

# C - 原子力

- 核分裂から生まれる大きな熱エネルギーを利用。
- 中性子の数を一定に保って核分裂反応を連続的に制御。
- 原子力発電は核分裂しやすいウラン 235 の濃縮度が 3～5%と低く、自己制御性があることと制御棒を有することが原爆との大きな違い。

原子力発電とは、ウランなどの原子核が核分裂する時に発生する大きな熱エネルギーで蒸気を作って発電するシステムである。原子力発電は原子炉の出力を一定に保てるよう、核分裂反応を制御する必要がある。これは次のように、中性子の数を制御棒等によって調節し制御する。

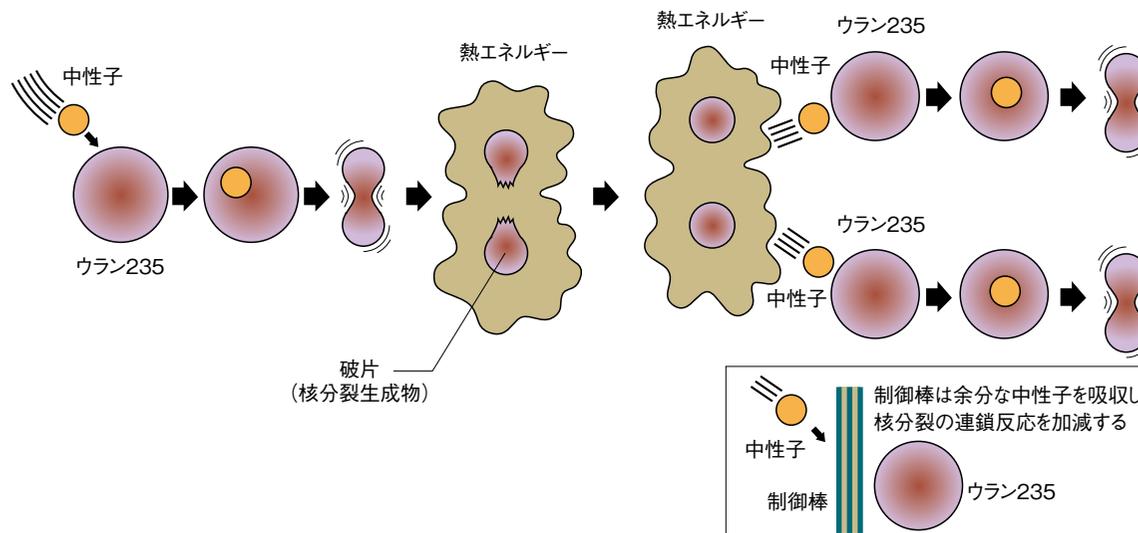
### 核分裂反応の制御のしくみ

中性子がウラン 235 に吸収されると核分裂反応が起こる。この核分裂によって一般に 2 つの核分裂生成物と 2～3 個の中性子が発生し、エネルギーが放出される。こ

の時、制御棒等を調節して、発生した中性子 2～3 個のうちの 1 個を次の核分裂のためのウラン 235 に吸収させ、残りの中性子を制御棒に吸収させるように制御すれば、中性子の数が一定に保たれ、単位時間当たりにかかる核分裂反応（連鎖反応）を一定の状態（臨界状態）にすることができる。もしこれ以上の中性子をウラン 235 に吸収させるような状態に制御すると、核分裂数は増加し、出力は上昇し続ける（臨界超過）。また逆に、これ以下の状態にすれば核分裂数は減少し、出力も減少し続ける（臨界未満）。このように制御棒等を調節して臨界未満～臨界～臨界超過の状態を調節することによって、出力がコントロールできるわけである。

### 減速材

核分裂によって放出された中性子は光の速さの約 10 分の 1 というスピードを持っている。しかしこのスピードでは速すぎて効率良く核分裂を起こすことができない。そこで速度を落とすために減速材が必要となる。減速材には一般に水 (H<sub>2</sub>O) が使われるが、重水 (D<sub>2</sub>O) や黒鉛 (C) が使われることもある。

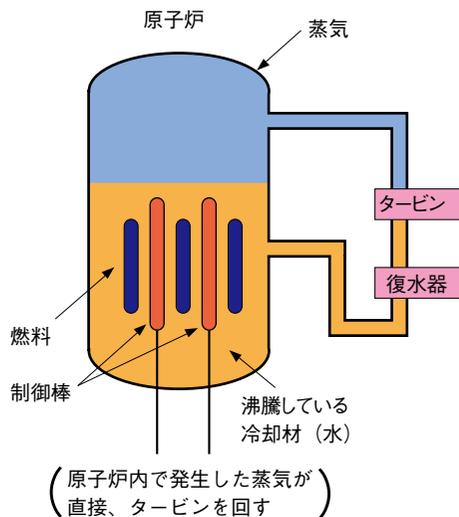


- 日本の原子力発電所は、世界で主流となっている軽水炉を採用。
- 軽水炉は、沸騰水型（BWR）と加圧水型（PWR）の2種類。

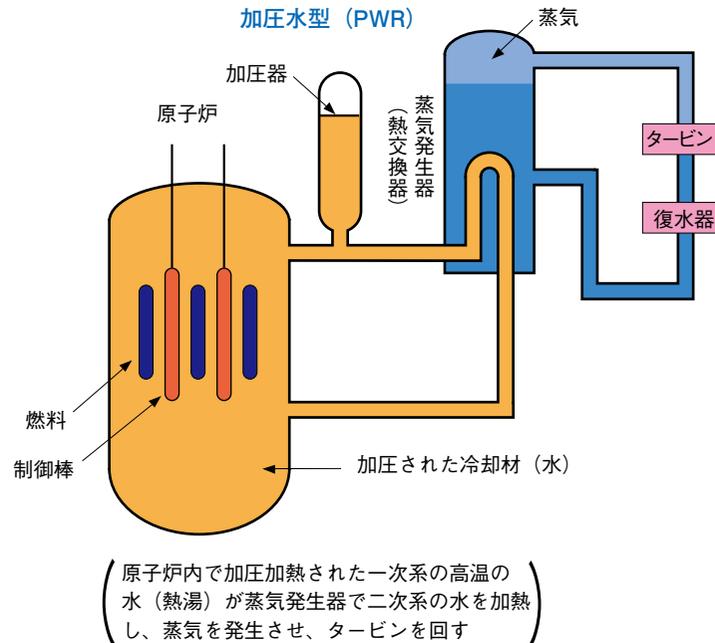
原子炉の種類は、核分裂を起こす原子燃料、使用する減速材、炉心から熱を取り出す冷却材などによって区別されている。わが国の原子力発電所では、アメリカで開発された「軽水炉」※と呼ばれる原子炉が採用されている。この原子炉は軽水が減速材と冷却材に兼用されているのが特徴で、燃料には濃縮ウランを用いる。軽水炉は世界の原子力発電の主流となっており、蒸気を発生させるしくみの違いによって沸騰水型（BWR）と加圧水型（PWR）の2種類に分けられる。

※「軽水」とは水を構成する水素原子が<sup>1</sup>Hであるもので普通の水のことをいう。一方、水を構成する水素原子が<sup>2</sup>H（D）であるものが重水と呼ばれている。

沸騰水型（BWR）



加圧水型（PWR）



## 沸騰水型 BWR (Boiling Water Reactor)

原子炉の中で蒸気を発生させ、それを直接タービンに送って回す方式。

## 加圧水型 PWR (Pressurized Water Reactor)

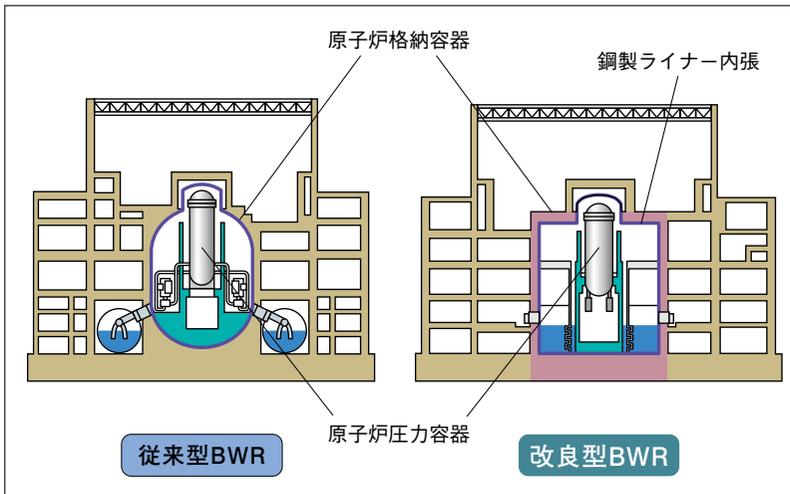
原子炉で発生した高温高压の熱湯を蒸気発生器（熱交換器ともいう）に送り、そこで別の系統を流れている水を蒸気に変えてタービンを回す方式。

●改良型沸騰水型 ABWR (Advanced Boiling Water Reactor)

①鉄筋コンクリート製  
原子炉格納容器  
(RCCV※1)の採用

銅製格納容器にかえて鉄筋コンクリート製格納容器を採用している。これにより原子炉建屋と原子炉格納容器が一体となり、かつ低重心化が図れ、高い耐震性を有する。

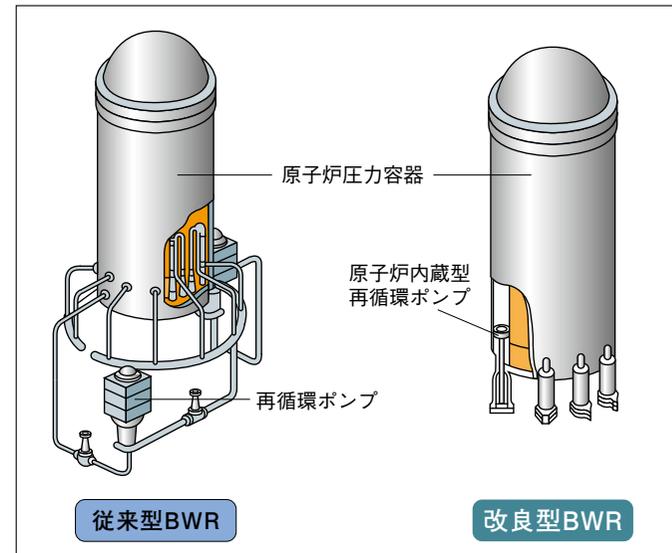
※1: RCCV (Reinforced Concrete Containment Vessel)



③原子炉内蔵型再循環ポンプ (RIP※3)の採用

原子炉内蔵型再循環ポンプを採用することにより、大口径の再循環系配管がなく、安全性がさらに向上するとともに、定期点検時に作業員が受ける放射線量が低減される。

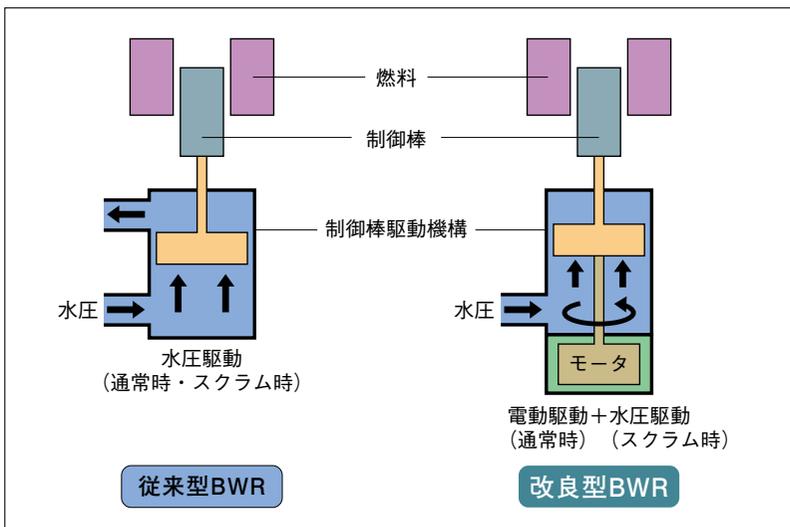
※3: RIP (Reactor Internal Pump)



②改良型制御棒駆動機構 (FMCRD※2)の採用

通常運転時の制御棒駆動方式を電動駆動とすることにより、連続して微調整が可能となり、運転性が向上するとともに、多様化を図ることで、信頼性・安全性が一層向上する。

※2: FMCRD (Fine Motion Control Rod Drive)



●日本最初の実用発電用原子炉は東海発電所のガス冷却炉。

### ガス冷却炉 GCR (Gas Cooled Reactor)

減速材に黒鉛、冷却材に炭酸ガスを、燃料には天然ウランを使用する原子炉。日本初の実用発電用原子炉として、日本原子力発電の東海発電所で採用された（東海発電所は1998年3月末で営業運転を終了）。海外ではイギリスを中心に採用されている。

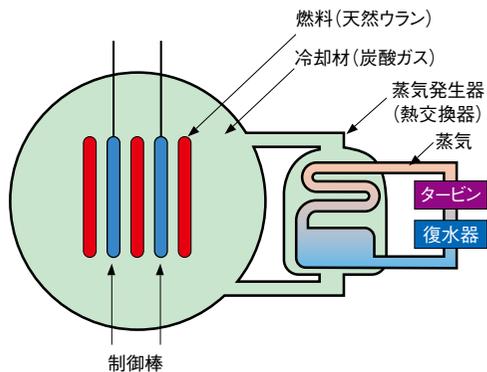
### 新型転換炉 ATR (Advanced Thermal Reactor)

減速材に重水、冷却材に軽水を、燃料にはウランとプルトニウムの混合酸化物燃料（MOX燃料）を使用する原子炉。動力炉・核燃料開発事業団（現在の日本原子力研究開発機構）が原型炉「ふげん」（16.5万kW）を開発し、運転した（2003年3月運転終了）。

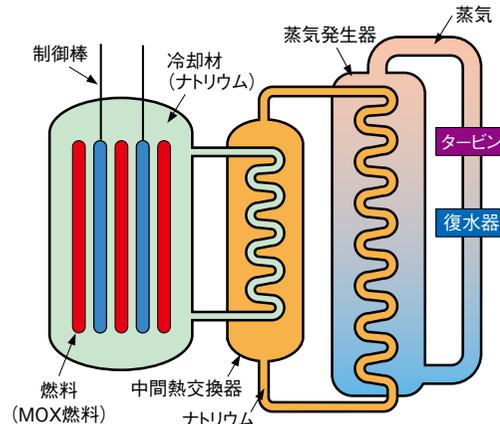
### 高速増殖炉 FBR (Fast Breeder Reactor) / 高速炉 FR (Fast Reactor)

減速材を用いない原子炉で、国内では、冷却材には液体ナトリウムを使い、燃料にはウランとプルトニウムの混合酸化物燃料（MOX燃料）または金属燃料を使用するタイプの開発が主に進められている。原子炉の中で消費される燃料以上の燃料を生産す

#### ●ガス炉(GCR)



#### ●高速増殖炉(FBR)



ることができるように設計が可能であり、ウラン燃料資源の利用価値が著しく増加する。また、放射性廃棄物の減容化・有害度低減も実現可能である。わが国では日本原子力研究開発機構の実験炉「常陽」（安全対策工事中）と原型炉「もんじゅ」（廃止措置中）がある。

### 高温ガス炉 HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor)

減速材に黒鉛、冷却材にヘリウムを使用し、燃料にウランやトリウムを使用する原子炉。発電の他に製鉄・水素製造など多目的に利用できる。日本では日本原子力研究開発機構の高温工学試験研究炉（HTTR）が1998年、初臨界に達した。

### 重水冷却型 CANDU (Canadian Deuterium Uranium Reactor)

重水を減速材と冷却材に兼用し、燃料には天然ウランを使用する原子炉。カナダを中心に採用されている。

### 革新軽水炉※

既存の軽水炉（BWR・PWR）ベースに安全性を向上した軽水炉。受動安全や外部事象対策（半地下化）により更なる安全性向上を図っているほか、シビアアクシデント対策（コアキャッチャー、ガス捕集等）により所外影響を低減する。初期投資の負担や、建設長期化した場合のファイナンスリスクが課題。

### 小型炉 SMR (Small Modular Reactor)※

電気出力が30万kW以下の原子炉。炉心が小さく自然循環冷却、事故も小規模に。工期短縮・初期投資の抑制が期待される。小規模なため、効率が低いことなどが課題。

### 核融合※

重水素と三重水素等の核融合を利用した原子炉。連鎖反応が起こらず、万一の場合は連鎖反応がストップする。廃棄物が非常に少ない。

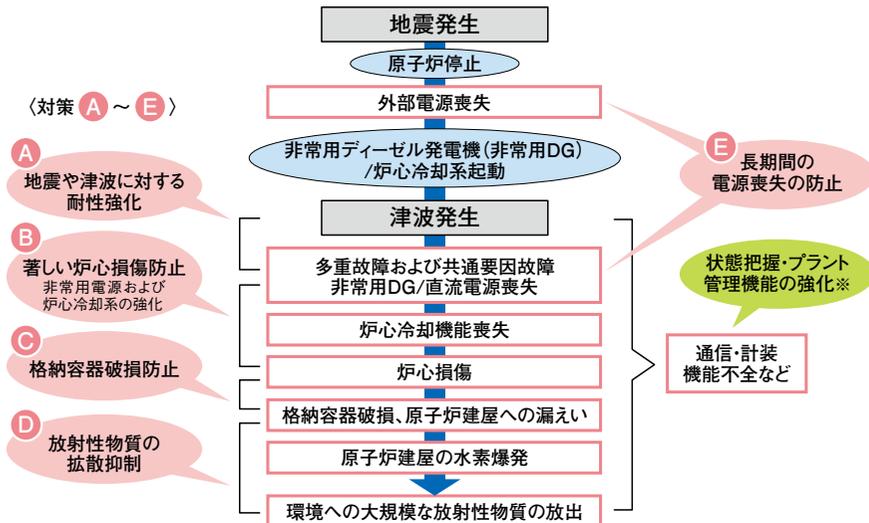
※（出典）経済産業省資源エネルギー庁 HP をもとに記載

- 福島第一原子力発電所の事故を受け、原子力発電所などの規制を強化。
- 新規制基準は従来の設計基準が強化され、シビアアクシデント対策やテロ対策が盛り込まれている。

2011年3月11日、東日本大震災発生時、東北地方から関東地方まで太平洋沿岸にあるすべての原子力発電所は地震動を感知し、自動的に原子炉を停止した。福島第一原子力発電所の事故では地震の後に襲来した津波の影響により、非常用ディーゼル発電機・配電盤・バッテリーなど重要な設備が被害を受け、非常用を含めたすべての電源が使用できなくなり、原子炉を冷却する機能を喪失した。その結果、炉心溶融とそれに続く水素爆発による原子炉建屋の破損などにつながり、放射性物質の大規模な放出に至った。こうした事故の検証を通じて得られた教訓が、新規制基準に反映されている。

新規制基準はシビアアクシデント（重大な事故）を防止するための基準（設計基準）の強化と、万が一、その設計の想定を超えるシビアアクシデントやテロが発生した場合に対処するための基準を新設。地震や津波への対策が強化されたほか、火山や竜巻などの自然災害、火災など幅広いリスクに備えるため、設計基準が強化された。また、従来電力会社の自主保安として実施していたシビアアクシデント対策やテロ対策が新設され、炉心損傷や格納容器破損の防止、放射性物質の拡散抑制や意図的な航空機衝突を踏まえた対策が求められている。

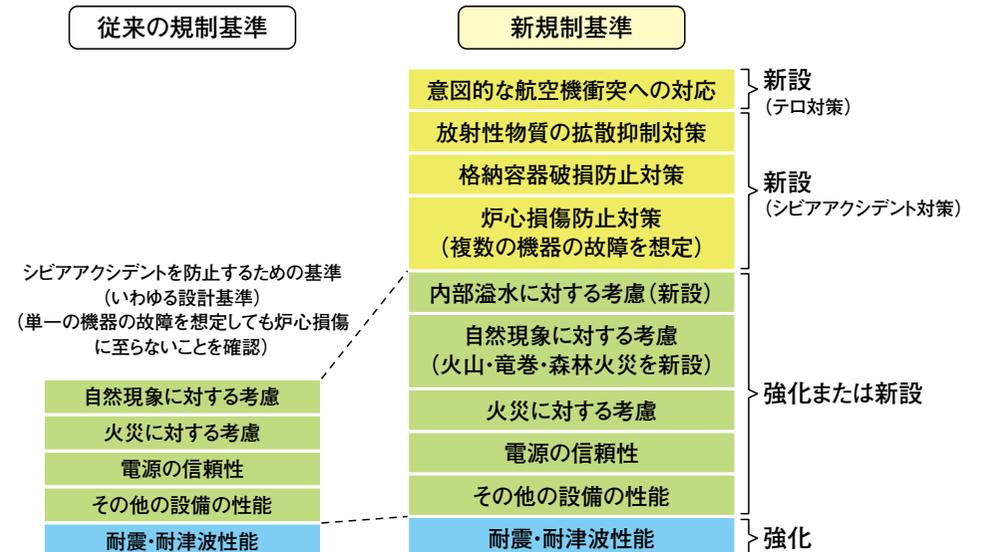
### ●福島第一原子力発電所事故の進展を踏まえた新規制基準の対策



※「状態把握・プラント管理機能の強化」は、緊急時の通信手段の確保、監視用計器の直流電源の強化をはじめ、がれき除去を行う重機や高線量下に備えた防護服の配備、放射線管理体制の整備のほか、シビアアクシデント時の指揮所となる緊急時対策所、テロなどを想定した特定重大事故等対処施設の整備が含まれます。シビアアクシデントに備える訓練の継続的な実施も対象となります。

