

原子力発電

電力システム論Ⅰ 第4章 原子力発電

- 4-1 原子力発電の概要
- 4-2 原子力発電の原理
- 4-3 原子炉の理論
- 4-4 原子炉と原子力発電所
- 4-5 軽水炉による原子力発電所
- 4-6 原子力発電所の防災

2026年6月9日

一般社団法人日本原子力学会 シニアネットワーク連絡会（SNW）会員 佐藤俊文



佐藤 俊文

日本技術士会 原子力・放射線部会副部会長
日本原子力学会 SNW会員
日本機械学会 会員

学歴・職歴

1982年 東京大学工学部原子力工学科卒業
1984年 東京大学工学系大学院（修士課程）
原子力工学専攻修了（放射線計測）
東芝入社（府中工場）
原子力計装開発、設計を担当
2012年 ウェスティングハウス社出向（～2014年）
2024年 東芝グループ退職（40年間勤務）
佐藤俊 技術士事務所開設

免許・資格

技術士

経営工学、情報工学、機械、電気電子、原子力・放射線、
総合技術監理部門

APEC エンジニア（Electrical、Mechanical）

IPEA 国際エンジニア

第一種放射線取扱主任者（選任経験有）

第一種作業環境測定士（放射性物質）

衛生工学衛生管理者（選任経験有）

監理技術者（機械、電気）（要更新）

行政書士（試験合格・未登録）

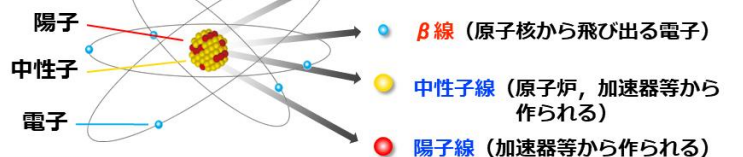
労働安全コンサルタント（機械）（試験合格・未登録）

趣味

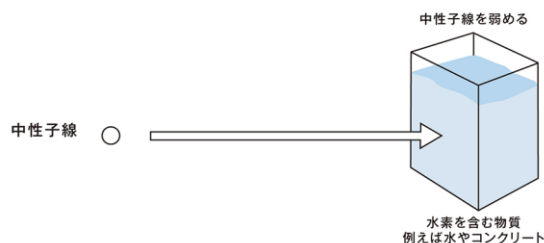
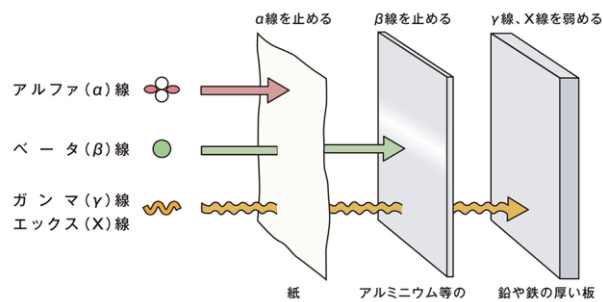
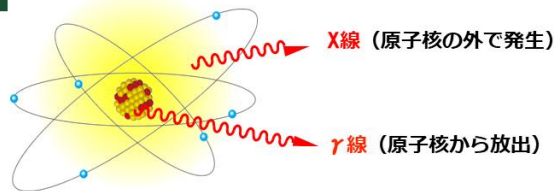
読書、ドライブ（SUBARU）、水泳（初心者）、登山

放射線の種類

粒子線



電磁波



私たちは
毎日の暮らしの中で
いろいろな放射線
を受けている



ミリシーベルト/年	3.0 (世界)	2.1 (日本)
宇宙等から	0.30	0.31
空気中のラドン・ロン ^{※2} から	1.80	0.33
大地等から	0.42	0.47
食物から	0.51	0.99

※1 放射線障害については、各部位が均等に吸収線量1ミリグレイのガンマ線を全身に受けた場合、実効線量1ミリシーベルトに相当するものとして表記

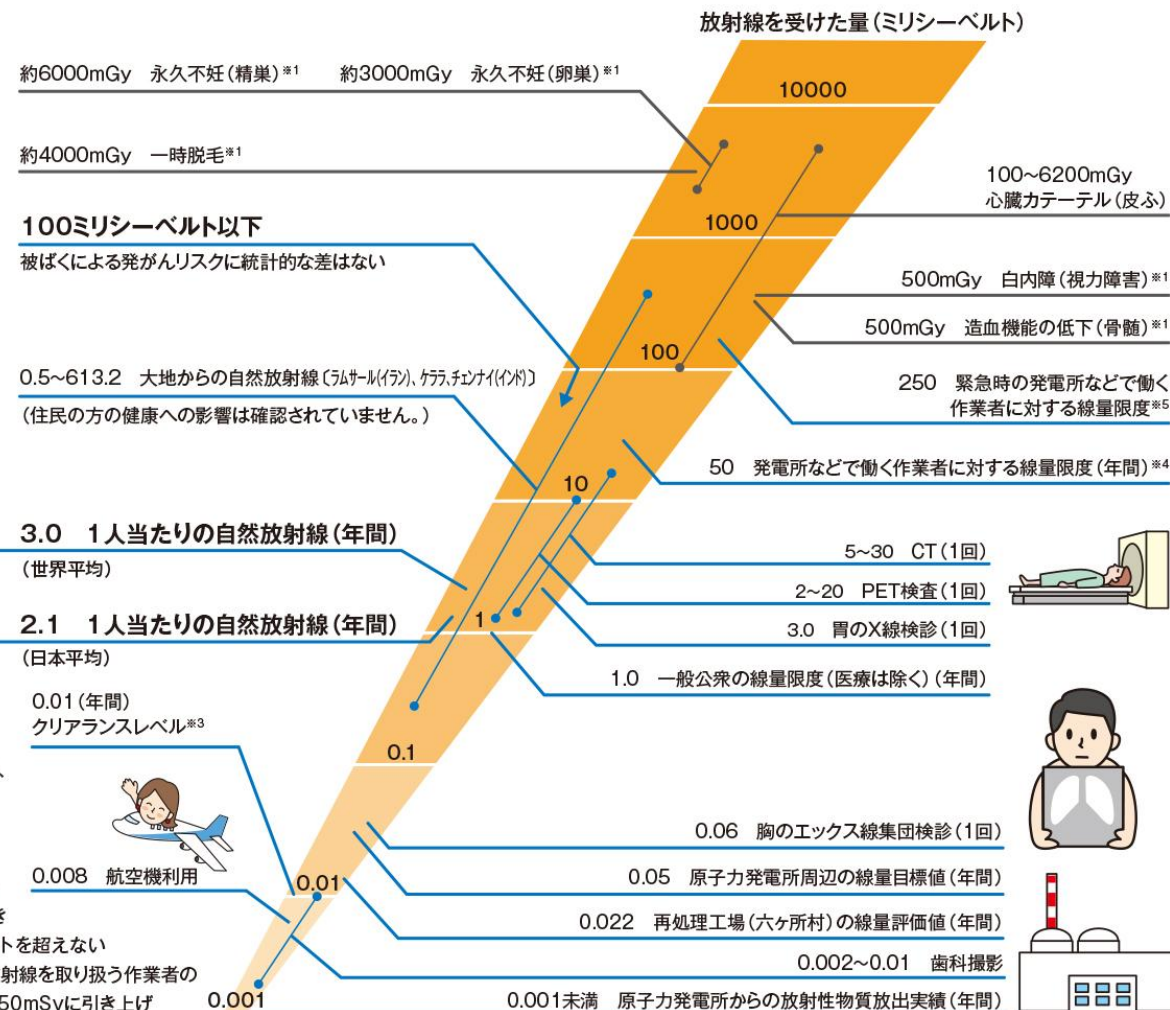
※2 空気中に存在する天然の放射性物質

※3 自然界の放射線レベルと比較して十分小さく、安全上放射性物質として扱う必要のない放射線の量

※4 発電所などで働く作業員に対する線量は5年間につき100ミリシーベルトかつ1年間につき50ミリシーベルトを超えない

※5 電離放射線障害防止規制等の改正により、緊急時の放射線を取り扱う作業員の緊急作業従事期間中の線量限度を2016年4月より250mSvに引き上げ

日常生活と放射線の被ばく



年代	時代区分	主な出来事
1938～ 1950年代	核分裂の発見と 原子力の黎明期	1938年 ハーン、マイトナーらが核分裂を発見 1942年 フェルミがシカゴ大学で世界初の核分裂連鎖反応に成功 1951年 米国EBR-Iが世界初の原子力発電に成功 1953年 アイゼンハワー大統領「Atoms for Peace」演説 → 平和利用の推進
1954～ 1970年代	商用化と 積極的導入期	1954年 ソ連オブニンスクに世界初の商用原子力発電所が運転開始 1957年 IAEA（国際原子力機関）設立 / 米 Shippingport 原発が商用運転開始 1966年 日本初の商用原発・東海発電所が運転開始 / オイルショックを契機に原発推進加速
1974年～	世界的拡大期	フランスがメスメル計画で大規模原発プログラムを開始（現在も電力の約70%が原子力） 世界各国でオイルショックを背景に原発建設が加速、日本でも多数の原発が建設
1979年	事故と転換期①	スリーマイル島原発事故 （米国、炉心の一部が溶融） → 米国で新規原発建設が停滞、安全規制強化のきっかけに
1986年	事故と転換期②	チェルノブイリ原発事故 （ソ連ウクライナ、史上最悪の原発事故） → 欧州で脱原発の動き拡大、世界的に原子力利用が低迷
2000年代	原子力ルネサンス	温暖化対策・エネルギー安全保障の観点から原発回帰の動き（「原子力ルネサンス」） 中国・インド等の新興国で原発建設が加速
2011年～ 現在	ポスト福島と 新たな展開	2011年 福島第一原発事故 （東日本大震災に伴う津波で炉心溶融） → 日本の全原発が停止 → 原子力規制委員会設立、新規規制基準の策定、順次再稼働（2026年現在14基稼働中） → GX推進・脱炭素の潮流で次世代炉（SMR等）への注目が高まる

