性廃棄物のうち、放射能レベルの極めて低いものの埋設施設の設置に係る埋設事業許可申請書を2015年7月に原子

力規制委員会へ提出し、審査を受けています。

【ピット処分】

放射能レベルの比較的低い廃棄物 (L2) は、浅い地面の中にコンクリートの囲い (コンクリートピット) などの人工的な構造物を設けて埋設処分されます。これをピット処分といいます。JNFLの低レベル放射性廃棄物埋設センター (青森県六ヶ所村) で行われています。

1号廃棄物埋設地では、各発電所で発生した濃縮廃液や使用済樹脂、焼却灰などをセメントなどで固めてドラム缶に入れたものを対象に、1992年12月から受け入れが開始されています。2号廃棄物埋設地では、金属やプラスチック類などをドラム缶に入れて、モルタルで固めたものを対象に、2000年10月から受け入れが開始されています。2024年10月末現在、1号廃棄物埋設地に15万9,507本、2号廃棄物埋設地に20万2,672本が埋設されています。

各発電所が希望する本数の受け入れを継続すると数年以内に満杯になる見込みのため、3号埋設施設の増設を予定しています。

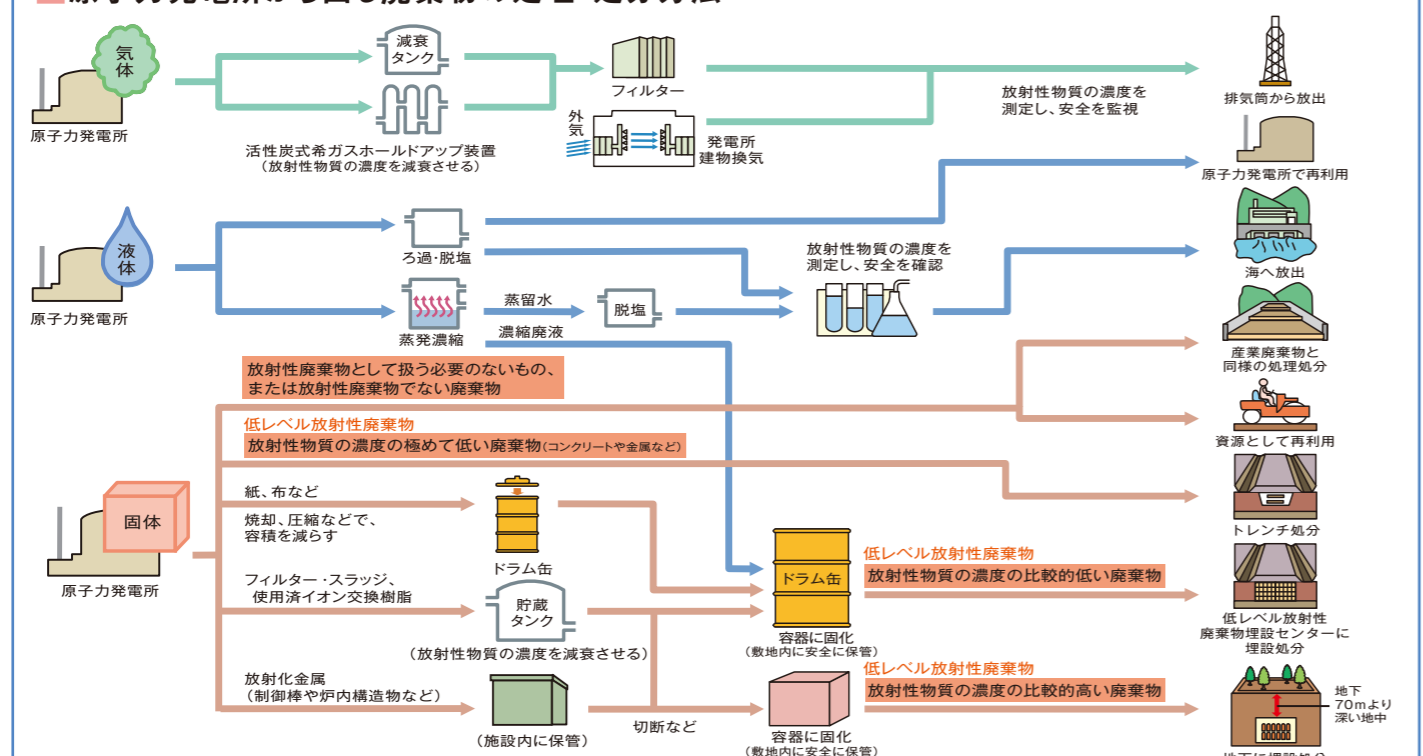
【中深度処分】

放射能レベルの比較的高い廃棄物 (L1) は、地下鉄やビルの建設などで一般的と考えられる地下利用に対して、十分余裕をもった深度 (70m以深) への埋設処分が検討されています。これを中深度処分といいます。



低レベル放射性廃棄物埋設センター (青森県六ヶ所村) 写真提供:日本原燃 (株)

原子力発電所から出る廃棄物の処理・処分方法



出典:電気事業連合会「放射性廃棄物Q&A」などより作成

放射性固体廃棄物の種類と処分方法