(出典)原子力規制委員会資料より作成

### ●原子力発電所の新規制基準



(出典)原子力規制委員会資料より作成

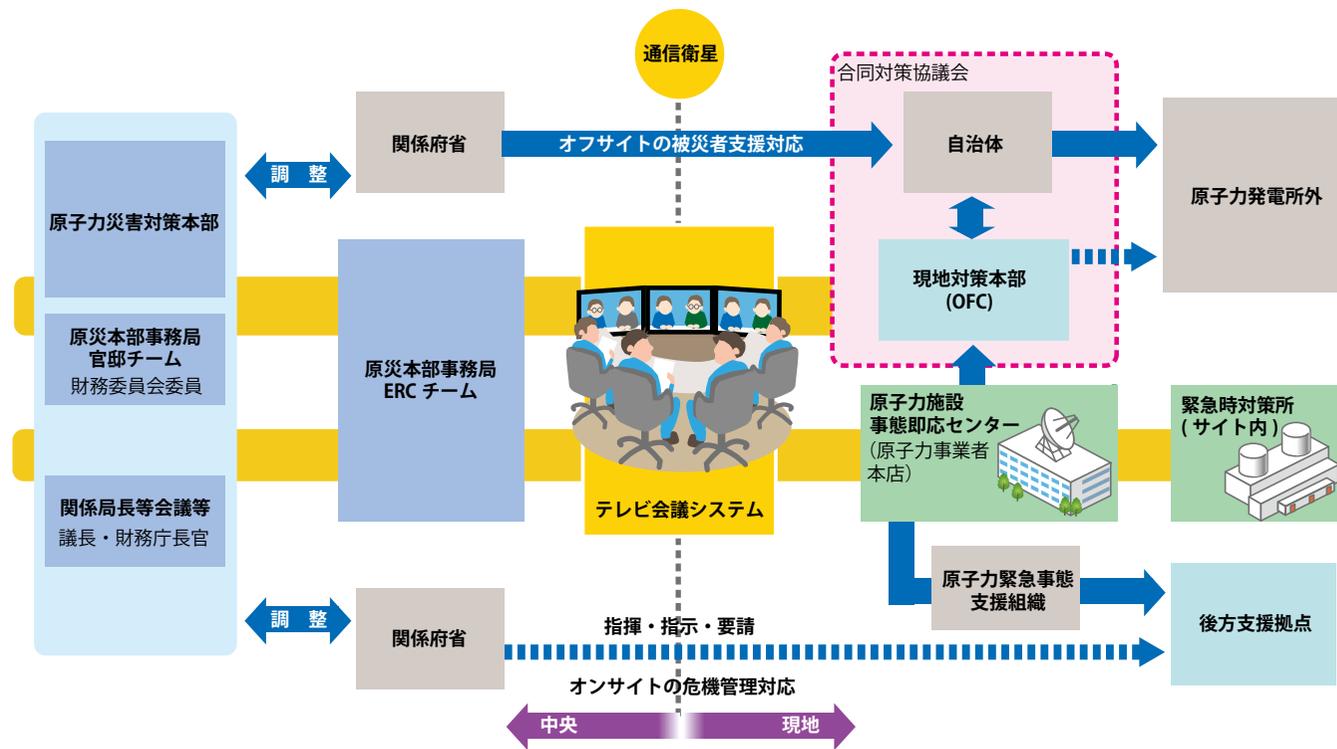
- 福島第一原子力発電所の事故を受け、原子力災害対策を強化。
- 原子力災害対策指針が制定され、緊急時活動レベル (EAL) を設定。

2011年3月11日の福島第一原子力発電所の事故を受けて、原子力災害対策特別措置法が改正され、原子力災害対策が大幅に強化された。

- ・ 緊急時即応センター、現地支援拠点施設の設置
- ・ 非常時通信機器、TV会議システムの整備
- ・ レスキュー組織の整備 等

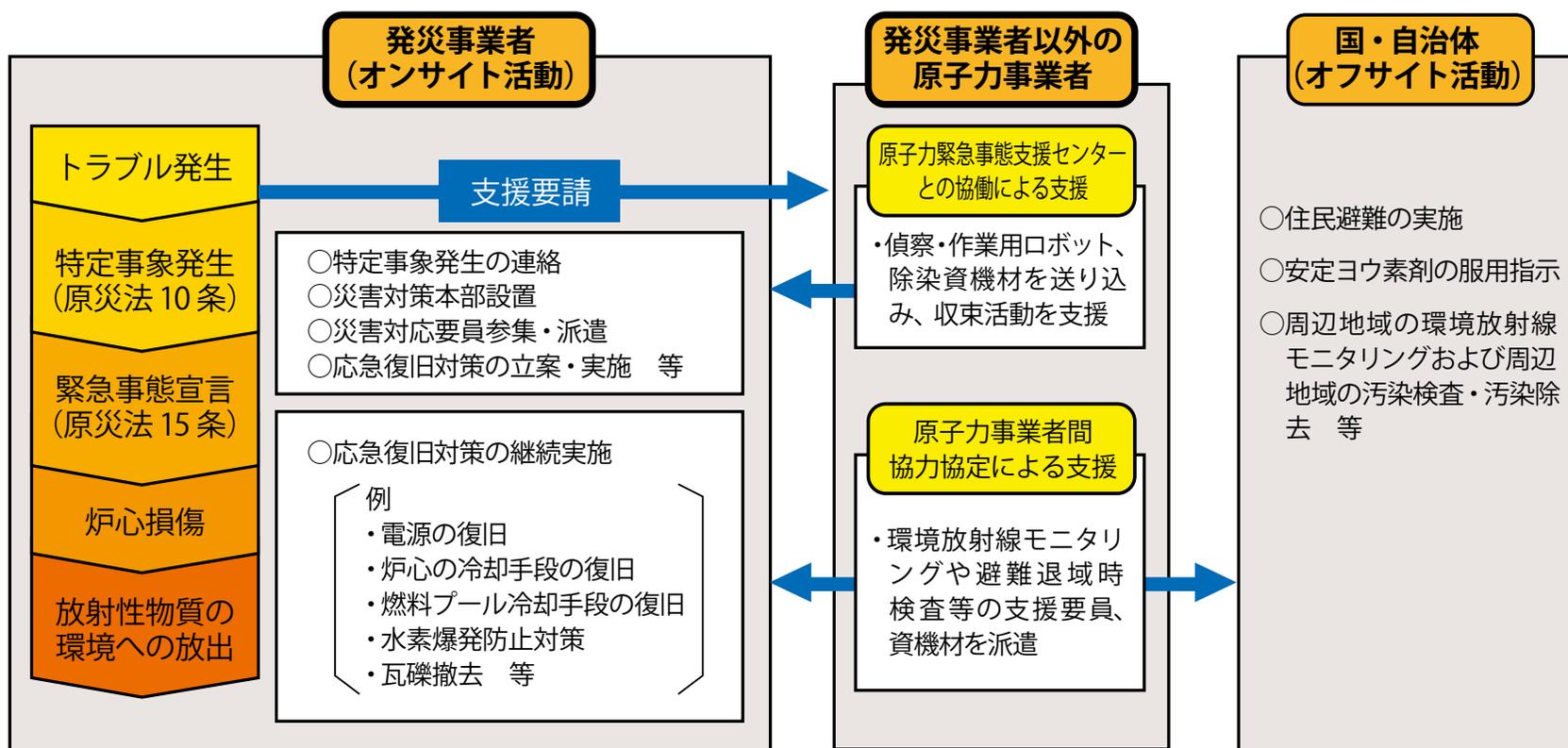
また、緊急事態における住民の防護措置を確実なものとするため、原子力災害対策指針が制定され、緊急時活動レベル (EAL)<sup>※</sup> が設定されるとともに、原子力災害時の対策重点区域が拡大された。

※ 避難や屋内退避等の防護措置を実施するために、原子力施設の状況に応じて対策するように、事前に定めた判断基準



(次画面へ続く)

- 原子力災害（原子力災害対策特別措置法に定める特定事象）が発生した際の災害収束活動は、発災事業者の一義的責任の下で実施。
- 発災事業者の災害収束活動（オンサイト活動）、住民避難支援活動（オフサイト活動）を支援する体制を構築。



(次画面へ続く)

(オンサイト活動支援)

- 美浜原子力緊急事態支援センターを運営し、万が一の災害に備えて遠隔操作可能な災害対応用ロボットを配備するとともに、操作要員の養成や資機材の整備を実施。
- 2016年12月から運用開始。

美浜原子力緊急事態支援センター全景

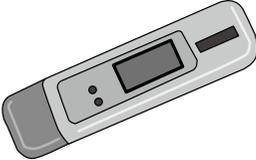


美浜原子力緊急事態支援センターの概要

基本的役割	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子力災害発生時には、速やかに発災事業所へ資機材、要員を派遣し、発災事業者と協働して高放射線量下での原子力災害対応を支援</li> <li>・ 通常時には、原子力災害対応用の遠隔操作ロボット等を集中的に配備・管理し、原子力事業者要員に対する操作訓練を実施</li> </ul>
実施事項	<p>〈緊急時の活動〉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発災事業所までの資機材、要員の派遣</li> <li>・ ロボット等の操作・支援（発災事業者と協働）</li> </ul> <p>〈平常時〉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 連絡体制の確保（365日24時間）と出勤計画の整備</li> <li>・ ロボット等の操作訓練（スキルの維持・向上）</li> <li>・ 必要な資機材の調達・維持管理</li> </ul>
拠点施設の概要	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 事務所棟 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ロボット走行室、操作室、会議室、執務室等</li> </ul> </li> <li>○ 資機材保管庫・車庫棟 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ロボット等の遠隔操作資機材、搬送車両等の保管庫、非常用発電機室等</li> </ul> </li> <li>○ 屋外訓練フィールド <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 無線重機、無線ヘリコプター等の訓練</li> </ul> </li> <li>○ ヘリポート <ul style="list-style-type: none"> <li>・ ロボット等を輸送可能なヘリコプターの離着陸</li> </ul> </li> </ul>
要員数	21名
整備資機材	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 遠隔操作資機材 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 小型ロボット、中型ロボット、小型無線重機、大型無線重機、無線ヘリコプター</li> </ul> </li> <li>○ 現地活動用資機材 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射線防護用資機材、放射線管理・除染用資機材、作業用資機材、一般資機材</li> </ul> </li> <li>○ 搬送用車両</li> </ul>

（オフサイト活動支援）

- 原子力事業者は、万が一原子力災害が発生した場合に備えて、事業者間で協力協定を締結。
- 災害収束活動で不足する放射線防護資機材等の物的な支援を実施するとともに、放射線モニタリングや周辺地域の汚染検査等への人的・物的な支援を実施。

名称	原子力災害時における原子力事業者間協力協定
目的	原子力災害の発生事業者に対して、協力要員の派遣、資機材の貸与等、必要な協力を円滑に実施するために締結
発効日	2000年6月16日（原子力災害対策特別措置法施行日）
締結者	原子力事業者12社 〔北海道電力、東北電力、東京電力ホールディングス、中部電力、北陸電力、関西電力、中国電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電、電源開発、日本原燃〕
協力活動の範囲	・原子力災害時の周辺地域の環境放射線モニタリングおよび周辺地域の汚染検査・汚染除去に関する事項について、協力要員の派遣・資機材の貸与その他の措置を実施
役割分担	・災害発生事業者からの要請に基づき、予めその地点ごとに定めた幹事事業者が運営する支援本部を災害発生事業所近傍に設置し、各社と協力しながら支援活動を展開
主な実施事項	・環境放射線モニタリングや避難退域時検査、除染作業等への協力要員の派遣（3,000人） ・資機材の貸与 <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: flex-end;"> <div style="text-align: center;">                       GM管サーベイメータ （360台）                 </div> <div style="text-align: center;">                       個人線量計 （1,000個）                 </div> <div style="text-align: center;">                       全面マスク （1,000個）                 </div> <div style="text-align: center;">                       タイベックスーツ （30,000着）                 </div> </div>

## ●地震や津波などの自然災害や、火災、内部溢水などに対する耐性

新規規制基準では活断層や地下構造の調査が改めて求められているため、必要に応じて基準地震動の見直しや耐震強化を進めている。津波についても発生場所や高さを評価し、安全上重要な機器の機能が確保されるよう対策を実施。さらに防波壁・防潮堤の設置、扉の水密化なども行っている。

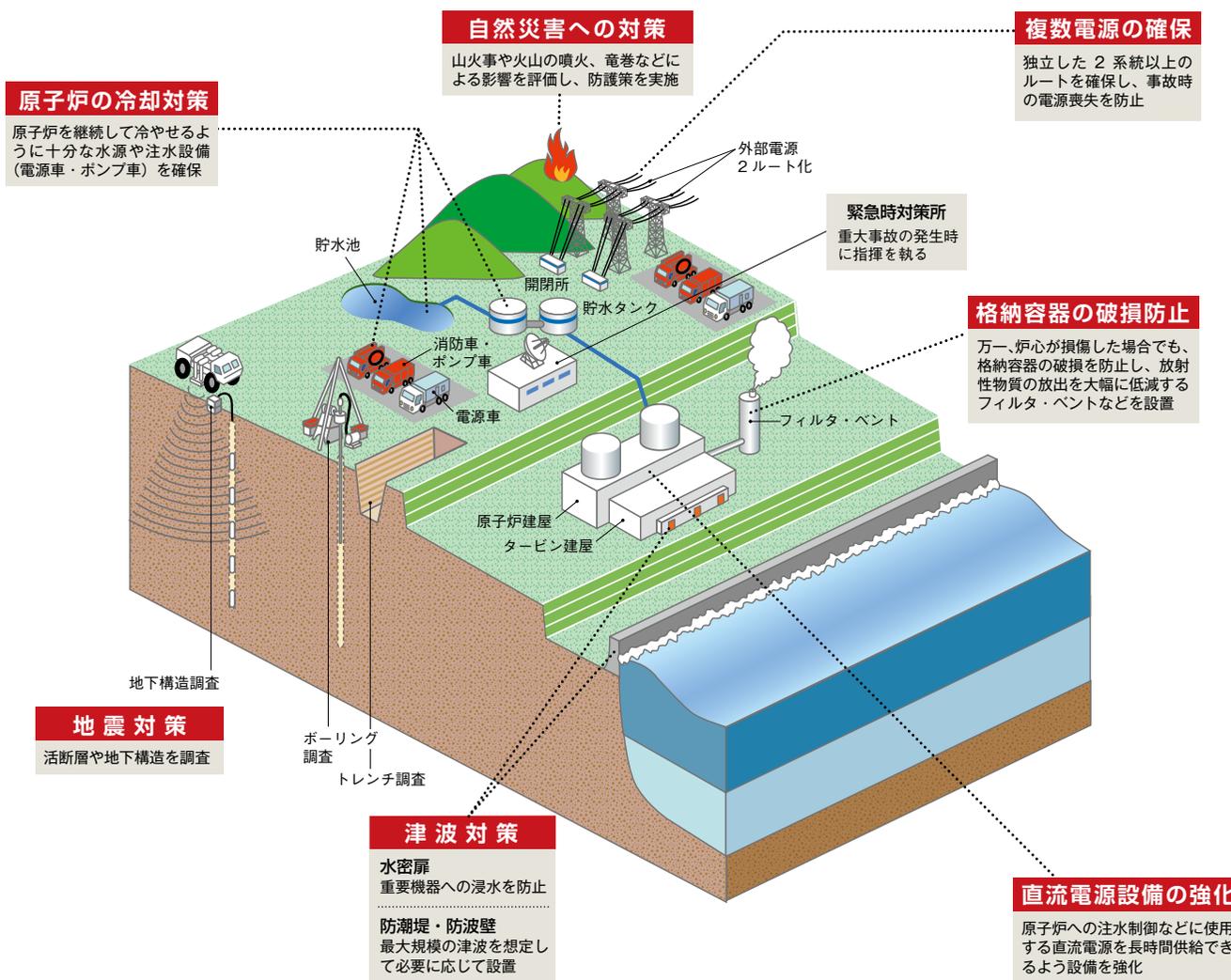
また、地震・津波のほかにも、新たに火山・竜巻・森林火災などへの対策が求められたため、原子力発電所の安全性に対する影響を適切に評価し、必要に応じて対策を講じている。

さらに、所内の火災や内部溢水で原子炉施設の安全性が損なわれないよう、プラントごとの設計条件を考慮のうえ、継続的な改善を行い、信頼性を向上させる。

その上で、地震や津波などで複数の冷却設備が同時に機能喪失した場合の多様な冷却手段の確保（炉心損傷防止対策）や、万が一炉心が損傷しても格納容器の破損防止や水素爆発防止など、環境への放射性物質の放出を十分低減させる対策も講じている。

## ●緊急時に施設・設備が有効に活用できるよう、訓練を強化

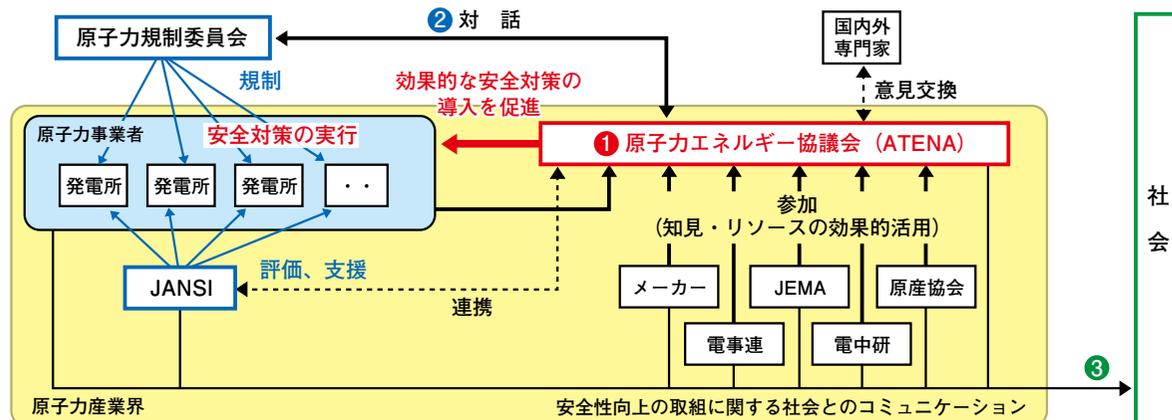
緊急事態が発生した場合でも、非常用設備などを有効に活用できるよう、過酷な事態を想定したマニュアルを整備するとともに、防災訓練などソフト面の対策を継続的に実施している。



●福島第一原子力発電所事故の後、原子力産業界は、このような事故を二度と起こさないという強い決意の下、原子力安全推進協会 (JANSI) や電力中央研究所 (電中研)・原子力リスク研究センターをはじめとした、安全性向上に資する組織による原子力事業者への支援等を通じて、規制の枠に留まらない、より高い次元の安全性確保に向けた取り組みを進めている。

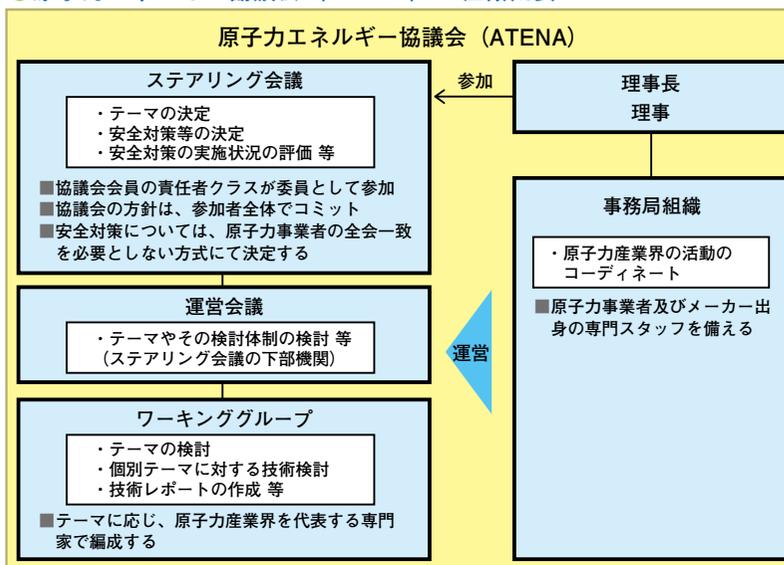
●このような自律的かつ継続的な取り組みを定着させていくことを目的に、原子力産業界全体の知見・リソースを効果的に活用し、規制当局等とも対話を行いながら、効果ある安全対策を立案し、原子力事業者の現場への導入を促す新たな組織「原子力エネルギー協議会」(Atomic Energy Association、略号:ATENA) を2018年7月1日に設立した。