火力発電

化学反応（燃焼）

石炭・石油・天然ガスを燃焼

原子力発電

原子核反応（核分裂）

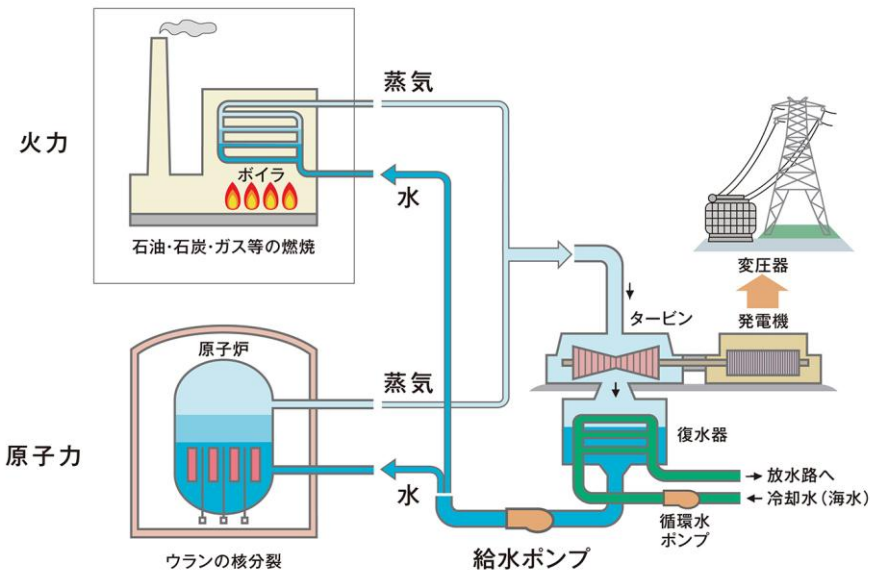
ウラン235の原子核が分裂

再生可能エネルギー

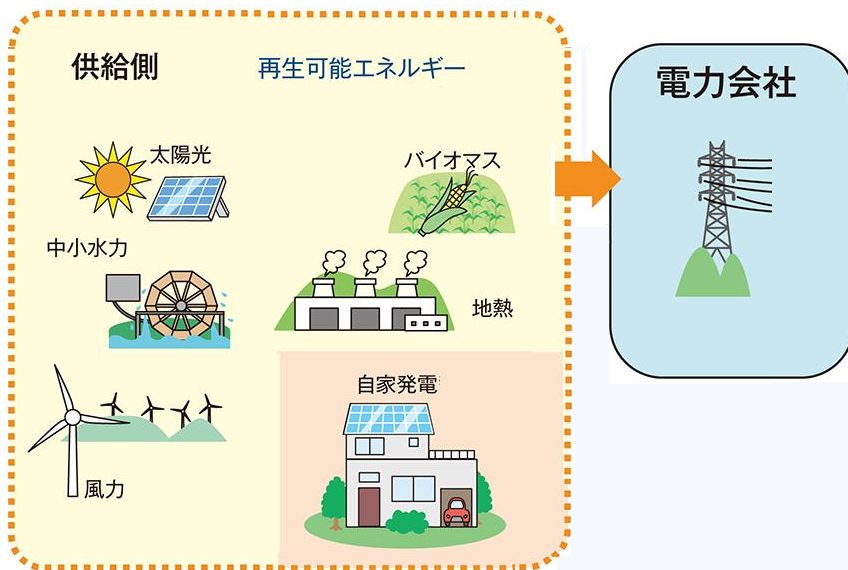
自然エネルギー変換

太陽光・風力・水力等

火力発電と原子力発電



再生可能エネルギーによる発電



出典：日本原子力文化財団（JAERO）原子力図面集（一部は抜粋・編集）

100万kWh発電に必要な燃料の比較

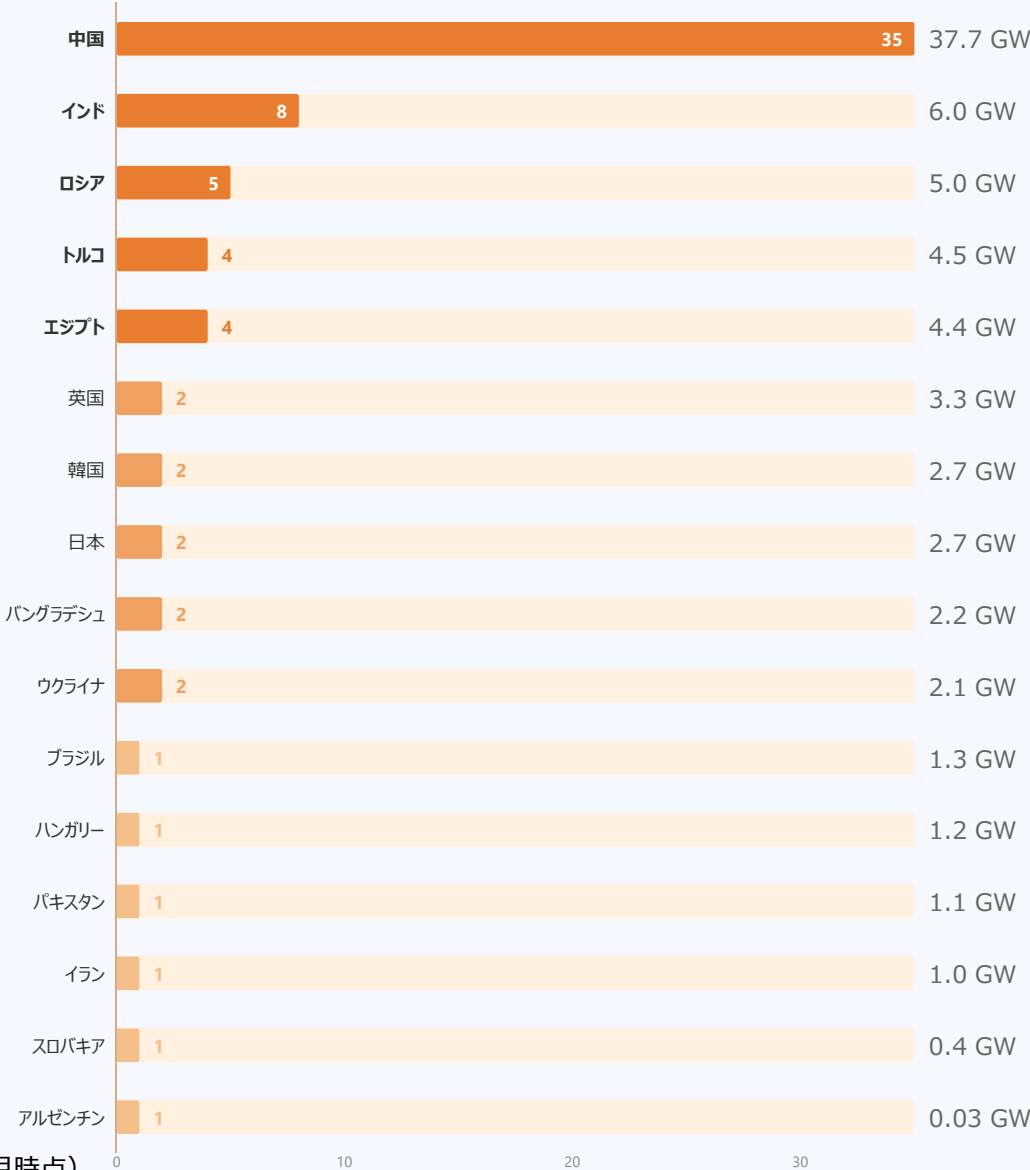
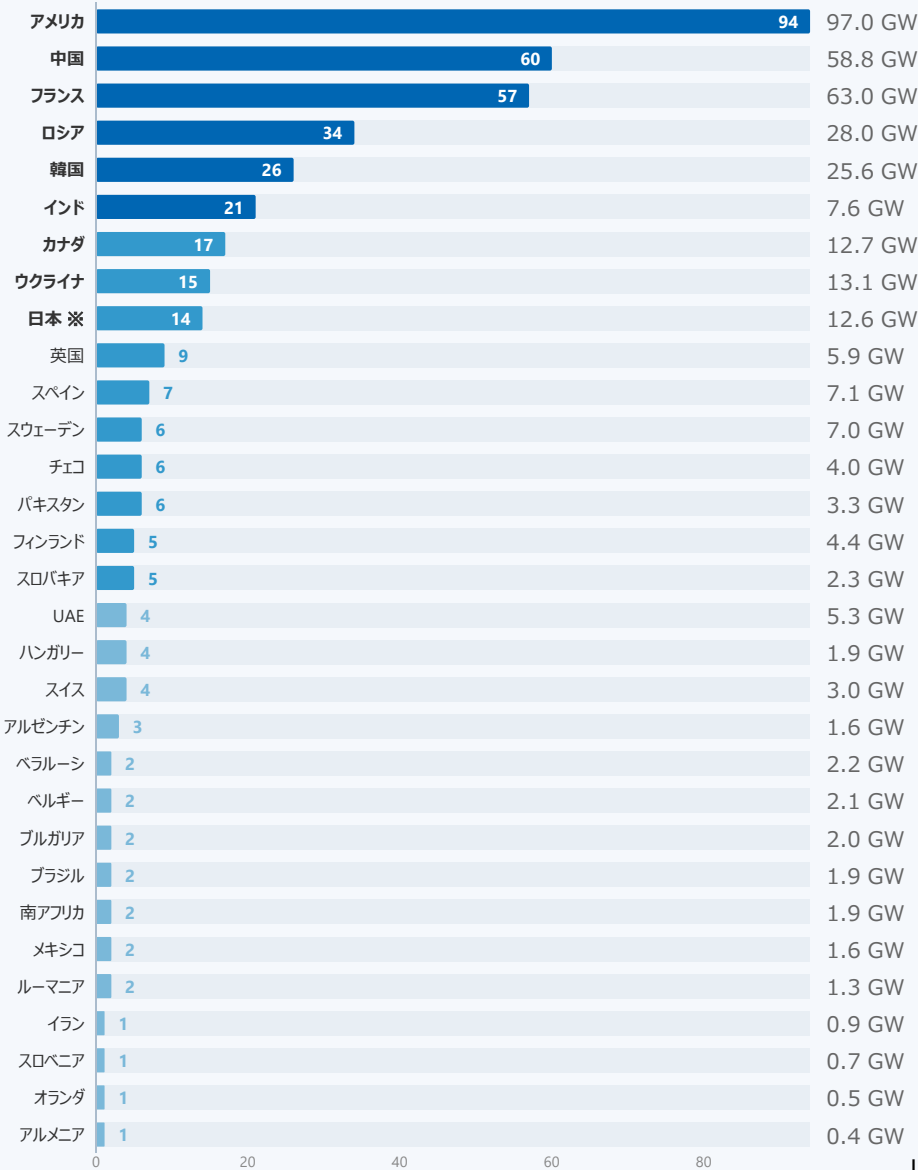
発電方式	エネルギー源	反応の種類	必要燃料量	特徴
火力（石炭）	石炭	化学反応（燃焼）	約360トン	CO ₂ 排出量が最大
火力（LNG）	天然ガス	化学反応（燃焼）	約170トン	石炭の約半分のCO ₂ 排出
原子力	ウラン（天然）	原子核反応（核分裂）	約22 kg	石炭の約1/16,000の燃料量
再エネ	太陽光・風力・水力	光電効果・運動エネルギー	燃料不要	天候依存・広大な設備が必要

