

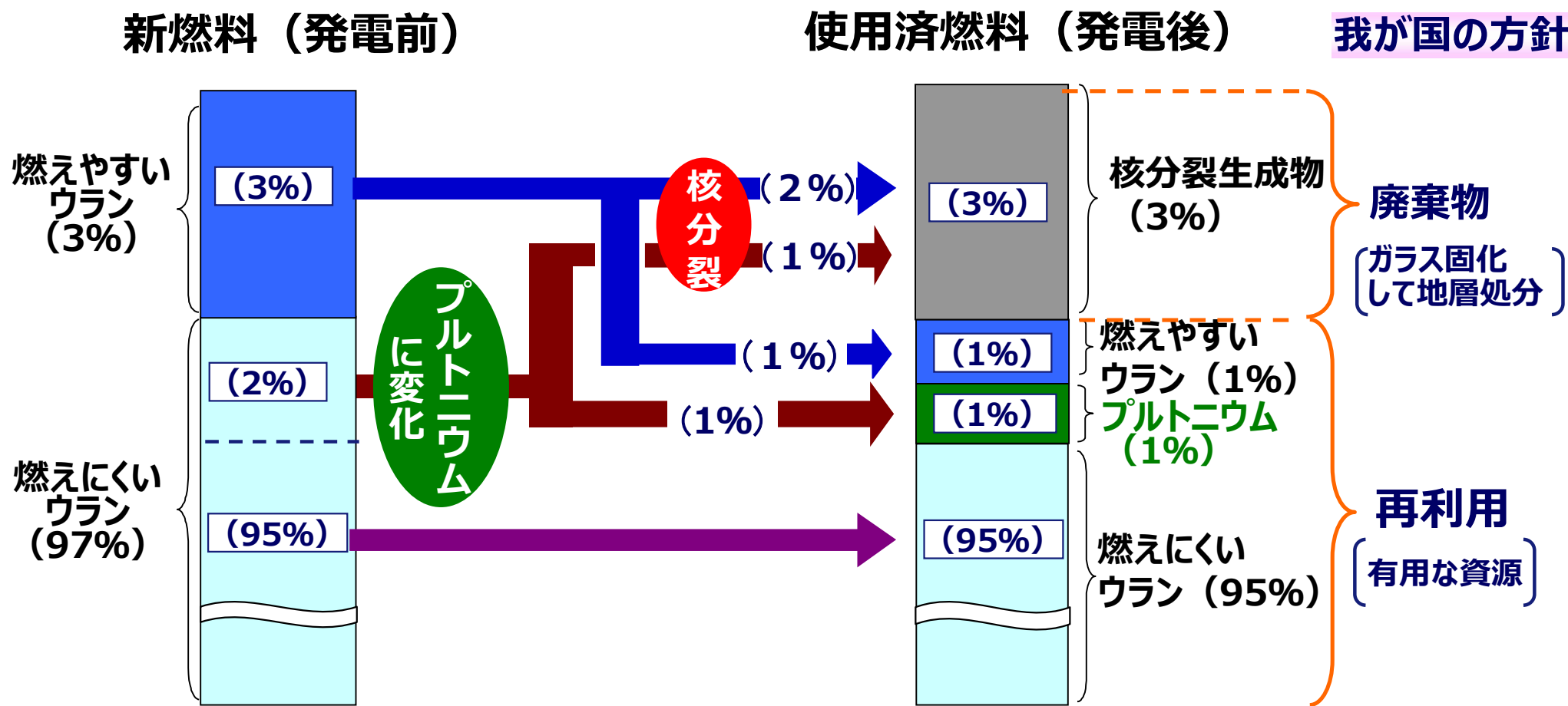
島根 2 号機における ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 の使用について

2026年 8 月
中国電力株式会社

- 1．プルサーマルの必要性・・・・・・・・P2
- 2．発電所における安全確保・・・・・・・・P14
- 3．プルサーマルの安全性・・・・・・・・P20
- 4．発電所の安全性向上と理解活動の取り組み・・・・・・・・P66

1. プルサーマルの必要性

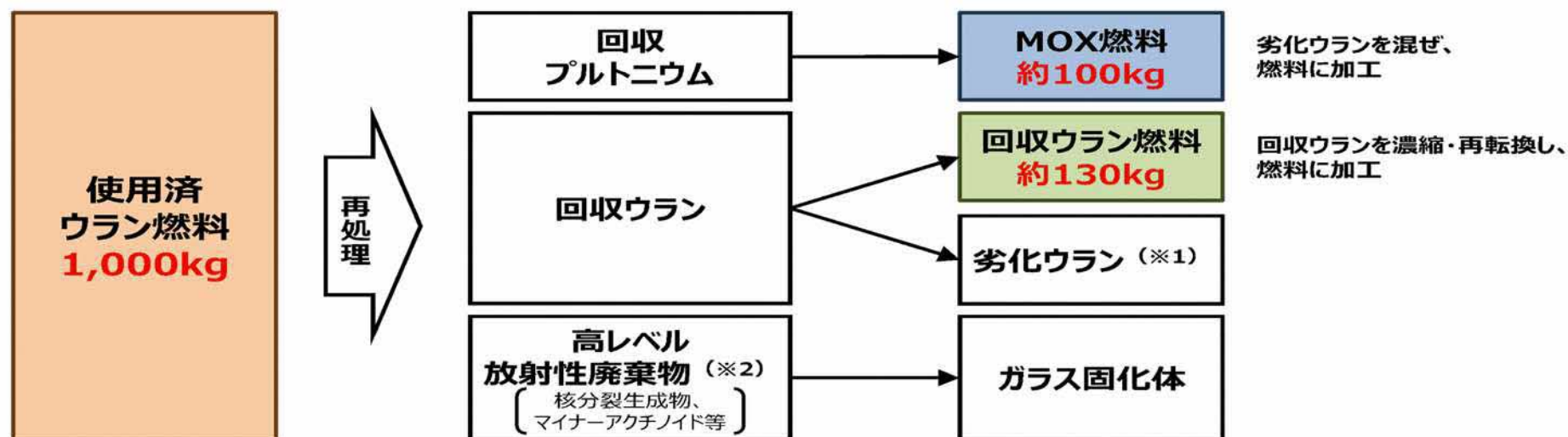
- 使用済燃料には、ウラン、プルトニウムなど再利用できる資源が多く含まれています。
- 資源の乏しい日本では、この資源をリサイクルする「原子燃料サイクル」を推進しています。



再処理して回収するプルトニウム、ウランを再利用することにより、約 1 割～ 2 割のウラン資源が節約できます。

➤ 1000kgの使用済燃料を再処理すると、約100kgのMOX燃料と約130kgの回収ウラン燃料（ウラン燃料利用）を再生することができます。

- 軽水炉の使用済燃料を再処理する場合、回収したウラン・プルトニウムを新たな燃料として利用できるため、**資源の有効利用（1～2割）が可能**。
- 高速炉サイクルが確立した場合、**更なる資源の有効利用が可能**。



(※1) 高速炉によって、劣化ウランも燃料として利用可能。
(※2) 高速炉によって、マイナーアクチノイドも燃料として利用可能。

出典：原子力委員会 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会（第9回）（2012年3月）に基づき、資源エネルギー庁で作成。

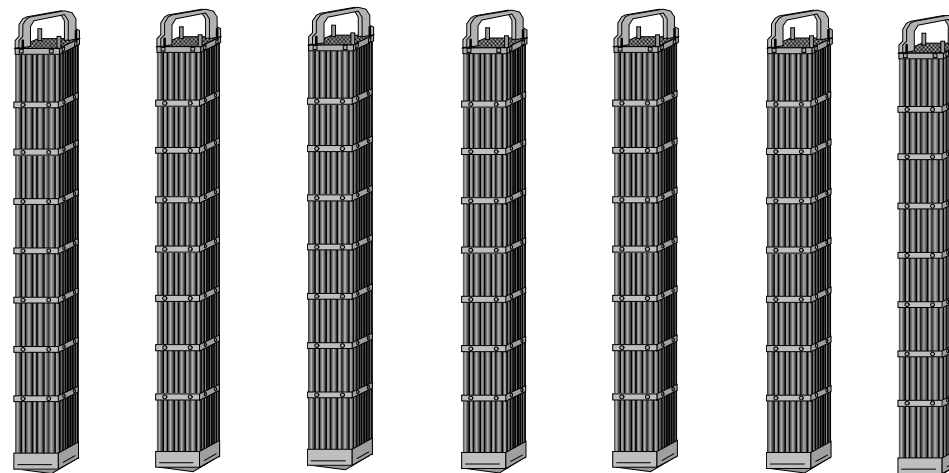
出典：「核燃料サイクル政策におけるプルサーマルの位置付け」（2026年1月15日 資源エネルギー庁）抜粋
（島根原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査状況等自治体向け説明会資料）

再処理により、高レベル放射性廃棄物の発生量が低減できます。

<ワンスルー>

使用済燃料を「廃棄物」と考え直接処分

- ・ 廃棄物の体積が大きい
- ・ 半減期の長いプルトニウムを含む為、放射能や発熱の減衰が遅い



<リサイクル>

使用済燃料を「資源」と考え再処理

- ・ ウラン、プルトニウムをリサイクル
- ・ 高レベル放射性廃棄物（核分裂生成物等）のみをガラス固化して地層処分
- ・ 廃棄物の減容（体積比で約4分の1に減容化）
- ・ 有害度の低減（有害度が天然ウラン並みになる期間が約12分の1に低減）



燃料集合体7～8体
からガラス固化体1本
へ減容



ガラス固化体の仕様例
高さ：約130cm
直径：約40cm
重量：約500kg

ガラス固化体の仕様例の出典：NUMO（原子力発電環境整備機構）「知ってほしい 地層処分」

余剰プルトニウムを持たないとの国際公約を守る必要があります。

○国際プルトニウム指針の採用

【国際プルトニウム指針とは】

プルトニウム管理に関する基本的な原則を示すとともに、その透明性向上のため、参加国が保有するプルトニウム（平和利用のプルトニウムおよび軍事目的にとって不要となったプルトニウム）の量を毎年公表すること等を定めた国際的な指針。

【経 緯】

1997年12月、9カ国*が国際プルトニウム指針の採用を決定し、その旨をIAEAに報告。

* 米、露、英、仏、中、日、独、ベルギー、スイス

【指針採用時に我が国が公表した声明】

我が国は、～余剰プルトニウムを持たないとの原則を堅持しつつ、プルトニウム利用計画の透明性の確保に努めている。また、国際的には、核兵器の不拡散に関する条約（NPT）に加入し、これを遵守する。～

日本は、プルトニウムを有効利用する核燃料サイクルの推進を基本的方針としています。

プルサーマルの軽水炉での利用は、原子力の開発当初から計画

- 原子力長計において、昭和30年代の原子力開発の当初より、高速増殖炉の実用化と熱中性子炉でのプルサーマルの両方を追求



2000年「原子力長計」

- 我が国としては、プルサーマル計画を着実に推進していくことは適切であり、電気事業者には、プルサーマルを計画的かつ着実に進めることを期待



東京電力HD 福島第一原子力発電所事故以降

「我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方」（2018年7月 原子力委員会決定）

- 「利用目的のないプルトニウムは持たない」との原則を堅持
- プルトニウム保有量は、5つの措置（事業者間の連携・協力を促すこと等により、海外保有分のプルトニウムの着実な削減に取り組むこと等）の実現により、現在の水準を超えることはない



エネルギー基本計画（2025年2月18日 閣議決定）

- 資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本的方針としている
- プルトニウム保有量を適切に管理し、削減に取り組む



原子力事業者の動き

- 2030年度までに少なくとも12基でのプルサーマルの実施を目指す
[「新たなプルサーマル計画について」（2020年12月17日 電気事業連合会）にて公表]
- 毎年度、プルトニウム利用計画を公表 [2018年7月原子力委員会決定を受けて実施]

「利用目的のないプルトニウムは持たない」を堅持し、着実な利用を進めていくことが重要です。

プルトニウムバランスの確保

- 核燃料サイクルを進める上で、2018年に原子力委員会が策定した「我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方」に基づいて、「利用目的のないプルトニウムは持たない」との原則を堅持し、保有するプルトニウム量が、**47.3トン**（2017年末時点の保有量）を超えないよう、適切に管理することが必要。
- また、2025年3月に示された原子力委員会の見解（注）では、「再処理からプルサーマル炉での照射までに要する期間を考慮すると、六ヶ所再処理施設及びMOX燃料加工施設の稼働初期において、一時的にプルトニウム保有量が微増する場合が想定されるが、将来的に同保有量が減少する見通しが示されることが重要である」とされたところ。
- 以上を踏まえて、海外での保管分を含めた我が国が現在保有するプルトニウムに加えて、今後、六ヶ所再処理工場が稼働していく中で、プルトニウムの着実な利用を進めていくことが重要。

（注）使用済燃料再処理・廃炉推進機構の使用済燃料再処理等実施中期計画の変更について（見解）（2025年3月 原子力委員会）

我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方（2018年7月 原子力委員会決定）

我が国の原子力利用は、原子力基本法にのっとり、「利用目的のないプルトニウムは持たない」という原則を堅持し、厳に平和の目的に限り行われてきた。我が国は、我が国のみならず最近の世界的な原子力利用をめぐる状況を俯瞰し、プルトニウム利用を進めるに当たっては、国際社会と連携し、核不拡散の観点も重要視し、平和利用に係る透明性を高めるため、下記方針に沿って取り組むこととする。（中略）

我が国は、上記の考え方にに基づき、プルトニウム保有量を減少させる。プルトニウム保有量は、（中略）現在の水準を超えることはない。

経済産業省HP「核燃料サイクルの実効性向上に向けた課題について」（2025年9月9日）より抜粋



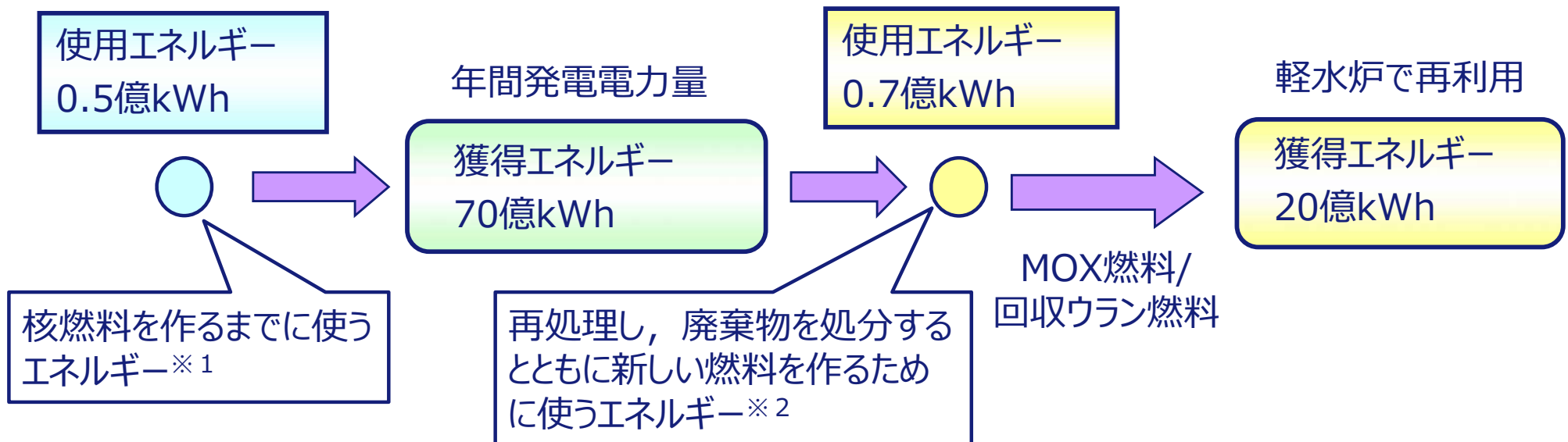
- 再生可能エネルギーや原子力など、エネルギー安全保障に寄与し、脱炭素効果の高い電源を最大限活用することが必要不可欠

経済産業省HP「赤澤経済産業大臣の就任記者会見の概要」（2025年10月22日）より抜粋

プルサーマルはウラン資源の節約ないし有効利用にならないのではないか

- プルサーマルは、使用済燃料の中に残るプルトニウムを再利用することで、天然ウラン資源を有効利用することができます。
- 現在のウラン燃料でも、発電に利用されたエネルギーの一部は炉内で生成されるプルトニウムの核分裂によるものであり、再処理とMOX燃料利用を行うことで、このプルトニウムを改めて燃料として活用することが可能となります。
- 核燃料サイクルに伴って獲得できるエネルギーは、再処理・MOX燃料加工等使用するエネルギーに比べてはるかに多くなります。（試算例による）