### ●原子力エネルギー協議会 (ATENA) の役割



- ① 原子力産業界全体で共通課題への解決に取り組み、事業者の効果的な安全対策の導入を促す
- ② 安全性向上という共通の目的の下、規制当局と対話する
- ③ 原子力産業界の一員として、原子力事業者のステークホルダーと安全性向上の取組に関するコミュニケーションを行い、社会からの評価を頂きながら、自らの取組の改善に繋げる

### ●原子力エネルギー協議会 (ATENA) の組織概要



〈公開〉

- ・原子力産業界で取り組むテーマ
- ・技術レポート
- ・事業者による安全対策の実施状況等

(2024年1月24日時点)

**再稼働  
12基**

稼働中10基、停止中2基 (送電再開日)

**設置変更許可  
5基**

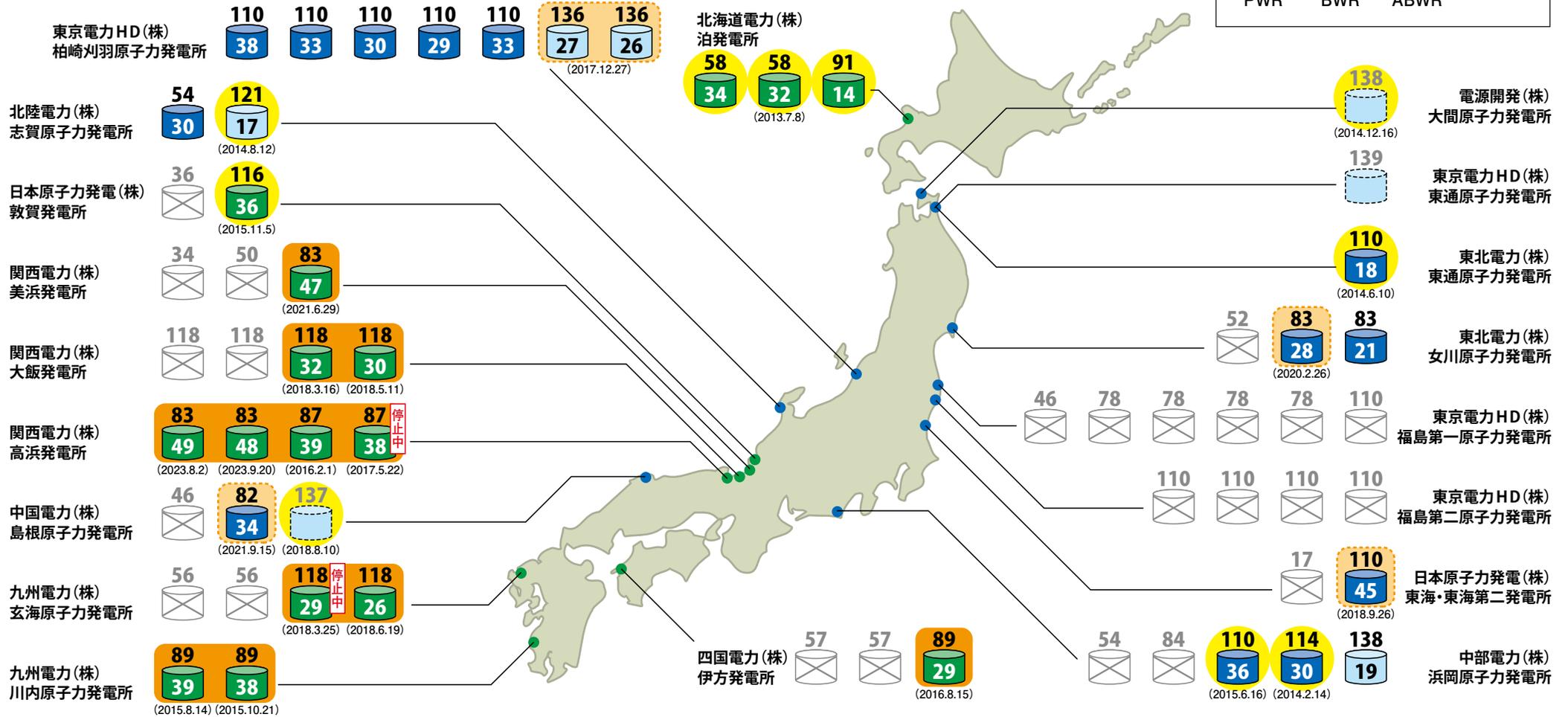
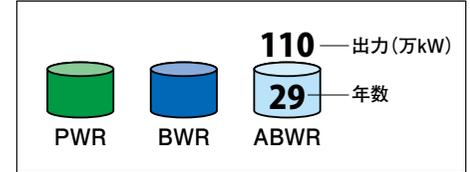
(許可日)

**新規制基準  
審査中  
10基**

(申請日)

**未申請  
9基**

**廃炉  
24基**



(出典)「資源エネルギー庁ホームページ」



● 原子力発電所の運転・建設状況

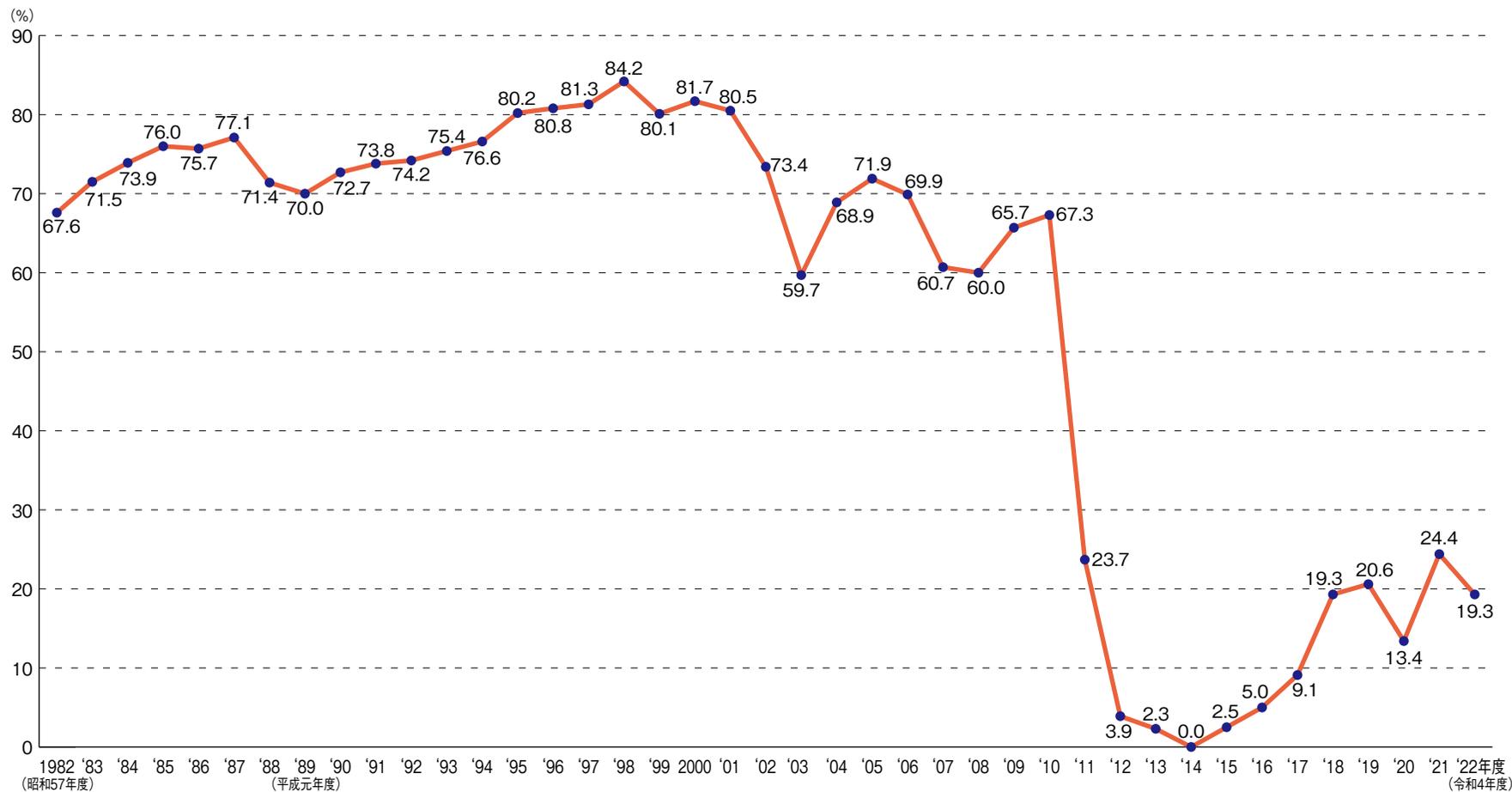
(2024年1月末現在)

	事業者	発電所/号機	所在地	型式	認可出力 (万kW)	運開年月
運 転 中	日本原子力発電(株)	東海第二 敦賀(2号)	茨城県東海村 福井県敦賀市	BWR PWR	110.0 116.0	1978年11月28日 1987年2月17日
		北海道電力(株)	泊(1号)	北海道泊村	PWR	57.9
	泊(2号)		〃	〃	57.9	1991年4月12日
	泊(3号)		〃	〃	91.2	2009年12月22日
	東北電力(株)	女川原子力(2号)	宮城県女川町、石巻市	BWR	82.5	1995年7月28日
		女川原子力(3号)	〃	〃	82.5	2002年1月30日
		東通原子力(1号)	青森県東通村	〃	110.0	2005年12月8日
	東京電力(株)	柏崎刈羽原子力(1号)	新潟県柏崎市	BWR	110.0	1985年9月18日
		柏崎刈羽原子力(2号)	〃	〃	110.0	1990年9月28日
		柏崎刈羽原子力(3号)	〃	〃	110.0	1993年8月11日
		柏崎刈羽原子力(4号)	〃	〃	110.0	1994年8月11日
		柏崎刈羽原子力(5号)	新潟県柏崎市、刈羽村	〃	110.0	1990年4月10日
		柏崎刈羽原子力(6号)	〃	ABWR	135.6	1996年11月7日
		柏崎刈羽原子力(7号)	〃	〃	135.6	1997年7月2日
	中部電力(株)	浜岡原子力(3号)	静岡県御前崎市	BWR	110.0	1987年8月28日
		浜岡原子力(4号)	〃	〃	113.7	1993年9月3日
		浜岡原子力(5号)	〃	ABWR	138.0	2005年1月18日
	北陸電力(株)	志賀原子力(1号)	石川県志賀町	BWR	54.0	1993年7月30日
		志賀原子力(2号)	〃	ABWR	120.6	2006年3月15日
	関西電力(株)	美浜(3号)	福井県美浜町	PWR	82.6	1976年12月1日
		高浜(1号)	福井県高浜町	〃	82.6	1974年11月14日
		高浜(2号)	〃	〃	82.6	1975年11月14日
		高浜(3号)	〃	〃	87.0	1985年1月17日
		高浜(4号)	〃	〃	87.0	1985年6月5日
		大飯(3号)	福井県おおい町	〃	118.0	1991年12月18日
		大飯(4号)	〃	〃	118.0	1993年2月2日
		中国電力(株)	島根原子力(2号)	島根県松江市	BWR	82.0
	四国電力(株)	伊方(3号)	愛媛県伊方町	PWR	89.0	1994年12月15日
	九州電力(株)	玄海原子力(3号)	佐賀県玄海町	PWR	118.0	1994年3月18日
		玄海原子力(4号)	〃	〃	118.0	1997年7月25日
		川内原子力(1号)	鹿児島県薩摩川内市	PWR	89.0	1984年7月4日
		川内原子力(2号)	〃	〃	89.0	1985年11月28日
			小計		33基	3,308.3
建設中	電源開発(株)	大間原子力	青森県大間町	ABWR	138.3	未定
	東京電力(株)	東通原子力(1号)	青森県東通村	ABWR	138.5	未定
	中国電力(株)	島根原子力(3号)	島根県松江市	ABWR	137.3	未定
			小計		3基	414.1
着 工 準 備 中 他	日本原子力発電(株)	敦賀(3号)	福井県敦賀市	APWR	153.8	未定
		敦賀(4号)	〃	〃	153.8	未定
	東北電力(株)	東通原子力(2号)	青森県東通村	ABWR	138.5	未定
	東京電力(株)	東通原子力(2号)	青森県東通村	ABWR	138.5	未定
	中部電力(株)	浜岡原子力(6号)	静岡県御前崎市	ABWR	140.0	未定
	中国電力(株)	上関原子力(1号)	山口県上関町	ABWR	137.3	未定
		上関原子力(2号)	〃	〃	137.3	未定
九州電力(株)	川内原子力(3号)	鹿児島県薩摩川内市	APWR	159.0	未定	
		小計		8基	1,158.2	
		合計		44基	4,880.6	

	事業者	発電所/号機	所在地	型式	認可出力 (万kW)	運転終了 又は廃止	廃止措置 計画認可
廃 止	日本原子力 研究開発機構	JPDR	茨城県東海村	BWR	1.2	1976年3月18日	※1996年解体完了
		ふげん	福井県敦賀市	ATR	16.5	2003年3月29日	2008年2月12日
		もんじゅ	〃	FBR	28.0	2016年12月21日	2018年3月28日
	中部電力(株)	浜岡原子力(1号)	静岡県御前崎市	BWR	54.0	2009年1月30日	2009年11月18日
		浜岡原子力(2号)	〃	〃	84.0	2009年1月30日	2009年11月18日
	東京電力(株)	福島第一原子力(1号)	福島県大熊町	BWR	46.0	2012年4月19日	—
		福島第一原子力(2号)	〃	〃	78.4	2012年4月19日	—
		福島第一原子力(3号)	〃	〃	78.4	2012年4月19日	—
		福島第一原子力(4号)	〃	〃	78.4	2012年4月19日	—
		福島第一原子力(5号)	福島県双葉町	〃	78.4	2014年1月31日	—
		福島第一原子力(6号)	〃	〃	110.0	2014年1月31日	—
		福島第二原子力(1号)	福島県楢葉町	BWR	110.0	2019年9月30日	2021年4月28日
		福島第二原子力(2号)	〃	〃	110.0	2019年9月30日	2021年4月28日
		福島第二原子力(3号)	福島県富岡町	〃	110.0	2019年9月30日	2021年4月28日
	福島第二原子力(4号)	〃	〃	110.0	2019年9月30日	2021年4月28日	
	日本原子力発電(株)	敦賀(1号)	福井県敦賀市	BWR	35.7	2015年4月27日	2017年4月19日
		東海	茨城県東海村	GCR	16.6	1998年3月31日	2006年6月30日
	関西電力(株)	美浜(1号)	福井県美浜町	PWR	34.0	2015年4月27日	2017年4月19日
		美浜(2号)	〃	〃	50.0	2015年4月27日	2017年4月19日
		大飯(1号)	福井県おおい町	〃	117.5	2018年3月1日	2019年12月11日
大飯(2号)		〃	〃	117.5	2018年3月1日	2019年12月11日	
九州電力(株)	玄海原子力(1号)	佐賀県玄海町	PWR	55.9	2015年4月27日	2017年4月19日	
	玄海原子力(2号)	〃	〃	55.9	2019年4月9日	2020年3月18日	
中国電力(株)	島根原子力(1号)	島根県松江市	BWR	46.0	2015年4月30日	2017年4月19日	
四国電力(株)	伊方(1号)	愛媛県伊方町	PWR	56.6	2016年5月10日	2017年6月28日	
	伊方(2号)	〃	〃	56.6	2018年5月23日	2020年10月7日	
東北電力(株)	女川原子力(1号)	宮城県女川町、石巻市	BWR	52.4	2018年12月21日	2020年3月18日	
		合計		27基	1,788.0		

(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、ATR=新型転換炉、FBR=高速増殖炉

● 原子力発電所の設備利用率



(出典)2012年度までは「原子力施設運転管理年報」、2013年度以降は「日本原子力産業協会ホームページ」より

(次画面へ続く)



●主要国の原子力発電所稼働率の推移（暦年）

左：稼働率（%）右：基数（基）

年	アメリカ		フランス		ドイツ		カナダ	
1982	55.1	75	52.7	30	70.1	11	82.2	12
1983	56.0	72	65.0	32	71.6	11	84.6	12
1984	57.2	78	72.6	40	79.1	13	72.6	14
1985	60.1	87	71.4	43	85.8	16	68.3	15
1986	58.3	92	69.9	44	78.3	17	73.6	17
1987	59.6	99	64.9	48	78.8	18	70.9	18
1988	63.5	106	61.2	52	75.3	20	75.5	18
1989	62.2	110	62.8	55	75.9	25	73.2	18
1990	66.5	111	62.7	55	75.1	21	61.0	19
1991	70.5	111	64.1	56	74.4	21	70.4	19
1992	71.2	110	63.1	57	79.9	20	61.1	19
1993	70.7	109	70.4	55	77.1	20	66.0	22
1994	74.2	109	66.1	57	76.2	20	75.0	22
1995	77.7	109	71.7	54	79.7	19	69.0	22
1996	76.9	110	74.3	55	83.2	19	68.2	21
1997	72.1	109	73.5	54	87.5	19	61.3	21
1998	79.4	105	73.4	54	83.0	19	71.5	16
1999	86.8	103	71.9	55	86.9	19	79.6	14
2000	89.4	103	73.3	57	86.4	19	78.7	14
2001	91.0	103	74.0	57	87.1	19	82.8	14
2002	91.9	103	75.6	59	83.8	19	81.4	14
2003	89.7	103	76.0	59	84.3	19	78.4	16
2004	91.8	103	77.0	59	87.4	18	80.6	17
2005	91.1	103	77.8	59	86.3	18	81.3	18
2006	90.8	103	77.6	59	89.1	17	83.7	18
2007	92.2	104	75.8	59	74.4	17	79.8	18
2008	91.4	104	75.6	59	78.4	17	79.9	18
2009	90.3	104	70.7	59	71.2	17	77.3	18
2010	91.1	104	74.1	59	74.1	17	77.7	18
2011	89.0	104	76.6	58	68.9	17	80.0	18
2012	86.5	104	76.0	58	90.5	9	79.1	20
2013	90.1	104	76.0	58	88.6	9	81.1	19
2014	91.8	100	79.6	58	89.0	9	85.0	19
2015	92.1	99	78.6	58	89.7	9	81.4	19
2016	92.4	100	71.5	58	86.3	8	80.8	19
2017	91.8	99	70.4	58	78.4	8	80.5	19
2018	92.6	99	73.0	58	88.1	7	79.1	19
2019	93.2	98	71.0	58	87.1	7	79.9	19
2020	92.5	96	64.6	58	88.0	6	76.7	19
2021	92.7	93	68.8	56	94.4	6	72.2	19
2022	93.1	92	53.6	56	94.0	3	67.7	19

（出典）IAEA-PRIS（Power Reactor Information System）

【参考】日本の設備利用率（%）

年	日本
1982	67.6
1983	71.5
1984	73.9
1985	76.0
1986	75.7
1987	77.1
1988	71.4
1989	70.0
1990	72.7
1991	73.8
1992	74.2
1993	75.4
1994	76.6
1995	80.2
1996	80.8
1997	81.3
1998	84.2
1999	80.1
2000	81.7
2001	80.5
2002	73.4
2003	59.7
2004	68.9
2005	71.9
2006	69.9
2007	60.7
2008	60.0
2009	65.7
2010	67.3
2011	23.7
2012	3.9
2013	2.3
2014	0.0
2015	2.5
2016	5.0
2017	9.1
2018	19.3
2019	20.6
2020	13.4
2021	24.4
2022	19.3