出典：欧州原子力学会(ENS) Fuel Comparison、資源エネルギー庁資料より作成

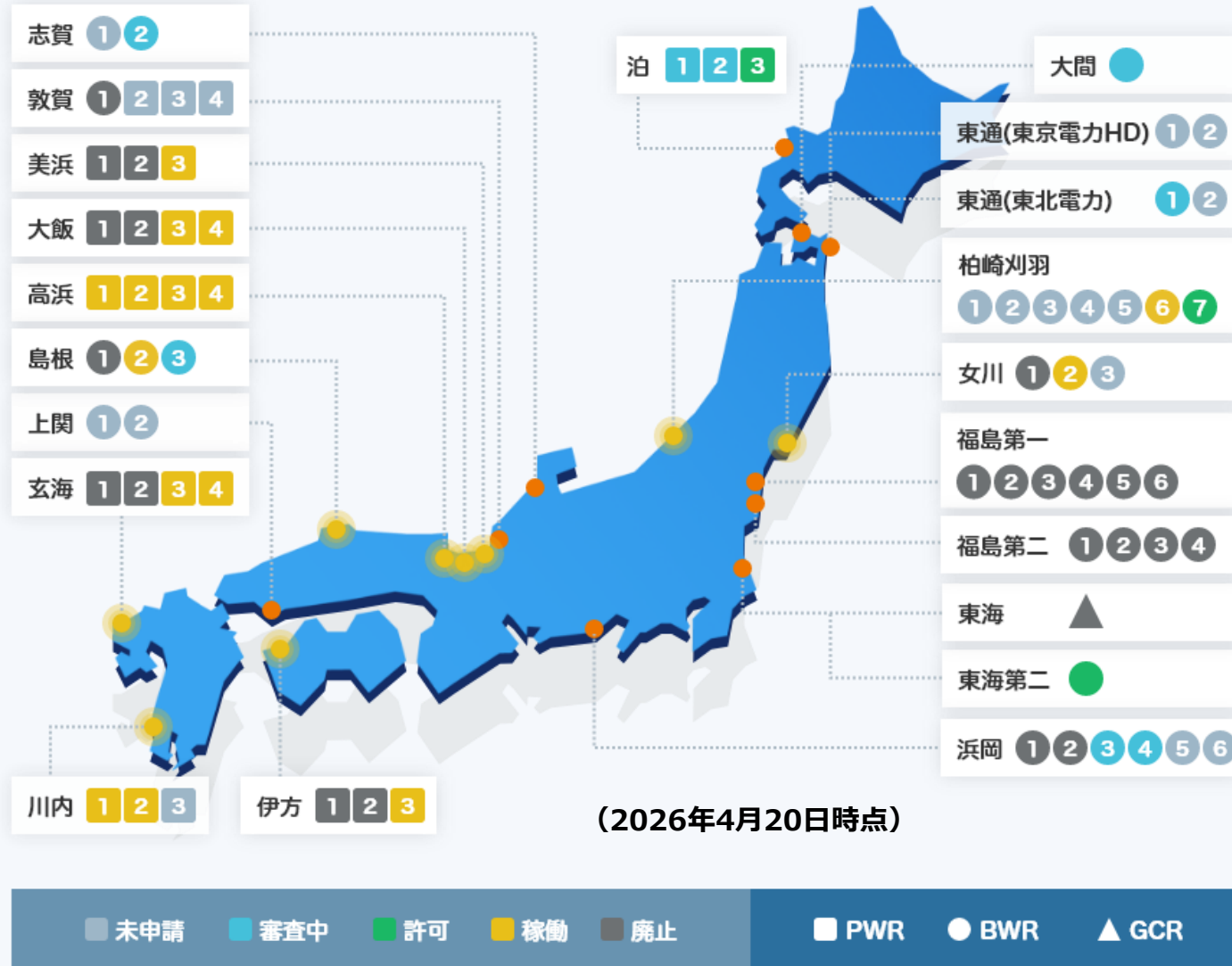
既設（運転中） **415基** 31カ国 / 約400 GW

建設中 **72基** 16カ国 / 約75 GW

※ 日本: 運転中14基に加え停止中19基あり | 新規導入国: トルコ・エジプト・バングラデシュ（既設なし）
出典: IAEA PRIS 2026年4月



IAEA PRIS データベース（2026年4月時点）

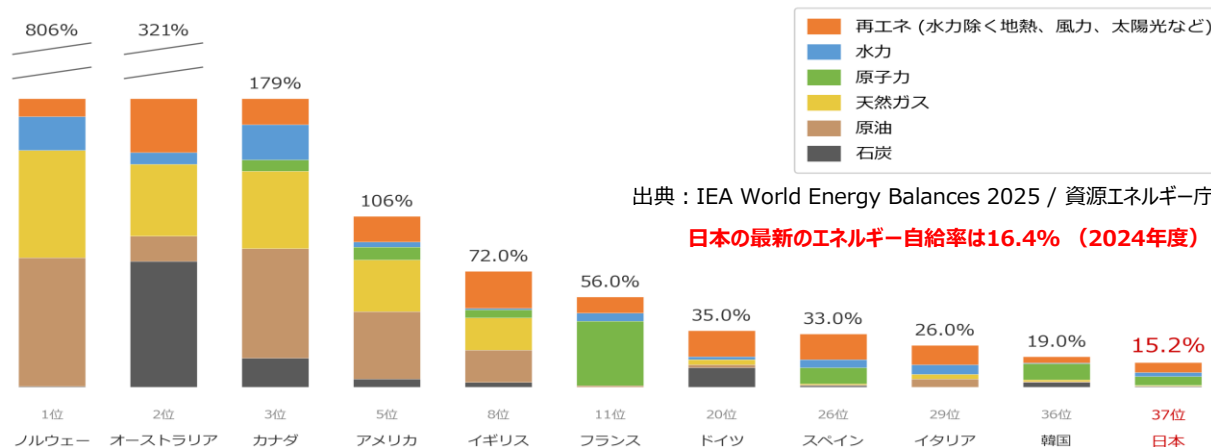


国内の原子力発電所の新規制基準適合性審査等の対応状況

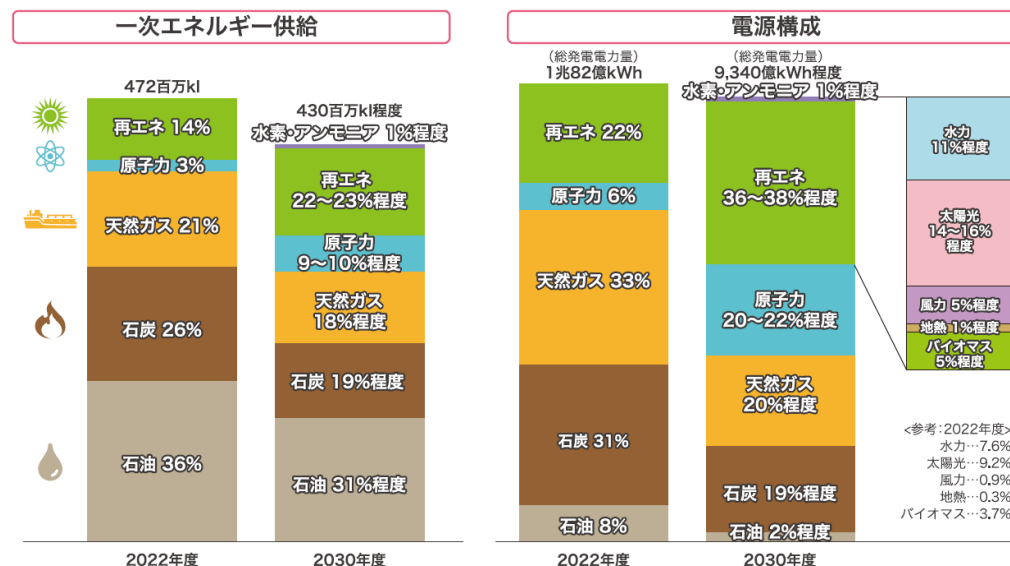


各国のエネルギー自給率

2023年度



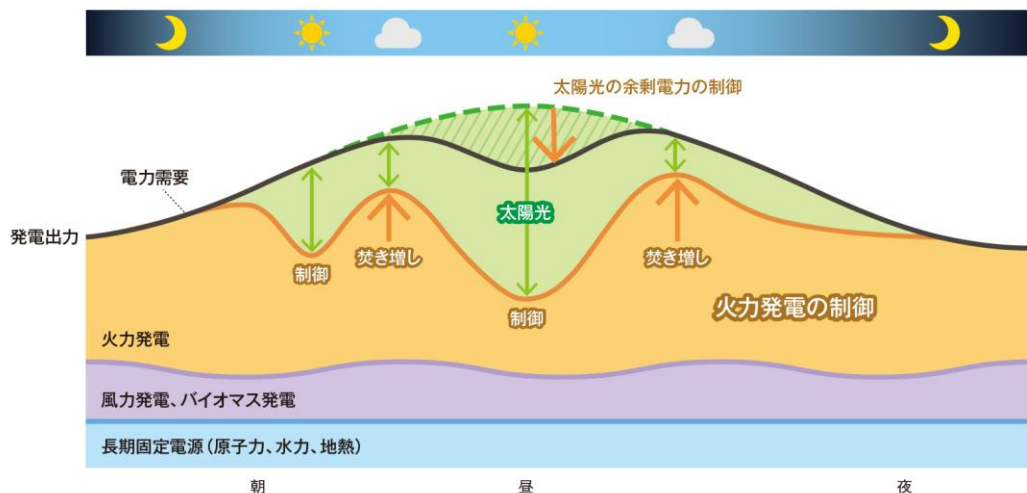
日本のエネルギー供給と電源構成の予測



出典：資源エネルギー庁 第6次エネルギー基本計画

日中の負荷変動対応

最小需要日(5月の晴天日など)の需給イメージ



出典：日本原子力文化財団（JAERO）

負荷変動対応の仕組み

電力需要は時間帯によって大きく変動するため、各電源の特性に応じた役割分担が行われる。

● ベースロード電源（原子力）

24時間一定出力で運転し、最も安価な電力を安定供給する。出力変動が小さく、燃料費が低いためベースロードに最適。

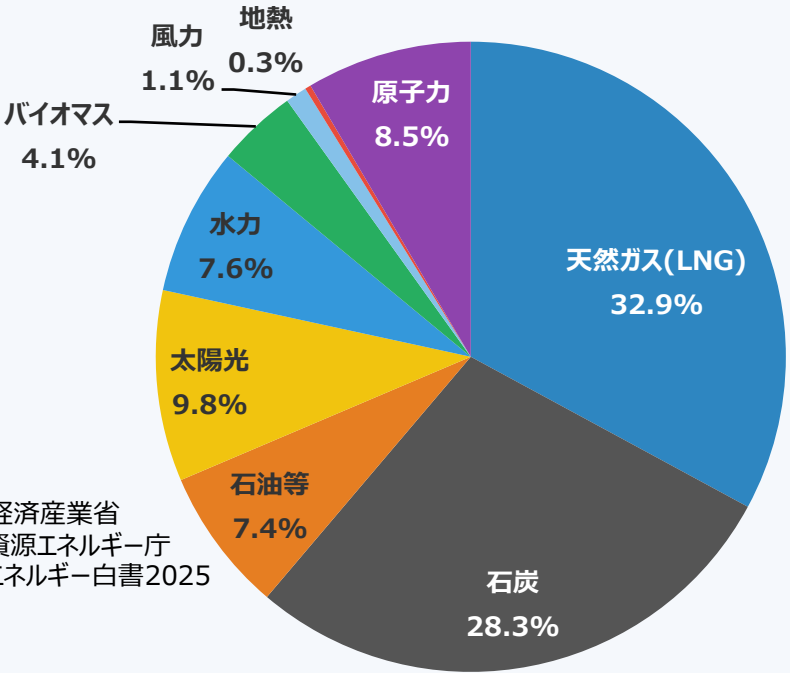
● ミドル電源（火力）

LNG・石油火力が日中の需要変動に追従し、出力を柔軟に調整する。起動・停止が比較的容易で、需要の増減に対応。

● ピーク電源（揚水発電）

夜間の余剰電力で水を汲み上げ、昼間のピーク時に発電する。短時間の急激な需要増加に即応できる唯一の大規模蓄電手段。

日本電源構成（2023年）（発電電力量 9,877億kWh）



出典：経済産業省
資源エネルギー庁
エネルギー白書2025

区分	電源	構成比	前年度比	CO ₂ (g/kWh)※
火力	天然ガス(LNG)	32.9%	-0.9pp	476
	石炭	28.3%	-1.9pp	943
	石油等	7.4%	-0.2pp	738
再エネ	太陽光	9.8%	+0.6pp	38
	水力	7.6%	+0.4pp	11
	バイオマス	4.1%	+0.3pp	230
	風力	1.1%	+0.2pp	26
	地熱	0.3%	微増	13
原子力	原子力	8.5%	+2.9pp	19

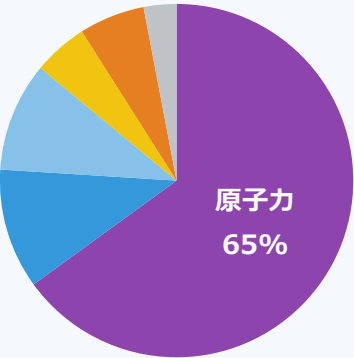
※ CO₂排出量は、燃料の採掘・輸送・設備建設・廃棄までを含むライフサイクルCO₂排出量（LCA）
出展：電力中央研究所報告書、IPCC 第5次評価報告書（AR5）、資源エネルギー庁