試算例：100万kW級原子力発電所を1年間稼働させた場合



（使用エネルギー試算上、考慮した工程）

※1 ウラン採鉱、精錬・転換、濃縮、核燃料加工

※2 再処理、廃棄物処理・処分、MOX燃料加工、回収ウラン燃料加工

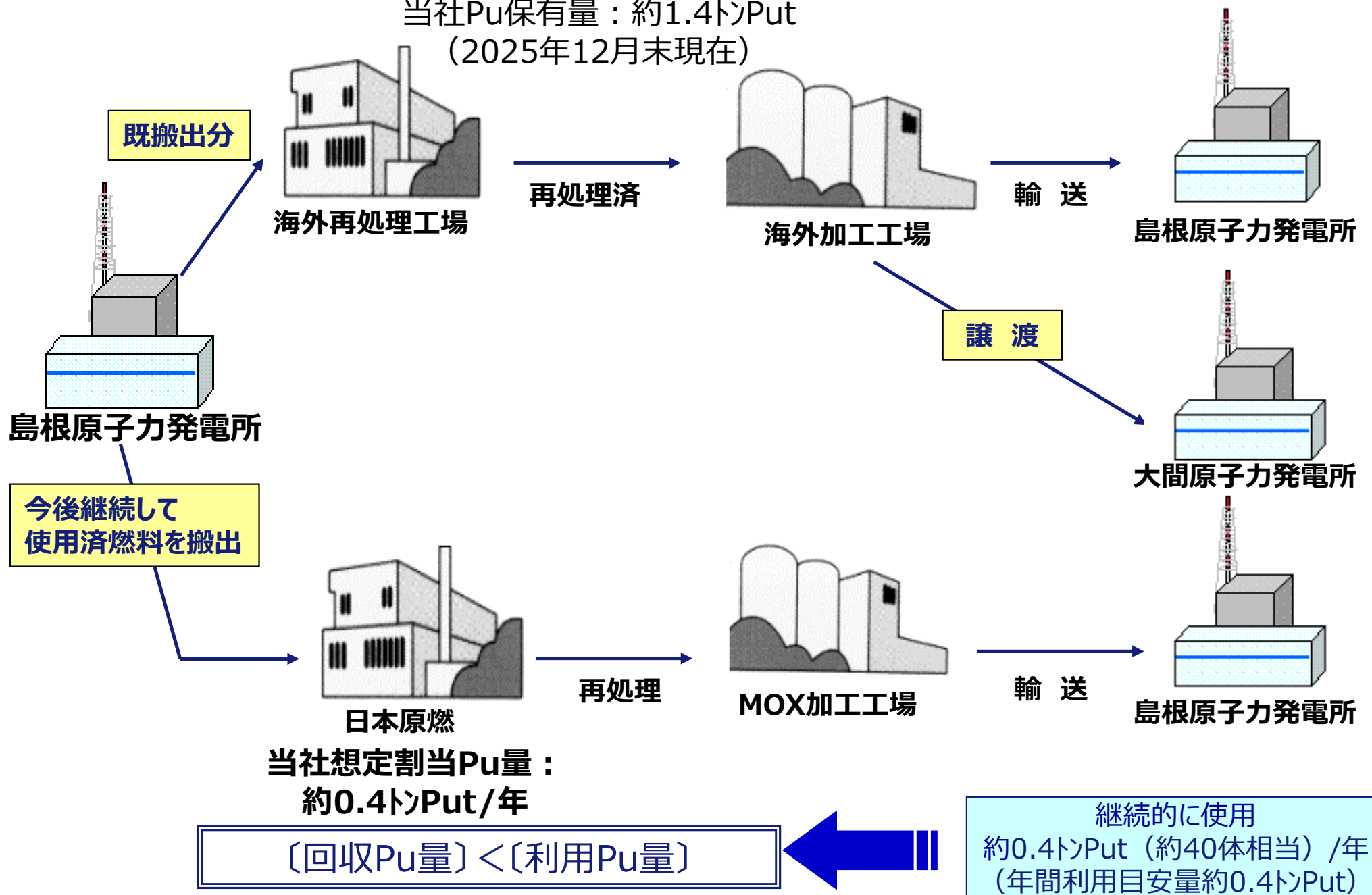
【出典】：藤家洋一、石井保共著「核燃料サイクルーエネルギーのからくりを実現するー」

島根原子力発電所の保障措置

- 定期的な国際原子力機関（IAEA）および国による現場査察が実施されています。
- 定期的に保有核燃料物質量をIAEAおよび国に報告しています。
- IAEAの監視カメラによる燃料プールまわりの常時監視が実施されています。

- 厳重な国および国際原子力機関（IAEA）の監視の下、プルトニウムは厳重に管理され、その平和利用は国際的に担保されている。
- 再処理工場の核不拡散への取り組み
回収したプルトニウムをウランとの混合酸化物にすることで、プルトニウム単体で取り扱う海外に比べて核拡散抵抗性が高い。

当社Pu保有量：約1.4トンPut
(2025年12月末現在)



原子力発電は、発電コストに占める燃料費の割合が小さいことから、MOX燃料の調達に伴う発電コストへの影響は小さいと考えています。

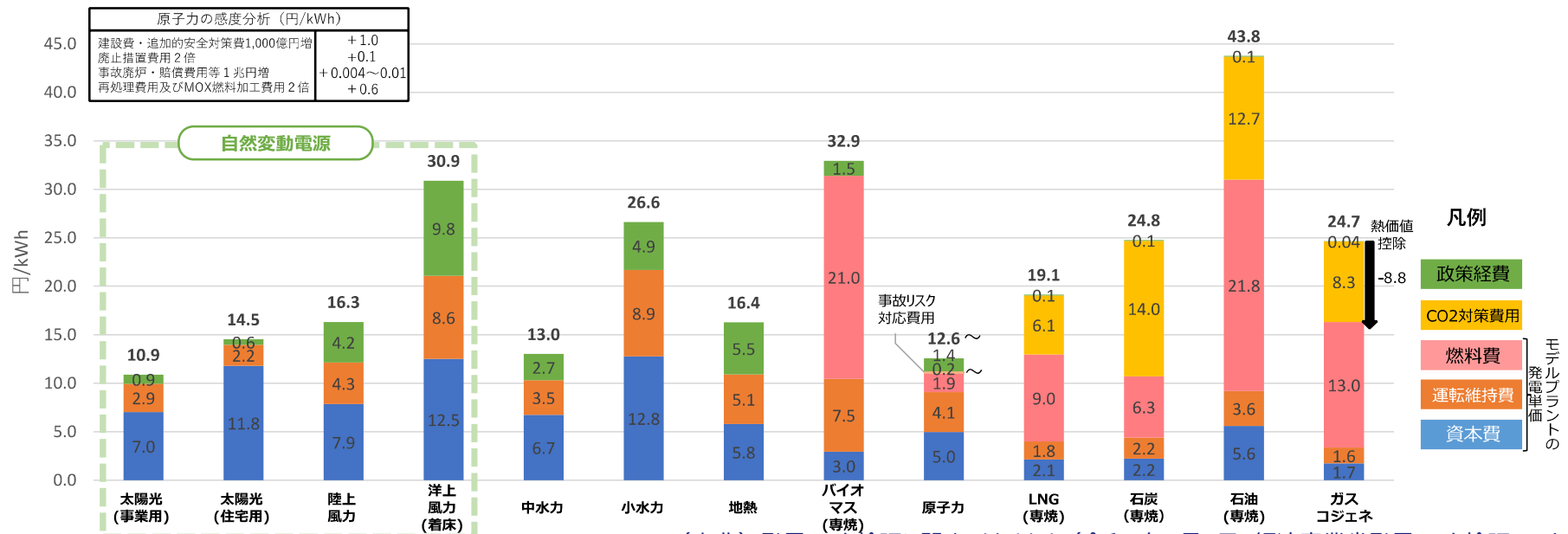
○ 経済産業省資源エネルギー庁 総合資源エネルギー調査会 発電コスト検証ワーキンググループにおける2024年発電コスト検証において、以下のとおり試算されている。

➤ 国の発電コスト試算では、原子力発電全体のコストは概ね12～13円/kWh程度以上と評価されている。なお、本発電コストは、発電に直接関係するコストだけでなく、廃炉費用、核燃料サイクル費用（放射性廃棄物最終処分含む）など将来発生するコスト、事故対応費用（損害賠償、除染含む）、政策経費（電源立地交付金や研究開発予算等）といった費用も織り込んで試算されている。

政策経費ありのケース：12.6円～/kWh、政策経費なしのケース：11.2円～/kWh

➤ 核燃料サイクル関連（フロントエンドおよびバックエンド）の費用は1.9円/kWhと試算されており、その内、MOX燃料の製造費用は0.1円/kWhと試算されている。

【モデルプラント方式の発電コスト】2023年の試算の結果概要



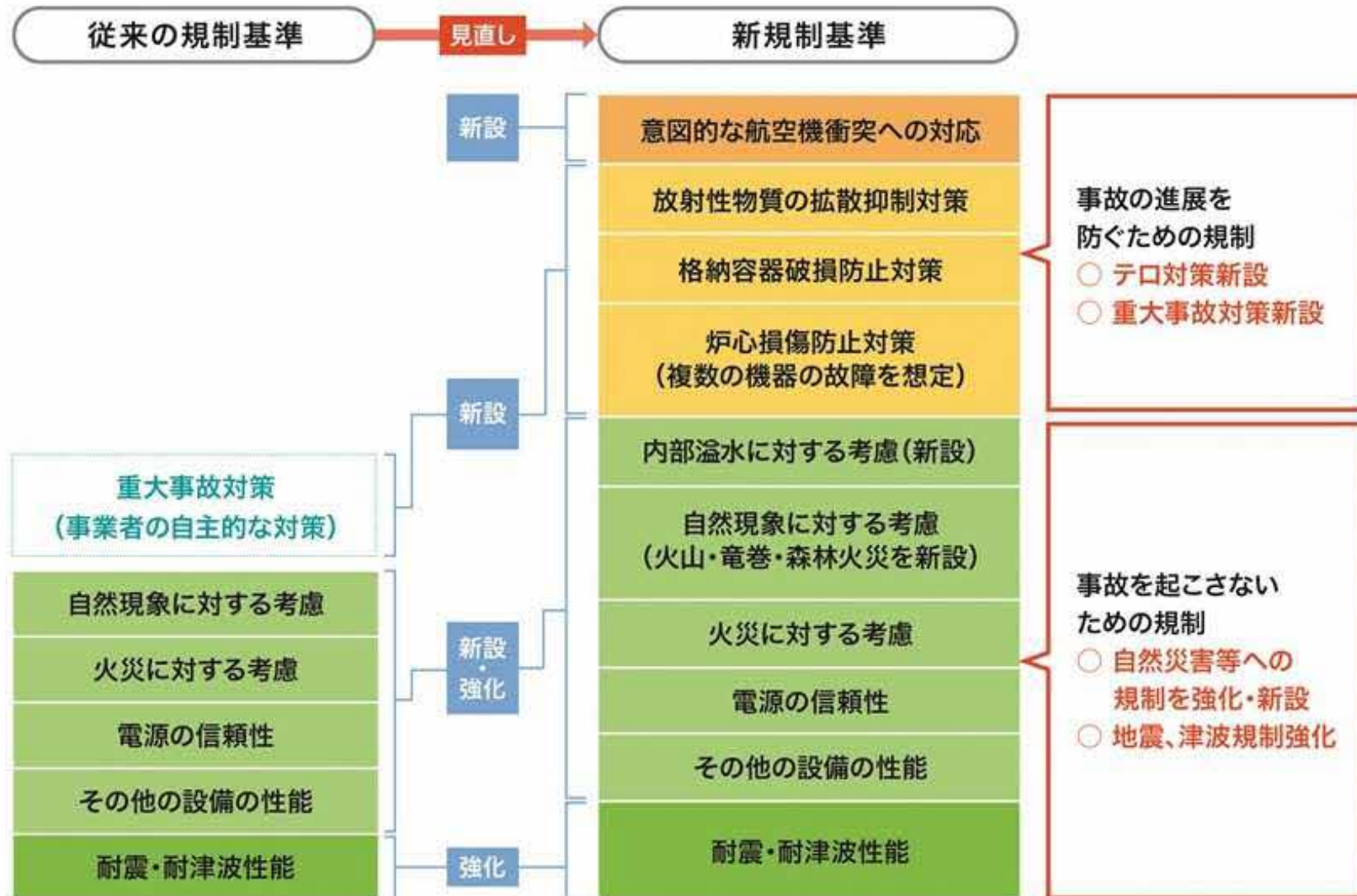
（出典）発電コスト検証に関するとりまとめ（令和7年2月6日 経済産業省発電コスト検証ワーキンググループ）

ウランは、供給国がオーストラリア・カナダなどの政情の安定した国であり、安定的に確保可能です。

- 島根原子力発電所の運転に必要なウランは、海外ウラン資源開発株式会社等との長期購入契約によって確保しているウラン精鉱および当社の使用済燃料の再処理により回収される減損ウランから充当することとしており、2034年度までの必要ウラン量を確保済みである（2025年9月末時点）。
それ以降に必要なウランは、今後の契約により確保する予定である。
- 島根2号機の運転に使用するプルトニウムは、当社の使用済燃料の再処理により回収されるプルトニウムを利用していく予定である。

2. 発電所における安全確保

- ①多重防護の設計
- ②厳重な品質管理、入念な点検・検査
- ③運転・保守員の資質向上

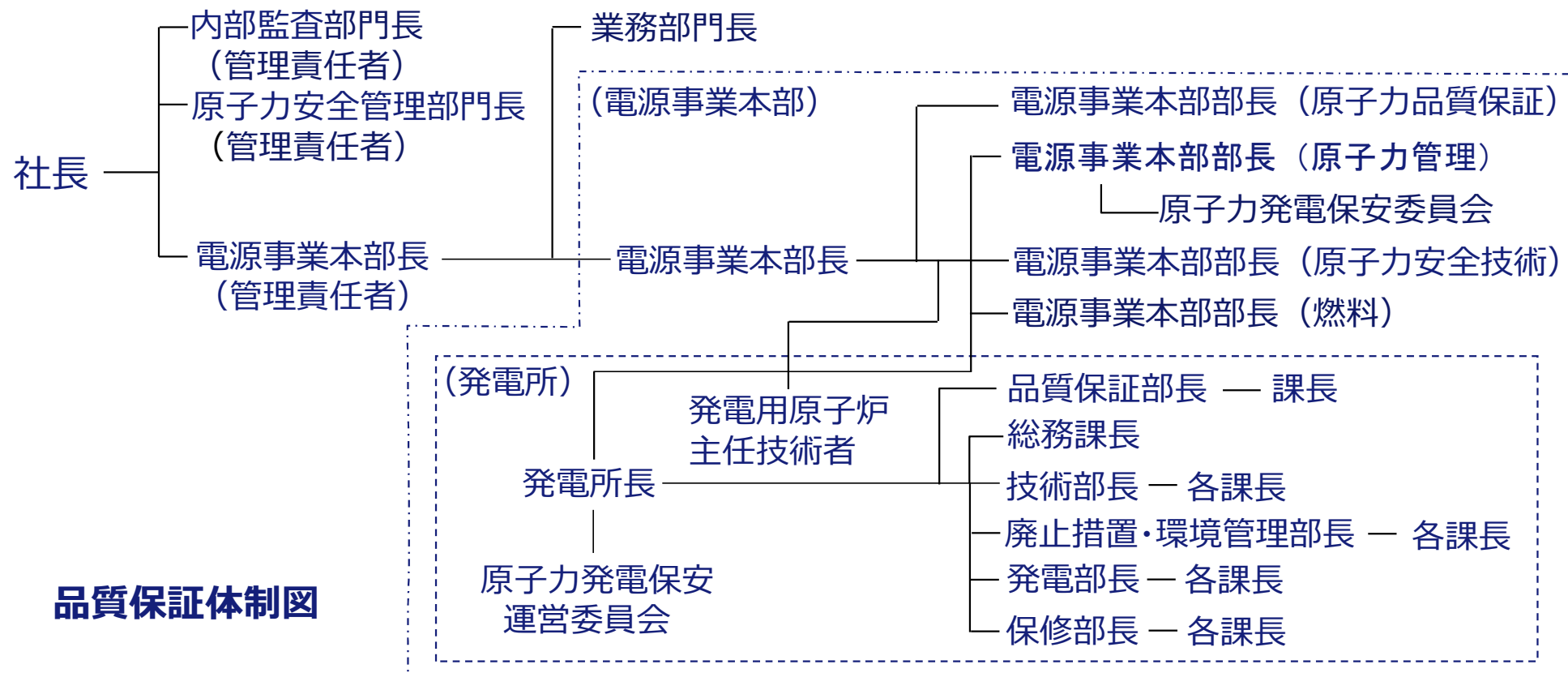


○ 厳重な品質管理

- 島根原子力発電所では、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（品管規則）」に従って、社長をトップとする品質保証体制を確立しています。

○ 入念な点検・検査

- 定期事業者検査時に加え、通常運転期間中においても、機器、系統について巡視点検、定期試験を実施しています。



日常業務を通して行うOJTを主体に、発電所の安定運転に必要な知識、技能、コンプライアンス意識等を兼ね備えた要員を養成しています。

○ 知識・技能

個人の技術レベルに応じて、計画的に教育・訓練を実施する。

➤ 運転員の運転資質向上策

BWR運転訓練センター、当社原子力シミュレータを用いた訓練 等

➤ 保守員の資質向上策

実機模擬設備を用いた教育・訓練、メーカー等主催の研修への参加 等

○ コンプライアンス、原子力安全文化

コンプライアンス、原子力安全文化育成・維持に関する活動を計画的に実施する。

➤ 教育

社内コンプライアンス教育、管理者責務に関する教育、リーダーシップ教育 等

➤ 原子力安全文化の取り組み

安全文化に関する話し合い研修、役員と社員との意見交換会、安全文化講演会、不適切事案の風化防止 等

組織および個人が原子力安全を最優先とする、風土や気風を根付かせることを目的に、話し合い研修や安全文化講演会など、様々な取り組みを実施しています。

これらの取り組みにより、安全文化への理解と意識は着実に浸透していると考えています。今後も、その意識が日々の行動として定着するよう取り組んでまいります。

(一例)