（出典）2012年度までは「原子力施設運転管理年報」、  
2013年度以降は「日本原子力産業協会ホームページ」より

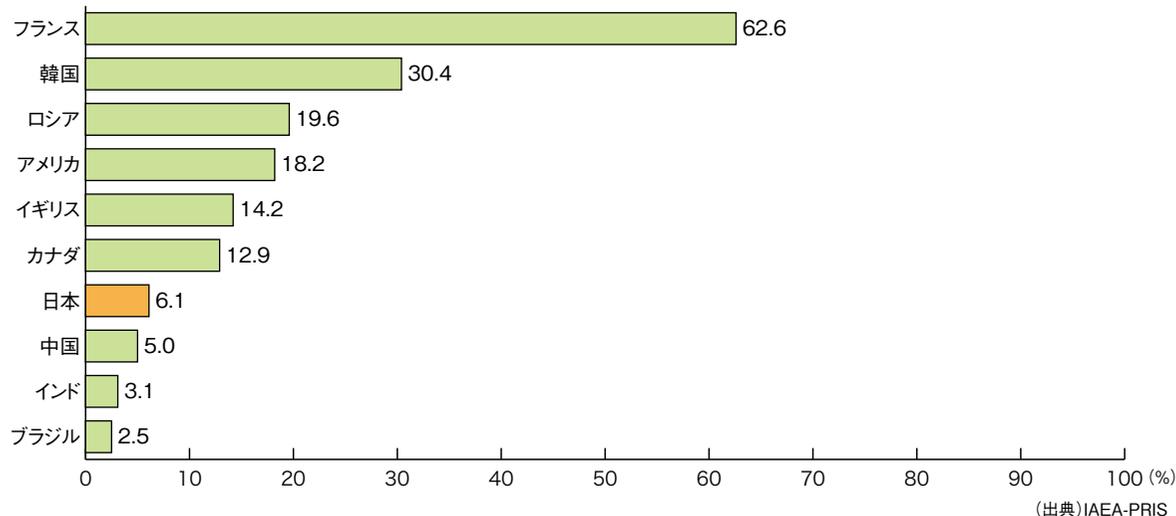
●各国はそれぞれのエネルギー事情に合わせて原子力を開発利用。

原子力発電の開発と利用は、各国のエネルギー事情によってさまざまな状況と展開を見せている。我が国同様エネルギー資源に乏しいフランスは電力の60%以上を原子力で賄う原子力先進国となっている。エネルギーを多く消費する国の中で見ると、石油、石炭、天然ガスなどの化石燃料資源に恵まれたアメリカ、イギリス、中国などでは火力発電の果たす役割が大きく、現段階では原子力の占める割合は比較的低い。

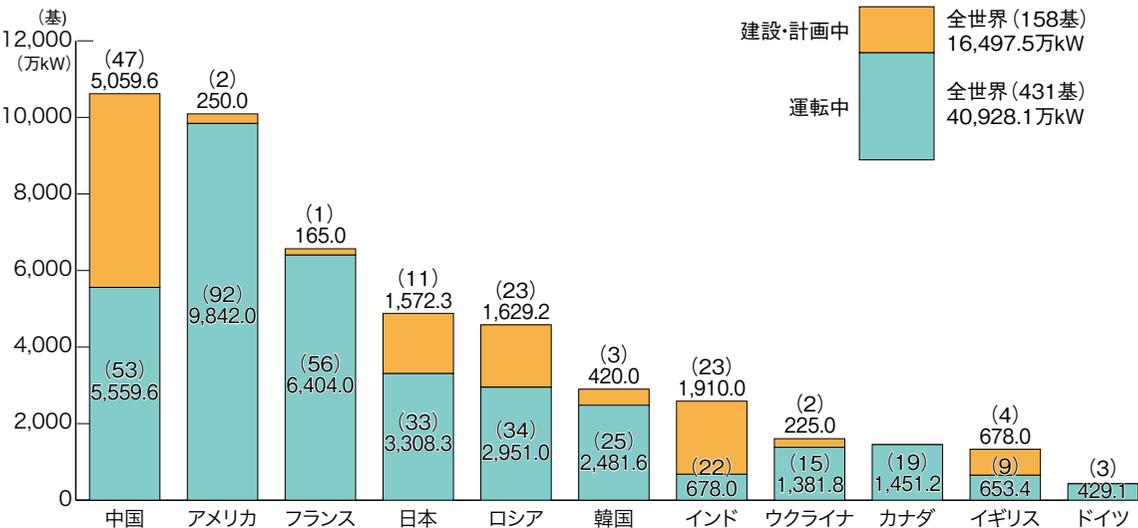
一方、欧州諸国は、国境を越えた電力ネットワークや天然ガスのパイプラインが張り巡らされており、欧州全体でエネルギーミックスを進めている。

また、特に急激な経済成長によりエネルギー需要が飛躍的に伸びているアジア諸国においては、原子力の導入が進められている。中でも、中国は、運転中の原子力発電の設備容量が、アメリカ、フランスに次ぐ世界3位に上昇している。

●主要各国の総発電電力量に占める原子力発電の割合(2022年実績)



●主要国の原子力発電設備(2023年1月1日現在)



(出典) 日本原子力産業協会「世界の原子力発電開発の動向2023年版」



●世界の原子力発電設備容量及び基数

2023年1月1日現在 : 2022年実績値

	国・地域	運転中【運転可能炉】		建設中		計画中		原子力発電量 (シェア)	
		基	万kW(グロス)	基	万kW(グロス)	基	万kW(グロス)	億kWh	%
1	アメリカ	92	9,842.0	2	250.0			① 7,722	18.2
2	フランス	56	6,404.0	1	165.0			③ 2,821	62.6
3	中国	53	5,559.6	24	2,471.2	23	2,588.4	② 3,954	5.0
4	日本※	11(33)	1,078.2(3,308.3)	3	414.1	8	1,158.2	⑧ 519	6.1
5	ロシア	34	2,951.0	5	291.6	18	1,337.6	④ 2,095	19.6
6	韓国	25	2,481.6	3	420.0			⑤ 1,675	30.4
7	カナダ	19	1,451.2			1	30.0	⑥ 817	12.9
8	ウクライナ	15	1,381.8	2	225.0			N/A	N/A
9	スペイン	7	739.7					⑦ 562	20.3
10	スウェーデン	6	707.1					⑨ 500	29.5
11	インド	22	678.0	11	880.0	12	1,030.0	⑪ 420	3.1
12	イギリス	9	653.4	2	344.0	2	334.0	⑩ 436	14.2
13	ベルギー	6	517.3					⑫ 417	46.4
14	ドイツ	3	429.1					⑬ 319	5.8
15	チェコ	6	421.2					⑭ 293	36.7
16	パキスタン	6	353.0			1	110.0	⑯ 222	16.2
17	スイス	4	310.5					⑰ 232	36.4
18	台湾	3	299.2					⑱ 229	9.1
19	フィンランド	4	290.2	1	172.0			⑮ 242	35.0
20	アラブ首長国連邦	2	280.0	2	280.0			⑲ 193	12.3
21	ブルガリア	2	208.0			1	120.0	⑳ 158	32.5
22	ハンガリー	4	202.7			2	240.0	㉑ 150	47.0
23	スロバキア	4	200.0	2	94.2			㉒ 148	59.2
24	ブラジル	2	199.0	1	140.5			㉓ 137	2.5
25	南アフリカ	2	194.0					㉔ 101	4.9
26	アルゼンチン	3	176.3	1	3.2	1	100.0	㉕ 75	5.4
27	メキシコ	2	160.8					㉖ 105	4.5
28	ルーマニア	2	141.0	2	141.2			㉗ 102	19.3
29	ベラルーシ	1	119.4	1	119.4			㉘ 44	11.9
30	イラン	1	100.0	1	105.7	2	144.2	㉙ 60	1.7
31	スロベニア	1	72.7					㉚ 53	42.8
32	オランダ	1	51.2					㉛ 39	3.3
33	アルメニア	1	44.8					㉜ 26	31.0
34	トルコ			4	480.0	4	448.0		
35	バングラデシュ			2	240.0				
36	エジプト			2	240.0	2	240.0		
37	ポーランド					6	900.0		
38	ウズベキスタン					2	240.0		
39	カザフスタン					1	N/A		
	合計	431	40,928.1	72	7,477.1	86	9,020.4	24,866	N/A

※日本の運転中【運転可能炉】に記載のデータは、2023年9月1日現在の再稼働炉（新規基準に合格して運転再開した原子炉）を示す。  
（ ）内は、再稼働炉と安全審査申請炉 / 未申請炉の合計。

N/A : Not Available (The output is unknown. 出力不明)

- 原子力発電所の発生事象のレベルを測る目安。
- 3つの観点からきめ細かく発生事象を把握。

難解な原子力発電所の事象を、専門家も一般の人々も共通して理解できるように、国際原子力機関 (IAEA) と経済協力開発機構の原子力機関 (OECD / NEA) によって「国際原子力事象評価尺度 (INES)」が策定されている。この評価尺度は、放射性物質の発電所外への影響、放射性物質の発電所内への影響、発電所の安全確保の機能の劣化 (深層防護の劣化)、の3つの観点を基準にして、レベル0 から7 までに分けられている。

レベル	基準			
	発電所外への影響	発電所内への影響	深層防護の劣化 (*)	
事故	7 深刻な事故	放射性物質の重大な外部放出 ヨウ素131等価で数万テラベクレル以上の放射性物質の外部放出 <i>旧ソ連チェルノブイル原子力発電所事故 (1986年)</i>	福島第一原子力発電所事故 (2011年)**	(*) 深層防護の劣化 原子力発電所では、発電所内外へ放射線の影響をおよぼさないように、運転・管理両面にわたり、何重もの対策をとることにより安全を確保しています。こうした安全確保のしつこさを深層防護といい「深層防護の劣化」の基準では発生したトラブルが安全性確保上どの程度、重要なものであったかを評価するものです。
	6 大事故	放射性物質のかなりの外部放出 ヨウ素131等価で数千から数万テラベクレル相当の放射性物質の外部放出		
	5 所外へのリスクを伴う事故	放射性物質の限定的な外部放出 ヨウ素131等価で数百から数千テラベクレル相当の放射性物質の外部放出	原子炉の炉心の重大な損傷 <i>米国スリーマイルアイランド原子力発電所事故 (1979年)</i>	
	4 所外への大きなリスクを伴わない事故	放射性物質の少量の外部放出 1ミリシーベルト以上の被ばく	原子炉の炉心のかなりの損傷 / 従業員の致死量の被ばく <i>JCOウラン加工工場臨界事故 (1999年)</i>	
異常な事象	3 重大な異常事象	放射性物質の極めて少量の外部放出 0.1ミリシーベルト以上の被ばく	放射性物質による所内の重大な汚染 / 急性の放射線障害を生じる従業員の被ばく (約1グレイ)	深層防護の喪失
	2 異常事象		放射性物質による所内のかなりの汚染 / 法定の年間線量当量限度を超える従業員の被ばく (50ミリシーベルト)	深層防護のかなりの劣化 <i>美浜発電所2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象 (1991年)</i>
	1 逸脱		安全上重要ではない事象	運転制限範囲からの逸脱 <i>サイクル機構「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故 (1995年)</i> <i>美浜発電所3号機2次系配管破損事故 (2004年)</i>
尺度以下	0 尺度以下			0+   安全に影響を与え得る事象 0-   安全に影響を与えない事象
評価対象外				安全性に関係しない事象

※暫定評価

(出典) 資源エネルギー庁「原子力2010」に加筆

- 日本のエネルギー・セキュリティを高める。
- ウラン燃料の利用効率を高める。
- 高レベル放射性廃棄物の発生量を減少させる。
- 利用目的のないプルトニウムをもたない。

### ●日本のエネルギー・セキュリティを高める

資源に乏しい日本は、そのほとんどを海外からの輸入に頼っており、エネルギー自給率はわずか 13.3%（2021 年度）。ウランは全量を海外からの輸入に頼っているが、カナダやオーストラリアなど比較的政情の安定した国から輸入されており、埋蔵量も世界に分散されていることから、石油より供給の安定性にすぐれたエネルギー源である。原子燃料サイクルを確立することで、ウラン燃料の需要に左右されにくくなり、供給安定性がさらに強化される。

### ●ウラン燃料の利用効率を高める

使用済燃料からウランやプルトニウムを取り出し、リサイクル（再利用）することによって、ウラン燃料の利用効率を高めることができる。

### ●高レベル放射性廃棄物の発生量を減少させる

使用済燃料を直接処分する場合（ワンス・スルー）は、使用済燃料全部を高レベル放射性廃棄物として処分しなければならない。これに対し、再処理を行うと、高レベル放射性廃棄物の量を約 4 分の 1 に減らすことができ、これにより処分施設の面積を約 2 分の 1 から 3 分の 1 に縮小することができる。また、放射線の有害度が天然ウラン程度になる期間を約 12 分の 1 に低減させることが可能となる。

### ●利用目的のないプルトニウムをもたない

「原子力の利用は平和利用に限る」とする日本は、利用目的のないプルトニウムをもたないことを国際的に表明している。原子力発電によって生成されたプルトニウムを再び原子燃料として利用する原子燃料サイクルは、プルトニウムの消費においても非常に大きな意義がある。

なお、核物質の核兵器への転用を防止するための国際的な条約として核不拡散条約（NPT）があり、国連の下部組織である国際原子力機関（IAEA）が、原子力発電所や再処理工場などの原子力施設の査察を実施し、原子力が平和目的以外に利用されていないかをチェックしている。

- 燃え残ったウランと新しく生まれたプルトニウムを活用。
- 燃料をリサイクルすることで資源の節約になり、エネルギーの長期安定供給に寄与。

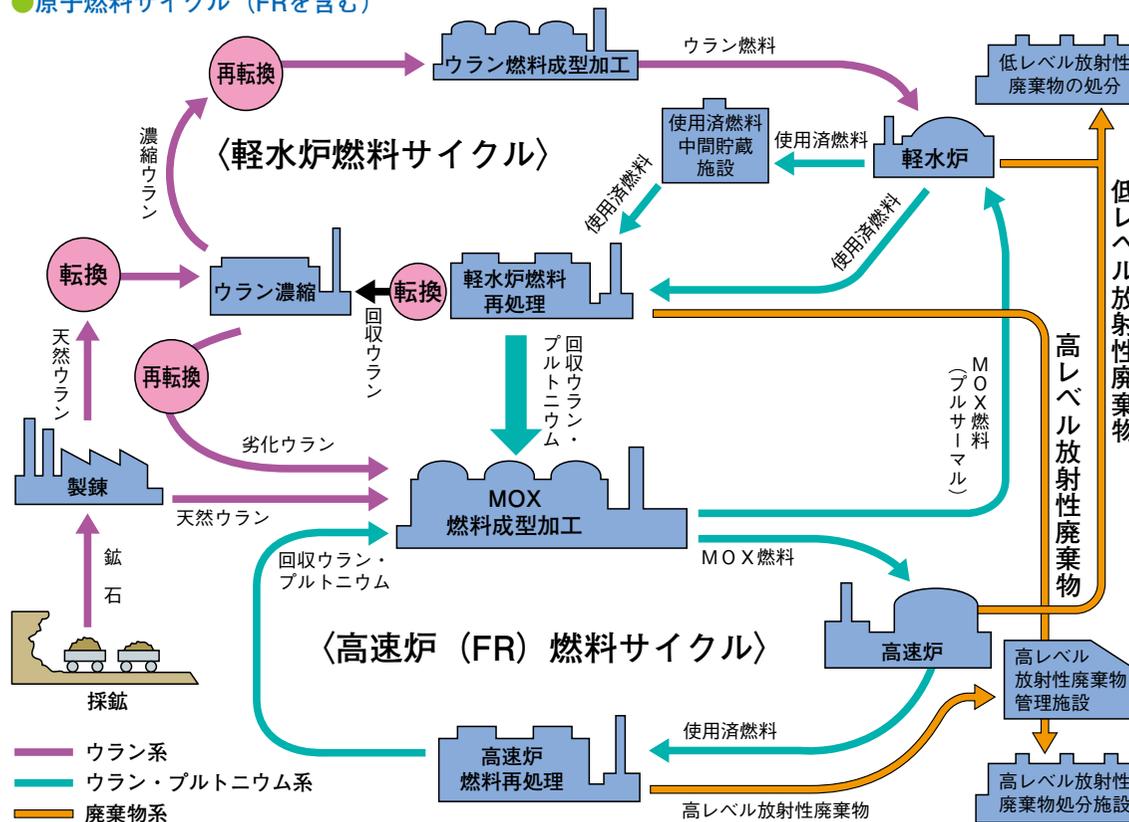
天然のウランは核分裂しにくいウラン 238 が大部分（99.3%）を占めており、核分裂しやすいウラン 235 はわずか 0.7%しか含まれていない。現在、日本の原子力発電で使用している軽水炉では、ウラン燃料としてウラン 235 の含有率を濃縮して 3～5%程度にまで高めたものを燃料として使っている。このウラン 235 の含有率を高める工程を「濃縮」という。

また、原子炉で使い終わった燃料は、ウラン 235 が核分裂（燃焼）をして含有率が減っているが、まだウラン 235 が残っている。さらに、核分裂しにくいウラン 238 に中性子が吸収され生成したプルトニウム 239 という核分裂性物質が含まれている。したがって、一定期間燃焼させた後の燃料（使用済燃料）から燃え残りのウラン 235 と、新たに原子炉で燃焼中にできたプルトニウム 239 を分離して取り出すことにより、これらを再び燃料として使うことができる。この分離して取り出す工程を「再処理」という。

このような一連の流れを原子燃料サイクルといい、原子燃料サイクルによって燃料を再利用できるようになる。

鉱山で採掘されたウラン鉱石から始まる原子燃料サイクルの流れは、右図の通り。

● 原子燃料サイクル（FRを含む）



- 実用化されている濃縮技術はガス拡散法、遠心分離法、レーザー法の3種類。
- 日本は、ガス拡散法に比べて電力消費が少なく、コストも安い遠心分離法を採用。

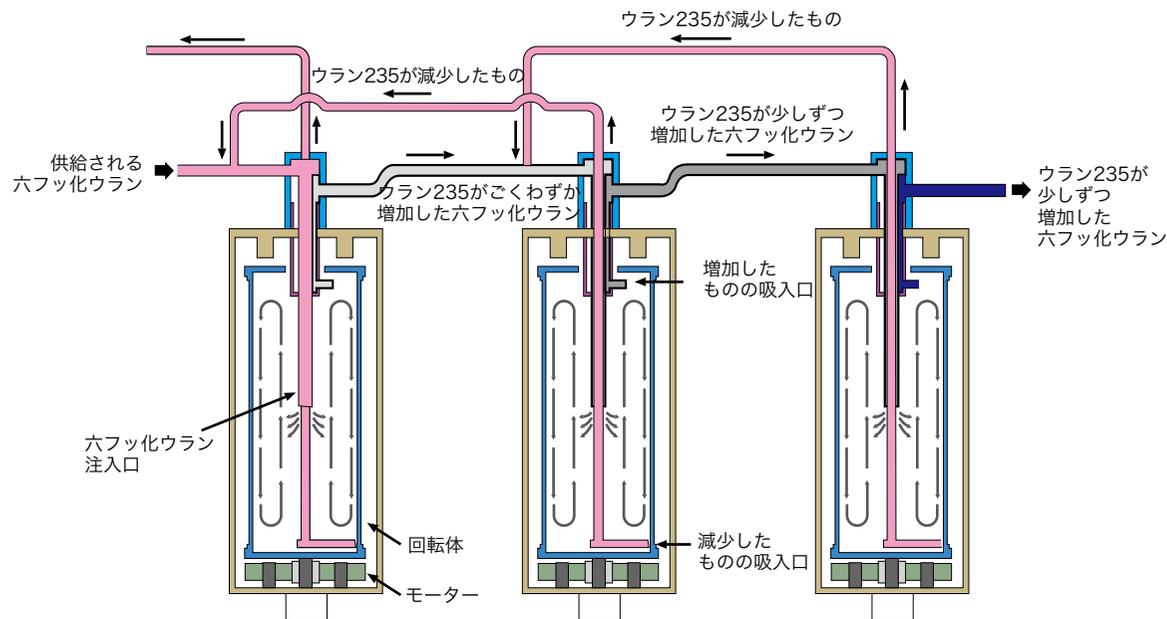
天然ウランの中には核分裂しやすいウラン 235 が 0.7%、核分裂しにくいウラン 238 が 99.3%含まれている。そして濃縮とは、実際の原子炉で使えるようウラン 235 の割合を 3 ~ 5%程度にまで高める技術である。さまざまな方法が考えられるが、現在、世界的には以下の3種類が主に採用されている。

### 1. ガス拡散法

金属の板に 10 ~ 20 万分の 1mm 程度の小さな穴をたくさん開けた隔膜と呼ばれる「ふるい」に、ウランを気体状の六フッ化ウランにして通す方法である。ウラン 235 のほうがウラン 238 よりわずかに「ふるい」を通りやすいため、出てきたものの中にはウラン 235 の割合がわずかに高まっている。こうした作業を、原子燃料として必要な濃度まで数百回、数千回繰り返す。アメリカ、フランスなどが採用している。