エネルギー自給率
15.3%

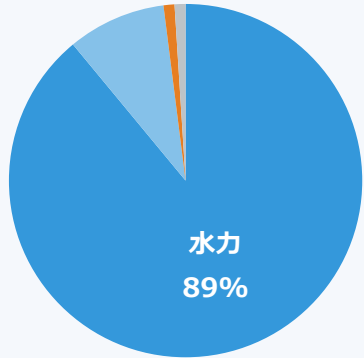
非化石電源比率
31.4%

CO2排出(2013年度比)
-25.4%

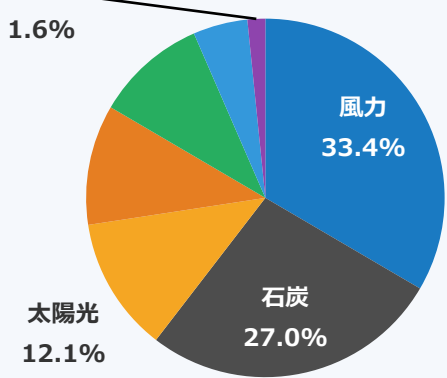
フランス 電源構成（2023年）



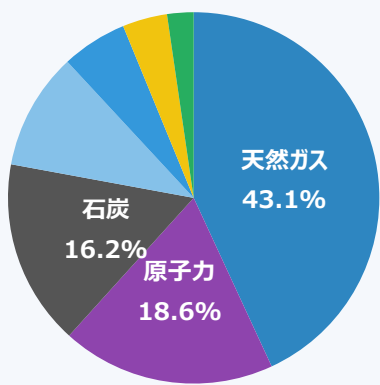
ノルウェー 電源構成（2023年）



ドイツ電源構成（2023年）

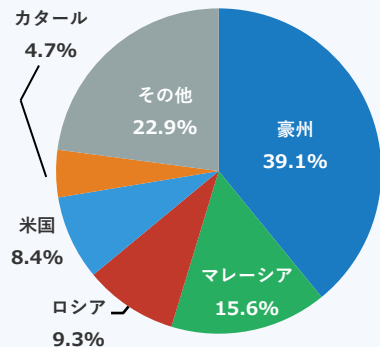


米国電源構成（2023年）



輸入先

LNG（2024年度）



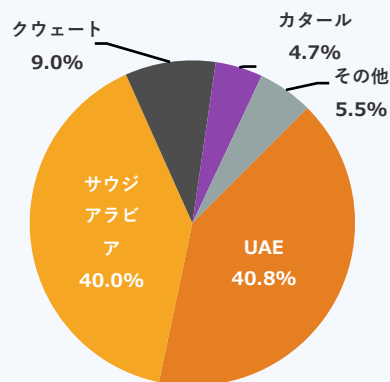
使用量

約18万トン/日

ホルムズ海峡依存度

約 6.4%

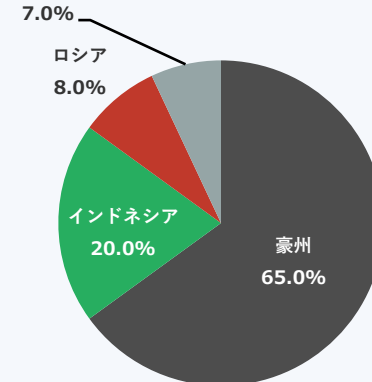
原油（2024年度）



約32万トン/日

約 94%

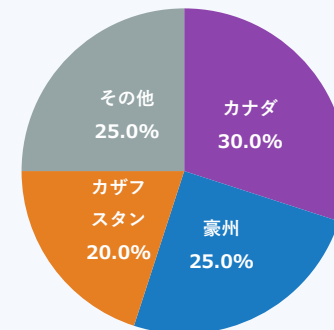
石炭（2024年）



約29万トン/日

約 0%

ウラン（2024年）



約5.6トン/日

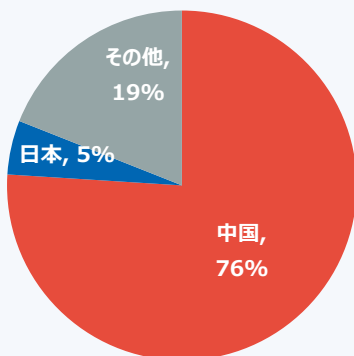
約 0%

出典：資源エネルギー庁 エネルギー白書2025、財務省貿易統計、IEA

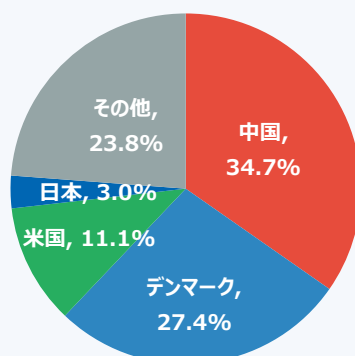
その他参考

輸入先

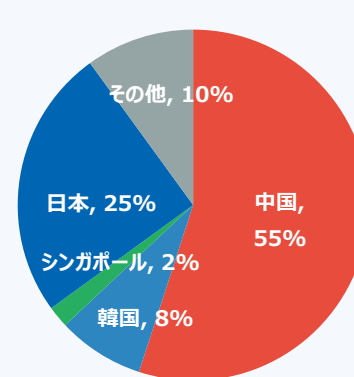
太陽光パネル（2024年）



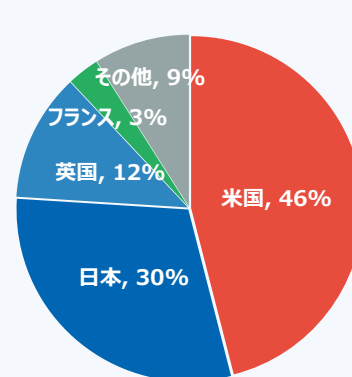
風力発電機器（2025年）



Liイオン電池（2023年）



発電用タービン（2025年）



出典：太陽光発電協会（JPEA）出荷統計、産経新聞集計（2025年報道）、財務省貿易統計（HS8502・HS850760・HS8406・HS8411）、OECD Worldより作成

2025年2月閣議決定。S+3E（安全性・安定供給・経済効率性・環境適合性）の原則を維持しつつ、2040年度の温室効果ガス73%削減目標（2013年度比）と統合的なエネルギー政策の方向性を提示。「GX2040ビジョン」「地球温暖化対策計画」と一体的に閣議決定された。

■ 2040年度 電源構成の見通し

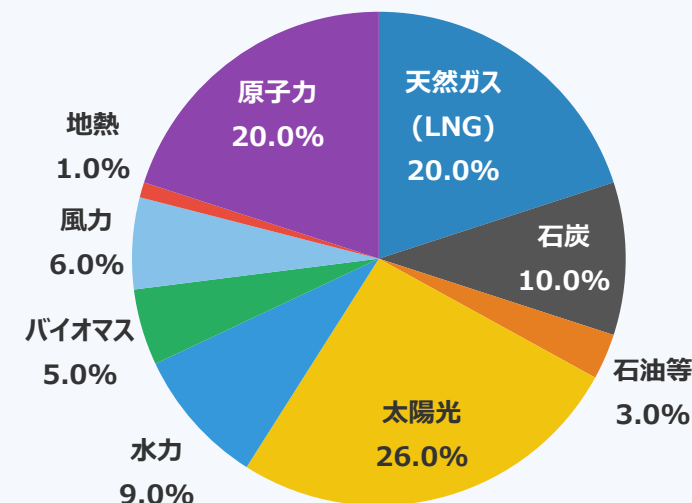
電源	2023年度（実績）	2040年度（目標）
太陽光	9.8%	23～29%
風力	1.1%	4～8%
水力	7.6%	8～10%
地熱・バイオマス	4.4%	6～8%
再エネ 合計	22.9%	4～5割程度
原子力	8.5%	2割程度
火力	68.6%	3～4割程度

■ 策定の背景

- エネルギー安全保障の強化：**ロシアのウクライナ侵攻・中東情勢の不安定化を受け、エネルギー安定供給の重要性が増大
- 電力需要の増加：**データセンター・半導体工場の新增設、DX・GXの進展により、増加に転じる見通し
- カーボンニュートラル：**2050年実質ゼロに向け、2035年度60%・2040年度73%削減（2013年度比）の中間目標を設定

出典：経済産業省 資源エネルギー庁「第7次エネルギー基本計画」（2025年2月18日閣議決定）より作成

電源構成の見通し（2040年度）

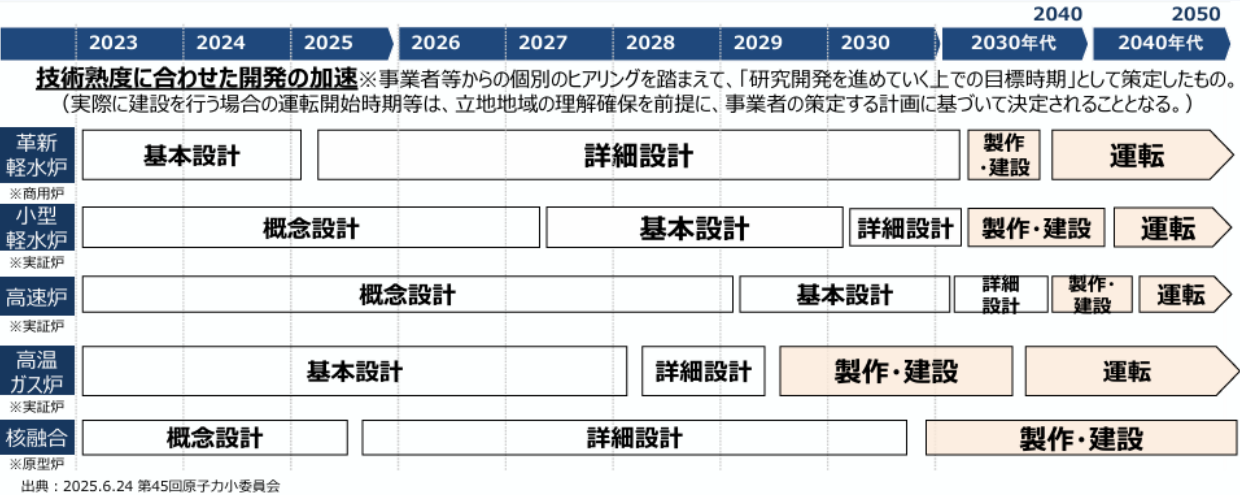


■ 原子力に関する主な方針転換

- 従来の「可能な限り原発依存度を低減」の方針 →
- ◇ 再エネと原子力を「共に最大限活用」する方針
 - ◇ 既存原発の**運転期間延長**（原則40年超）推進
 - ◇ **次世代革新炉への建て替え**を推進
 - ◇ **データセンター・半導体工場**等の新需要に対し、安定・脱炭素電源として**原子力**が合致

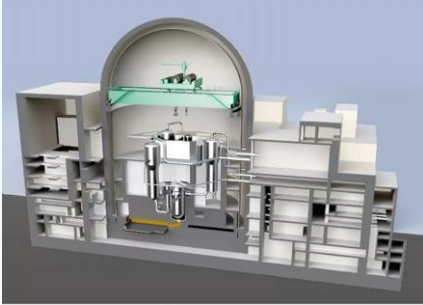
第7次エネルギー基本計画（2024年12月閣議決定）では、原子力を脱炭素電源の柱と位置づけ、次世代革新炉の開発・建設を推進する方針を明記。以下の5つの炉型が主な候補として検討されている。

炉型	冷却材	主な特徴	開発状況・目標
革新軽水炉	軽水	120万kW級、既存軽水炉技術の延長線上で安全性を大幅強化	2030年代の実用化を目標 ・ 三菱重工(SRZ-1200) ・ 東芝(iBR) ・ 日立GE(HI-ABWR)
小型モジュール炉 (SMR)	軽水、他	30万kW以下、工場でモジュール製造し現地組立。分散配置が可能	2030年代前半の導入目標 ・ 米NuScale等が先行
高速炉 (Na冷却)	液体ナトリウム	60万kW級、使用済燃料を再利用（核燃料サイクル）。廃棄物低減	2040年代の実証目標 ・ 仏ASTRID計画と連携
高温ガス炉 (HTGR)	ヘリウムガス	950℃の高温熱を利用 水素製造・産業プロセスへ応用	2030年代後半の実証目標 ・ HTTR（大洗）で実績
核融合炉 (Fusion)	プラズマ	ITER・JT-60SAで研究推進 燃料は海水由来で実質無限	2030年代に実証段階 （実用化は2050年代以降）