- 安全文化に関する話し合い研修（弱みの改善や、他社事例からの学びを目的に実施）

2026 監視評価結果（現場への影響力）

他社事例（東北東通の検査記録不正、中部浜岡の基準地震動不正）

2025 監視評価結果（当事者意識の徹底、自己満足の回避など）

2024 他社事例（JAL航空機接触事故）、能登半島地震の教訓

2023 島根2号再稼働に向けた地域社会からの理解と信頼

2022 サイトバンク巡視未実施事案の教訓

- 安全文化講演会（安全文化の意識高揚を目的に実施）

2025 御遷宮に学ぶ日本の胆力～原点回帰と蘇り～（神社宮司）

2024 福島第一原子力発電所事故の経験を通して（東電OB）

2023 『なぜ、ものが言えなくなるのか』を考える（JANSI）

2022 しなやかな現場力で成功を確かなものにする（大学教授）

2021 組織力を高めるリーダーシップ（コンサル）

- 不適切事案の風化防止（当社の過去の不適切事案の風化防止を目的に実施）

・原子力安全文化の日（6月3日） ・転入者・新入社員への不適切事案事例研修など

プルサーマルに関する社内研修体制はどうか

- これまでも、燃料・炉心管理、燃料輸送等、継続的な研修・教育を通じて、社員の資質向上に取り組んでいます。
- プルサーマルの実施にあたっては、従来の研修に加えMOX燃料の取扱いに関する社内外の教育・研修、作業前の事前教育・訓練を実施します。

＜MOX燃料に関する教育・研修＞

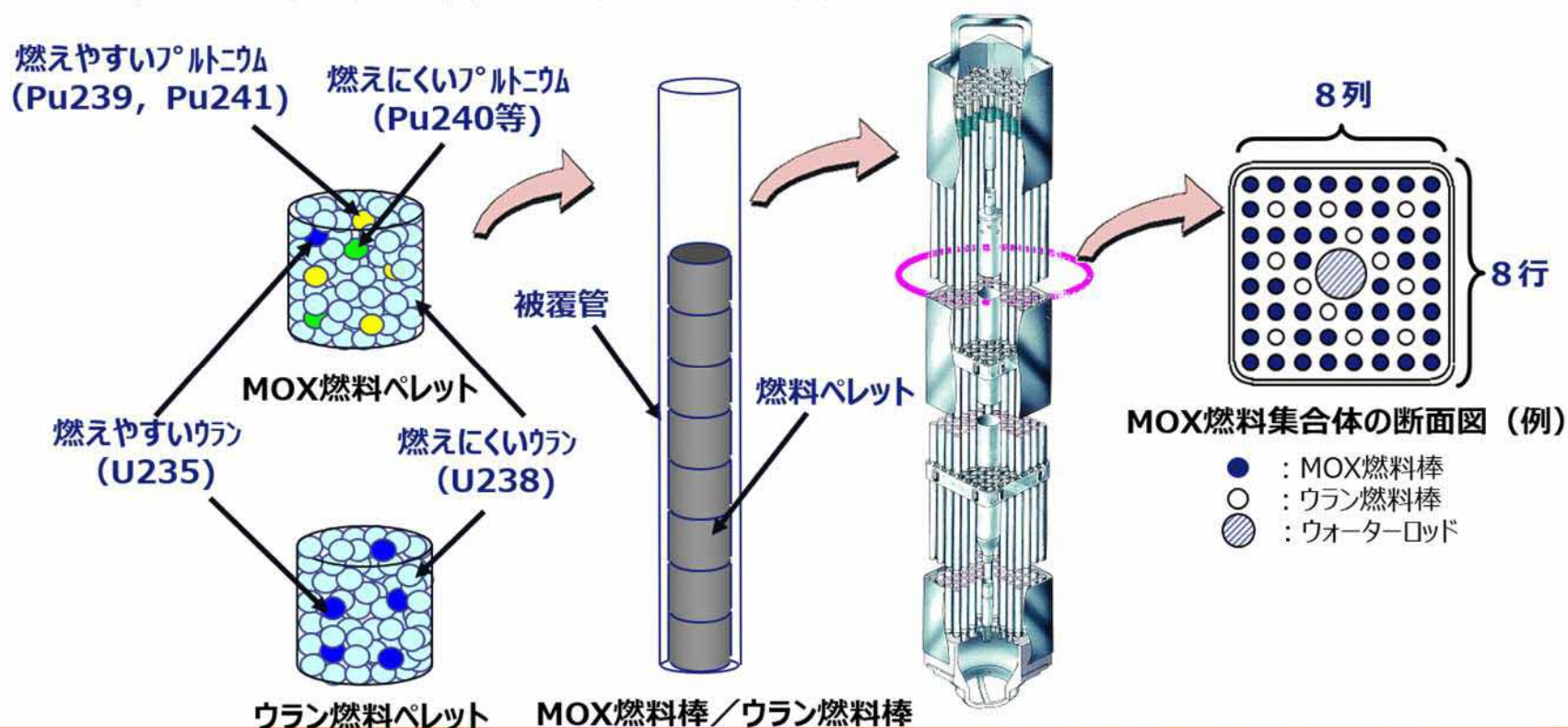
- MOX燃料に関する教育・研修は、MOX燃料特有の性質や取扱い方法を踏まえて実施することとしています。
- MOX燃料は専用キャスクを用いて輸送することから、事前の搬入訓練を実施するほか、ウラン燃料に比べて新燃料段階での放射線量が高いことから、発電所での受入れ作業や検査時の作業員の被ばく低減を目的として、遮へい設備や移動用ガイドを用いた取扱い方法、作業手順等に関する事前教育や模擬燃料体を用いた訓練等を実施します。

＜プルサーマル実施に向けた主な研修計画＞

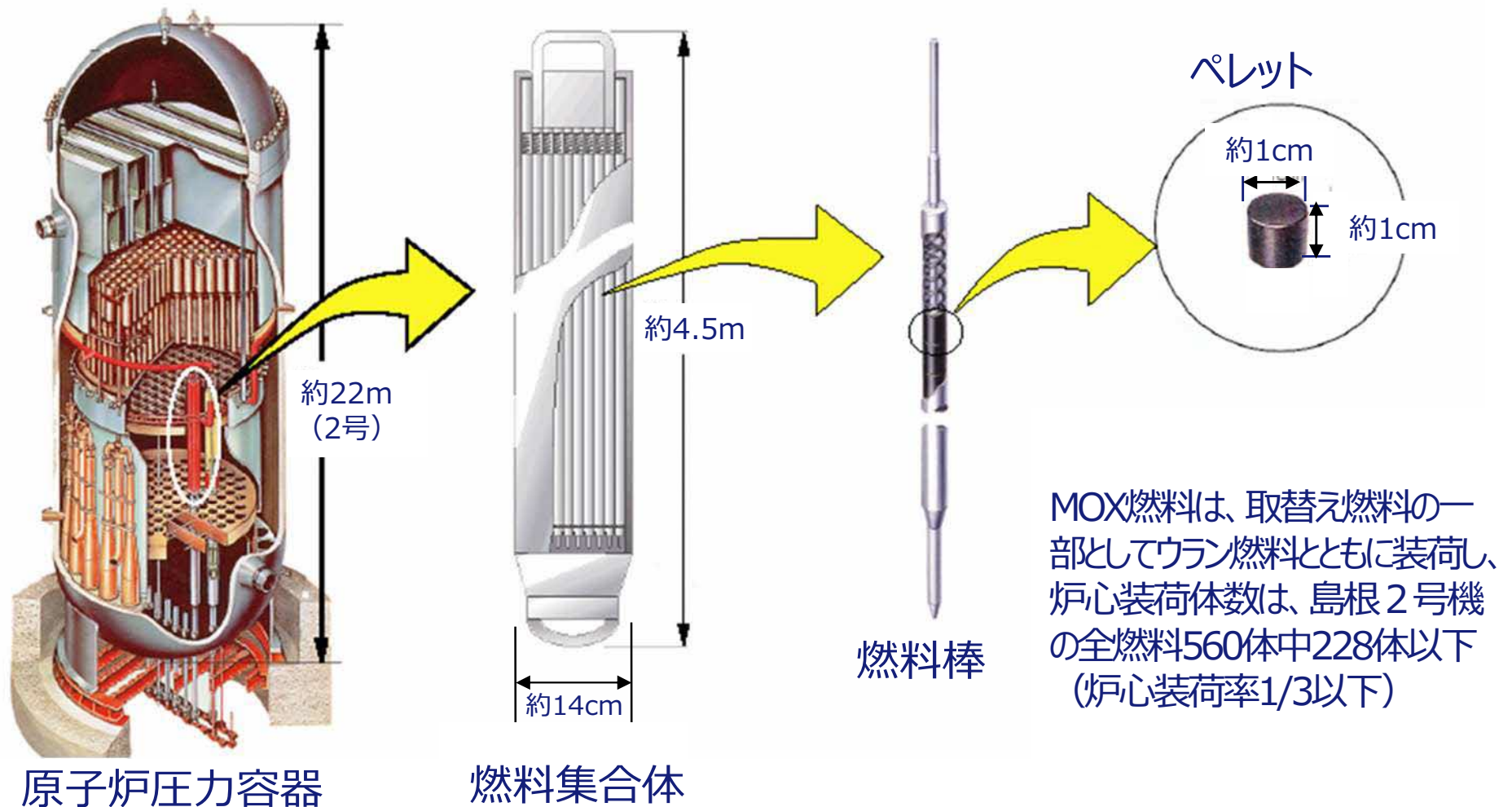
- 品質管理強化に向けた社内教育や、社外講習会の受講
- 発電所作業員に対する事前教育
 - ・ MOX燃料加工工場等での検査の事前教育
 - ・ MOX燃料輸送に係る事前教育
 - ・ MOX燃料受取作業の事前訓練（発電所内での取扱技術の習得）

3. プルサーマルの安全性

- MOX燃料は、燃料ペレットの中身が、ウラン酸化物からウラン・プルトニウム混合酸化物に変わっただけです。
- 燃料集合体の形状等は、従来のウラン燃料と同じです。
- 燃料ペレットの中身が変わったことにより、以下の事項に影響する。
 - ・ 燃料の物性
 - ・ 原子炉内の中性子のふるまい
 - ・ MOX燃料から放出される放射線による線量等
- これらの影響を、適切に設計・運用等に反映する。



- MOX燃料の基本構造は、ウラン燃料の「高燃焼度 8 × 8 燃料」と同じです。
- MOX燃料は、ウラン燃料とともに使用します。
- なお、運転するうえで発電所内の設備や運転方法に変更はありません。



- MOX燃料の炉心装荷率が1／3程度までであれば、ウラン燃料のみの場合と同じ設計・評価が適用可能であることを原子力安全委員会にて確認※されています。
- MOX燃料の炉心装荷率が1／3程度までであれば、設備の変更を伴うことなく、MOX燃料の装荷が可能です。

※ 「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」
(平成7年6月19日 原子力安全委員会了承)

【海外の実績】

PWRではフランス（複数プラント）、BWRはドイツ（グンドレミンゲン）にて、MOX燃料の炉心装荷率の1/3程度を達成した実績がある。

島根2号機で今回採用するMOX燃料のプルトニウム含有率および燃焼度は、原子力安全委員会の指針を踏まえた使用割合の範囲内であり、国による安全審査を通じて、安全性の確認を受け原子炉設置変更許可※1を得た範囲内になります。

※1 2008年10月に、国による安全審査を受けて、原子炉設置変更許可を取得。
2021年9月に、新規制基準適合性審査において、MOX燃料の使用も含めた評価を行い、原子炉設置変更許可を取得。

○ペレット最大のプルトニウム含有率および燃焼度

	原子力安全委員会※2	島根2号機※3 (設置変更許可申請書記載値)
ペレット最大 プルトニウム含有率	約13wt%	10wt%以下
ペレット最大核分裂性 プルトニウム富化度	約8wt%	6wt%以下
燃料集合体 最高燃焼度	ウラン燃料を超えない範囲 (45,000MWd/t)	40,000MWd/t

※2 「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」
(平成7年6月19日 原子力安全委員会了承) の検討範囲

※3 島根2号機向けMOX燃料は、原子炉設置変更許可を受けた範囲内で製造、使用する。
なお、許可を受けた範囲を超えて製造、使用する場合は原子炉設置変更申請が必要となる。

MOX燃料の照射実績およびその後の照射後試験、実験炉におけるMOX試験を通じて、現行の安全設計手法、安全評価手法を用いることの妥当性を原子力安全委員会にて確認されています。

○MOX燃料に関する照射後試験

照射した原子炉	試験の結果
敦賀発電所 1 号機（2 体） 美浜発電所 1 号機（4 体）	MOX燃料ペレット、MOX燃料棒の照射挙動はウラン燃料と同等であることを確認
オランダのドーデバルト炉	FPガス放出率、ペレット密度変化等のデータ取得
仏国の実験炉（CABRI炉） 旧核燃料サイクル開発機構の新型転換炉（ふげん）	出力急昇試験により、ウラン燃料に適用される破損しきい値をMOX燃料に適用することの妥当性を確認

○実験炉でのMOX試験

実験炉	試験の結果
ベルギーのVENUS炉 旧日本原子力研究所TCA フランスのEOLE炉	MOX燃料もウラン燃料と同程度の精度で解析可能であることを確認

（出典）

- ・「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成 7 年 6 月 19 日 原子力安全委員会了承）
- ・「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について」（平成 11 年 6 月 28 日 原子力安全委員会了承、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂）

MOX燃料は、これまで豊富な使用実績・受入実績があります。
MOX燃料を起因とする事故は発生しておらず、安全に利用されています。

国内での実績

2026年4月末現在（当社まとめ）

発電所名	使用開始	新規制基準 施行以前	新規制基準施行 (2013年) 以降	累積使用 体数
ふげん（新型転換炉）	1981年	772体		772体
敦賀 1 号機	1986年	2体（注 1）		2体
美浜 1 号機	1987年	4体（注 1）		4体
玄海 3 号機	2009年（注 2）	16体	20体	36体
伊方 3 号機	2010年（注 2）	16体	5体	21体
高浜 3 号機	2010年（注 2）	8体	52体（注 4）	44体
高浜 4 号機	2016年		52体（注 4）	36体
福島第一 3 号機	2010年	32体（注 3）		32体
柏崎刈羽 3 号機	未使用 (燃料プール貯蔵中)	28体（注 3）		
浜岡 4 号機	未使用 (燃料プール貯蔵中)	28体（注 3）		

（注 1） MOX燃料の実証試験を行い、試験後も燃料が健全であったことを確認

（注 2） 新規制基準施行後の再稼働時には、引き続きMOX燃料を装荷

（注 3） 島根 2 号機で使用予定のものと同一の設計

（注 4） 2025年11月17日に高浜 3 号機および 4 号機に各16体搬入

プルサーマルは、ヨーロッパでは1960年代から始まり、すでに燃料集合体で約7,330体（2021年1月）の豊富な実績があります。

これまで、MOX燃料に起因する事故は発生しておらず、安全に利用されています。

海外での実績

世界のMOX利用の現状

2025年1月1日現在

国名	原子力発電所	炉型	グロス出力 (MW)	装荷開始	累積装荷体数 (2024年末時点)
ベルギー	チアンジュ2号機	PWR	1,055	1994 ^{*1}	96
	ドール3号機	PWR	1,056	1994 ^{*1}	
フランス	フェニックス	FBR	140	1973	96
	サンローラン・デゾーB1号機	PWR	956	1987	
	サンローラン・デゾーB2号機	PWR	956	1988	
	グラブリース3号機	PWR	951	1989	
	グラブリース4号機	PWR	951	1989	
	ダンピエール1号機	PWR	937	1990	
	ダンピエール2号機	PWR	937	1993	
	ル・ブレイエ2号機	PWR	951	1994	
	トリカスタン2号機	PWR	955	1996	
	トリカスタン3号機	PWR	955	1996	
	トリカスタン1号機	PWR	955	1997	
	トリカスタン4号機	PWR	955	1997	
	グラブリース1号機	PWR	951	1997	
	ル・ブレイエ1号機	PWR	951	1997	
	ダンピエール3号機	PWR	937	1998	
	グラブリース2号機	PWR	951	1998	
	ダンピエール4号機	PWR	937	1998	
ドイツ	シノンB4号機	PWR	954	1998	78
	シノンB2号機	PWR	954	1999	
	シノンB3号機	PWR	954	1999	
	シノンB1号機	PWR	954	2000	
	グラブリース6号機	PWR	951	2008	
	オブリッヒハイム ^{*2}	PWR	357	1972	
	ネッカー1号機 ^{*3}	PWR	840	1982	
	ウンターバーザー ^{*3}	PWR	1,410	1984 to 2009	
	グラウフェンラインフェルト ^{*4}	PWR	1,345	1985 to 2012	
	フィリップスブルグ2号機 ^{*5}	PWR	1,468	1989	
	グロウンデ ^{*6}	PWR	1,430	1988 to 2018	
	ブロックドルフ ^{*6}	PWR	1,480	1989 to 2019	
	グンドレミンゲンC号機 ^{*6}	BWR	1,344	1995	
	グンドレミンゲンB号機 ^{*4}	BWR	1,344	1996	
	イザール2号機 ^{*7}	PWR	1,485	1998 to 2019	
エムスラント ^{*7}	ネッカー2号機 ^{*7}	PWR	1,400	1998	96
	エムスラント ^{*7}	PWR	1,406	2004	