### 2. 遠心分離法

高速で回転している円筒の中に、気体状にした六フッ化ウランを流し込む方法である。質量の大きいウラン 238 は遠心力で円筒の外側のほうへ多く集まり、中心に近いところではウラン 235 の割合が高くなる。このウラン 235 が増えた部分を取り出して、同じ作業を何度も繰り返すことによって濃縮ウランを作り出す。日本のほか、イギリス、ドイツ、オランダが協力して建設、運転している濃縮工場でも採用されている。



### 3. レーザー法

蒸気化した金属ウランまたは気体状の六フッ化ウランにレーザー光を照射し、ウラン 235 とウラン 238 を分離する方法である。レーザー法には次の2種類がある。

#### ①原子法

ウラン金属を高温に加熱して蒸気状態にした上で特定の波長のレーザーを照射すると、ウラン 235 とウラン 238 のうちウラン 235 だけがイオン化する。この状態のウラン蒸気に電場を作用させるとイオン化したウラン 235 だけを取り出すことができる。

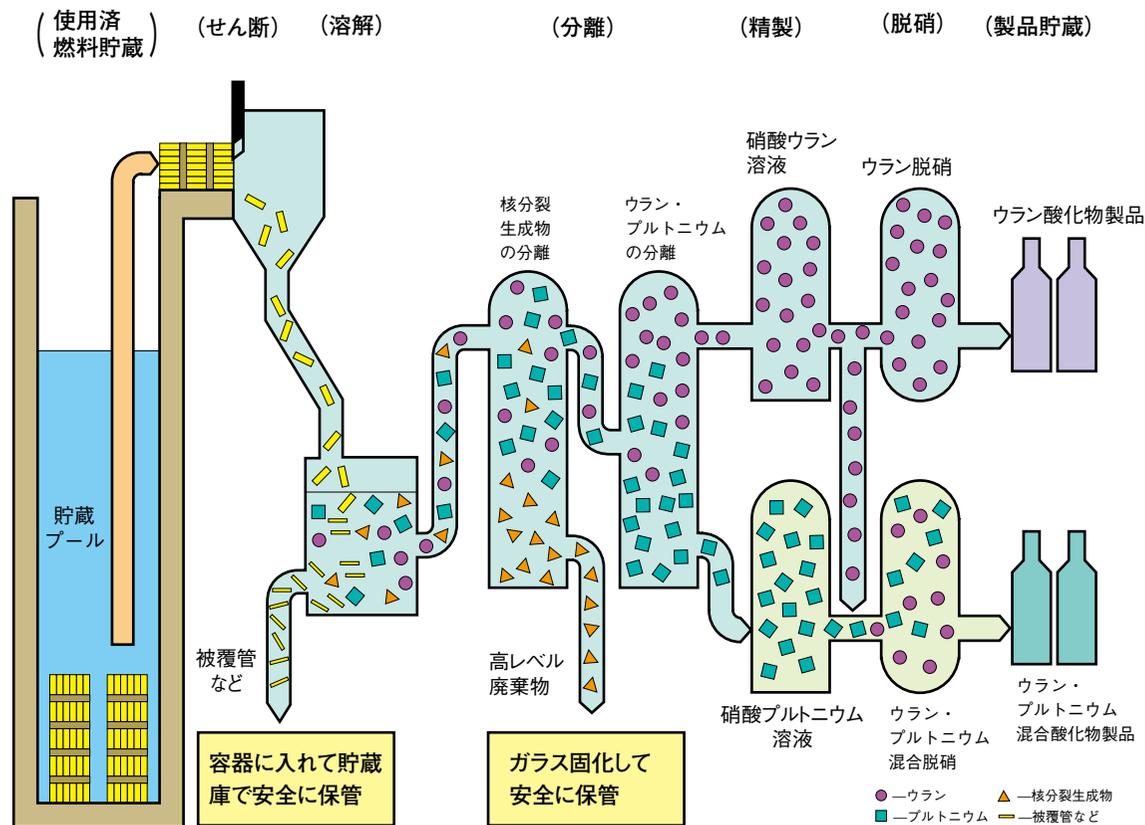
#### ②分子法

六フッ化ウランを気体の状態で冷却し、特定の波のレーザーを照射すると、ウラン 235 の六フッ化ウランだけが五フッ化ウランに変化する。この五フッ化ウランは固体であるため、六フッ化ウランの気体の中からウラン 235 だけを選択的にとり出すことができる。

再処理の方法は、現在「ピューレックス法」と呼ばれる方法が定着している。この方法は、銅やニッケルなどの製錬にも用いられる技術をもとにしたもので、ウランとプルトニウムと核分裂生成物質を分離するために、硝酸と油性の抽出剤（ウランやプルトニウムと結合しやすい薬品）を使用する。

ピューレックス法では、まず使用済燃料の中身を硝酸に溶かす。この硝酸液と油性の抽出剤をよく混ぜ合わせると、ウランとプルトニウムを含んだ抽出剤と核分裂生成物質（いわゆる高レベル放射性廃棄物）を含んだ硝酸液の二層に分離する。その後、抽出剤のほうに移ったウランとプルトニウムの化学的性質を変えたり、硝酸溶液の濃度を調節したりして、プルトニウムとウランをそれぞれ別の硝酸へ分離する。

●使用済燃料の再処理工程



- 現在、3施設が操業中。
- 原子燃料サイクルの要である「再処理工場」は、新規規制基準を踏まえた安全性向上対策、国による審査対応を進めているところ。

現在、日本原燃では、「ウラン濃縮工場」「高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター」「低レベル放射性廃棄物埋設センター」の三施設を操業している。また、サイクル事業の要となる「再処理工場」は、2006年3月にアクティブ試験を開始し、既に大部分の試験を終了。2020年7月には、再処理事業変更許可申請について、原子力規制委員会から許可を受領した。現在は、2024年度上期のできるだけ早期の竣工に向けて、再処理工場における設計及び工事の計画の認可申請（設工認申請）に関わる審査や、安全対策工事に取り組んでいるところ。MOX燃料工場については、2001年8月に日本原燃が青森県および六ヶ所村に対し立地協力要請を行った。2005年4月に立地基本協定を締結するとともに、核燃料物質加工事業許可申請を行い2010年5月に許可された。2020年12月には、核燃料物質加工事業変更許可申請について、原子力規制委員会から許可を受領した。現在は、2024年度上期の竣工に向けて、設工認申請に関わる審査や、安全対策工事に取り組んでいるところ。

再処理工場、MOX燃料工場が完成するとウランの濃縮から再処理、燃料加工、廃棄物管理までの環（サイクル）が完結し『準国産エネルギー』の安定供給に大きく近づくことになる。

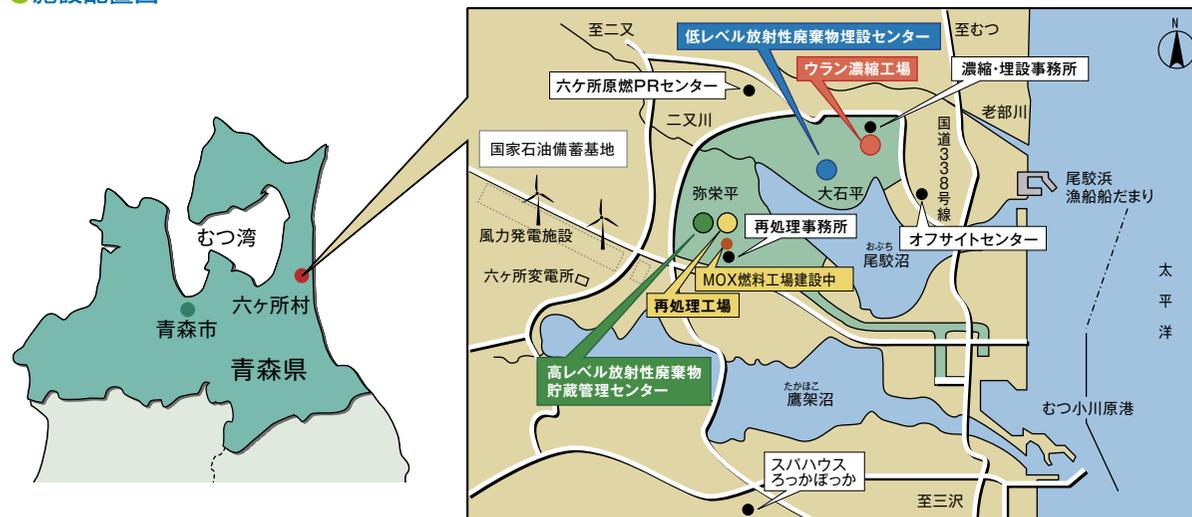
### ●原子燃料サイクル施設の概要（2023年10月末現在）

	再処理工場	MOX燃料工場	高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター	ウラン濃縮工場	低レベル放射性廃棄物埋設センター
建設地点	青森県六ヶ所村弥栄平地区			青森県六ヶ所村大石平地区	
施設の規模	最大処理能力 800トン・U/年 使用済燃料貯蔵容量 3,000トン・U	最大加工能力 ※1 130トン・HM/年	返還廃棄物貯蔵容量 ガラス固化体2,880本	最終的には ※2 1,500トン・SWU/年 規模	最終的には約60万m <sup>3</sup> (200リットルドラム缶 約300万本相当)
現 状	建設中	建設中	累積受入1,830本	新型遠心機で運転中	累積受入321,354本
工 期	工事開始：1993年 竣工時期：2024年度上期の できるだけ早期(予定)	工事開始：2010年 竣工時期：2024年度上期(予定)	工事開始：1992年 貯蔵開始：1995年	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…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  
 ※2…SWU：ウランの濃縮に必要な仕事量を表す単位

(出典) 日本原燃ホームページ 他

### ●施設配置図



(出典) 一般財団法人日本原子力文化財団「原子力・エネルギー図面集 7-2-6」

(次画面へ続く)

## ●日本原燃の沿革

- 1980年**  
3月1日 日本原燃サービス株式会社発足
- 1984年**  
7月27日 電気事業連合会が青森県及び六ヶ所村に原子燃料サイクル3施設の立地申し入れ
- 1985年**  
3月1日 日本原燃産業株式会社発足
- 4月18日 青森県知事、六ヶ所村長が電気事業連合会長に原子燃料サイクル3施設の立地受け入れを回答
- 4月18日 「原子燃料サイクル施設の立地への協力に関する基本協定書」を締結
- 1987年**  
5月26日 ウラン濃縮事業許可申請
- 1988年**  
4月27日 低レベル放射性廃棄物埋設事業許可申請
- 8月10日 ウラン濃縮事業許可
- 10月14日 ウラン濃縮工場着工
- 1989年**  
3月30日 再処理事業指定申請及び廃棄物管理事業許可申請
- 1990年**  
11月15日 低レベル放射性廃棄物埋設事業許可
- 11月30日 低レベル放射性廃棄物埋設センター着工
- 1991年**  
9月20日 六ヶ所原燃PRセンター開館
- 1992年**  
1月22日 日本原燃サービス株式会社と日本原燃産業株式会社が合併契約書に調印
- 3月27日 ウラン濃縮工場操業開始
- 4月3日 廃棄物管理事業許可
- 5月6日 廃棄物管理施設着工
- 7月1日 日本原燃サービス株式会社と日本原燃産業株式会社が合併、「日本原燃株式会社」発足
- 12月8日 低レベル放射性廃棄物埋設センター操業開始
- 12月24日 再処理事業指定
- 1993年**  
4月28日 再処理工場着工
- 1995年**  
4月26日 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター操業開始
- 1999年**  
12月3日 再処理事業の開始
- 2000年**  
10月10日 低レベル放射性廃棄物埋設センター2号埋設施設受入れ開始

- 2000年**  
10月12日 「六ヶ所再処理工場の使用済燃料受入れ貯蔵施設等の周辺地域安全確保及び環境保全に関する協定書」を締結
- 11月17日 MOX燃料加工事業に関する事業主体表明
- 2001年**  
8月24日 青森県及び六ヶ所村にMOX燃料工場立地に関する協力を要請
- 2002年**  
7月11日 核燃料サイクル開発機構と六ヶ所再処理工場の試運転に係わる技術支援協定を締結
- 11月13日 低レベル放射性廃棄物の次期埋設施設に関する本格調査を開始
- 2003年**  
1月1日 六ヶ所村に本社を移転
- 3月31日 日本原燃サイクル情報センター開館
- 2004年**  
11月22日 「六ヶ所再処理工場の使用済燃料受入れ・貯蔵、ウラン試験に伴うウランの取扱いに当たっての周辺地域安全確保及び環境保全に関する協定書」を締結
- 12月21日 ウラン試験開始
- 2005年**  
4月20日 経済産業大臣にMOX燃料加工事業に関し核燃料物質加工事業許可申請を行う
- 2006年**  
1月22日 再処理工場のウラン試験を終了
- 3月31日 再処理工場でアクティブ試験を開始
- 2010年**  
5月13日 MOX燃料加工施設核燃料物質加工事業許可
- 10月28日 MOX燃料工場着工
- 2014年**  
1月7日 六ヶ所村原子燃料サイクル施設の新規制基準に係る適合性の審査の申請
- 2020年**  
7月29日 再処理工場の事業変更許可
- 12月9日 MOX燃料工場の事業変更許可
- 2022年**  
9月14日 MOX燃料工場に係る設計及び工事の計画の第1回変更認可
- 12月21日 再処理工場に係る設計及び工事の計画の第1回変更認可
- 12月26日 再処理工場と高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターに係る設計及び工事の計画の変更認可申請及び認可申請
- 2023年**  
8月25日 ウラン濃縮工場の生産運転再開

## ●運転中・計画中の主要国の再処理施設

(2023年12月現在)

国名	事業者	所在地	工場名	年間処理能力 (トン/年)	操業開始年
フランス	OranoCycle	ラ・アーグ	UP2-800	合計で 1,700	1994
			UP3		1990
ロシア	Mayak Production Association	チェリャビンスク	RT-1	400	1971
日本	日本原燃株式会社(JNFL)	青森県六ヶ所村	再処理事業所	800	2024年度上期の できるだけ早期 (竣工予定)

## ●海外再処理契約に関する数量

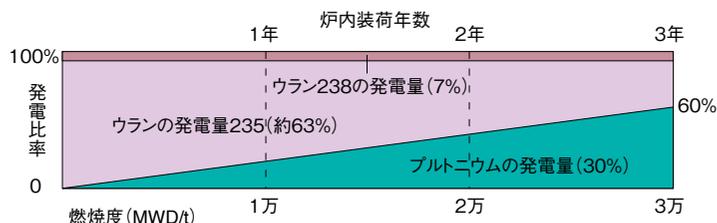
電気事業者〔9電力会社・日本原子力発電(株)〕がフランス核燃料会社(COGEA)およびイギリス原子燃料会社(BNFL)と締結した再処理役務契約に関する各種数量は以下のとおり。

	再処理契約数量(ウラン重量)
全体	約7,100トン
軽水炉の使用済燃料 (COGEA) (BNFL)	約5,600トン (約2,900トン) (約2,700トン)
ガス炉の使用済燃料 (BNFL)	約1,500トン (約1,500トン)

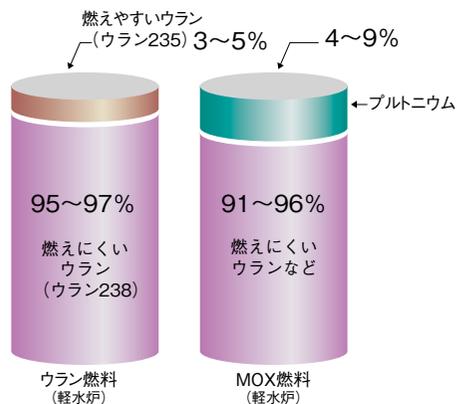
- プルトニウムは事実上、わが国の電力の約 10% を安定供給してきた実績あり。
- MOX 燃料を使うプルサーマル計画でプルトニウムを有効活用。

原子力発電でウランが燃料として使われる際、同時に原子炉内ではプルトニウムも生成され、ウランとともに核分裂して発電に貢献している。両燃料の原子力発電に寄与する割合は、ウラン約 70%、プルトニウム約 30% であり、これまで原子力発電がわが国の電力の約 3 割を賅ってきたことを考えると、プルトニウムは事実上わが国の電力のおよそ 10% (30% × 3 割) を安定して供給してきた。

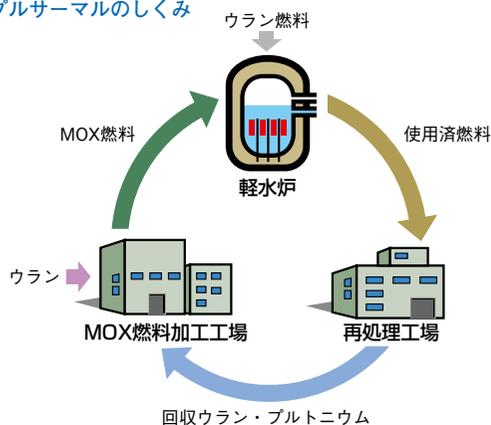
### ● 軽水炉内のウラン燃料の発電寄与割合



### ● ウラン燃料とMOX燃料の組成比較



### ● プルサーマルのしくみ



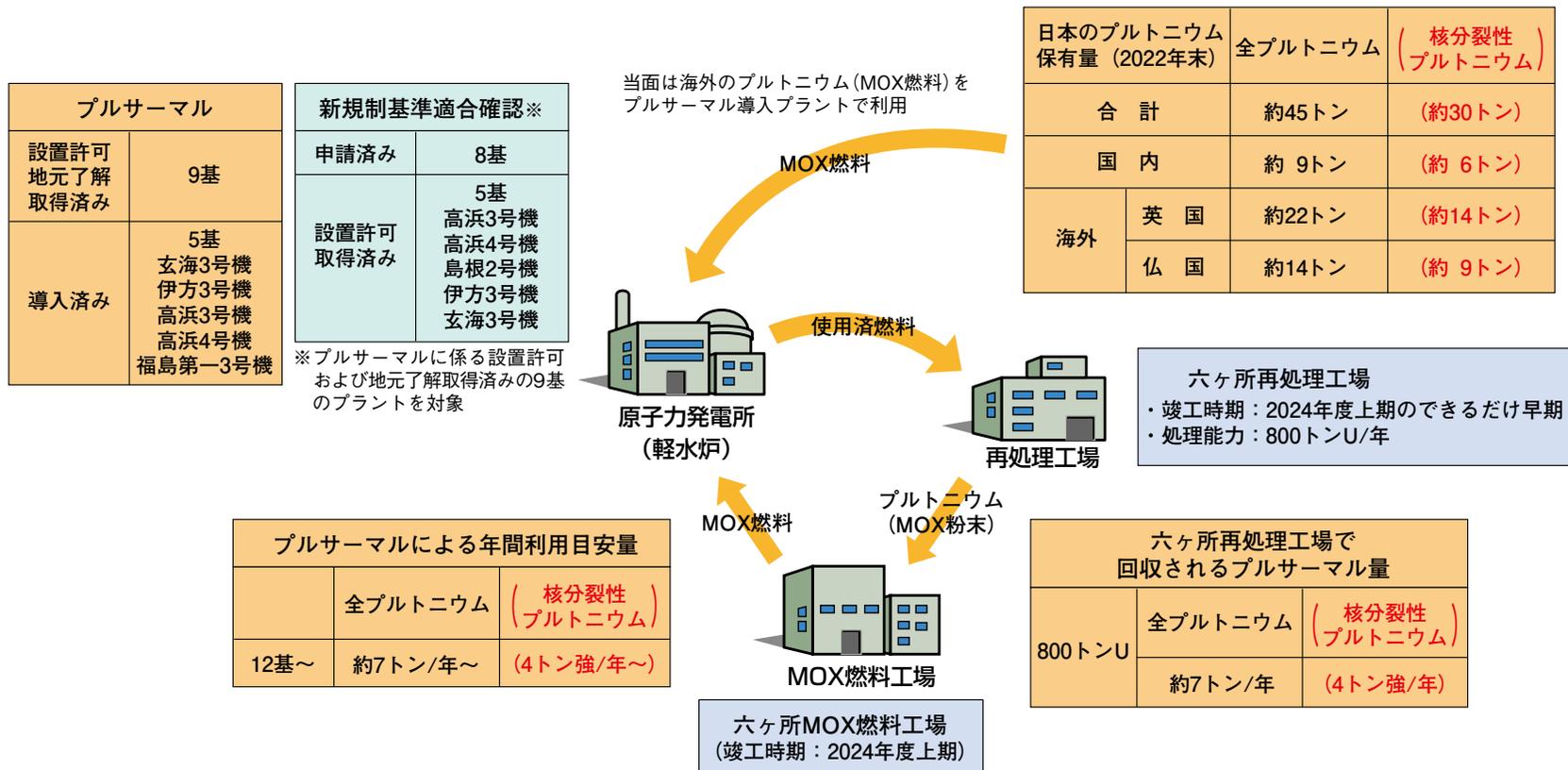
### ● プルトニウム保有量削減の取り組み

プルトニウムを燃料としてさらに有効に使えるのが「MOX 燃料 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 = Mixed Oxide Fuel)」。MOX 燃料は、使用済燃料を再処理することによって回収されたプルトニウムと天然ウランあるいは濃縮した後に残ったウラン (劣化ウラン) を混ぜ合せ、成型加工してつくる。この MOX 燃料を現在稼働している軽水炉で使用しようというのが「プルサーマル計画」である。「プルサーマル計画」はウラン資源の節約、プルトニウム利用技術の蓄積などに役立ち、ヨーロッパでは 1960 年代から始まり、全世界ではすでに燃料集合体で「7 千体以上」の実績がある。わが国では 2009 年 10 月に九州電力玄海原子力発電所 3 号機がはじめて MOX 燃料を装荷し、12 月に営業運転を開始した。その後、四国電力伊方発電所 3 号機、関西電力高浜発電所 3、4 号機においてもプルサーマルが導入されている。2020 年 12 月に公表した新たなプルサーマル計画においては、以下の対応を行うこととしている。