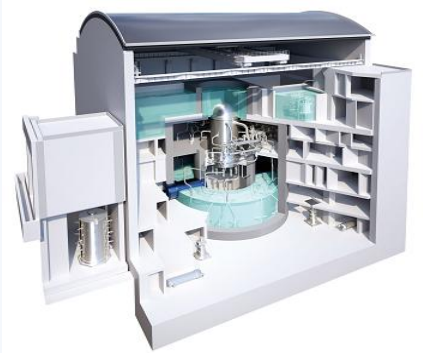


出典：第7次エネルギー基本計画（2024年12月）、原子力委員会資料、各種報道をもとに作成

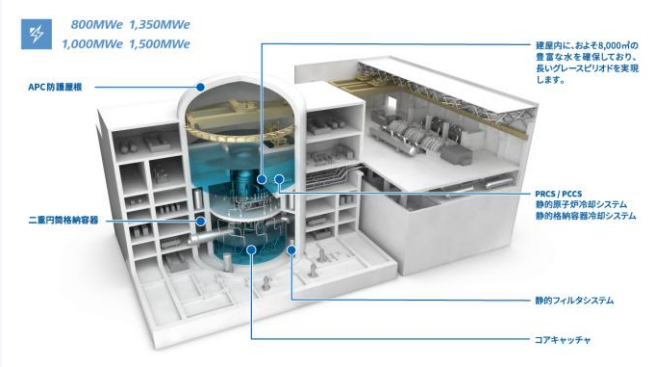
■ 三菱重工 SRZ-1200



■ 日立GE HI-ABWR



■ 東芝 iBR



出典：三菱重工HP、東芝HP
日立GEヘルパニュークリアエナジーHP

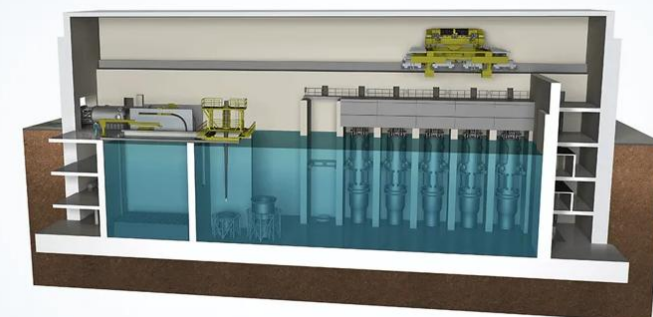
国・企業	炉名	炉型・冷却材	出力・主な特徴
米国 NuScale Power	NuScale Power Module	PWR / 軽水	77MWe×最大12基。 米NRC設計認証取得済の先駆的SMR。
米国 X-Energy	Xe-100	HTGR / ヘリウム	80MWe。ペブルベッド型、TRISO燃料採用。固有安全性が高い
米国 Kairos Power	KP-FHR	FHR / フッ化物塩	140MWe。溶融塩冷却 + TRISO燃料の組合せ。DOE支援。
米国 TerraPower	Natrium	SFR / ナトリウム	345MWe。溶融塩蓄熱で出力変動対応。ビル・ゲイツ出資。
米国 Oklo	Aurora	高速炉 / 金属燃料	1.5MWe。 マイクロ原子炉、遠隔地・軍事基地向け。
英国 Rolls-Royce	Rolls-Royce SMR	PWR / 軽水	470MWe。工場製造モジュール、英政府が支援。2030年代稼働目標。
仏国 EDF他	NUWARD	PWR / 軽水	170MWe×2基。欧州初のSMR設計、輸出も視野。
ロシア Rosatom	FNPP / RITM-200N	PWR / 軽水	FNPP: 洋上35MWe×2（稼働中）。 RITM-200N: 陸上55MWe。
中国 CNNC	ACP100	PWR / 軽水	125MWe。海南島で建設中、世界初の陸上商用SMR。
日本 日立GE	BWRX-300	BWR / 軽水	300MWe。既存ESBWR簡素化設計。カナダ等で導入計画。
日本 三菱重工	三菱 マイクロ炉※	マイクロ炉 / 黒鉛・不活性ガス	500kWe。可搬性に優れる。

※ 小型モジュール炉（SMR）の数百分の一程度の規模（SMRの定義：30万KWe）とは違う、マイクロ炉（～数万kWe）の分類

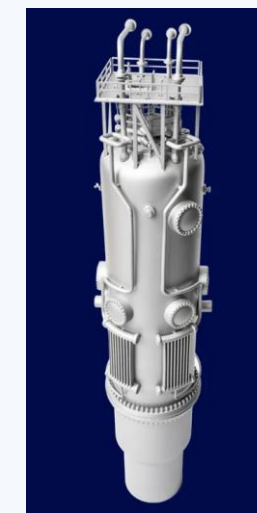
出典：IAEA SMR Booklet、各社公式情報、World Nuclear Association資料をもとに作成

■ NUSCALE

複数モジュール構成の原子炉（最大12基）



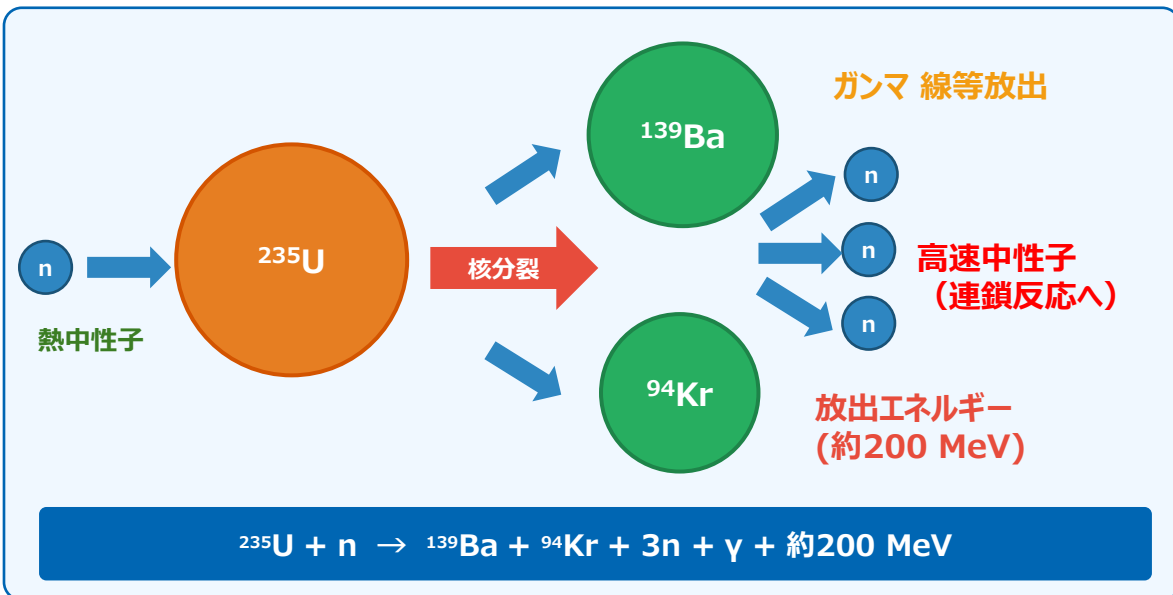
モジュール単体（NuScale Power Module）



型式：統合型PWR
電気出力:77MWe
耐用年数：60年
運転サイクル：24ヶ月
サイズ
直径：4.5m
高さ：23m
重量：約800ton

出典：NuScale Power HP
[経済産業省NuScale資料](#)

■ U-235 の核分裂反応



■ 核分裂断面積と熱中性子

核分裂断面積 (σ_f) (fission cross section)

断面積 = 中性子が原子核と反応する確率の指標 単位: 1 barn = 10^{-24} cm^2

U-235 (熱中性子) : $\sigma_f = 584 \text{ barn}$ (中性子エネルギー : 約0.025eV)

U-235 (高速中性子) : $\sigma_f \approx 1 \sim 2 \text{ barn}$ (中性子エネルギー : 約2MeV (平均))

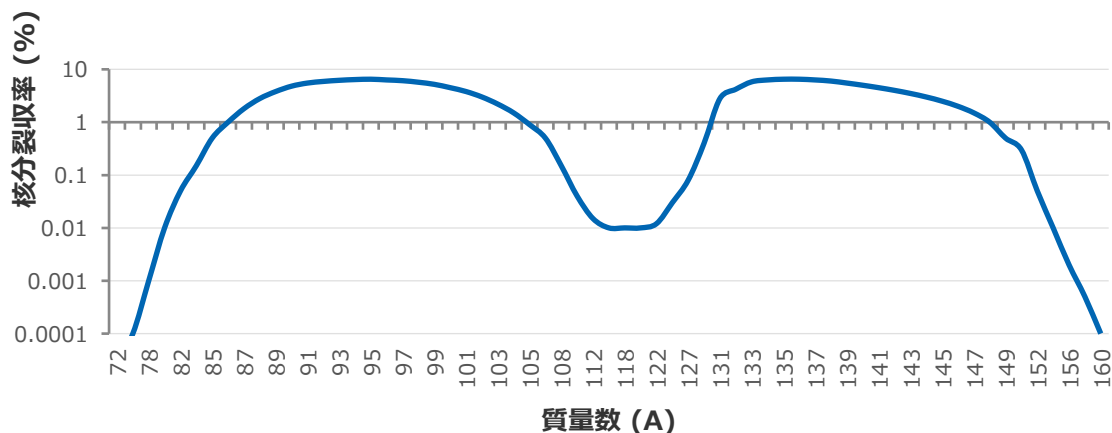
U-238 (熱中性子) : $\sigma_f \approx 0 \text{ barn}$ (核分裂しない)

U-238 (高速中性子) : $\sigma_f \approx 0.1 \text{ barn}$ (主に Pu-239が生成され、発電に寄与)

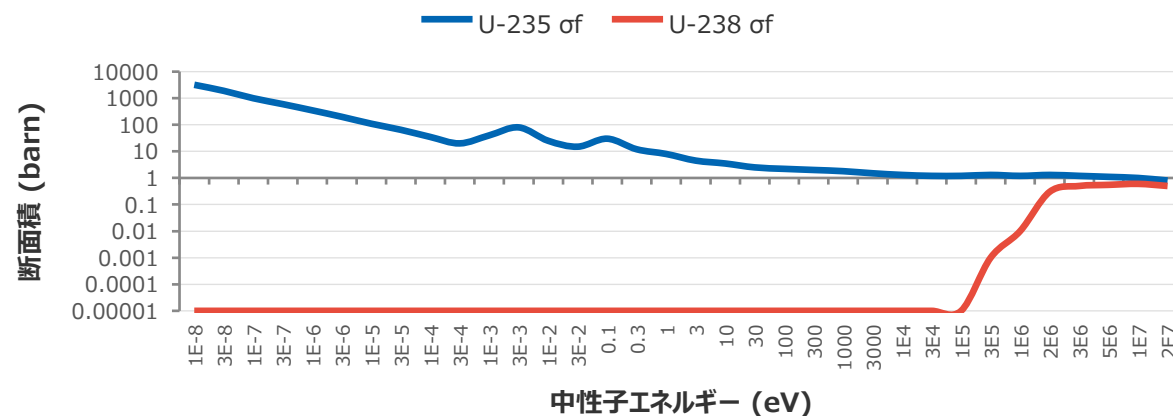
U-235を濃縮して反応を増やす、減速材で熱中性子にして核分裂しやすくする

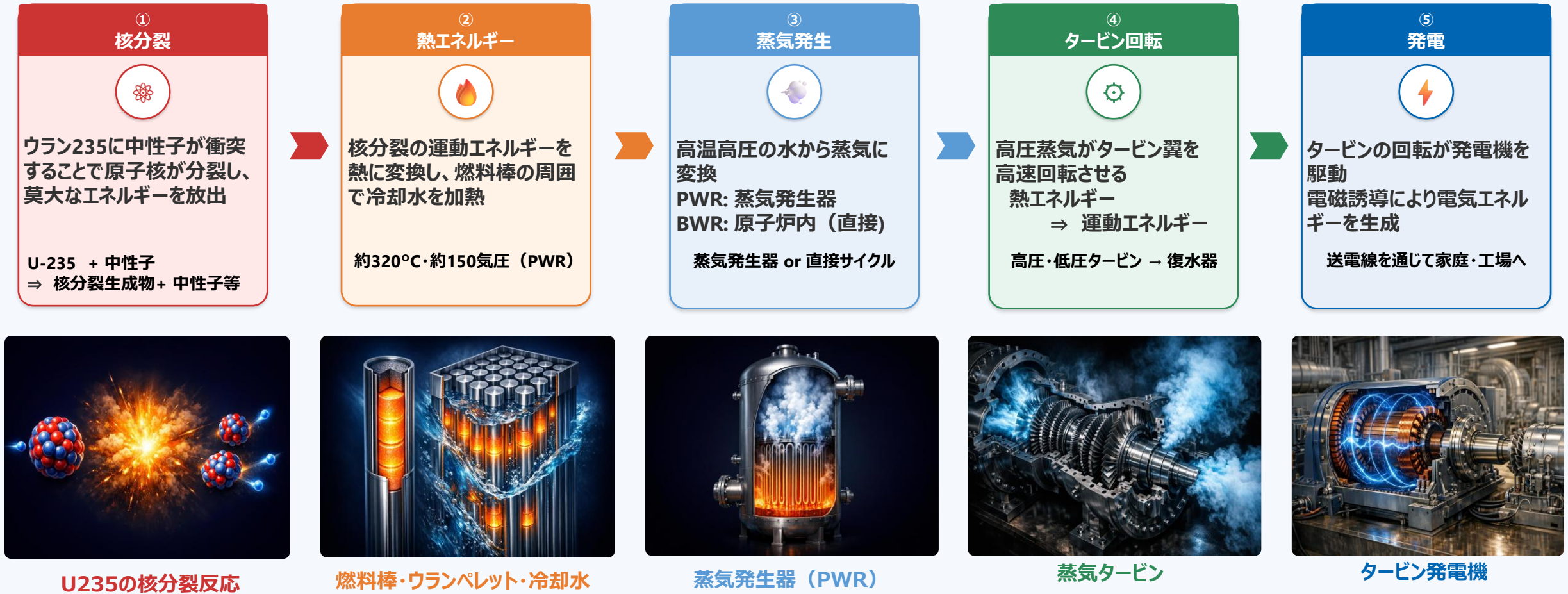


■ U-235 の熱中性子核分裂生成物の質量数分布



■ 核分裂断面積とエネルギーの関係





核エネルギー

熱エネルギー

蒸気 (圧力)