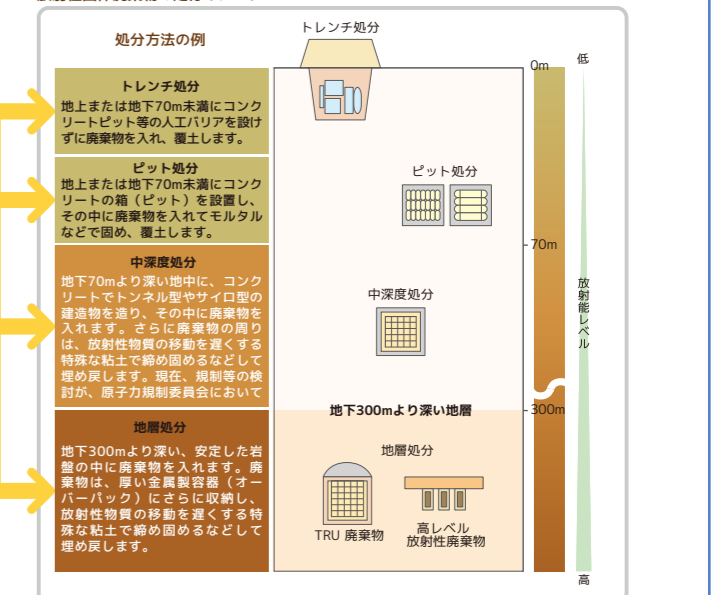
放射性固体廃棄物の種類と処分方法

発生場所	廃棄物の種類	廃棄物の例	処理の例	処分方法の例
原子力発電所	放射能レベルの極めて低い廃棄物	コンクリート、金属など	切断・圧縮など	トレンチ処分
	放射能レベルの比較的低い廃棄物	紙、布、廃液、金属など	固化または切断・圧縮など	ピット処分
	放射能レベルの比較的高い廃棄物	使用済制御棒、原子炉内の構造物	固化または切断・圧縮など	中深度処分
ウラン濃縮工場	ウラン廃棄物	紙、布、廃液、金属など	固化または切断・圧縮など	トレンチ処分、ピット処分、中深度処分 (場合によっては)
MOX燃料加工工場	超ウラン元素を含む廃棄物 (TRU*廃棄物)	紙、布、廃液、金属など	固化または切断・圧縮など	ピット処分、中深度処分、地層処分
再処理工場	高レベル放射性廃棄物	使用済燃料の再処理で発生する廃液	固化	地層処分
上記のすべての発生場所	放射能レベルの極めて低い廃棄物	原子力施設の解体作業や運転に伴って発生する廃棄物	切断・圧縮など	資源として再利用 (産業廃棄物と同様に) 処理処分

*1 原子番号が、ウラン (92) よりも大きい核種のこと。ネプツニウム (Np)、プルトニウム (Pu)、アメリシウム (Am)、キュリウム (Cm) などがあります。天然には存在せず、原子炉や加速器の利用により人工的に作られたもので、半減期が数万年以上と長いものもあります。

*2 クリアランス対象物。安全上「放射性廃棄物として扱う必要のないもの」を再利用したり、処分したりすることができる制度を「クリアランス制度」といいます。

放射性固体廃棄物の処分イメージ



出典:電気事業連合会資料より作成