- ・ プルサーマルを早期かつ最大限導入することを基本とする。
- ・ このため、全ての事業者は、地域の皆さまのご理解を前提に、中長期的な取り組みとして、稼働する全ての原子炉を対象に 1 基でも多くプルサーマルが導入できるよう検討し、プルトニウムの需給バランスの確保に最大限取り組む。
- ・ その上で、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す。
- ・ さらに、事業者間の連携・協力等により、国内外のプルトニウム利用の促進・保有量の削減を進める。



- 日本原燃の暫定操業計画（2024年2月公表）では、六ヶ所再処理工場における再処理量を2031年度までに段階的に800トンUまで引き上げるとされている。
- プルサーマル計画では、当面の目標として、800トンUの使用済燃料を再処理した際に回収される約7トンのプルトニウムを消費できるよう、2030年度までに少なくとも12基の原子炉でプルサーマル導入を目指すこととしている。
- 海外に保有するプルトニウムも含め、確実に消費できるよう、プルサーマルの推進に最大限取り組んでいく。自社で保有するプルトニウムを自社のプルサーマル炉で消費することを前提に、事業者間で連携・協力し、英国と仏国それぞれに保有するプルトニウムを交換した上で、MOX燃料工場が稼働している仏国でMOX燃料に加工し、国内のプルサーマル炉で消費することを計画している。



- 原子力安全委員会により、MOX 燃料はウラン燃料と同等の安全性を確認。
- 将来のエネルギー供給の安定化に向けて MOX 燃料の利用を弾力的に拡大。

軽水炉におけるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（MOX 燃料）の利用は、将来の高速炉の実用化にむけた実用規模の原子燃料サイクルに必要な技術の確立、体制の整備の観点からとても重要である。また、プルトニウムが日本のエネルギー供給面で一定の役割を果たすことも考え併せると、これからの軽水炉での MOX 燃料利用を弾力的に運用していくことが求められている。

軽水炉での MOX 燃料利用は、全世界ではすでに燃料集合体で 7 千体以上の実績がある。また、これまで日本で実施した少数体規模での実証計画においても、炉心特性、燃料のふるまいなどについて良好な成果が得られている。1995 年 6 月の原子力安全委員会において、炉心の 1/3 程度までの装荷を対象に、軽水炉に MOX 燃料を装荷することに係わる安全審査の際の指標（基本的考え方）が取りまとめられた。この指標によると、MOX 燃料の特性・挙動はウラン燃料と大きな差はなく、MOX 燃料およびその装荷炉心は従来のウラン燃料炉心と同様の設計が可能であると認められている。したがって安全審査に当たっては、従来のウラン燃料炉心に用いる判断基準ならびに MOX 燃料の特性を適切に取り込んだ安全設計手法および安全評価手法が適用できるとされている。

また、1995 年 8 月の原子力委員会決定において、新型転換炉実証炉建設計画の代替計画として、全炉心に MOX 燃料を装荷することが可能な改良型沸騰水型軽水炉（フル MOX-ABWR）の建設が適切であるとされたのを受け、現在、電源開発（株）がその実施主体となっている。

原子力安全委員会にてフル MOX-ABWR の安全設計、安全評価などについて検討した結果、フル MOX-ABWR にて MOX 燃料を全炉心に装荷した炉心は従来のウラン燃料炉心と同様の設計が可能であると認められること、したがって、フル MOX-ABWR についてもウラン燃料炉心に用いている判断基準等並びに MOX 燃料の特性を適切に取り込んだ安全設計手法、安全評価手法を適用することは差し支えないとの検討結果が、1999 年 6 月に取りまとめられた。

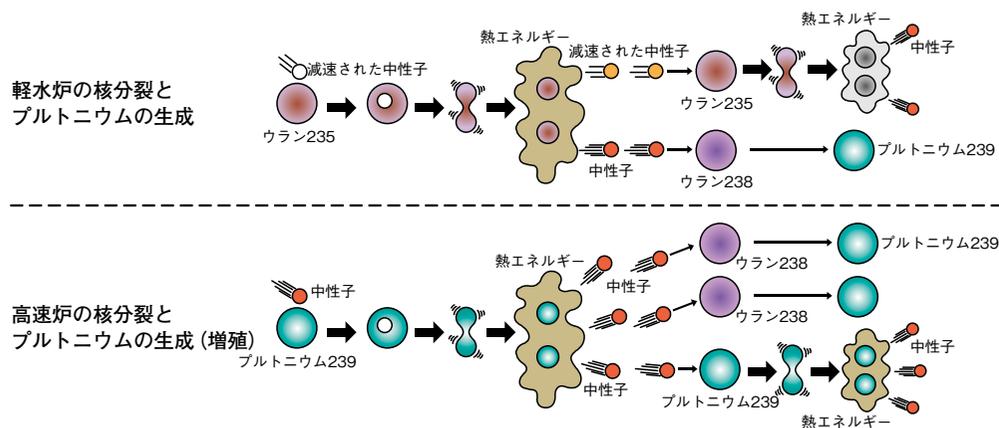
フル MOX-ABWR の大間原子力発電所は、1999 年 8 月に国の電源開発基本計画に組み入れられ、2004 年 3 月に経済産業大臣に原子炉設置許可申請書が提出され、2008 年 4 月に申請書が許可され、2008 年 5 月に着工となった。

現在は新規制基準適合性の審査を受けているところである。

- ウラン資源の利用効率を飛躍的に高める。
- 高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減が可能。

高速炉は主な燃料としてプルトニウムを使い、燃やした（核分裂した）燃料よりも多くの新しい燃料をつくり出すことが可能であり、国内にある劣化ウラン等を再利用することによって天然ウランの輸入を限定的あるいは不要にできる可能性がある。また、使用済燃料に含まれる高放射性のプルトニウムやマイナーアクチノイドを分離・回収し、高速炉で燃焼させることにより、高レベル放射性廃棄物の減容と潜在的有害度低減が実現でき、潜在的有害度が天然ウラン並に低減する期間が10万年から300年に、廃棄物体積も直接処分の約1/7となる可能性が指摘されている。高速炉（Fast Reactor：FR）の「高速」は核分裂して発生する中性子のエネルギーが高い高速中性子（中性子のスピードが早い）で核分裂反応を維持することを意味する。わが国では、2018年12月の原子力関係閣僚会議において、高速炉開発の戦略ロードマップが決定。2022年12月には、戦略ロードマップが改訂され、支援対象・進め方のイメージが具体化された。

## ●燃やした燃料よりも多くの新しい燃料をつくり出す仕組み



## ●高速炉開発 「戦略ロードマップ」改訂案の主なポイント

〈高速炉技術の評価〉

- ・技術の成熟度、市場性、国際連携等の観点から、複数の高速炉技術を評価。
- ・その結果、常陽・もんじゅ等を経て民間企業による研究開発が進展し、国際的にも導入が進んでいるナトリウム冷却高速炉が、今後開発を進めるに当たって最有望と評価。

※軽水冷却やトリウム溶融塩冷却は、「燃料技術の実現性、基礎的な研究の継続が引き続き必要」と評価。

〈今後の開発の作業計画〉

- 2023年夏：炉概念の仕様を選定
- 2024年度～2028年度：実証炉の概念設計・研究開発
- 2026年頃：燃料技術の具体的な検討
- 2028年頃：実証炉の基本設計・許認可手続きへの移行判断

## ●わが国における高速炉

〈高速増殖原型炉「もんじゅ」(28.0万kW、廃止措置中)〉

「もんじゅ」については、1995年8月に発電を開始した後、同年12月のナトリウム漏洩事故による長期停止を経て、2010年5月に性能試験を再開し、計画された第1段階の試験を終えた。以降、炉内中継装置の落下事象、保守管理活動の不備の判明等により運転再開は行われず、2016年12月の原子力関係閣僚会議にて、今後の高速炉開発の意義や開発方針が改めて確認されるとともに、「もんじゅ」の運転再開は行わず、廃炉とすることが決定され、2018年3月に廃止措置計画が認可、同年8月に廃止措置に着手した。

〈高速実験炉「常陽」(熱出力14万kW、安全対策工事中)〉

「常陽」については、1977年4月の運転開始以降、高速炉開発のために必要な技術・データおよび経験を得るための基礎・基盤研究や材料照射試験等が実施されており、今後の高速炉開発においても活用が期待されている。現在は運転を停止しており、新規基準への適合性審査について、2023年7月に原子炉設置変更許可を取得した。現在、2026年度半ばの運転再開を目指し、安全対策工事等に取り組んでいる。

(次画面へ続く)

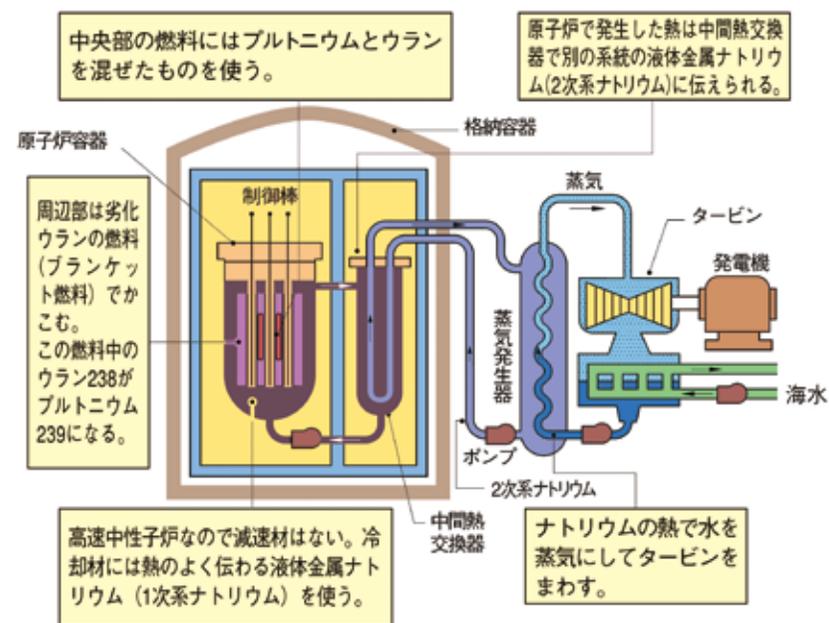
## ●高速炉の特徴

高速炉では、冷却材として中性子を減速・吸収しにくく、熱を伝えやすいナトリウムを用いている。

ナトリウムは熱伝導性がよく、比重が 0.97 と水よりも軽く沸点が高いため、原子炉容器内をほぼ常圧(1 気圧)とすることができるなど、冷却材として優れた性質がある。しかし、ナトリウムは水と激しく反応するという性質があるため、ナトリウムから水に熱を伝える蒸気発生器には、高温のナトリウムに適した設計や材料を用いている。また、原子炉で熱せられたナトリウムで直接蒸気を発生させるのではなく、一度別系統のナトリウムを熱し、これにより蒸気を発生させるようにしている。これは、ナトリウムと蒸気発生器内の水がなんらかの原因で接触するような場合においても、原子炉内を通して放射化されたナトリウムと蒸気発生器の水が、直接反応するのを避けるためである。

また、高速炉は、増殖をするために、炉心の周りをブランケットと呼ばれる天然ウラン又は劣化ウランで囲む構造(ブランケット構造)を持っている。ブランケットでは、炉心から出る中性子がウラン 238 に吸収され、ウラン 238 からプルトニウム 239 への転換が行われる。

## ●高速炉 (FR) の略図



- 使用済燃料は再処理されるまで、エネルギー資源として適切に貯蔵することが重要。
- 「当面の対策」として、各発電所において貯蔵能力の増強を検討・実施。

日本は、発生する全ての使用済燃料を再処理することを基本としており、この観点から、再処理工場の建設を着実に推進する必要がある。

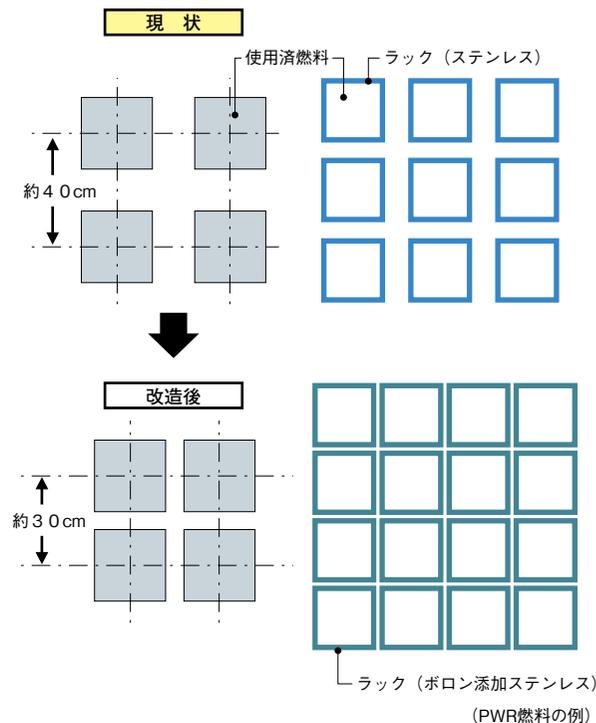
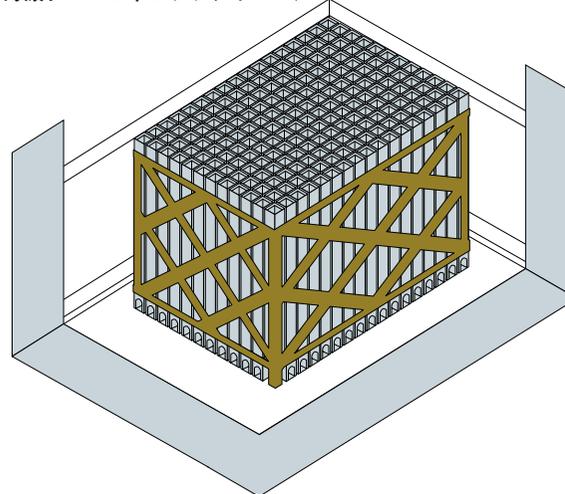
この再処理を行うとの基本の上に立って、使用済燃料は再処理されるまでの間、エネルギー資源として適切に貯蔵することが重要である。このため、いくつかの原子力発電所においては、当面の対策として、その貯蔵能力の増強を早急に実施する必要がある。その対策として乾式キャスク貯蔵設備や号機間共用プールの設置、使用済燃料ラックの改造（リラッキング）、増設が検討・実施されている。

### 〔当面の対策例〕

- リラッキングによる増強対策

使用済燃料は貯蔵プールのラックの中に入れて沈めてある。プールの大きさ自体を変えずに、ラックの間隔を狭める改造をすることによって、使用済燃料の貯蔵量を増やすことを計画

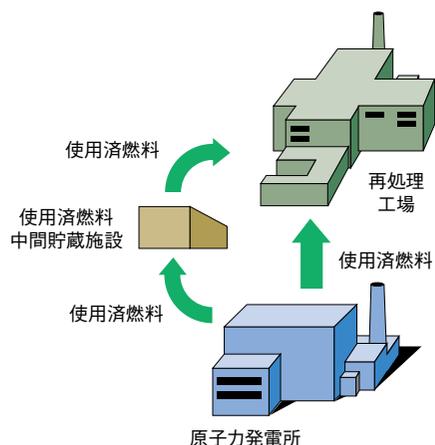
貯蔵プールの中のラックイメージ



- 原子力発電所における貯蔵量および管理容量と、再処理工場の再処理能力を考え合わせると、原子力発電所外の貯蔵（中間貯蔵）等の対策が必要。
- 青森県が中間貯蔵施設の受入を表明。東電と原電が設立した「リサイクル燃料貯蔵株式会社」が中間貯蔵施設の建設と安全対策工事を進めている。

現在、使用済燃料は、再処理されるまでの間、原子力発電所内で貯蔵されているが、今後、その発生量が長期的に増加する見通しにある。原子力発電所における貯蔵量および管理容量と、現在建設中の再処理工場の再処理能力（年間800トンU）を考え合わせると、従来までの原子力発電所内における使用済燃料の貯蔵という方式に加え、原子力発電所外の貯蔵（中間貯蔵）が必要となる。

2000年11月には青森県むつ市が使用済燃料中間貯蔵施設の立地可能性調査の実施を東京電力に要請した。これを受けた東京電力は、2001年4月から現地調査（ボーリング調査、気象観測調査）を実施し、2003年4月には、むつ市に対し「施設の建設は技術的に可能」との立地可能性調査報告と事業構想を提出した。むつ市では、2003年6月に誘致を表明し、同年7月に東京電力に対し立地要請を行った。東京電力は2004年2月に青森県とむつ市に対し立地協力要請を行い、2005年10月に青森県知事が受入を表明した。東京電力と日本原電は、同年11月に新会社「リサイクル燃料貯蔵株式会社」を設立。新会社は2007年3月に事業許可申請し、2010年5月に許可、2010年8月から工事を開始した。2020年11月に、事業変更許可を受領。2022年8月に設工認変更認可を取得し、2023年8月に保安規定変更認可を取得。安全対策工事を進めている。



### ●各原子力発電所（軽水炉）の使用済燃料の貯蔵状況

(2023年12月末現在)

電力会社名	発電所名	1炉心 (tU)	1取替分 (tU)	使用済燃料 貯蔵量 (tU)	管理容量 (tU)
北海道電力	泊	170	50	400	1,020
東北電力	女川	200	40	480	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	2,370	2,910
中部電力	浜岡	410	100	1,130	1,300
北陸電力	志賀	210	50	150	690
関西電力	美浜	70	20	500	620
	高浜	290	100	1,440	1,730
	大飯	180	60	1,840	2,100
中国電力	島根	100	20	460	680
四国電力	伊方	70	20	750	930
九州電力	玄海	180	60	1,150	1,370
	川内	150	50	1,100	1,290
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	16,580	21,440

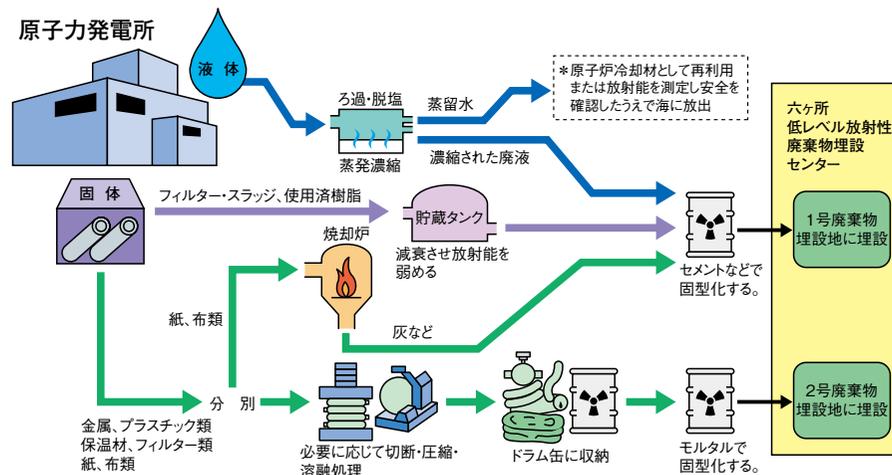
- (注)1. 管理容量は、原則として「貯蔵容量から1炉心+1取替分を差し引いた容量」。  
 なお、運転を終了したプラントについては、貯蔵容量と同等としている。
- (注)2. 福島第一については、廃炉作業中であり、第1回推進協議会時点（2015年9月末値）を参考値とし、その後の廃炉作業に伴う乾式キャスク仮保管設備拡張は除外している。
- (注)3. 浜岡1、2号機および伊方1号機は、燃料搬出完了により除外している。
- (注)4. 四捨五入の関係で合計値は、各項目を加算した数値と一致しない部分がある。
- (注)5. 1炉心および1取替分については、運転を終了したプラント分を除外している。