運動エネルギー

電気エネルギー

熱効率 約33% (発生した熱エネルギーの約1/3が電気に変換。残りは復水器で海水に放熱)

■ 各原子炉方式の特徴

軽水炉（LWR）	ガス炉（GCR）	重水炉（HWR）	高速炉（FBR）
冷却材：軽水（普通の水） 減速材：軽水 燃料：濃縮ウラン（3～5%） 熱効率：約33% 主な型：BWR / PWR 特徴：世界で最も普及。コンパクトで経済性に優れる。日本で運転中の全商用原発が採用。	冷却材：CO₂ / ヘリウム 減速材：黒鉛 燃料：天然ウラン / 低濃縮ウラン 熱効率：約30～42% 主な型：AGR / HTGR 特徴：英国で開発。HTGR（高温ガス炉）は高効率で水素製造にも応用可能。	冷却材：重水（D₂O） 減速材：重水 燃料：天然ウラン（濃縮不要） 熱効率：約29～31% 主な型：CANDU炉 特徴：カナダ・インド等で採用。ウラン濃縮不要だが重水製造のコストが高い。	冷却材：液体ナトリウム 減速材：なし（高速中性子利用） 燃料：MOX燃料（Pu+U） 熱効率：約40～42% 主な型：ナトリウム冷却高速炉 特徴：Puを増殖可能。資源利用率が飛躍的に向上。日本「もんじゅ」、仏・露で開発。

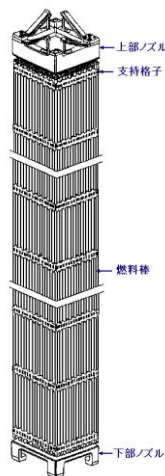
■ 方式比較まとめ

比較項目	軽水炉（LWR）	ガス炉（GCR）	重水炉（HWR）	高速炉（FBR）
経済性	○ 量産効果でコスト低減	△ 大型化が難しい	△ 重水製造コスト高	△ 建設・運転コスト高
安全性	○ 豊富な運転実績	◎ HTGRは固有安全性高	○ 低圧系で安定運転	△ Na取扱いに注意
資源利用率	△ U-235のみ（約1%）	○ 天然ウラン使用可	○ 濃縮不要	◎ Pu増殖で約60倍
主な採用国	日本、米国、仏、韓国	英国、中国（HTGR）	カナダ、インド、韓国	仏、露、日本（もんじゅ）

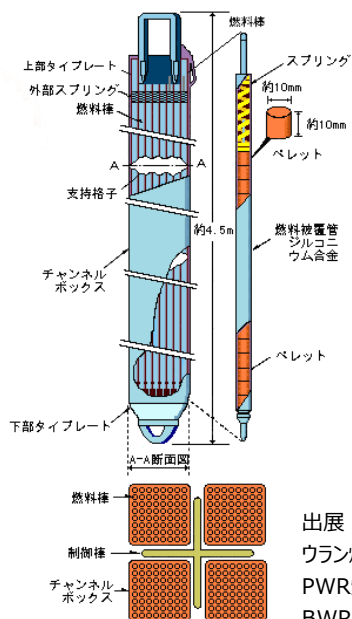
■ 燃料棒の比較

項目	PWR	BWR	CANDU	ガス炉 (Magnox)	ガス炉 (AGR)	高速炉 (FBR)
燃料形態	UO ₂ ペレット	UO ₂ ペレット	UO ₂ ペレット	金属ウラン (Magnox)	UO ₂ ペレット	MOX (UO ₂ +PuO ₂)
被覆管材質	ジルカロイ-4	ジルカロイ-2	ジルカロイ-4	Mg-Al合金 (マグノックス)	ステンレス鋼	ステンレス鋼
ペレット径	約8～9mm	約10mm	約12.2mm	約25mm (棒径)	約9.5mm	約5.5mm (もんじゅ)
被覆管外径	約9.5mm	約12mm	約13.1mm	約28mm	約12.7mm	約6.5mm (もんじゅ)
燃料集合体	264本 (17×17型)	60～90本	37本など (横向き)	単体装荷	36～64本	169本 (もんじゅ)
ウラン濃縮度	3～5% (低濃縮)	2～5% (低濃縮)	天然ウラン (約0.7%)	天然ウラン (約0.7%)	2.5～3.5% (低濃縮)	15～30% (Pu含有)

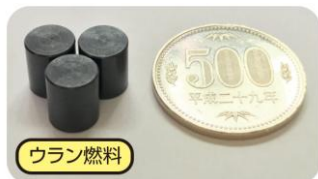
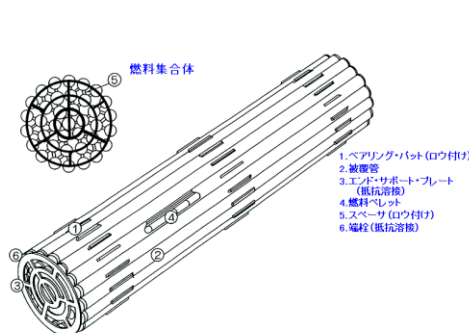
PWR燃料集合体



BWR燃料集合体



CANDU燃料集合体



出展

ウラン燃料：資源エネルギー庁

PWR燃料集合体：関西電力 大飯発電所原子炉設置変更許可申請書 (atomica)

BWR燃料集合体：資源エネルギー庁、日本原子力文化振興財団

CANDU燃料集合体：IAEA Directory of Nuclear Power Reactors, Vol. 7, p-234 (1968)

■ 燃料棒に要求される事項

(1) 構造健全性

高温・高圧・中性子照射下で機械的強度を保ちFP漏出を防止

(2) FP (Fission Products) の閉じ込め

被覆管が気体・液体FPを密封し冷却材汚染を防止

(3) 中性子経済

Zr合金等の低中性子吸収材を使用し炉効率を最大化

(4) 耐食性

冷却材との反応を防止し高温水環境での酸化・腐食に耐える

(5) 熱伝導性

燃料ペレットからの崩壊熱を効率的に冷却材へ伝達

(6) 寸法安定性

FP増加による膨張 (スエリング) と照射クリープに耐える

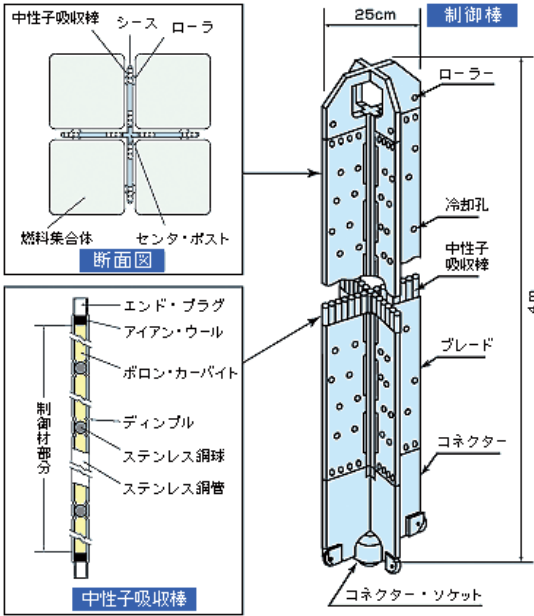
■ 原子炉の反応度制御方法の比較

項目	PWR	BWR	CANDU	ガス炉	高速炉（FBR）
制御棒材質	Ag-In-Cd合金	B ₄ C（炭化ホウ素）	SUS / Cd合金	B ₄ C / ステンレス	B ₄ C
制御棒形状	クラスタ型	十字型 （クルシフォーム）	棒状	棒状	集合体型
挿入方向	上から （重力落下）	下から （水圧駆動）	上から	上から	上から
化学シム	ホウ酸水 （H ₃ BO ₃ ）	なし	なし	なし	なし
その他制御	—	再循環流量制御	液体ゾーン制御器	—	—

■ 減速材・冷却材の比較

項目	PWR	BWR	CANDU	ガス炉	高速炉（FBR）
減速材	軽水（H ₂ O）	軽水（H ₂ O）	重水（D ₂ O）	黒鉛（C）	なし （高速中性子利用）
冷却材	軽水（加圧）	軽水（沸騰）	重水 / 軽水	CO ₂ / He	液体ナトリウム
ウラン濃縮度	3～5% （低濃縮）	3～5% （低濃縮）	天然ウラン※ （約0.7%）	天然※～低濃縮 （～3%）	16～21% （Pu-U MOX）
代表プラント	大飯/伊方/高浜	柏崎刈羽/女川	CANDU-6（加）	AGR（英）/HTTR	もんじゅ

※ CANDU炉（重水炉）の重水（D₂O）は軽水に比べ中性子吸収断面積が約1/500と極めて小さく、天然ウランのU-235（約0.7%）のみで臨界維持が可能。ガス炉（黒鉛減速炉）の黒鉛は中性子吸収断面積が低く、CO₂冷却材も中性子をほとんど吸収しない。Magnox型は天然ウランで運転可能であり、AGR型は低濃縮ウランを使用する。HTTRは研究炉のため、ウラン濃縮度は平均で約6%（約3%～10%）。



BWR制御棒の構造（出展：日立GE社 説明資料）

中性子の減速と吸収

軽水（H₂O）

▲ 中性子吸収が大きい

水素原子が中性子を吸収しやすく、燃料の濃縮が必要

重水（D₂O） / 黒鉛（C）

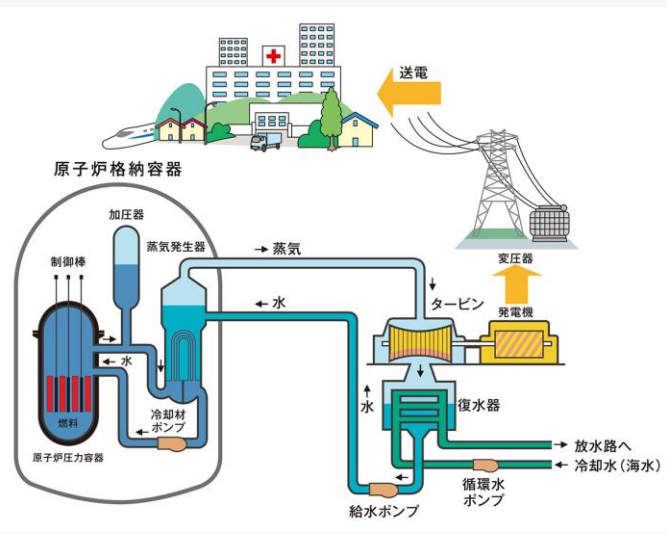
▼ 中性子吸収が小さい

中性子が効率よく減速し、天然ウランで臨界維持が可能

PWR（加圧水型軽水炉）

Pressurized Water Reactor

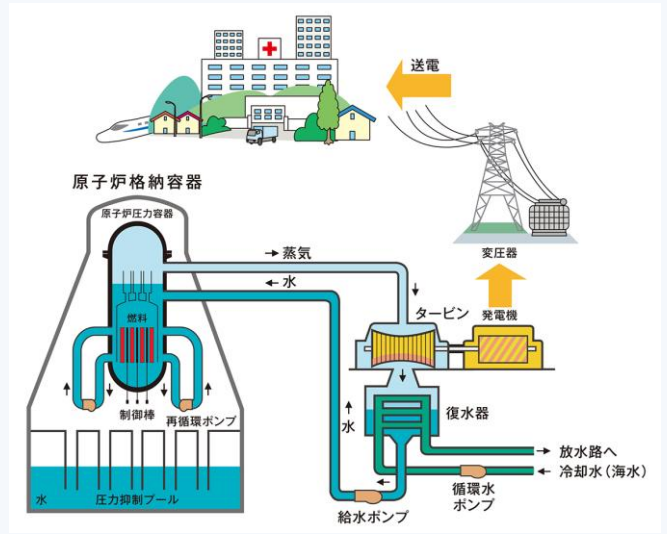
- 1次系と2次系の2ループ構成
- 蒸気発生器（SG）で2次系に熱伝達
- タービンに放射性蒸気が行かない
- 制御棒は上部から挿入
- 三菱重工、WH、Framatome、Doosanが主要メーカー
- 世界で最も普及（約70%）