国名	原子力発電所	炉型	グロス出力 (MW)	装荷開始	累積装荷体数 (2024年末時点)
インド	カクラバー1号機	PHWR	220	2003	48
	タラプール1号機	BWR	160	1994	
	タラプール2号機	BWR	160	1995	
	高速増殖原型炉 (PFBR)	FBR	500	2024	
オランダ	ボルセラ	PWR	512	2014	232
ロシア	ペロヤルスク3号機	FBR	600	2003	
	ペロヤルスク4号機	FBR	885	2020	
スイス	ベツナウ1号機	PWR	380	1978 to 2012	
	ベツナウ2号機	PWR	380	1978 to 2012	
	ゲスゲン	PWR	1,060	1997 to 2012	
スウェーデン	オスカーシャム1号機	BWR	492	装荷認可	4
	オスカーシャム2号機	BWR	661	装荷認可	
	オスカーシャム3号機	BWR	1,450	装荷認可	
米国	カトーバ1号機	PWR	1,188	2005 ^{*8}	4
	ロバート-E-ギネイ	PWR	608	1980 ^{*9} to 1985	
日本	ふげん ^{*10}	ATR	165	1981	772
	もんじゅ ^{*11}	FBR	280	1993	
	玄海3号機	PWR	1,180	2009	
	伊方3号機	PWR	890	2010	
	高浜3号機	PWR	870	2010	
	高浜4号機	PWR	870	2010	
	福島第一3号機 ^{*12}	BWR	784	2010	
	柏崎刈羽3号機	BWR	1,100	装荷認可 ^{*14}	
	浜岡4号機	BWR	1,137	装荷認可 ^{*14}	
	島根2号機	BWR	820	装荷許可 ^{*15}	
	女川3号機	BWR	825	装荷認可 ^{*14}	
泊3号機	泊3号機	PWR	912	装荷認可 ^{*14}	32
	大間 ^{*13}	ABWR	1,383	装荷認可 ^{*14}	

※1：2003年、MOX利用終了

※2：2005年5月11日、閉鎖 (CD)

※3：2011年8月7日、閉鎖 (CD)

※4：2017年12月31日、閉鎖 (CD)

※5：2019年12月31日、閉鎖 (CD)

※6：2021年12月31日、閉鎖 (CD)

※7：2023年4月15日、閉鎖 (CD) 予定

※8：2005年、4体の燃料集合体が装荷された。

装荷年数は約4年。

※9：1980年、4体の燃料集合体が装荷された。

※10：2003年3月29日、閉鎖 (CD)

※11：2016年12月21日、廃止決定

※12：2012年4月19日、廃止

※13：建設中

※14：旧規制基準での装荷認可

※15：旧規制基準での装荷許可

(注) データはアンケート回答による判明分のみを掲載。

○燃料の物性

・燃料棒内の温度分布

→ MOX燃料では、融点およびペレットの熱伝導度がわずかに低下するが、ペレットの中心温度は融点に対して小さく、問題とはならない。

・燃料棒内の内圧

→ 燃料取出時の燃料棒内圧は、ウラン燃料棒と同等となる。

○原子炉内の中性子のふるまい

・制御棒の効き

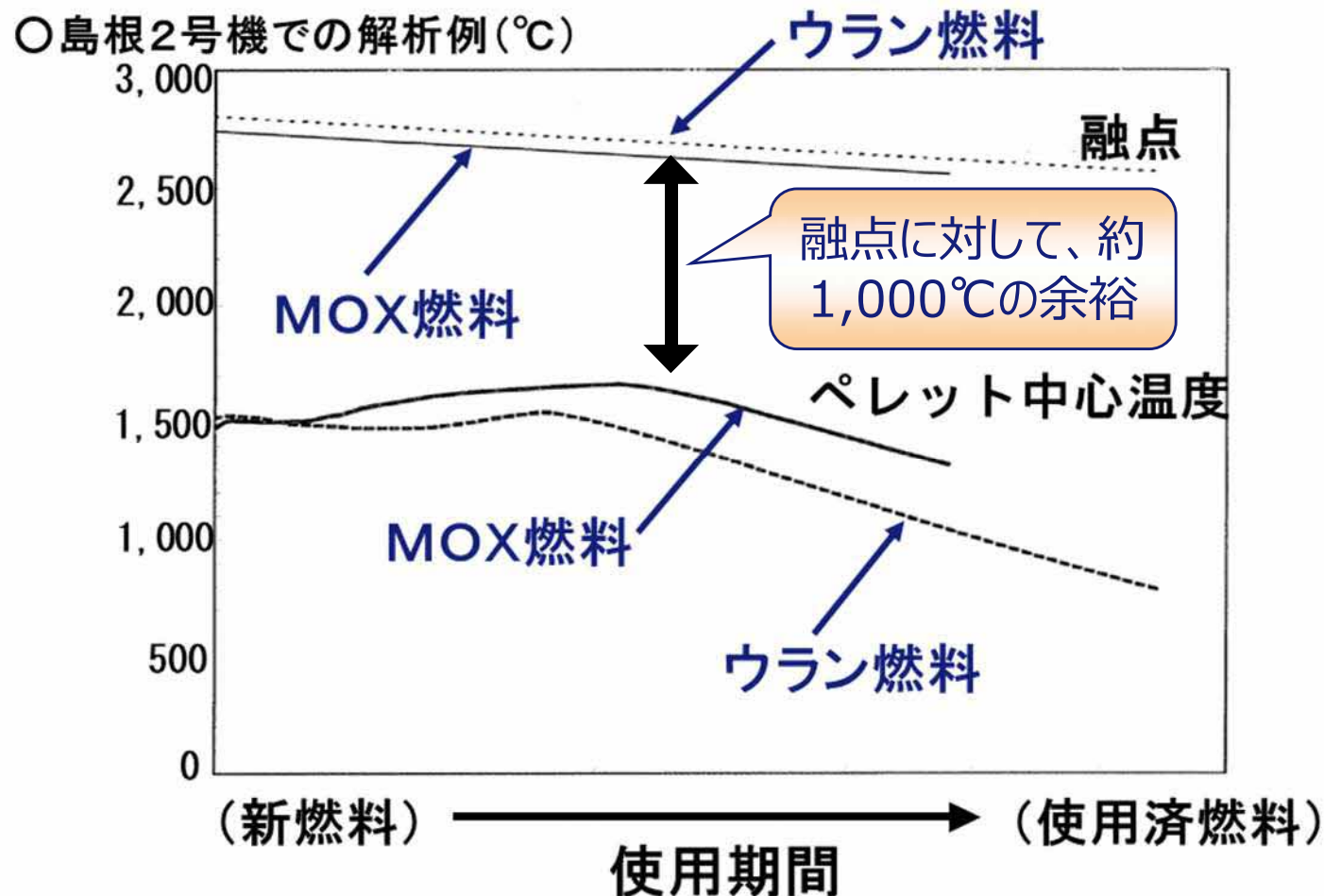
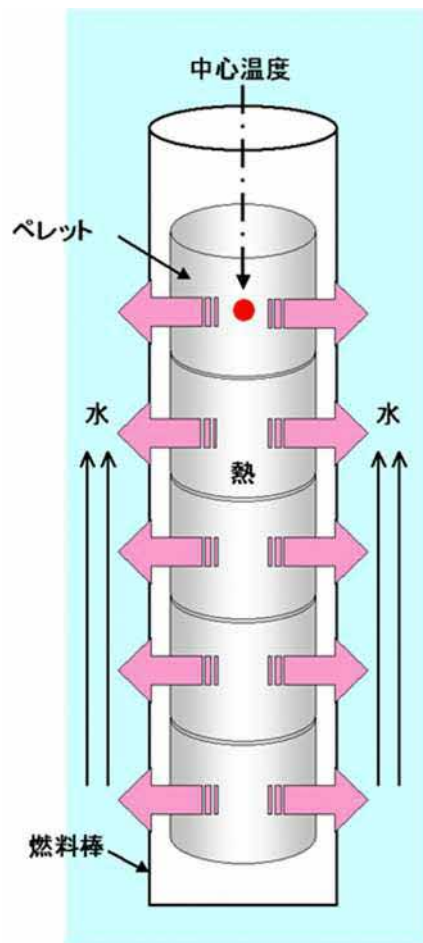
・発熱分布のむら

○周辺環境への影響

○MOX燃料から放出される放射線による線量 等

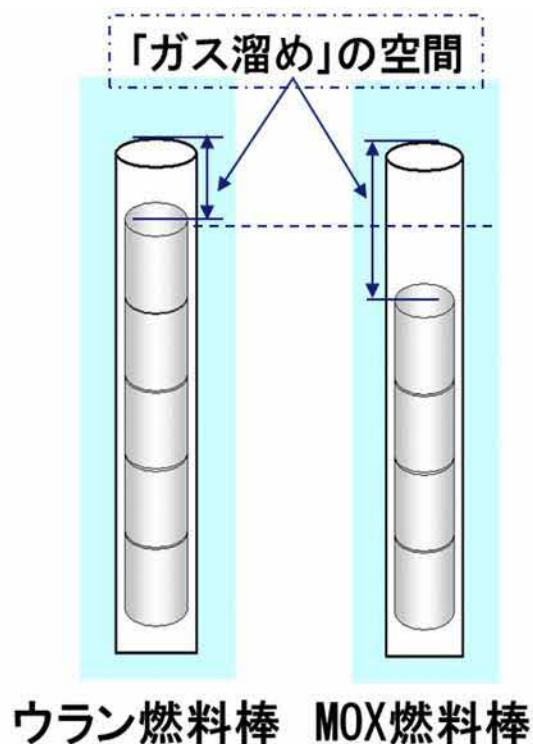
・新MOX燃料、使用済MOX燃料の取扱い方

燃料ペレットの中心温度（最も温度の高いところ）は融点に対して十分な余裕があり、通常運転によってMOX燃料ペレットが溶け、燃料被覆管が壊れることはありません。



- ウランとプルトニウムが混合されているMOX燃料は、ウラン燃料に比べてペレットの融点および熱伝導度がわずかに低下するが、ペレットの中心温度は融点に対して十分な余裕があることから、通常運転において燃料被覆管は破損することはない。

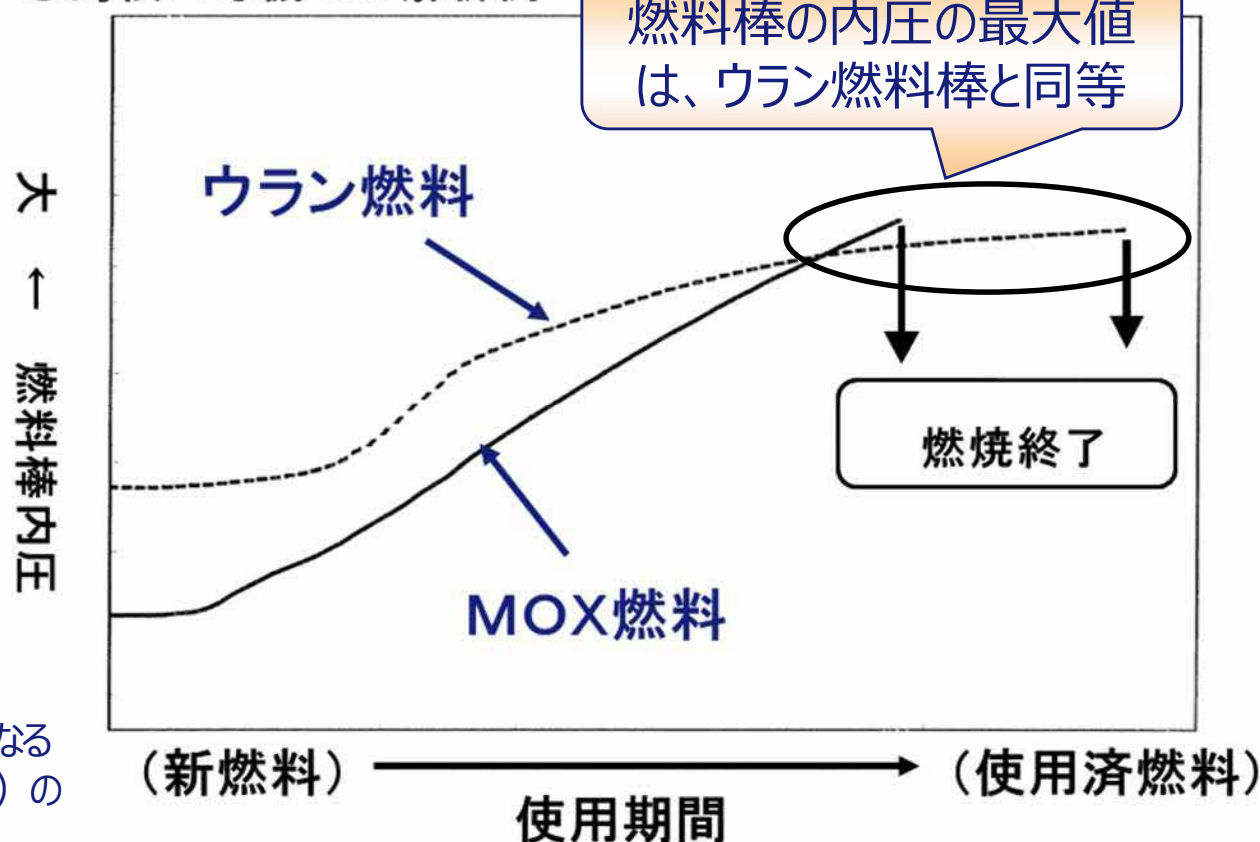
MOX燃料棒内の空間（ガス溜め）の体積をウラン燃料棒よりも増やすことで、内圧の上昇を抑制しており、燃料取出時のMOX燃料棒の内圧は、ウラン燃料棒と同等となることを確認しており、内圧の上昇により、燃料被覆管が壊れることはありません。



MOX燃料は、核分裂生成ガスの放出率が若干高くなるとのデータもあることから、燃料棒内の空間（ガス溜め）の体積を増加させた設計としています。

- MOX燃料は、ウラン燃料に比べて核分裂生成ガスの放出率が若干高めとなるが、燃料棒内の空間（ガス溜め）の体積を増やすことで内圧の上昇を抑制し、燃料取出時の内圧がMOX燃料棒とウラン燃料棒で同等となることを確認しており、内圧の上昇によって燃料被覆管が破損することはない。