- 原子力発電所の運転や点検作業に伴い、放射能レベルの低い「低レベル放射性廃棄物」が発生。
- 最終的に青森県六ヶ所村の低レベル放射性廃棄物埋設センターへ輸送し、埋設・管理される。

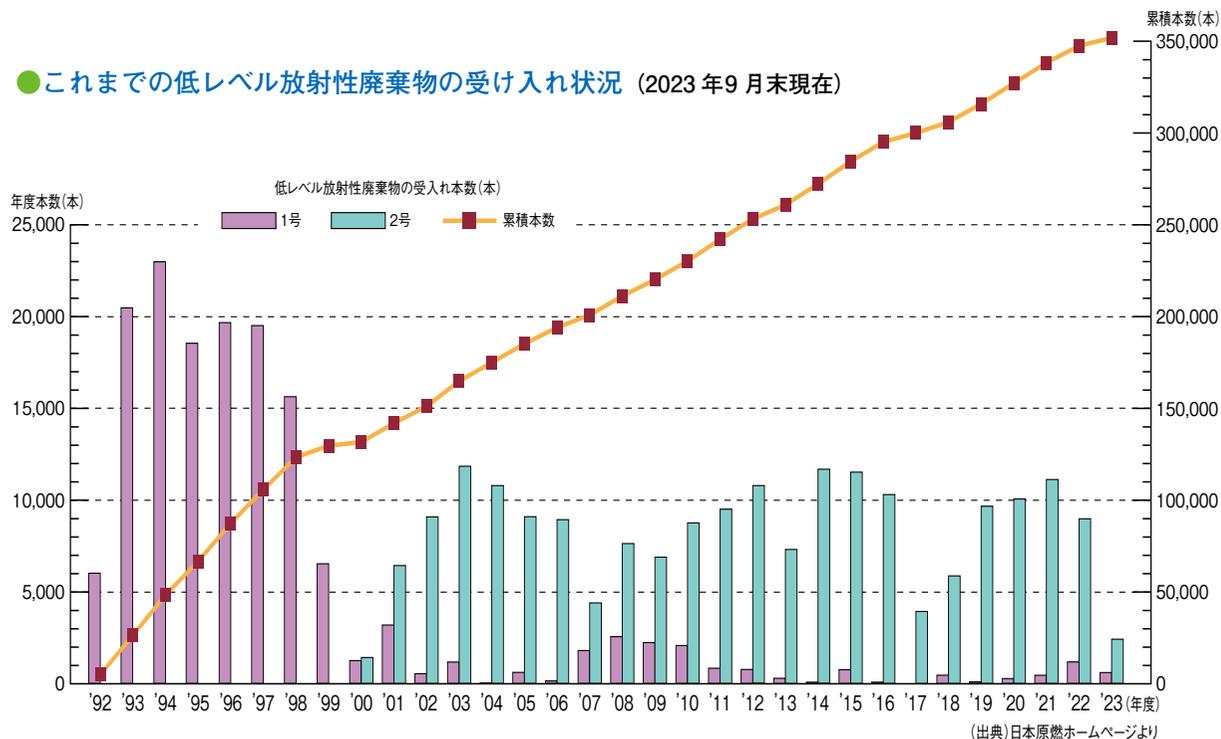
全国の原子力発電所では、運転や点検作業などに伴って放射能レベルの低い“低レベル放射性廃棄物”が発生する。発電所で使用した水、水などを浄化するために使用したフィルター・スラッジ、金属、プラスチック、保温材などがこれに相当する。

各発電所では、こうした廃棄物のうち、液体は蒸発濃縮処理、燃えるものは焼却処理をした後、ドラム缶に収納し、セメント、アスファルト、プラスチックを用いて固型化する（1号埋設対象廃棄物）。また金属などの固体状廃棄物は、必要に応じて切断・圧縮・溶融処理などを行い、ドラム缶に収納した後、セメント系充てん材（モルタル）で一体となるように固型化する（2号埋設対象廃棄物）。これらの廃棄物は、発電所内で放射能濃度・重量測定・表面汚染密度・線量当量率などのいくつかの検査を行い、発電所敷地内の貯蔵庫に安全に保管した後、青森県六ヶ所村の「低レベル放射性廃棄物埋設センター」へ輸送される。「低レベル放射性廃棄物埋設センター」では現在、原子力発電所の運転に伴い発生した廃棄物を対象に、1号埋設対象として200ℓドラム缶20万本相当および2号埋設対象として200ℓドラム缶20万本相当の計約40万本相当の事業許可を得て操業を行っており、最終的には200ℓドラム缶300万本相当を埋設することを考えている。2023年9月末現在、「低レベル放射性廃棄物埋設センター」へ約35万1千本が搬出されている。

### ●埋設するための処理方法(例)



### ●これまでの低レベル放射性廃棄物の受け入れ状況 (2023年9月末現在)



- 30～50年間冷却・貯蔵した後、地下300m以深に地層処分する。
- 国、関係各機関が協力して、安全、確実に処分に取り組む。
- 2020年11月、NUMOは、北海道寿都町・神恵内村において文献調査を開始した。
- 現在は国の委員会でNUMOが整理した文献調査報告書(案)について、技術的・専門的な観点から議論が行われているところ。
- 2023年4月の最終処分関係閣僚会議において、最終処分に関する基本方針の改定が閣議決定され「国は、政府一丸となって、かつ、政府の責任で、最終処分に向けて取り組んでいく。」とされ、最終処分の実現に向けて、これまで以上に国が前面に立った取り組みを進めていくこととなった。

再処理工場では、使用済燃料から少量だが放射能レベルの高い放射性物質を含む高レベル放射性廃棄物が分離される。この高レベル放射性廃棄物は、低レベル放射性廃棄物に比べて分離される量自体は少ないが、放射能が強く、また半減期の長い核種も含まれているため、その放射能が減衰するまで、長期間にわたり人間の生活環境から隔離する必要がある。日本の高レベル放射性廃棄物処分の基本的な方策は、

- 安定な形態に固化した後、30年間から50年間程度冷却のために貯蔵する
- その後、地下300mより深い地層中に処分する(地層処分)

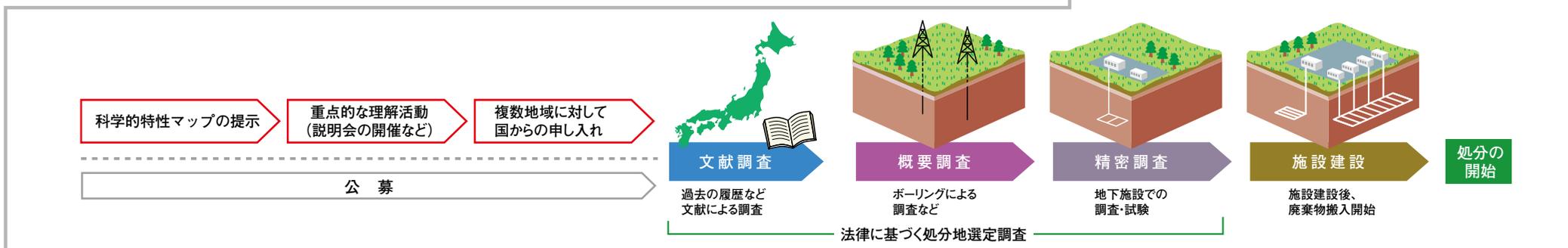
こととしている。2000年6月「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」が公布され高レベル放射性廃棄物の最終処分に向けた枠組みが整備された。同10月には通商産業大臣の認可を受けた「原子力発電環境整備機構(以下、NUMO)」が設立され、国、電力会社等と連帯し、主体的に安全、確実な処分を進めていくことになった。

NUMOは2002年12月から概要調査地区の公募を開始したが、文献調査地区選定に着手できない状況も踏まえ、国において、最終処分の取り組みの見直しが行われた。

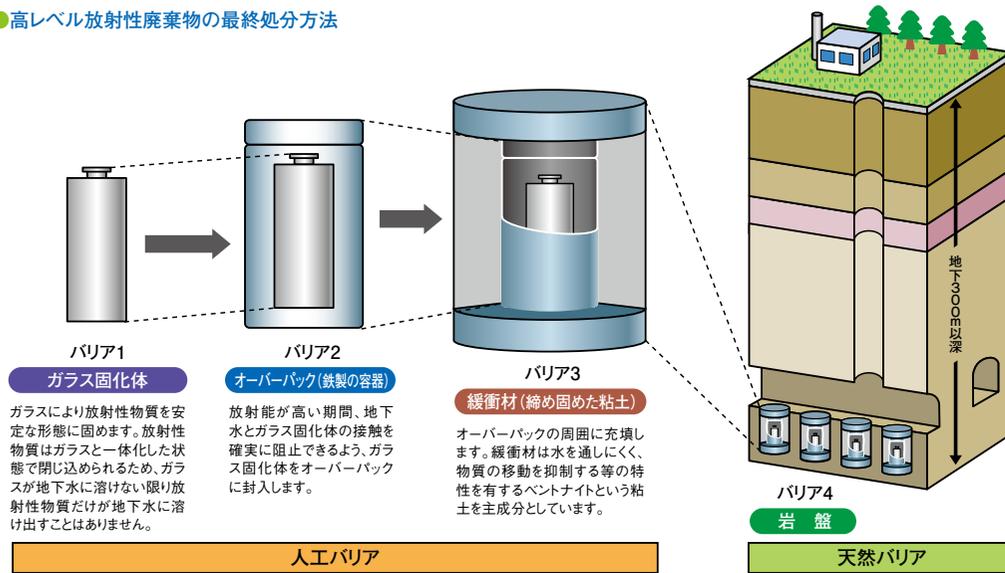
2023年4月には「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」の改定が閣議決定され、最終処分の実現に向けて、これまで以上に国が前面に立った取り組みを進めていくこととなった。

処分地の選定は「国からの申し入れ」や「公募への応募」を受けて「文献調査」、「概要調査」、「精密調査」の三つの段階を経て行われるが、各段階の地区選定にあたっては、知事および市町村長の同意が得られない場合、次の段階に進むことはないとしている。なお、将来その方法を常に見直すように可逆性<sup>※1</sup>・回収可能性<sup>※2</sup>が適切に担保されている。電気事業者は、廃棄物の発生者として責任を果たしていくため、国とNUMOと連携し、最終処分にかかわる理解活動に取り組むこととしている。

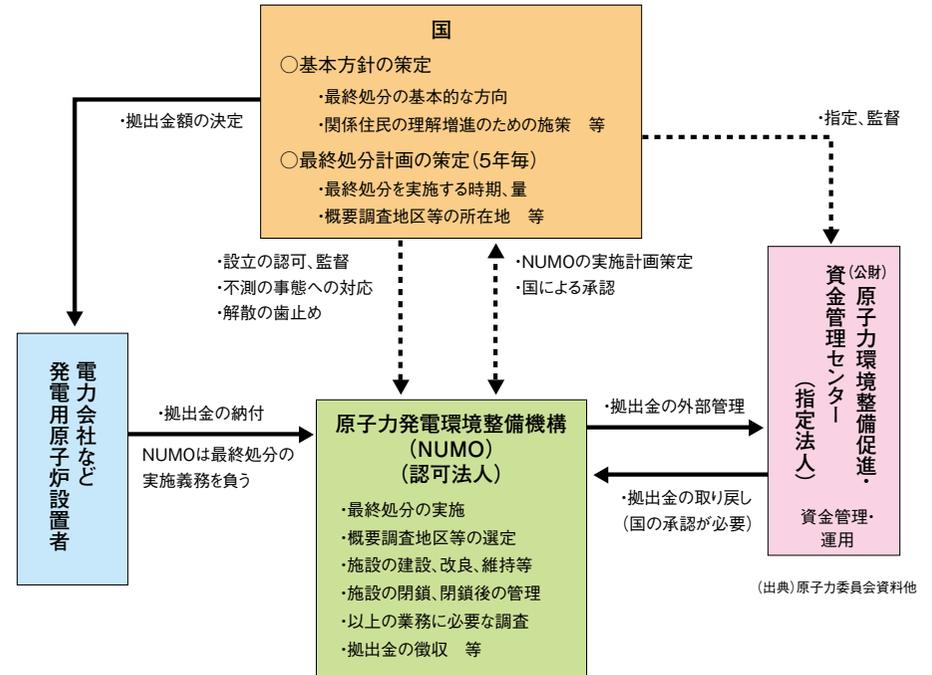
※1 いつでもプロセスの見直しを行えること。  
 ※2 廃棄物が回収可能な技術を持すること。



●高レベル放射性廃棄物の最終処分方法



●高レベル放射性廃棄物処分の取り組み体制基本スキーム



●現行の処分事業に係る電源三法交付金制度 ※精密調査段階以降は今後制度化

電源立地地域対策交付金(初期対策交付金相当) [地域活性化事業、産業振興 等] 文献調査:10億円/年(期間限度額20億円) 概要調査:20億円/年(期間限度額70億円)	市町村、都道府県 (周辺市町村を含む)向け
原子力発電施設等立地地域特別交付金 [地域活性化事業、産業振興 等] 原則25億円(年間限度額12.5億円)	都道府県向け
電源地域振興促進事業費補助金/電源地域産業育成支援補助金 [研修事業、企業誘致支援 等]	企業向け 等
電源地域振興指導事業 [地域振興ビジョン策定支援、コンサルティング 等]	地域全般向け
広報・安全等対策交付金 [原子力広報施設整備事業 等]	都道府県向け

(次画面へ続く)

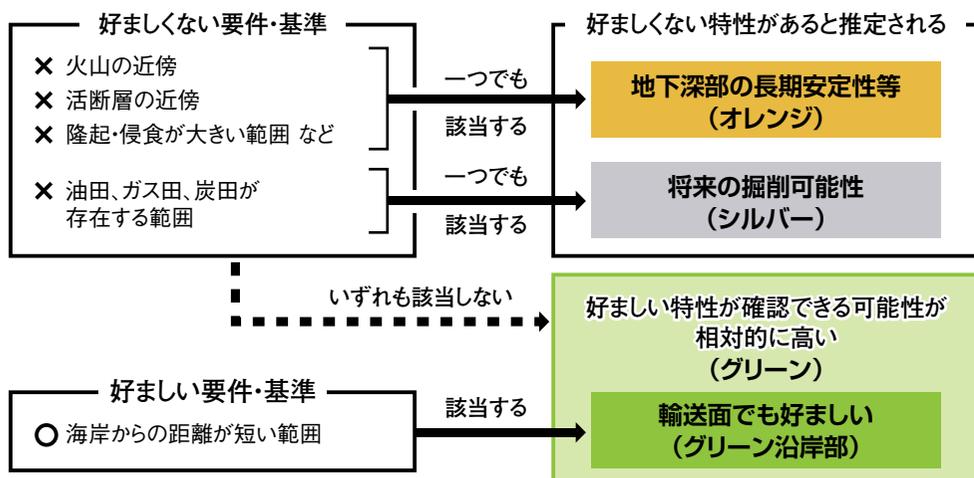
●国は、高レベル放射性廃棄物の地層処分について、全国の皆さまに関心や理解を深めていただくため、日本全国の地下環境などの状況を地図上に示した「科学的特性マップ」を2017年7月に公表した。

科学的特性マップは、地層処分に関する科学的特性を、火山や活断層、地盤の隆起・侵食などに関する既存の全国データに基づき一定の要件・基準に従って客観的に整理し、全国地図の形で示したもの。

科学的特性マップの提示は、地層処分の実現に至る長い道のりの第一歩であり、マップを通じて、まずは何百メートルという地下深くの世界はどんなところか、その場所で処分した場合の安全性をどう確保していくのかといったことについて関心を持っていただくことが目的。

その上で、地層処分事業を実現することの必要性も理解していただけるよう取り組むこととしている。

### ●科学的特性マップの要件・基準と地域特性の区分



(出典) 資源エネルギー庁-NUMO「地層処分に関する科学的特性マップ」を提示しました



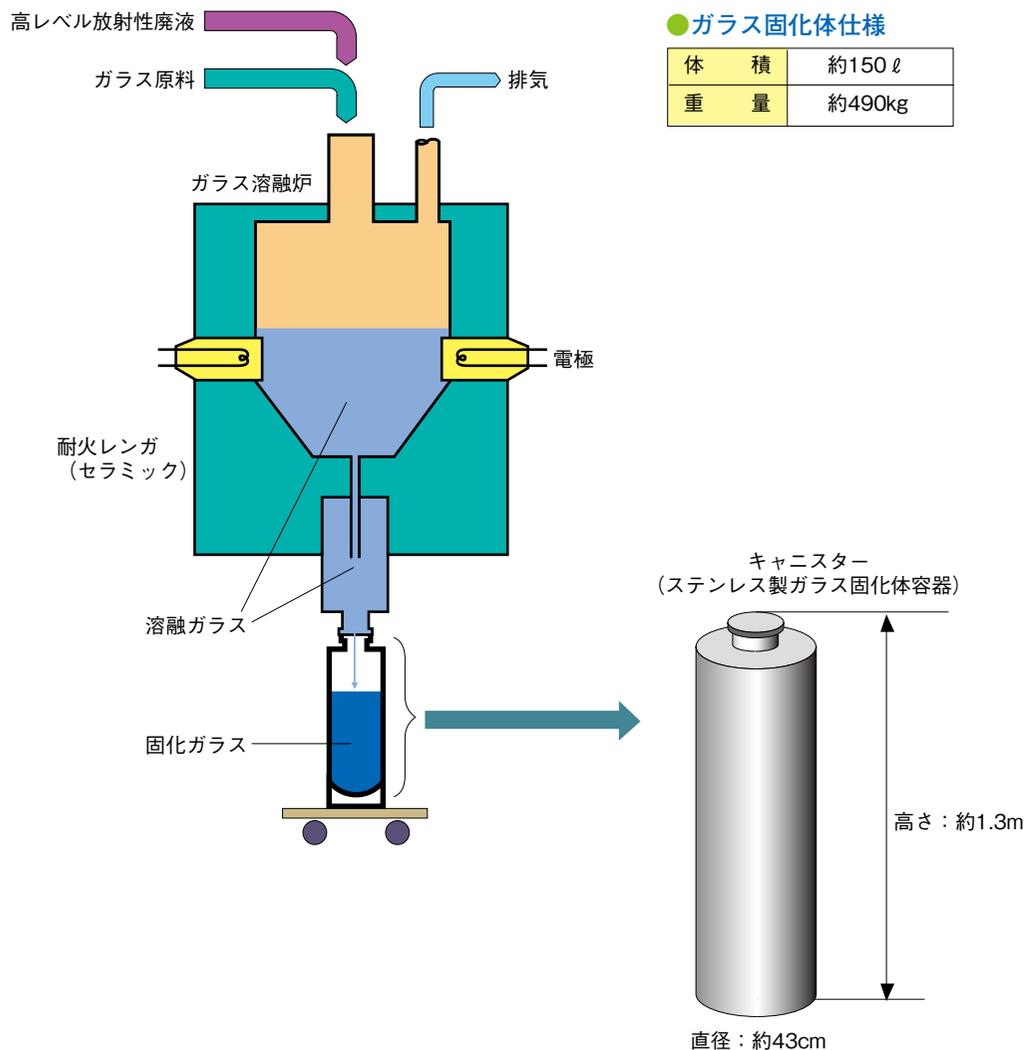
(出典) 資源エネルギー庁「科学的特性マップ」  
([http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity\\_and\\_gas/nuclear/rw/kagakutokitokuseimap/maps/kagakutokitokuseimap.pdf](http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutokitokuseimap/maps/kagakutokitokuseimap.pdf)) をもとに作成

- 廃液の容量を減らし、ガラス材料と混ぜて高温で溶融。
- さらにステンレス製キャニスター容器に注入して固化。

高レベル放射性廃棄物を処分する際には、いったんタンクに貯蔵した後、ガラス素材と混ぜて固化する必要がある。

ウランやプルトニウムを回収した後に残った高レベル放射性廃液をガラス固化するには、まず蒸発濃縮して容量を減らした後、化学的に安定なガラス材料と混ぜて高温で溶融してから、キャニスターと呼ばれるステンレス製の丈夫な容器の中に注入して、固化する。製造されたガラス固化体は、30～50年間程度、冷却のため貯蔵され、その後搬出し、地下の深い地層中に処分される。

海外から返還され、六ヶ所村の高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターで管理されるガラス固化体およびそのキャニスターは、次のような仕様となっている。