BWR（沸騰水型軽水炉）

Boiling Water Reactor

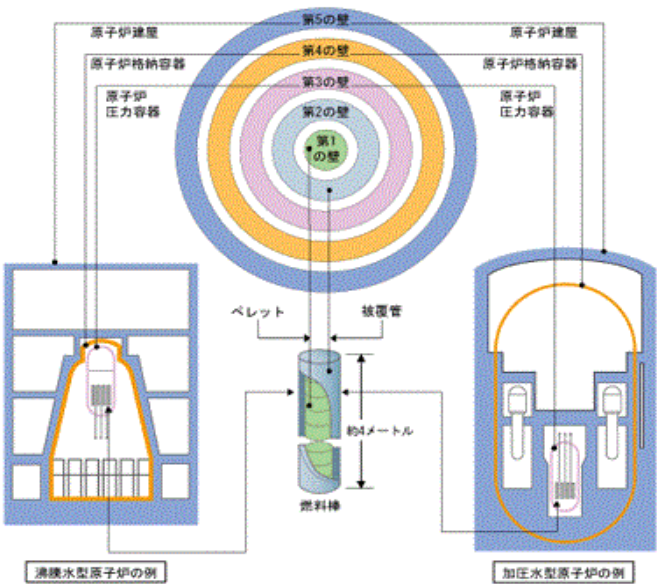
- 原子炉内で直接蒸気を発生
- 1ループの直接サイクル方式
- タービンに放射性蒸気が到達
- 制御棒は下部から挿入
- GE、日立、東芝が主要メーカー
- 蒸気発生器不要で構造がシンプル



出典：日本原子力文化財団（JAERO）
原子力図面集

比較項目	PWR（加圧水型軽水炉）	BWR（沸騰水型軽水炉）
冷却材／減速材	軽水（高圧水）	軽水
冷却材ループ	2ループ（1次・2次系）	1ループ（直接サイクル）
蒸気発生	蒸気発生器（SG）で2次系に熱伝達	原子炉内で直接蒸気を発生
1次冷却材圧力	約15.5 MPa	約7.0 MPa
1次冷却材温度	入口約290℃ / 出口約325℃	入口約215℃ / 出口約286℃
制御棒挿入方向	上部から挿入（重力落下）	下部から挿入（水圧駆動）
タービン放射能	なし（2次系が非放射性）	あり（蒸気が放射性）
格納容器	小型（ドライ型）	大型（圧力抑制型）
代表的な炉型	三菱PWR・WH AP1000	ABWR・GE BWR

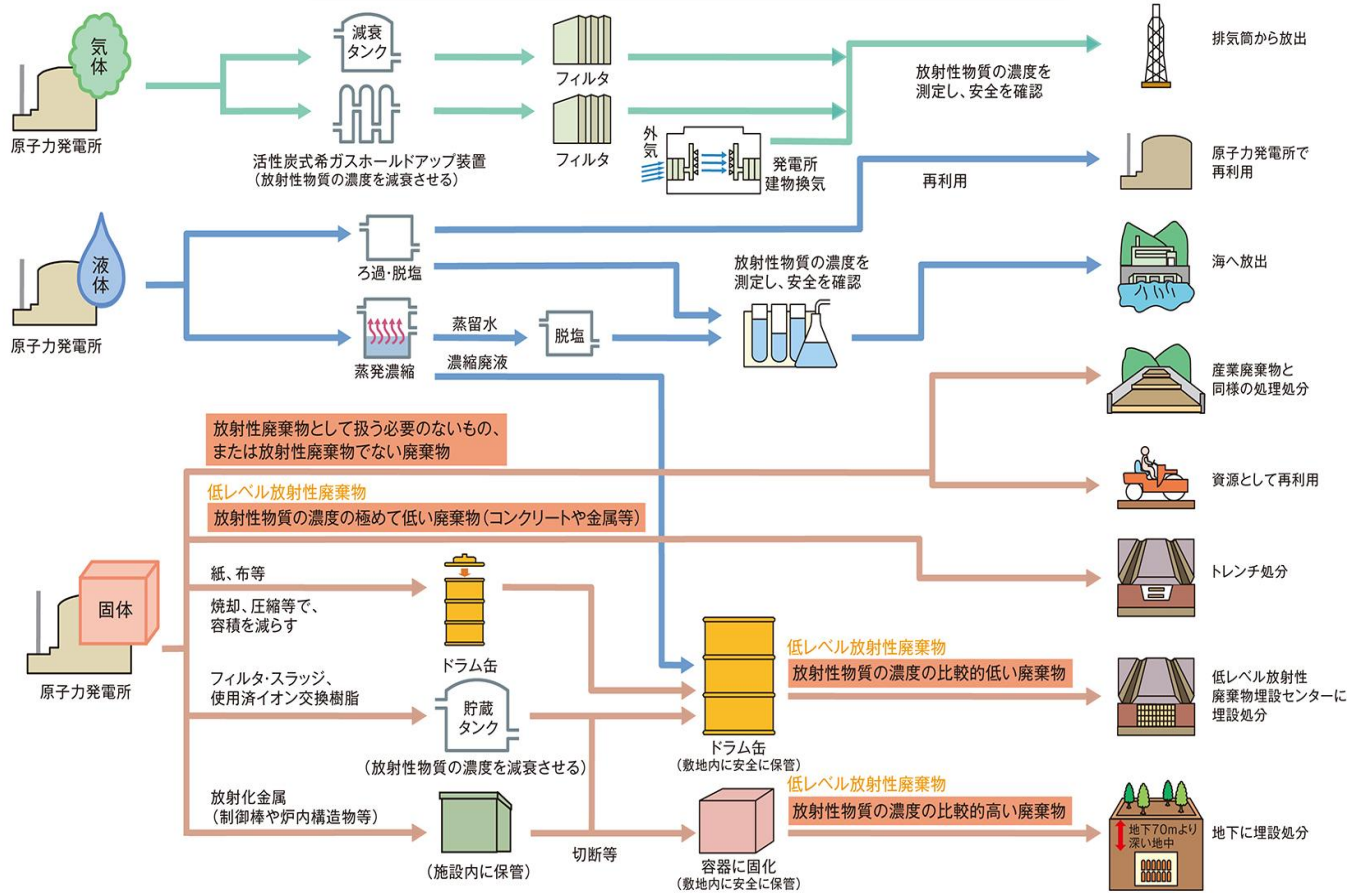
放射能の閉じ込め（5重の壁）



出典：電気事業連合会

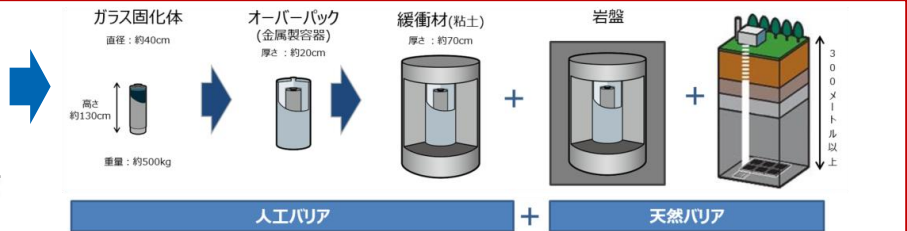
壁	名称	役割・機能
第1	燃料ペレット	ウラン酸化物（ UO_2 ）の焼結体が核分裂生成物（FP）の大部分をセラミック結晶内に保持する
第2	燃料被覆管	ジルコニウム合金管が燃料ペレットを密封し、気体状FPの冷却材への放出を防止する
第3	原子炉圧力容器	厚さ約20cmの低合金鋼製容器が一次冷却系の圧力境界を形成し、冷却材の漏洩を防止する
第4	原子炉格納容器	鋼製の気密容器が、万一の冷却材漏洩事故時に放射性物質の外部への放出を防止する
第5	原子炉建屋	鉄筋コンクリート構造が外部事象（地震・竜巻等）から原子炉を防護し、放射性物質の環境放出を抑制する