○島根2号機での解析例



○燃料の物性

・燃料棒内の温度分布

→ MOX燃料では、融点およびペレットの熱伝導度がわずかに低下するが、ペレットの中心温度は融点に対して小さく、問題とはならない。

・燃料棒内の内圧

→ 燃料取出時の燃料棒内圧は、ウラン燃料棒と同等となる。

○原子炉内の中性子のふるまい

・制御棒の効き

・発熱分布のむら

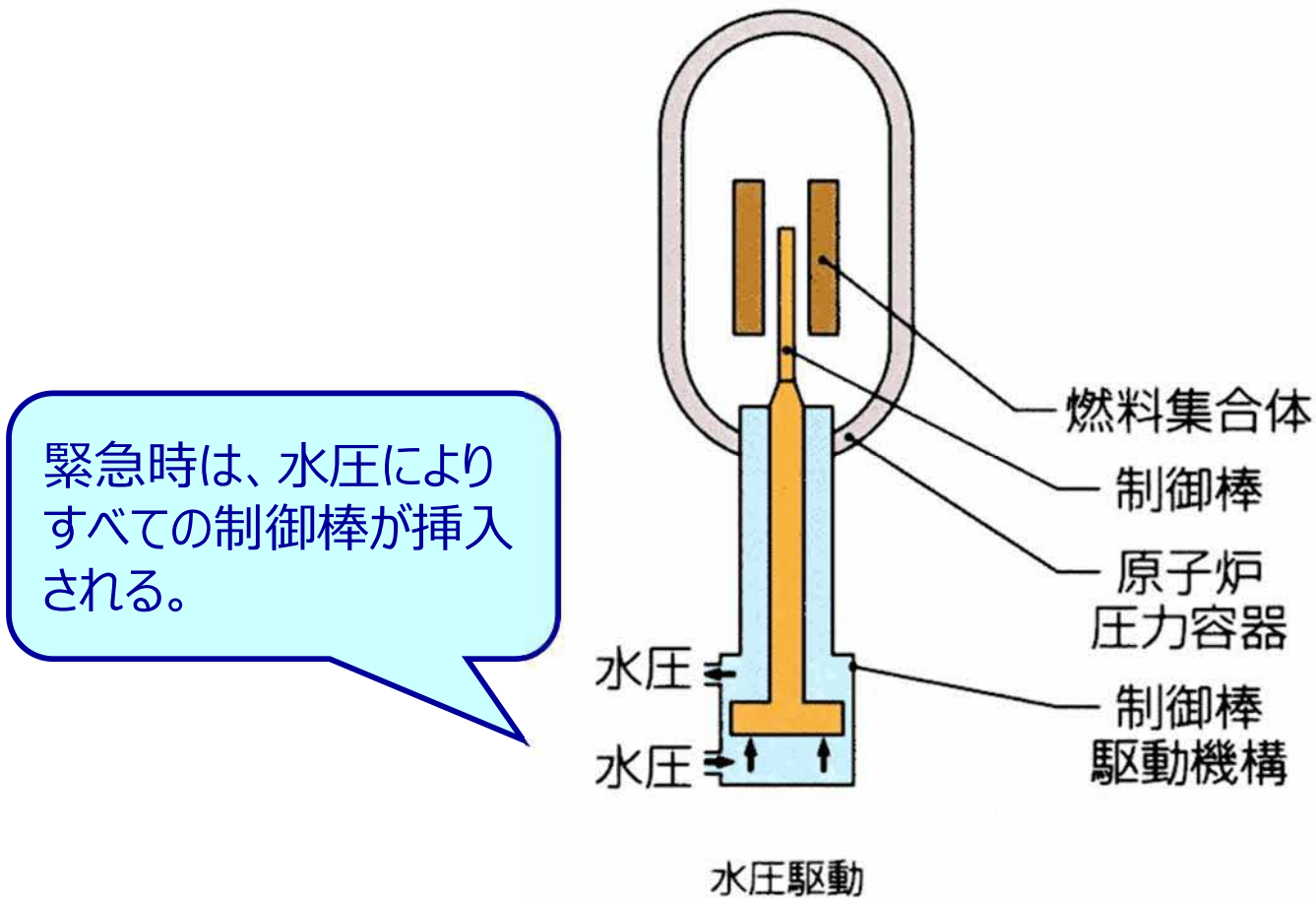
○周辺環境への影響

○MOX燃料から放出される放射線による線量 等

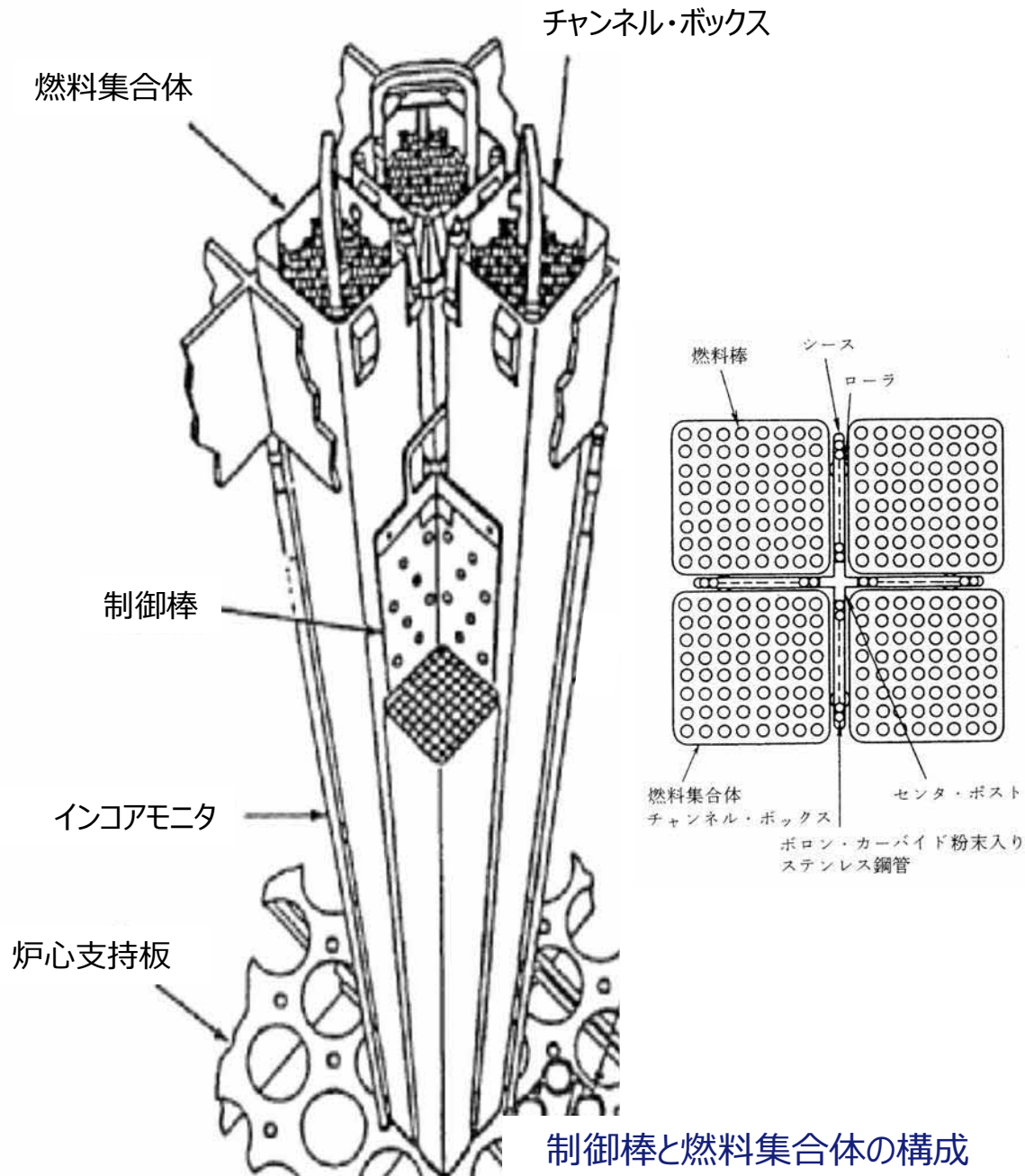
・新MOX燃料、使用済MOX燃料の取扱い方

制御棒の主な機能は、以下の2点になります。

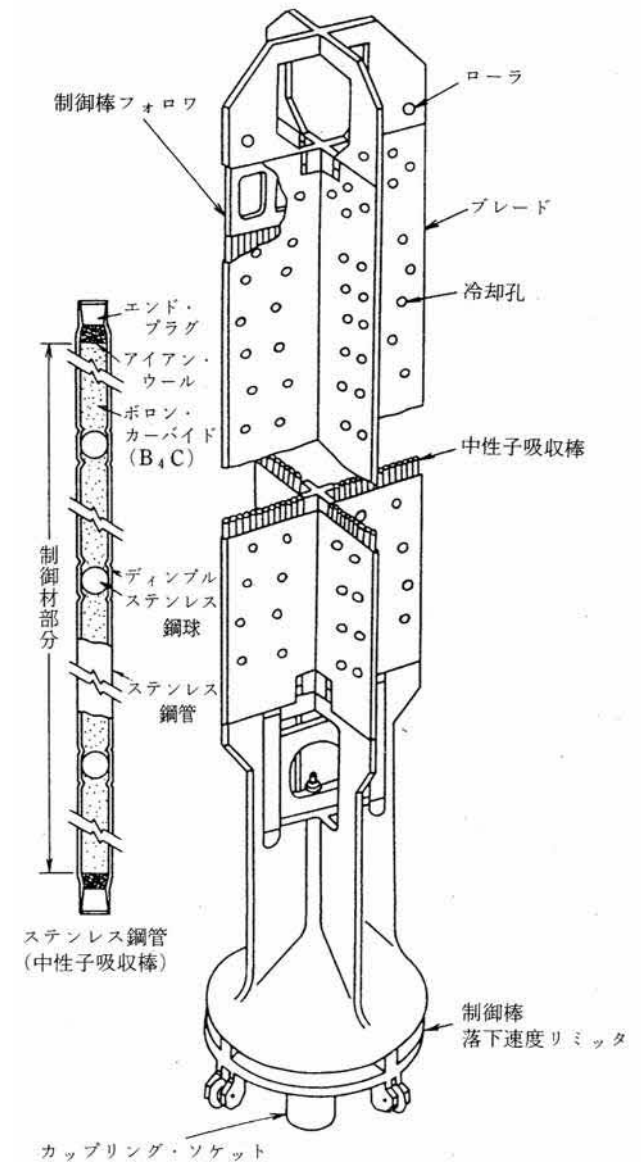
- ・緊急時に原子炉をすばやく止める機能
- ・停止している原子炉の停止状態を維持する機能



制御棒駆動系概略図

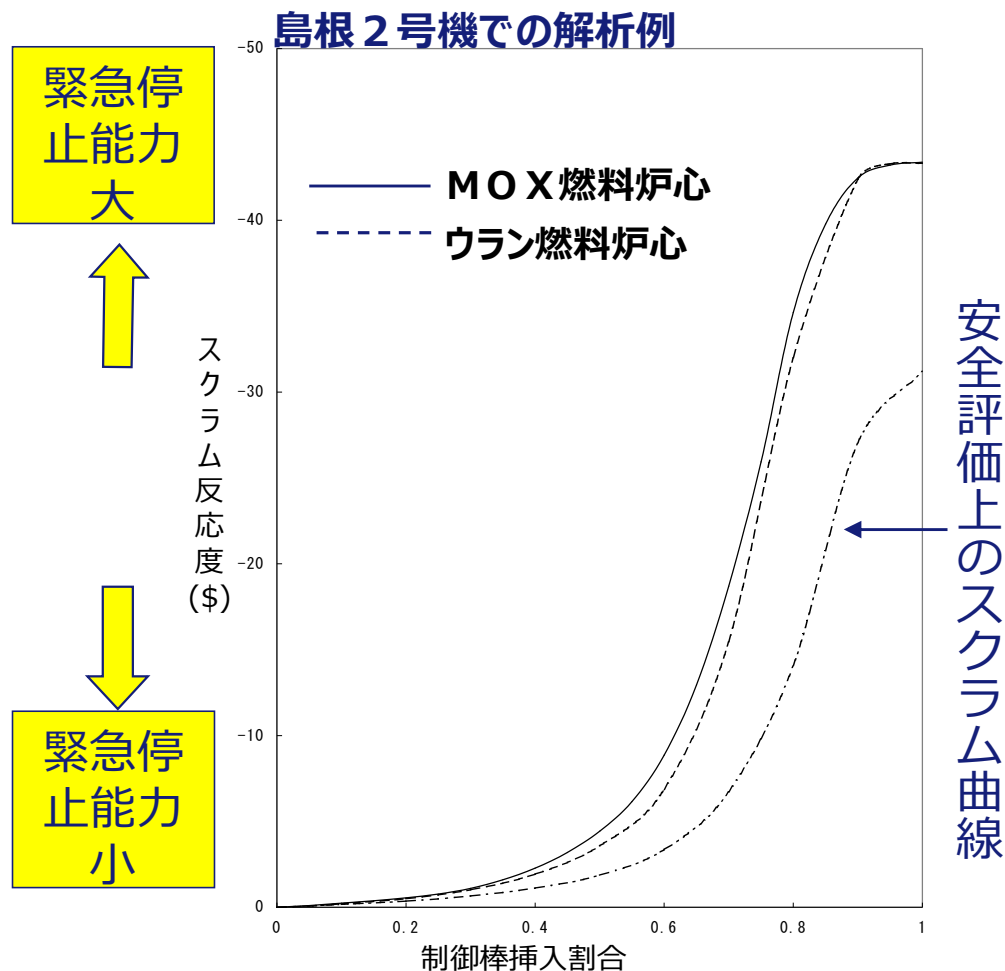


制御棒と燃料集合体の構成



制御棒

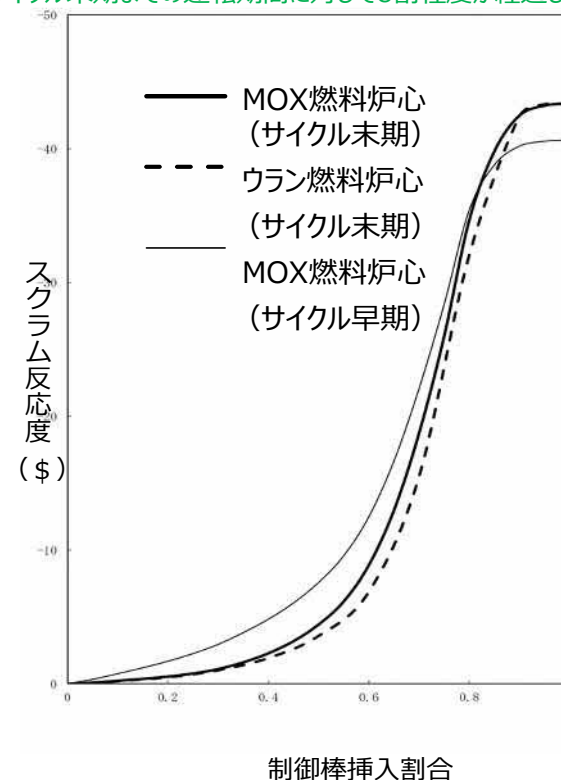
MOX燃料を装荷した炉心の緊急停止（スクラム）時の停止能力は、ウラン燃料のみを装荷した炉心と同様に十分余裕があります。



（参考）異なる燃焼度でのスクラム反応度の解析例

左記のサイクル末期のスクラム反応度と同様に、サイクル早期※1でも十分に余裕がある。なお、出力制御能力は、制御棒の50%挿入時点までに投入される反応度によって決まることが分かっており、サイクル早期では同挿入割合で反応度がより高くなる。

※1 サイクル末期までの運転期間に対して8割程度が経過した時点

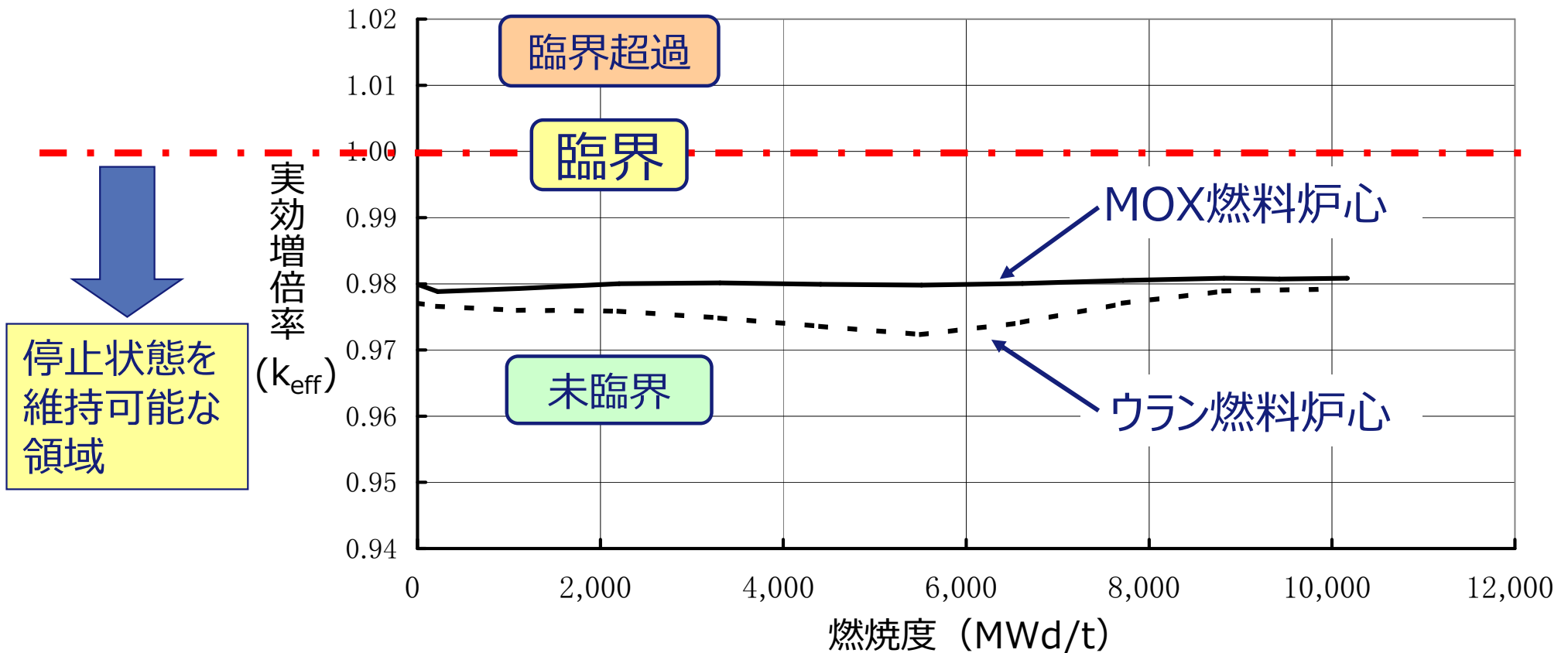


- スクラム反応度は、緊急時に原子炉を停止する能力を表す。大きい方が停止能力が高い。
- スクラム反応度曲線は、主に軸方向出力分布と制御棒位置との相対関係によって決まるものであり、燃料の燃焼および運転に伴う制御棒の移動に従って変化し得るものである。MOX燃料の制御棒の反応度価値は、ウラン燃料に比べて低下するが、スクラム反応度曲線は炉心全体の特性として評価するものであり、その特性を考慮し制御棒計画による実際の炉心の出力分布により評価することで、十分な緊急時の停止能力を確保している。