- 2023年12月までにガラス固化体 1,830本が欧州から返還。
- 厳重に放射能遮蔽対策が講じられた専用の輸送容器を使用。

わが国では原子力発電所の使用済燃料の再処理を、これまでイギリス、フランスに委託してきた。その海外での委託再処理にともなう高レベル放射性廃棄物が返還されることになり、2007年3月までにフランスからの返還が終了。2010年3月にイギリスからの最初の返還があった。これまでに1,830本のガラス固化体が返還された。

## ●高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）返還・受入実績

(2023年12月末現在)

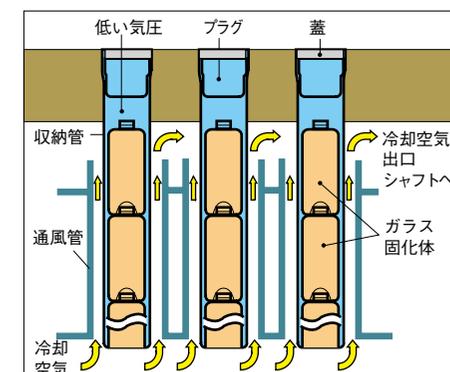
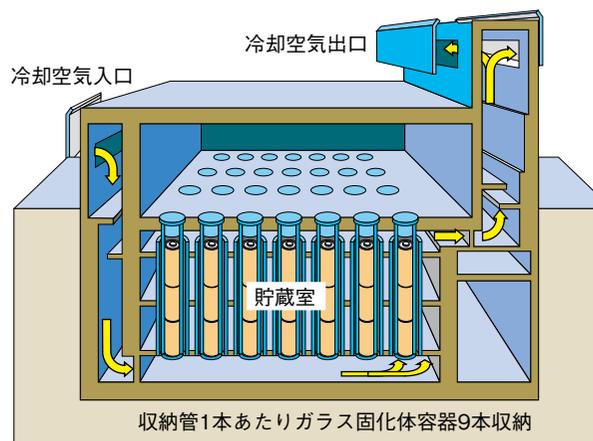
	輸送船名	返還ガラス固化体数 (会社の内訳)	到着地年月
第1回返還輸送	パシフィック・ピンテール号 (輸送容器1基)	28本 (東京、関西、四国、九州)	1995年4月26日 むつ小川原港入港
第2回返還輸送	パシフィック・ティール号 (輸送容器2基)	40本 (東京、関西、四国、九州)	1997年3月18日 むつ小川原港入港
第3回返還輸送	パシフィック・スワン号 (輸送容器3基)	60本 (東京、関西、中部、九州)	1998年3月13日 むつ小川原港入港
第4回返還輸送	パシフィック・スワン号 (輸送容器2基)	40本 (関西、中部、原電)	1999年4月15日 むつ小川原港入港
第5回返還輸送	パシフィック・スワン号 (輸送容器4基)	104本 (関西、東京、中部、中国、九州)	2000年2月23日 むつ小川原港入港
第6回返還輸送	パシフィック・スワン号 (輸送容器8基)	192本 (関西、東京、中部、九州、原電)	2001年2月20日 むつ小川原港入港
第7回返還輸送	パシフィック・サンド・バイパー号 (輸送容器6基)	152本 (関西、東京、中部、九州、中国、四国)	2002年1月22日 むつ小川原港入港
第8回返還輸送	パシフィック・スワン号 (輸送容器6基)	144本 (関西、東京、中部、四国、九州)	2003年7月23日 むつ小川原港入港
第9回返還輸送	パシフィック・サンド・バイパー号 (輸送容器5基)	132本 (関西、東京、中国、東北、四国)	2004年3月4日 むつ小川原港入港
第10回返還輸送	パシフィック・サンド・バイパー号 (輸送容器5基)	124本 (関西、中部、中国、東北、四国、九州)	2005年4月20日 むつ小川原港入港
第11回返還輸送	パシフィック・サンド・バイパー号 (輸送容器7基)	164本 (北海道、東京、中部、関西、九州、原電)	2006年3月24日 むつ小川原港入港
第12回返還輸送	パシフィック・サンド・バイパー号 (輸送容器6基)	130本 (東京、中部、北陸、関西、九州)	2007年3月27日 むつ小川原港入港
第13回返還輸送	パシフィック・サンド・バイパー号 (輸送容器1基)	28本 (東京、関西、四国、九州)	2010年3月9日 むつ小川原港入港
第14回返還輸送	パシフィック・グリーブ号 (輸送容器3基)	76本 (関西、四国、九州)	2011年9月15日 むつ小川原港入港
第15回返還輸送	パシフィック・グリーブ号 (輸送容器1基)	28本 (中部、関西、中国)	2013年2月27日 むつ小川原港入港
第16回返還輸送	パシフィック・グリーブ号 (輸送容器5基)	132本 (中部、関西、中国、四国、九州)	2014年4月22日 むつ小川原港入港
第17回返還輸送	パシフィック・グリーブ号 (輸送容器5基)	124本 (東京、関西、九州)	2015年9月16日 むつ小川原港入港
第18回返還輸送	パシフィック・グリーブ号 (輸送容器5基)	132本 (東京、関西、原電)	2016年10月20日 むつ小川原港入港

- ガラス固化体は、六ヶ所村の管理施設で 30 ～ 50 年間一時貯蔵。
- 海外から返還されたガラス固化体を同施設に収容。

高レベル放射性廃棄物は、安定な形態に固化した後、30 年間から 50 年間程度、冷却のための貯蔵を行い、その後搬出し、地下の深い地層中に処分することを日本の基本的な方針としている。そこでまず、イギリス、フランスとの再処理委託にともなって分離され、日本に返還されるガラス固化体の一時貯蔵を行うため、日本原燃は青森県六ヶ所村に廃棄物管理施設（高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター）を建設し、1995 年 1 月に完成した。

この高レベル放射性廃棄物管理施設は、耐震性に優れた頑丈な鉄筋コンクリート造り。ガラス固化体はこの建物の中に設けられた鋼鉄製の収納管の中で、自然の通風力による空気で冷却されながら最終処分されるまで 30 ～ 50 年間貯蔵される。ガラス固化体を冷却する空気は収納管の外側を通り、ガラス固化体本体には直接接触しない構造になっている。またガラス固化体を貯蔵する区域等は厚さ 1.5 ～ 2m の鉄筋コンクリートで放射線を遮蔽するとともに、収納管の内部等は放射能が外部に漏れ出ないように施設外より低い気圧にするなど、万全の安全対策が施されている。

●高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）貯蔵庫



- 放射性物質専用の輸送船により海上輸送。
- 十分な安全性を有する専用の輸送容器を使用。

日本の電気事業者は、フランス、イギリスの再処理工場に一部の使用済燃料の再処理を委託している。再処理により回収したプルトニウムは MOX 燃料に加工、高レベル放射性廃棄物はガラス固化して、それぞれ日本に海上輸送にて返還される。

### ○輸送船

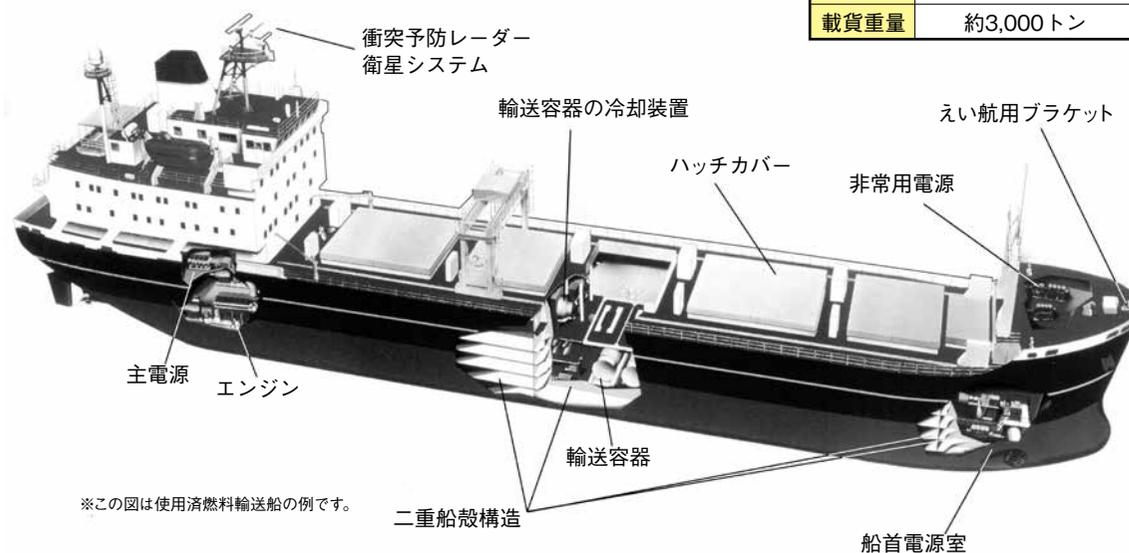
輸送にあたっては、国際海事機関（IMO）が定めた安全基準において最高の水準（INF3）に適合する放射性物質専用の輸送船にて海上輸送される。輸送船には、設備・構造面において様々な安全を守る工夫がなされている。

- ・二重船殻構造
- ・衝突予防レーダーの設置
- ・システムの二重化
- ・広範な消火設備

MOX 燃料の海上輸送にあたっては、プルトニウムを盗取やテロといった行為から守るため、国際的な取り決めにより、確実な核物質防護措置が施されている。

輸送船の仕様（例）

寸法	全長 約104メートル 全幅 約 17メートル
総トン数	約5,000トン
載貨重量	約3,000トン

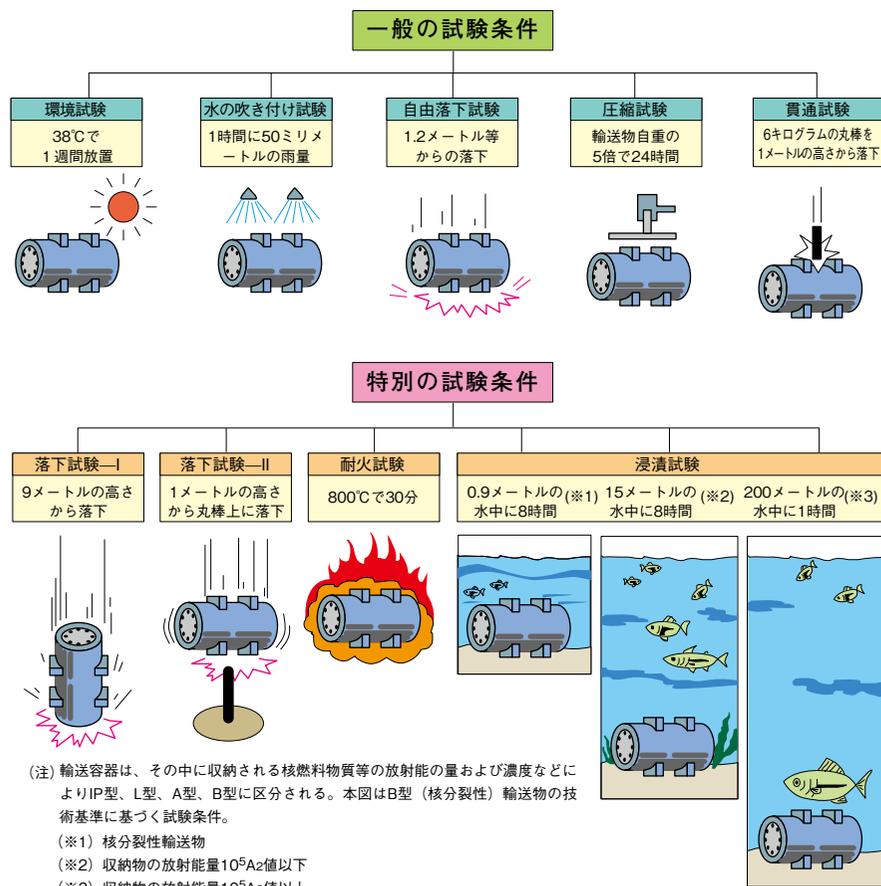


(次画面へ続く)

## ● 輸送容器

国際原子力機関（IAEA）などによって国際的に定められた要件を満たし、輸送中に万一落下、火災、水没などの事態に遭遇しても十分耐えられるだけの安全性を有する、専用の輸送容器を使用する。

## ● 輸送容器の安全性



●安全確保を大前提にした安全貯蔵・解体撤去方式を採用。

運転の終了した原子力発電所は解体撤去され、跡地は再利用されることになる(廃止措置)。海外でも完全解体撤去を目指した原子力発電所の廃止措置が実施されており、国内でも、東日本大震災以前では、1998年3月に日本原子力発電(株)の東海発電所が、2009年1月には中部電力(株)の浜岡原子力発電所1・2号機が運転を終了し廃止措置が行われている。また、震災後においては、16基(2023年12月末現在)の原子力発電所で廃止措置計画が認可されている(d-6参照)。原子力発電所の廃止措置には世界的に見ていくつかの方式があるが、わが国では、「安全貯蔵—解体方式」を標準的な工程として採用している。この方式では、まず配管内などに付着している放射性物質を除去する系統除染)。その後5~10年ほど放射性物質の量の減少を待ち(安全貯蔵)、最終的に解体撤去する。

廃止措置に伴い発生する解体廃棄物の総量は110万キロワット級の軽水炉原子力発電所の場合、約50万トンとなる。これらのうち9割以上はコンクリートや鋼材といった「放射性物質による汚染のない廃棄物(放射性廃棄物でない廃棄物)」および汚染レベルが極めて低く「放射性物質として扱う必要のない廃棄物」であり、通常のパイル等の解体物と同様、一般の廃棄物として取り扱えるものである。

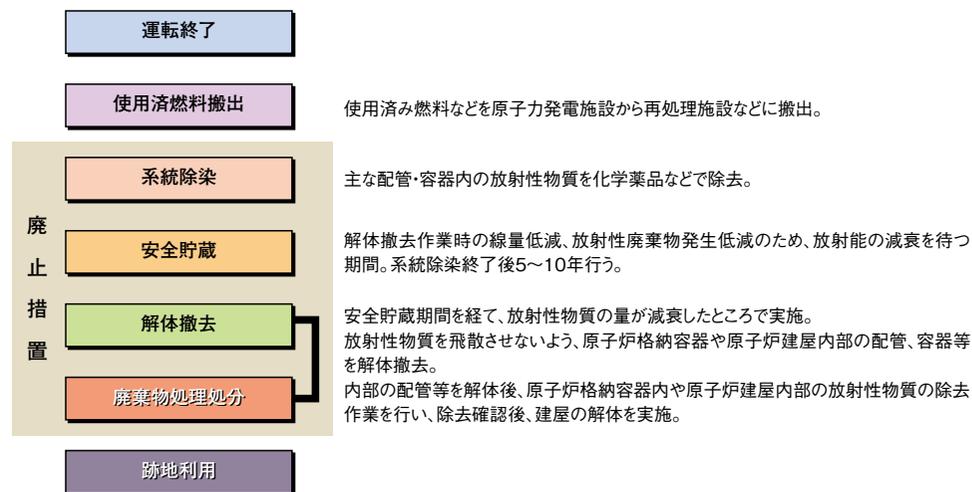
残りは低レベル放射性廃棄物として扱うが、この量は1万トン前後(総廃棄物量の約2%)と試算されている。そのうち、

- (1) 放射能レベルのきわめて低いもの(コンクリート、金属等)については地面を溝状に掘って廃棄物を埋めて処分する予定である。(浅地中トレンチ処分)
- (2) 放射能レベルの比較的低いもの(配管、濃縮廃液等をセメントを混ぜ固めたもの)については地中に埋められたコンクリートの囲いの中に処分する予定である。(浅地中ピット処分)
- (3) 放射能レベルの比較的高いもの(制御棒、原子炉内構造物等)についてはドラム缶

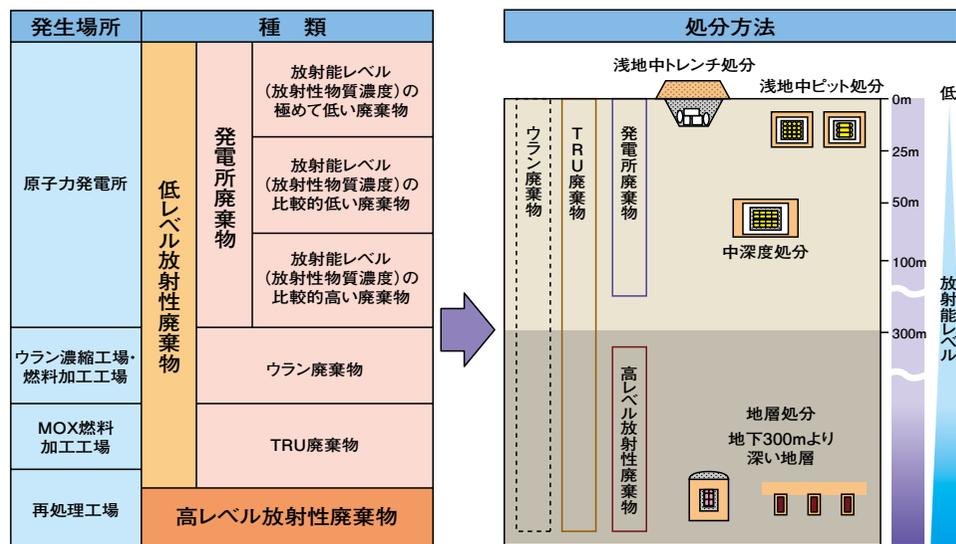
や大型コンテナなどの容器に封入して、地中に処分する予定である。(中深度処分)

### ●安全貯蔵—解体撤去方式

わが国が採用する廃止措置の標準工程は、安全貯蔵と解体撤去の組合せによる方式。



### ●放射性廃棄物の種類に応じた処分方法



(出典) 経済産業省資源エネルギー庁HPより

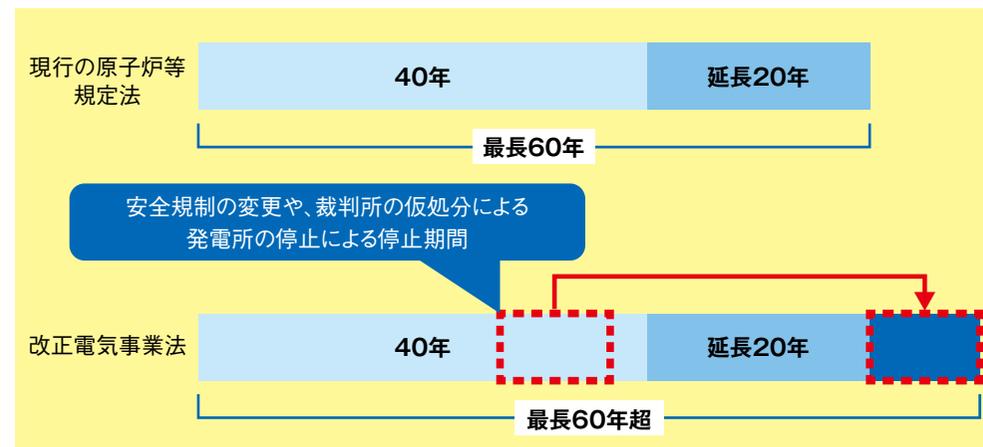
- 東日本大震災後以降の原子力発電所の運転期間は原則 40 年、最長 20 年延長可能。
- 2023 年、「GX 推進に向けた基本方針」が閣議決定され、一定の停止期間に限り、60 年の運転期間のカウントから除外。

東日本大震災後に原子炉等規制法が改正され、日本における原子力発電所の運転期間は原則 40 年と定められていた。また、運転期間は、原子力規制委員会の認可を受けて、1 回に限り最長 20 年延長することが可能とされていた。

2023 年、「GX 推進に向けた基本方針」が閣議決定され、安定供給とカーボンニュートラルの実現の両立に向け重要な役割を担う原子力を、安全を最優先に活用する方針が示された。

原子力発電所の運転期間について、原子炉等規制法から電気事業法の定めに移すこととし、従来の「運転期間 40 年、最長 20 年延長」の枠組みを維持しつつ、安全規制の変更や、裁判所の仮処分による発電所の停止など、事業者が予見し難い事由による停止期間に限り、原子力規制委員会の厳格な安全審査がおこなわれることを前提に、60 年の運転期間のカウントから除外することとなった。(改正電気事業法の施行期日：2025 年 6 月 6 日)

### 改正電気事業法で定める運転期間



### ● 現行の炉規法で定めるところによる運転延長申請プラントの状況

プラント	運転期間延長認可申請日	運転期間延長認可
高浜(1号)	2015/4/30	2016/6/20
高浜(2号)	同上	同上
高浜(3号)	2023/4/25	審査中
高浜(4号)	同上	審査中
美浜(3号)	2015/11/26	2016/11/16
東海第二	2017/11/24	2018/11/7
川内(1号)	2022/10/12	2023/11/1
川内(2号)	同上	同上