廃棄物の処理

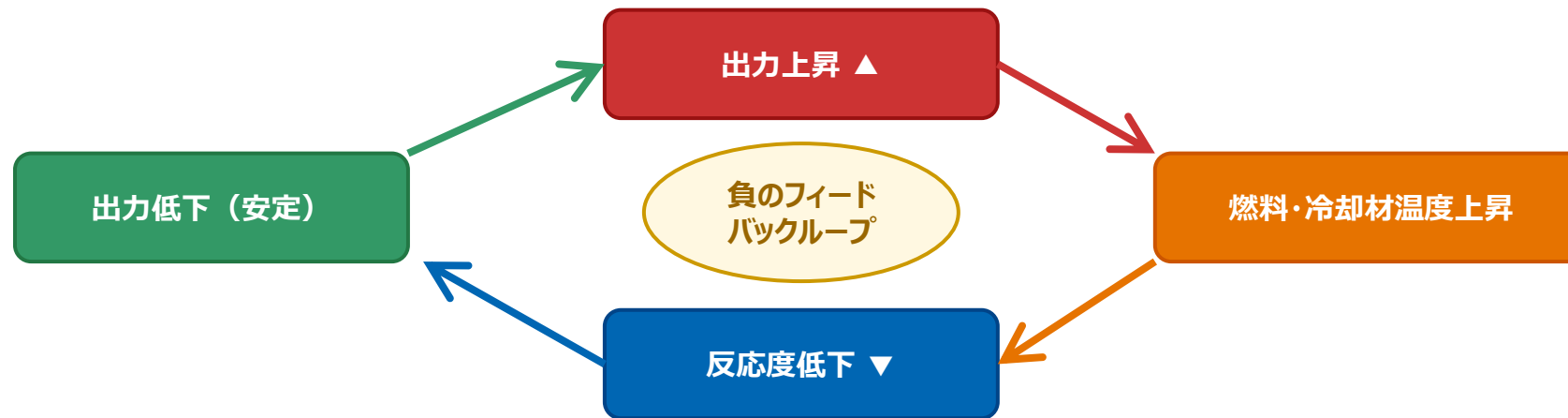


使用済燃料の再処理時に発生する高レベル放射性廃棄物（地層処分）

※ 高レベル放射性廃棄物の最終的な埋設場所（処分場）は現在も選定プロセスが進められている段階であり、決定していません。



負の反応度フィードバック：原子炉の出力が増加すると、物理現象により自動的に出力を抑制する固有の安全特性



① ドップラー効果（燃料温度係数）

燃料温度が上昇すると、U-238の中性子共鳴吸収のピークが広がり（ドップラー広がり）、中性子の吸収が増加する。

- 最も即座的に作用するフィードバック
- 応答時間：ミリ秒単位
- 全ての原子炉で負の係数を持つ

② 減速材温度効果（減速材温度係数）

冷却材（軽水）の温度が上昇すると密度が低下し、中性子の減速効果が減少する。熱中性子が減り核分裂反応率が低下。

- 軽水炉で特に大きな効果
- 応答時間：数秒～数十秒
- 軽水が減速材と冷却材を兼ねるため負の効果大きい

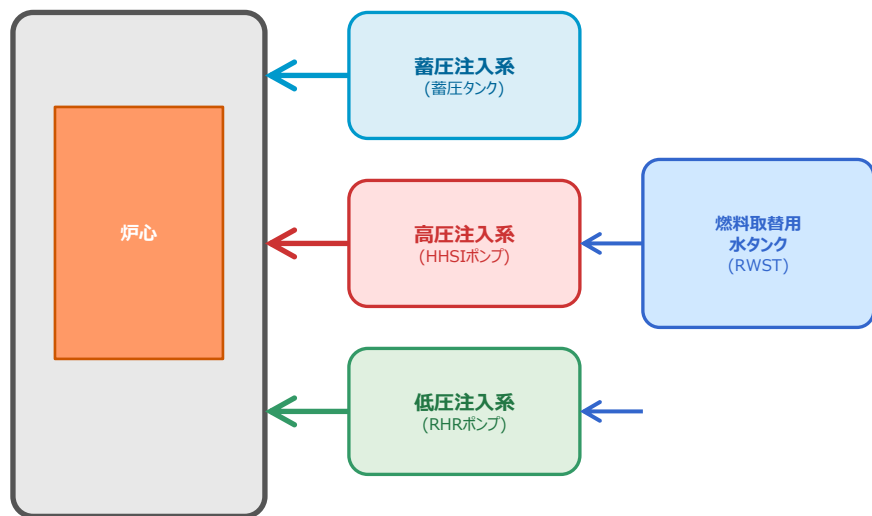
③ ボイド効果（ボイド係数）

冷却材が沸騰して気泡（ボイド）が発生すると、減速材の密度が低下し、中性子減速が不十分になり反応度が低下。

- BWRで特に重要（沸騰水型）
- 応答時間：秒単位
- 軽水炉では負の係数（黒鉛炉は正になり得る）

ECCSは、冷却材喪失事故（LOCA）時に原子炉へ緊急に冷却水を注入し、燃料の過熱・損傷を防止する安全系統。複数の独立した系統で多重性を確保。

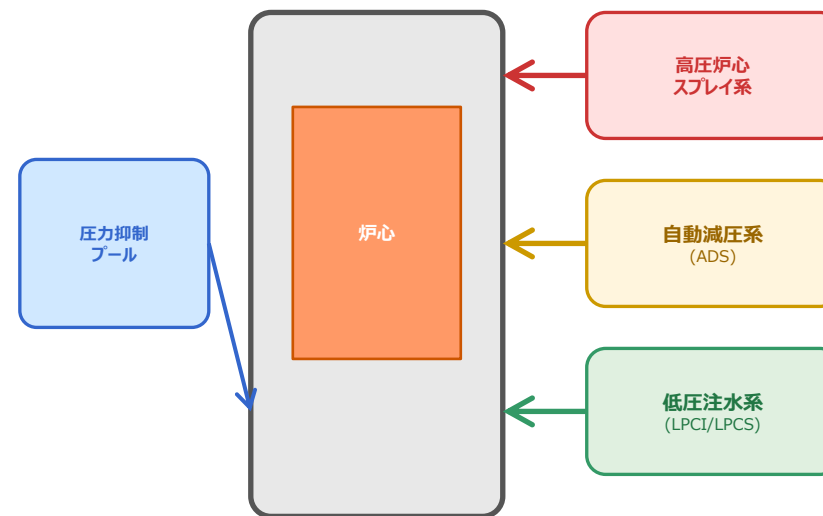
PWR（加圧水型）のECCS



■ PWRのECCS動作

- ① **蓄圧注入系：**
蓄圧タンク内のほう酸水を圧力差で自動注入。電源不要で即座作動。
 - ② **高圧注入系：**
原子炉圧力が高い段階でポンプにより冷却水を注入。小破断LOCAに対応。
 - ③ **低圧注入系：**
減圧後に大量の冷却水を注入。大破断LOCA時に炉心を冷却・再冠水。
- 各系統は独立した電源・ポンプを持ち、単一故障でも機能喪失しない多重化設計

BWR（沸騰水型）のECCS



■ BWRのECCS動作

- ① **高圧炉心スプレイ系：**
高圧状態で炉心上部からスプレイ状に冷却水を散布。
 - ② **自動減圧系（ADS）：**
安全弁を開放し原子炉を減圧。低圧系の作動を可能にする。
 - ③ **低圧注水系：**
減圧後に圧力抑制プールの水を炉心に大量注入し再冠水。
- 格納容器内の圧力抑制プールが水源を兼ねる点がPWRと異なる

新規制基準の概要（2013年施行）

福島第一原発事故の教訓を踏まえ、原子力規制委員会が策定した新たな規制基準。従来の設計基準を強化した上で、シビアアクシデント対策を新設。

■ 第1の柱：設計基準の強化

- 地震・津波への対策強化（基準地震動・基準津波の見直し）
- 竜巻・火山・森林火災等の自然現象への対策を追加
- 火災防護対策の強化・徹底
- 内部溢水への対策を新設
- 電源の信頼性向上（外部電源・非常用電源の強化）
- 既存原子炉へのバックフィット（遅及適用）

■ 第2の柱：シビアアクシデント対策の新設

- 炉心損傷防止対策（複数の機器の故障を想定）
- 格納容器破損防止対策（水素爆発防止、溢融燃料冷却）
- 放射性物質の拡散抑制対策（フィルタベント等）
- 意図的な航空機衝突への対応（テロ対策）

■ 特定重大事故等対処施設（特重施設）

- 原子炉建屋から100m以上離れた場所に緊急時制御室を設置
- 大規模テロや航空機衝突時にも炉心冷却・格納容器健全性を維持
- 本体施設の工事計画認可から5年以内に設置が義務

主な安全対策の具体例

対策項目	具体的な対策内容
地震・津波対策	・基準地震動の見直し・耐震補強 ・防波壁・防潮堤の設置（高さの大幅引き上げ） ・扉の水密化、建屋開口部の止水処理
電源対策	・非常用ディーゼル発電機の多重化・高台設置 ・可搬型電源車・バッテリーの配備 ・外部電源の信頼性向上（送電線の多重化）
冷却対策	・可搬型注水ポンプ・消防車の配備 ・代替注水手段の確保（海水注入も含む） ・使用済燃料プールへの代替冷却手段
水素爆発防止	・静的触媒式水素再結合装置（PAR）の設置 ・格納容器内水素濃度モニタリング
放射性物質拡散抑制	・フィルタベント装置による放射性物質の除去 ・放水口モニタリングの強化
緊急時対応拠点	・免震構造の緊急時対策所（オフサイトセンター） ・通信設備・モニタリング設備の多重化

地震・津波等により外部電源（送電線）が喪失した場合でも、複数の独立した電源による多重防護で原子炉の安全を確保する。（福島第一事故対策）

通常時：外部電源（送電線）

× 外部電源喪失

第1層：非常用ディーゼル発電機（DG）

第2層：可搬型電源車・電源融通車

第3層：蓄電池（バッテリー）



■ 非常用ディーゼル発電機（DG）

- 外部電源喪失時に約10秒で自動起動し、ECCS等の安全系統に給電
- 各号機に複数台設置（通常2台以上）、独立した燃料タンクを保有
- 新規制基準で高台設置・水密化による津波対策を強化
- 7日間以上の連続運転が可能な燃料備蓄

■ 可搬型電源車・電源融通車

- 福島事故後に新設された対策。高台に分散配備し津波被害を回避
- DG故障時のバックアップとして、接続口を事前整備し迅速に給電開始
- 車両型で移動可能なため、特定の設置場所が被害を受けても対応可能
- 複数サイト間での融通・相互支援体制も整備

■ 蓄電池（バッテリー）

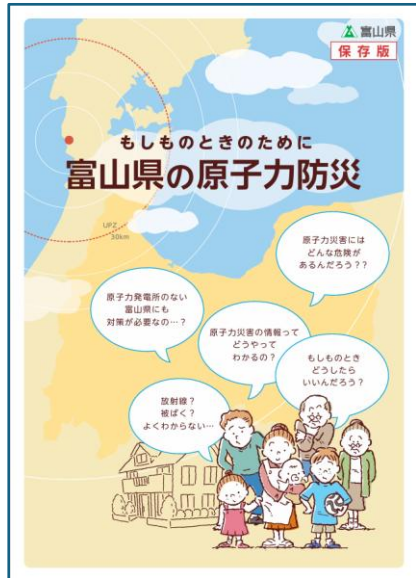
- 全交流電源喪失（SBO）時の最後の砲として、監視・制御系に直流給電
- 新規制基準で24時間以上の給電能力が要求（従来は8時間）
- 蓄電池の増設・大容量化により対応時間を大幅に延長

写真：

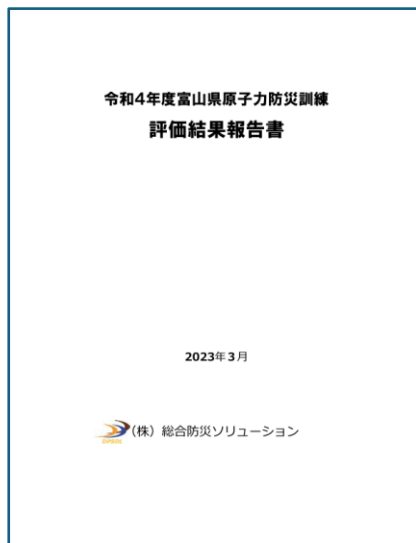
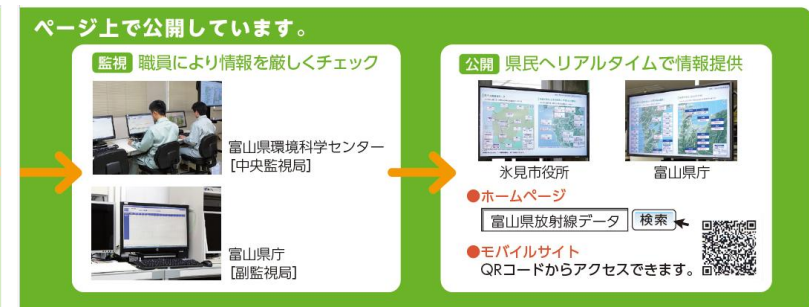
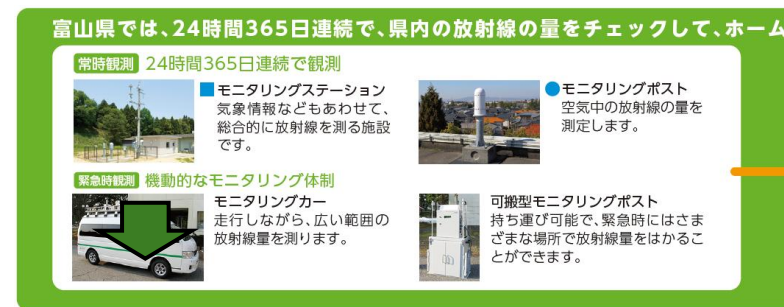
非常用ディーゼル発電機：東京電力HD

電源車：東京電力HD

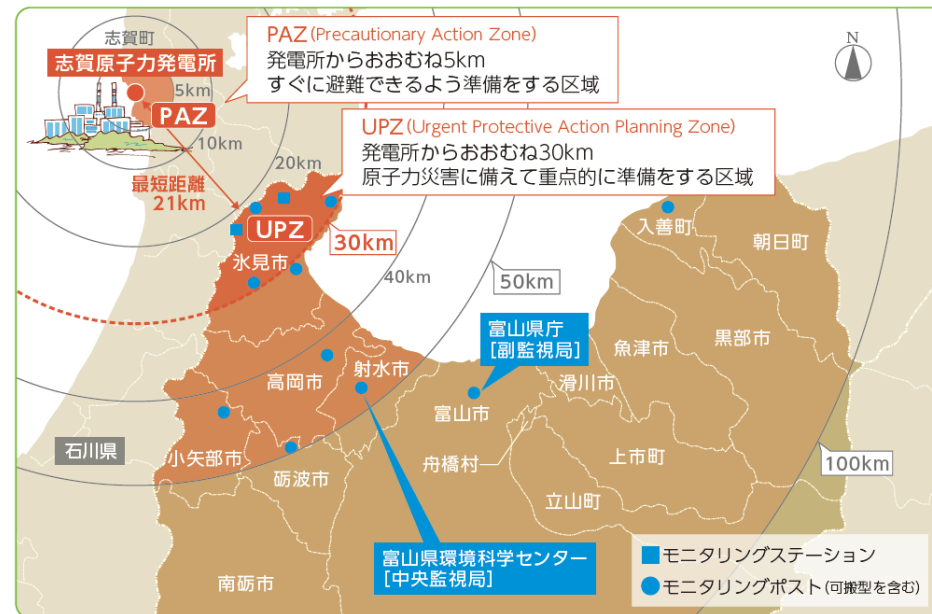
蓄電池：中部電力



富山県の原子力防災



原子力防災訓練 評価結果報告書



安全対策(プラント内)
事故そのものを発生させない／拡大させない。

原子炉に放射性物質を内包する以上、
「絶対安全」はあり得ない
→ “残余リスク” へ備えることが必要

原子力防災対策(社会・地域側)
万一のシビアアクシデント時に住民と環境を守る

安全対策とは別の観点で原子力防災を考える

ありがとうございました