MOX燃料を装荷した炉心でも、従来のウラン燃料のみを装荷した炉心と同様に、十分な余裕をもって停止状態を維持すること※1が可能です。

※1 炉停止余裕を確保すること（最大反応度価値を有する制御棒1本が挿入されない場合でも、炉心を未臨界な状態に維持することが可能であること）

島根2号機解析例



➤ 炉停止余裕は、主に原子炉内の燃料配置によって決まるものであり、反応度の高い燃料を制御棒周囲に固めて配置せず分散配置することにより、最大制御棒価値を小さくすることができ、これにより炉停止余裕を改善することができる。MOX燃料の制御棒の反応度価値は、ウラン燃料に比べて低下するが、ウラン燃料炉心と同様に燃料の配置を調整することにより、十分な炉停止余裕を確保している。

○燃料の物性

・燃料棒内の温度分布

→ MOX燃料では、融点およびペレットの熱伝導度がわずかに低下するが、ペレットの中心温度は融点に対して小さく、問題とはならない。

・燃料棒内の内圧

→ 燃料取出時の燃料棒内圧は、ウラン燃料棒と同等となる。

○原子炉内の中性子のふるまい

・制御棒の効き

・発熱分布のむら

○周辺環境への影響

○MOX燃料から放出される放射線による線量 等

・新MOX燃料、使用済MOX燃料の取扱い方

ウラン燃料、MOX燃料ともに発熱分布の平坦化を図っています。

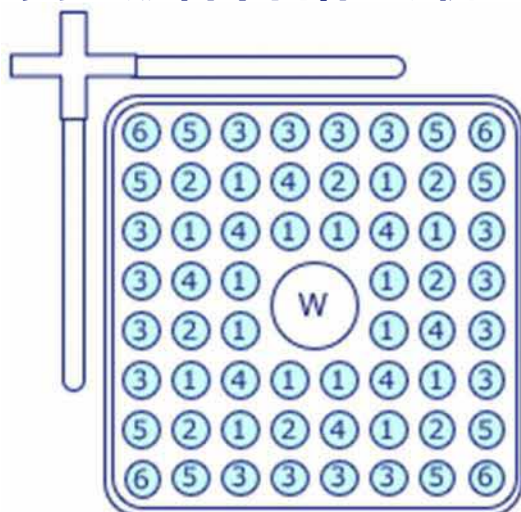
○ ウラン燃料

異なる濃縮度をもった燃料棒の配置を工夫します。

○ MOX燃料

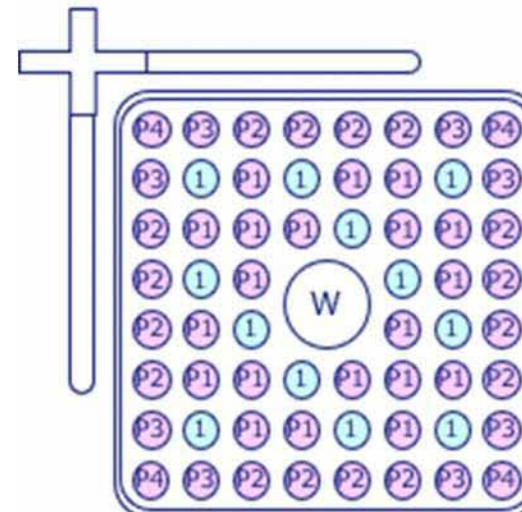
異なるプルトニウム含有率をもった燃料棒の配置を工夫します。

ウラン燃料集合体※の例



- ① : 最高濃縮度燃料棒
- ⑥ : 最低濃縮度燃料棒
- ① ~ ⑥ : この順で濃縮度が小さくなることを示す
- (W) : ウォータロッド (1本)

MOX燃料集合体※の例

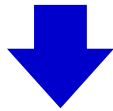


- ① : ウラン燃料棒
- P1 : 最高Pu含有率のMOX燃料棒
- P1 ~ P4 : この順でPu含有率が小さくなることを示す
- (W) : ウォータロッド (1本)

※ ウラン燃料およびMOX燃料のウラン燃料棒には、高さ方向（軸方向）の濃縮度分布があるが、MOX燃料棒は高さ方向の分布は無く、MOX燃料棒には同一のPu含有率のMOXペレットのみを装填している。

- MOX燃料とウラン燃料で特性に大差はありません。
- ウラン燃料のみの炉心と比較して燃料集合体の配置にあたって、特別複雑な配慮を要しません。

- 従来のウラン燃料のみの炉心
 - ・設計の異なる燃料が混在
 - ・燃焼期間の異なる燃料が混在

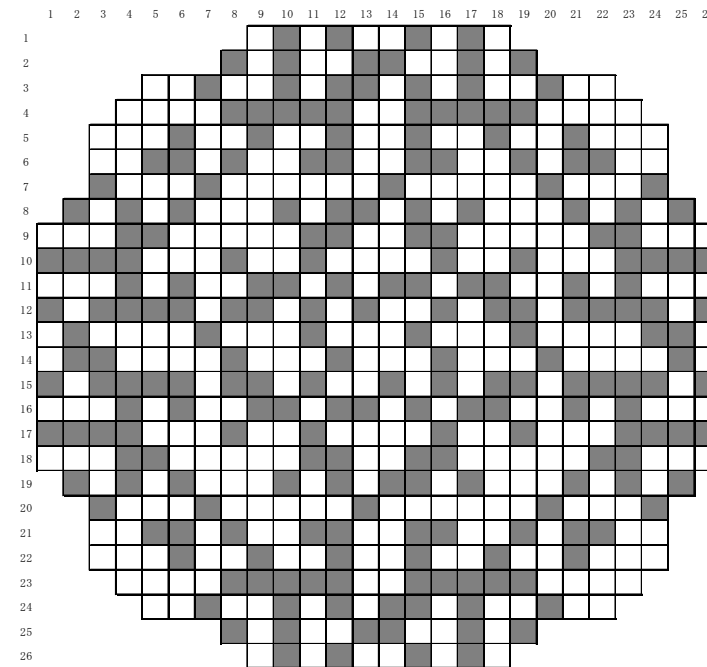


- 燃料を安全かつ効率的に燃焼させるよう、原子炉内での燃料集合体の配置を工夫



- 定期事業者検査において、燃料が計画通りに、炉内に配置されていることを水中カメラにより全数確認

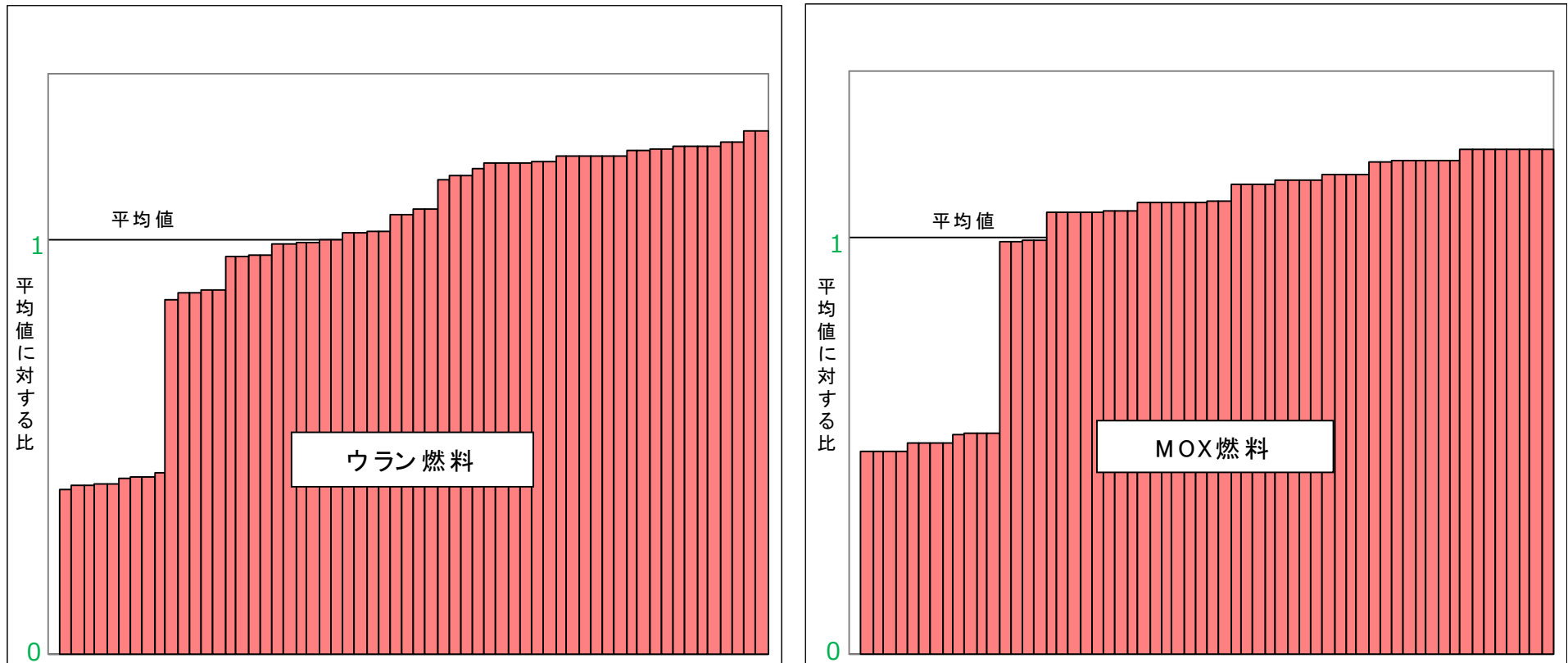
MOX燃料を最大装荷体数である228体を装荷した場合の炉内配置の一例



□ ウラン燃料集合体（332体／560体）

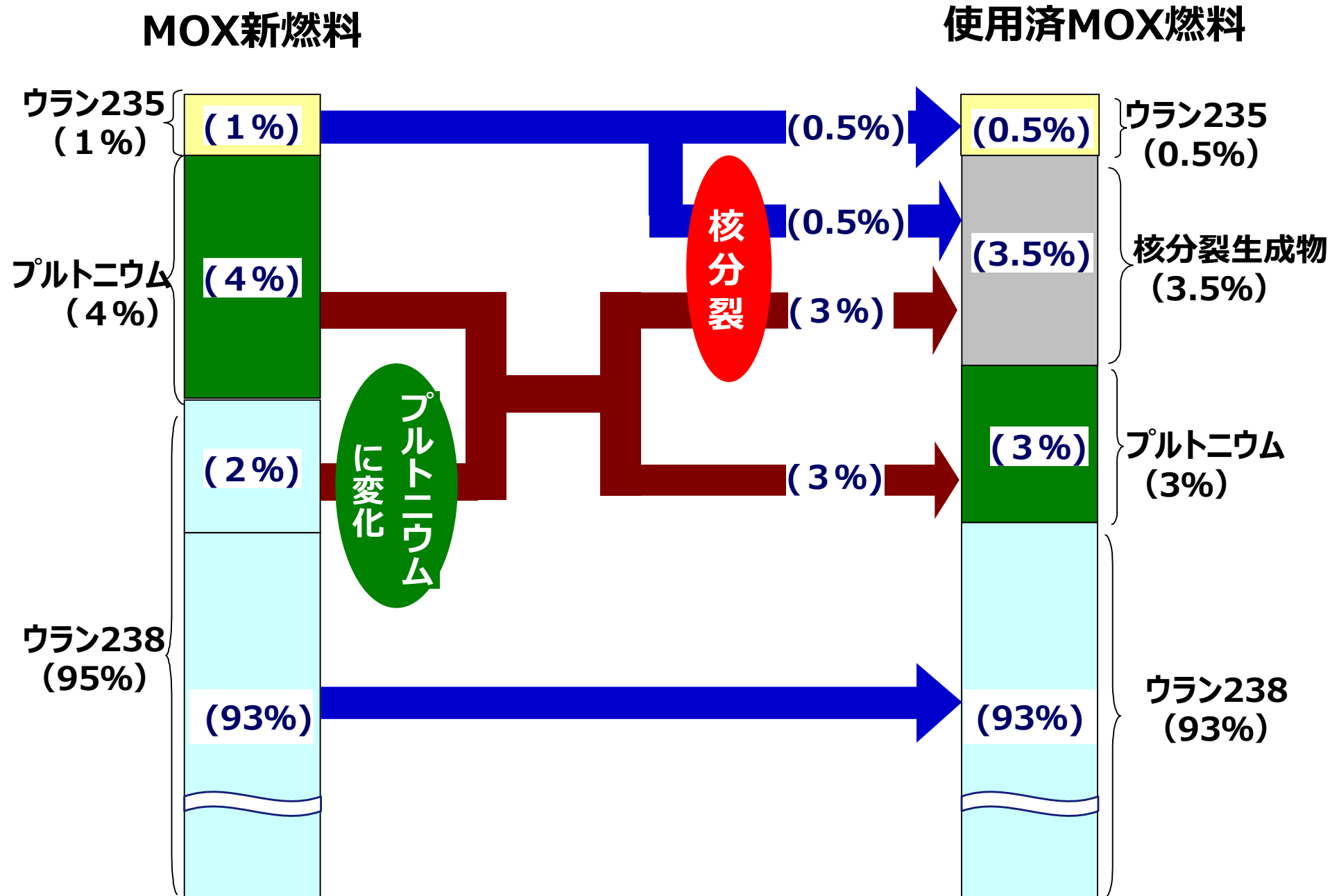
■ MOX燃料集合体（228体／560体）

原子炉冷却材のボイド率40%における燃焼初期（0 GWd/t）の燃料集合体内の60本の燃料棒の相対的な発熱分布（平均値を1に規格化）を低い順に並べた比較図を以下に示します。



【原子炉内での燃料棒の最大出力（最大線出力密度）の解析例】

- 運転サイクルを通じた最大値はウラン燃料で37.1 kW/m、MOX燃料で39.8 kW/mと、何れも運転制限値（44.0kW/m（ウラン燃料とMOX燃料で同じ））に対して十分な余裕がある。



- BWRとPWRでは、MOX燃料焼結ペレットを被覆管に挿入し、密封する等、燃料棒での基本設計の考え方は同等です。
- 燃料の融点や熱伝導度、核反応の制御特性等、MOX燃料の採用に伴い変化する特性はBWRもPWRも同様です。
- 原子力安全委員会にて、BWR、PWRとも「MOX燃料の炉心装荷率が1/3程度までであれば、ウラン燃料のみを使用した場合と同じ設計・評価方法が適用可能であること」を確認されています※1。

※1 「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」
(平成7年6月19日原子力安全委員会了承)

MOX燃料の比較

	BWR（島根2号機）	PWR（玄海3号機等）
配列	8×8	17×17
ペレット最大Pu含有率	10wt%以下※2	13wt%以下
ペレット最大核分裂性Pu富化度	6wt%以下※2	8wt%以下
燃料集合体最高燃焼度	40,000MWd/t※3	45,000MWd/t

※2 Pu 組成変動に対する設計の融通性を考慮したPu割合範囲から設定した値

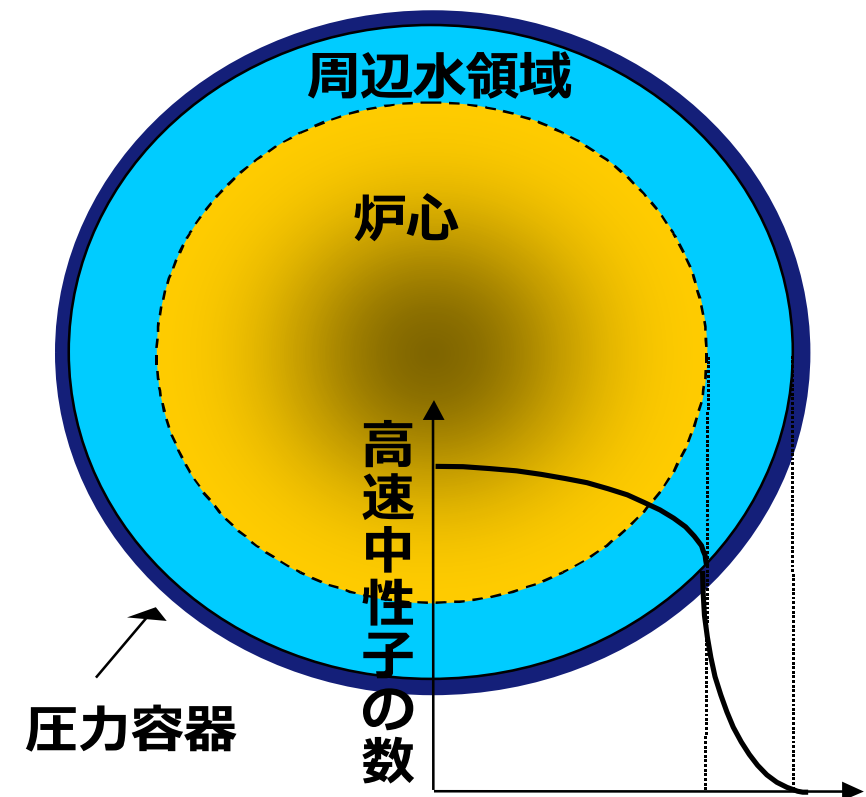
※3 MOX燃料の設計当時に十分な使用実績を有するウラン燃料の最高燃焼度を超えない範囲として設定した値

MOX燃料炉心とウラン燃料炉心とで、原子炉圧力容器への高速中性子照射の影響の差は無視できます。

- 炉心領域の高速中性子の増加量は、ウラン燃料炉心と比較して数%程度と小さい。
- 炉心と圧力容器壁との間には厚い水の層があり、中性子の勢いは減衰する。
- ウラン燃料炉心も、MOX燃料炉心も共に、圧力容器壁まで到達する高速中性子の数は極めて少なく、圧力容器への影響は非常に小さい。

【炉内構造物に関する対策と保全方法】

- 炉内構造物においては、高速中性子照射量が高くなる可能性のある炉心シュラウドのうち、溶接部には、材料表面の残留応力を改善する対策（ウォータージェットピーニング）を実施している。
- 今後も定期的な点検等（供用期間中検査等）により、炉内構造物の健全性を確認していく。



- 原子炉压力容器内には監視試験片を設置し、計画的に取り出し監視試験を行って脆化程度を把握するとともに、高経年化技術評価において、原子炉压力容器の耐圧機能が中性子照射脆化を考慮しても確保されることを確認しています。
- 監視試験片の取り出しおよび監視試験については、一般社団法人日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201）」に従い実施しており、過去2回の監視試験を実施しています。
- 中性子照射脆化は、経年ではなく中性子照射量に応じて進行する経年劣化事象であり、長期停止中において脆化が進行することはないと、影響は小さいと考えています。

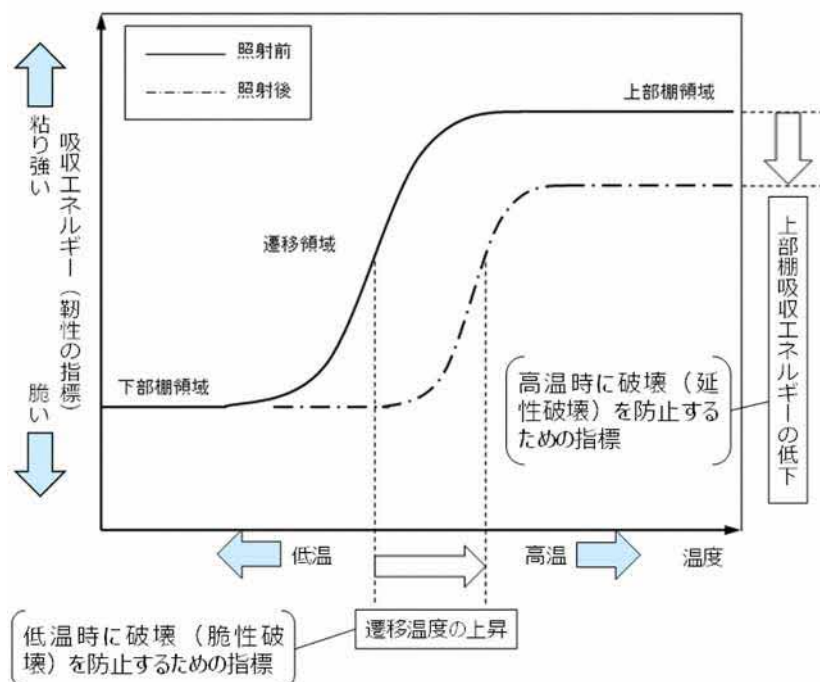


図1 中性子照射による機械的性質（靱性）の変化 概念図

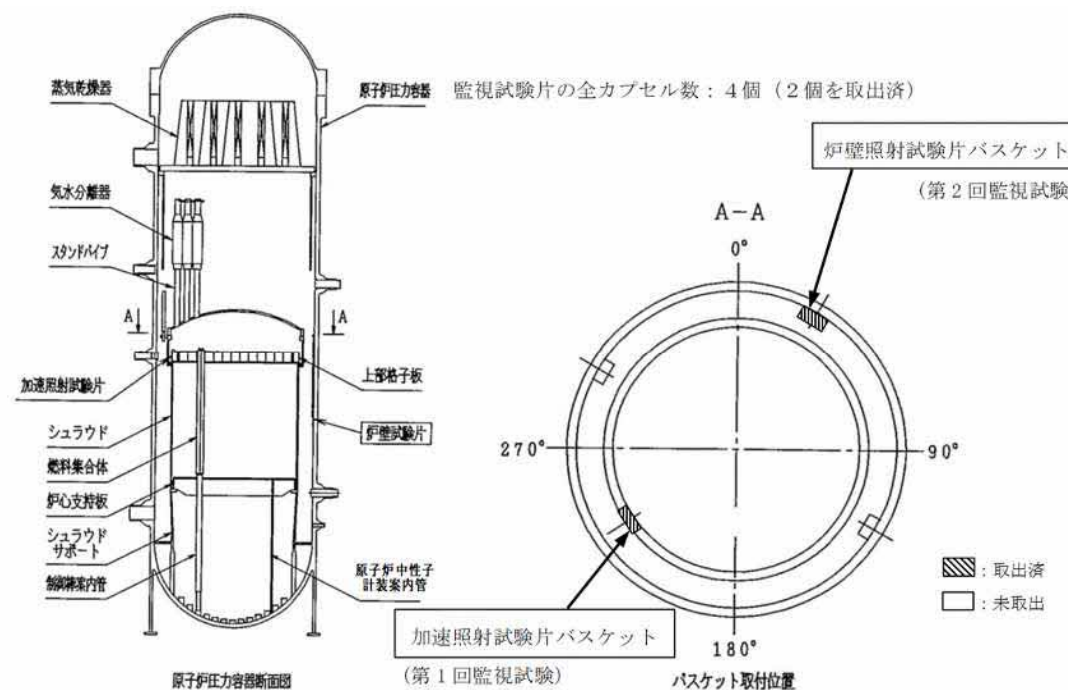


図2 監視試験片位置図

○燃料の物性

・燃料棒内の温度分布

→ MOX燃料では、融点およびペレットの熱伝導度がわずかに低下するが、ペレットの中心温度は融点に対して小さく、問題とはならない。

・燃料棒内の内圧

→ 燃料取出時の燃料棒内圧は、ウラン燃料棒と同等となる。

○原子炉内の中性子のふるまい

・制御棒の効き

・発熱分布のむら

○周辺環境への影響

○MOX燃料から放出される放射線による線量 等

・新MOX燃料、使用済MOX燃料の取扱い方

- 島根原子力発電所においては、これまで周辺環境に影響を与えるような放射性物質の放出はありません。
- MOX燃料について、これまでウラン燃料と異なる燃料破損の事例は報告されていません。



- MOX燃料の採用により、周辺環境への影響が大きくなることはありません。

○島根原子力発電所における放射性廃棄物の管理状況（2025年度）

・放射性気体廃棄物

（希ガス、ヨウ素）：検出限界以下

（粒子状物質※）： 3.9×10^4 Bq（放出管理目標値 年間 2.0×10^8 Bq（1号機））

・放射性液体廃棄物（トリチウムを除く）： 検出限界以下

（出典） 当社ホームページ

※ 廃止措置中の1号機において、施設の解体作業に伴って発生する粒子状物質（コバルト60）を管理しているものである（2号機は管理対象外）。本数値は、主排気ダクト補修塗装工事によって、ダクト内壁面に付着していた放射性物質が剥離して検出されたものと推定している。

- 事故時の線量評価では、MOX燃料を採用した場合でも、従来のウラン燃料の場合と同様、結果が厳しくなるように放射性物質の放出量を想定しています。
- 万一事故が起こったとしても、プルトニウム等※が外部に放出されないことがないよう設備対応を行っています。



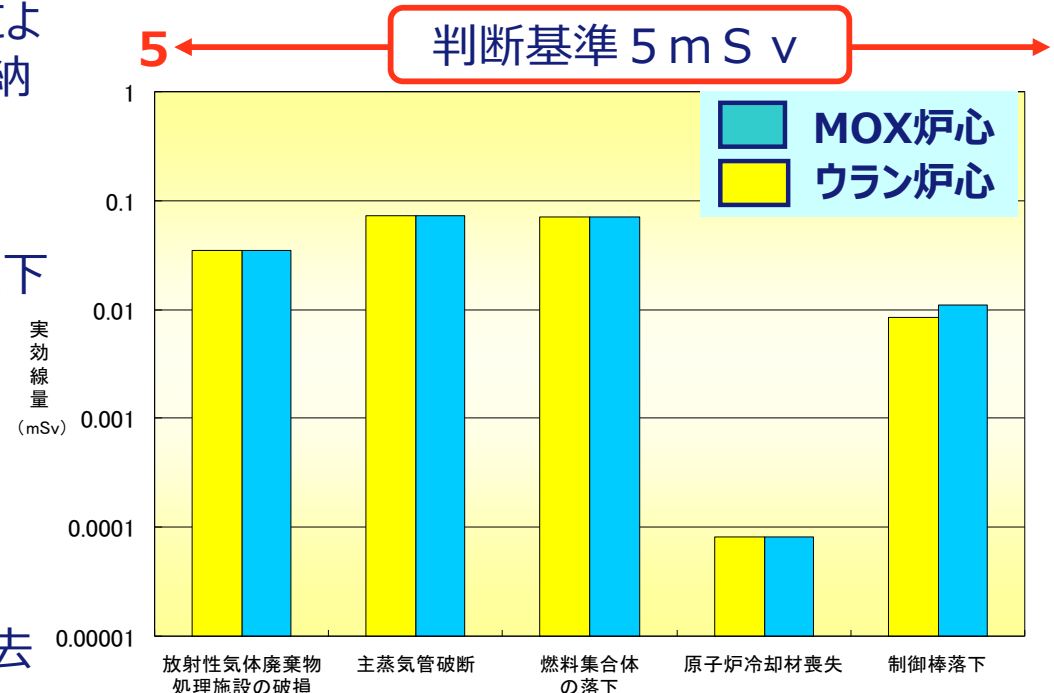
- 事故時の影響が広がることはありません。

プルトニウム等が外部に放出されない理由

- 沸点が高いため、燃料から放出されない。
- 仮に燃料が溶融したとしても、原子炉注水により原子炉圧力容器内で冷却されるため、格納容器内に放出されない。
- 比重が重いため遠くに飛散しにくい。
- 万一、格納容器内に放出されたとしても、以下の機能により低減される。
 - ・格納容器内注水による溶融燃料の冷却
 - ・格納容器スプレイによる除去
 - ・気密性の高い格納容器による保持
 - ・格納容器フィルタベント系による除去
 - ・原子炉建物の高性能粒子フィルタによる除去

※マイナーアクチニドを含む

設計基準事故時の線量評価：島根2号機解析例



【格納容器内での水素爆発への対策の考え方】

- 格納容器内は通常運転時から窒素により不活性化させており、事故時における水－Zr反応で大量に水素が発生したとしても、酸素濃度が可燃限界に到達しないようにしています。
- 水の放射線分解によって酸素が発生しますが、可燃限界の5vol%に到達するよりも早く格納容器ベントを行うことで水素爆発を防止します。

【原子炉建物での水素爆発への対策の考え方】

- 格納容器から漏えいした水素処理を目的として、原子炉建物に静的触媒式水素再結合器(PAR)を設置しています。
- 仮に、静的触媒式水素再結合器処理能力を超えた漏えいによって水素濃度が上昇した場合でも、水素の可燃限界4vol%に到達するよりも早く格納容器ベントを行うことで水素爆発を防止します。

格納容器内での水素爆発防止対策

- 格納容器不活性化
- 格納容器内酸素濃度監視
- 可搬型窒素注入装置による格納容器への窒素注入
- フィルタベント系による格納容器ベント

原子炉建物での水素爆発防止対策

- 改良EPDM製シール材への変更による漏えい抑制
- 原子炉ウェル代替注水系による水素漏えい抑制
- 原子炉建物内水素濃度監視
- 静的触媒式水素再結合器による水素処理
- フィルタベント系による格納容器ベント
- ブローアウトパネルによる原子炉建屋内水素滞留防止

○燃料の物性

・燃料棒内の温度分布

→ MOX燃料では、融点およびペレットの熱伝導度がわずかに低下するが、ペレットの中心温度は融点に対して小さく、問題とはならない。

・燃料棒内の内圧

→ 燃料取出時の燃料棒内圧は、ウラン燃料棒と同等となる。

○原子炉内の中性子のふるまい

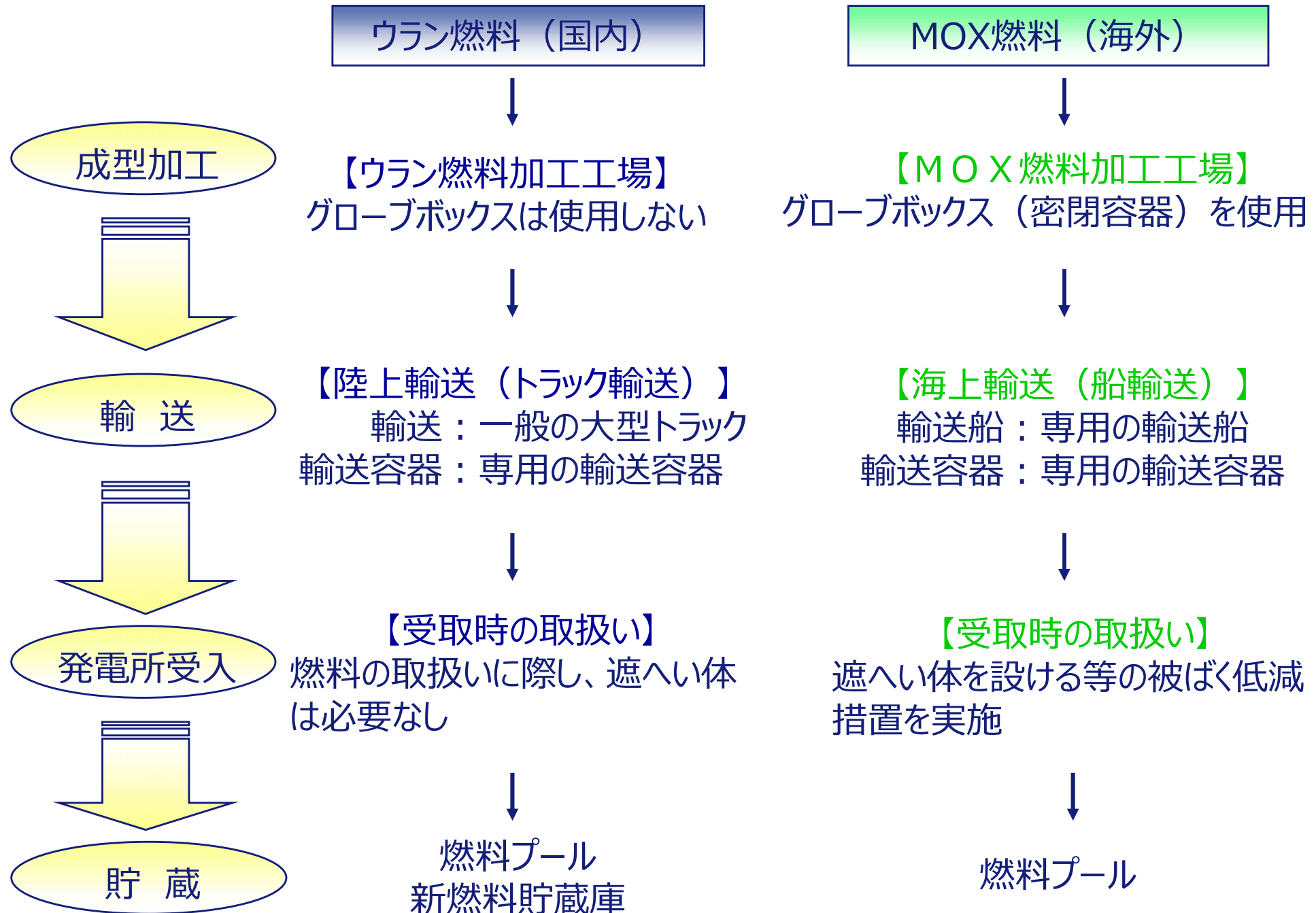
・制御棒の効き

・発熱分布のむら

○周辺環境への影響

○MOX燃料から放出される放射線による線量 等

・新MOX燃料、使用済MOX燃料の取扱い方



- プルトニウムは、体内に取り込まれなければ問題はありません。
- MOX燃料加工工場では、プルトニウム粉末およびペレットを扱う機械全体を減圧密閉構造のグローブボックスに収納しています。

MOX燃料加工工場の様子



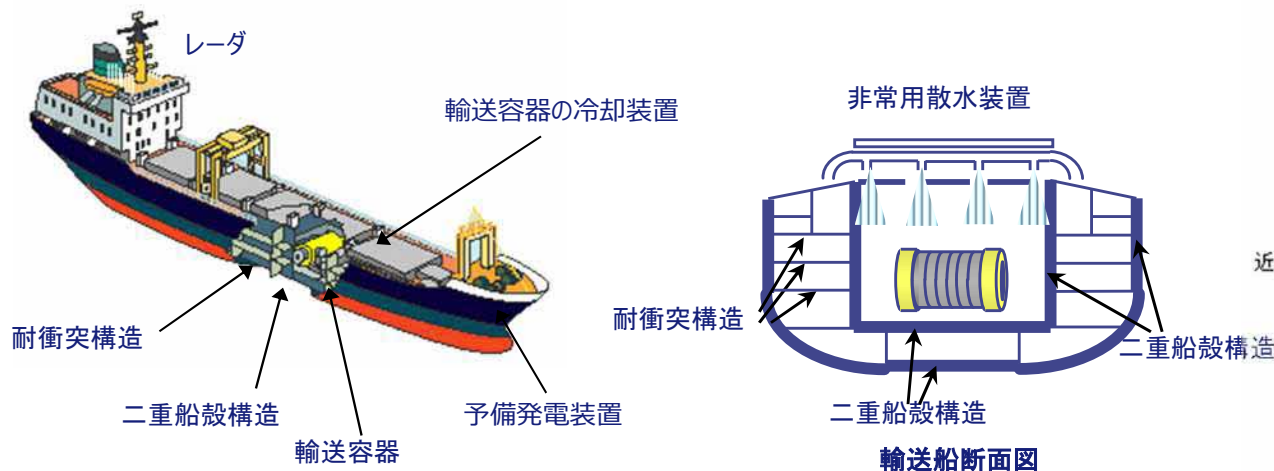
出典：日本原子力研究開発機構ホームページ

○安全対策

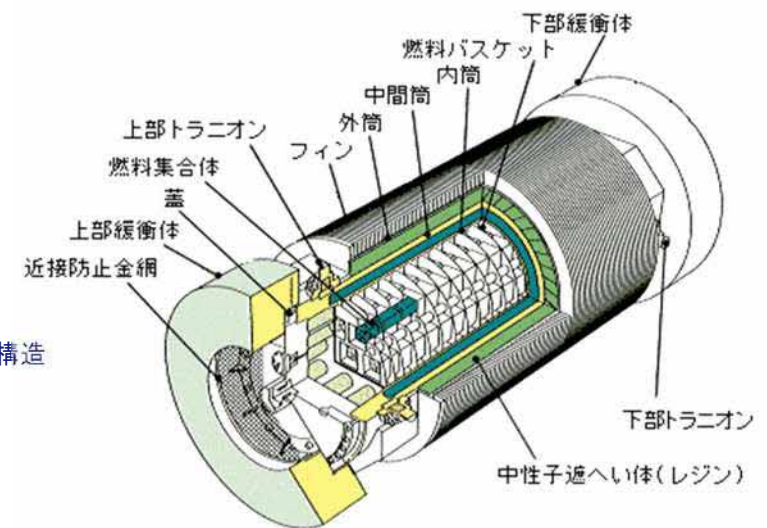
- ・使用済燃料輸送船と同等の安全対策が施された輸送船を使用します。
- ・事故に遭遇しても十分耐えられる安全性の高い専用の輸送容器を使用します。

○核物質防護（先行例）

- ・武装した2隻の専用輸送船が相互に護衛しながら航行します。
- ・武装した護衛官が乗船します。



輸送船（イメージ）



輸送容器（イメージ）

MOX燃料の放射線量は、通常のウラン燃料に比べて高くなるため、MOX燃料を気中で取扱う際には、作業員の被ばく線量は、合理的に達成可能な限り低く抑えるよう、被ばく低減対策を確実に実施します。

○ 遮へい体の設置

比較的長い時間、MOX燃料に近接して行う作業（MOX燃料取出、燃料検査等）においては、作業場所に遮へい体を設置することにより、被ばくを低減する。

○ 移動用ガイドの使用

輸送容器からMOX燃料を取り出した後、天井クレーンにてMOX燃料を吊り上げ移動する際には、作業員は移動用ガイドによりMOX燃料を支持し、MOX燃料との距離を確保することにより、被ばくを低減する。

○ 作業時間の管理

作業計画および作業管理により、作業時間を低減することにより、被ばくを低減する。

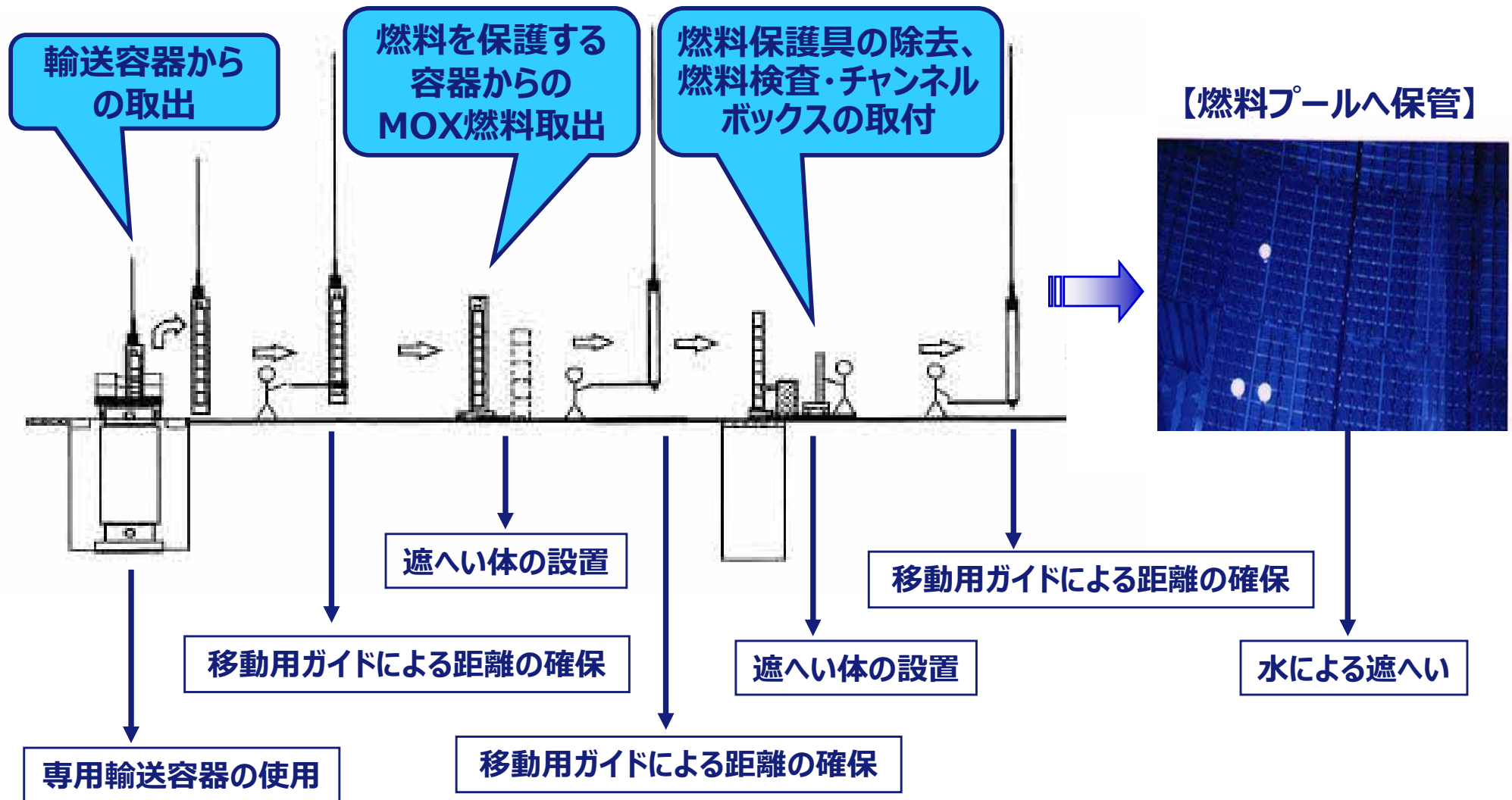
○ 水中保管

MOX燃料は、水による遮へい効果が得られる燃料プール中に保管することにより、水により遮へいする。

※ 原子炉建物での作業の流れは次頁参照



原子炉建物での作業の流れ



燃料プールでの貯蔵により、使用済ウラン燃料と同様に線量は十分に減衰されます。

単位：mSv/hr

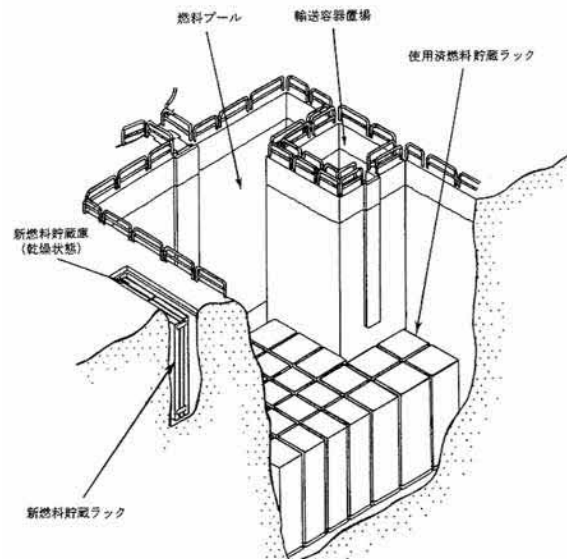
使用済燃料表面からの距離	ウラン燃料	MOX燃料
0m	1.9×10^7	1.8×10^7
1m	7.6×10^3	7.3×10^3

1mで
1/1,000以下
に減衰

(計算条件)原子炉停止後日数：10日後

MOX燃料：初期Pu富化度2.6wt%、初期ウラン濃縮度約1.2wt%、平均取出燃焼度約33GWd/t

ウラン燃料：初期ウラン濃縮度約3.6wt%、平均取出燃焼度約38GWd/t



島根2号機の燃料プールの燃料上部から
水面までの距離：約7m

- 使用済MOX燃料からの放射線は使用済ウラン燃料と同等であり、原子炉からの燃料取出から燃料プールでの貯蔵まで、水による遮へい効果が得られる水中で取り扱うことにより、作業員の被ばくを低減する。

使用済ウラン燃料と使用済MOX燃料とで発熱量に大差はなく、現在の燃料プール冷却設備により十分除熱が可能です。

使用済MOX燃料と使用済ウラン燃料の崩壊熱（評価例）

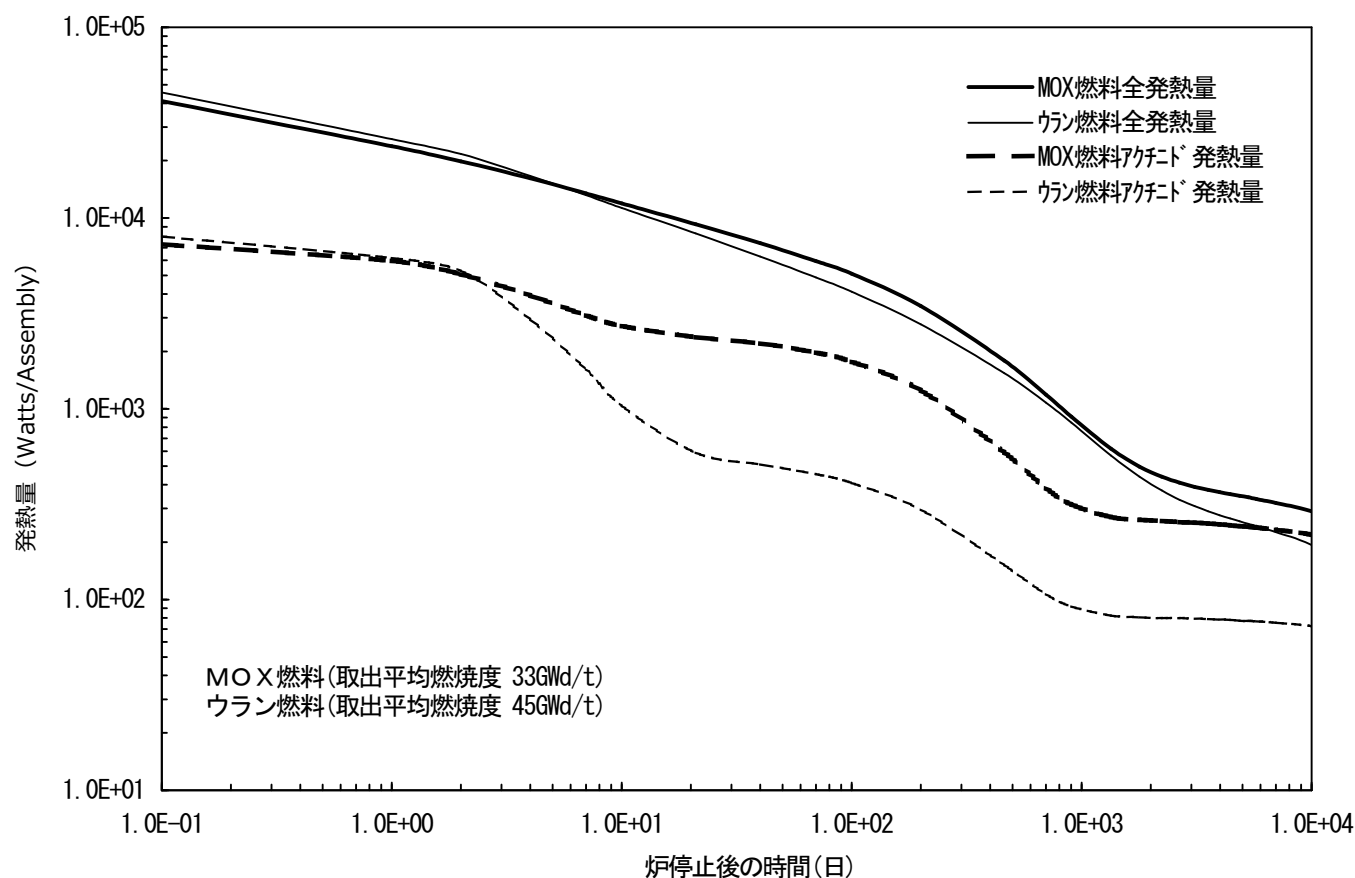
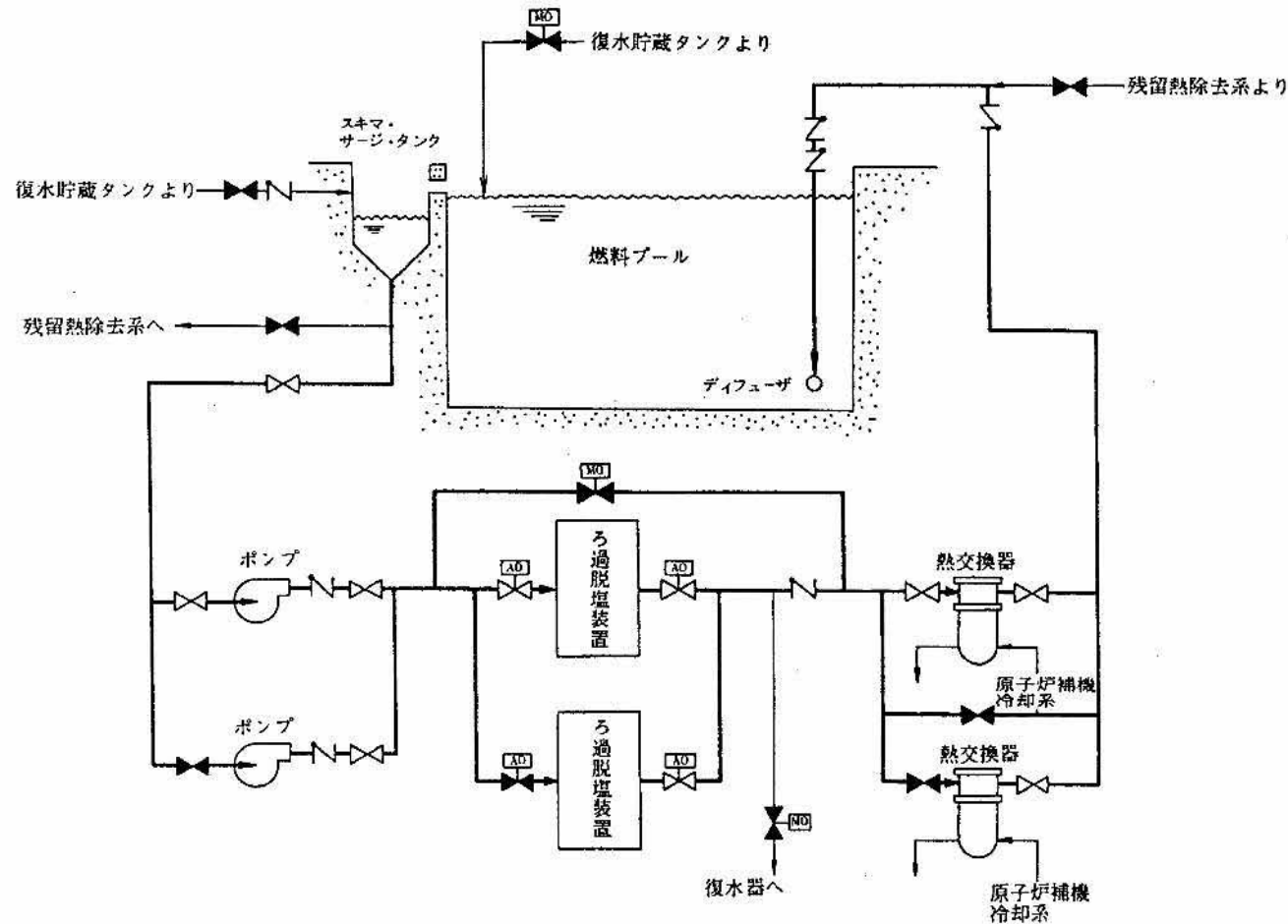


図 3-1 MOX燃料とウラン燃料の崩壊熱

出典：沸騰水型原子力発電所MOX燃料の貯蔵について（株式会社日立製作所 HLR-064訂2 平成11年8月）

- 使用済燃料からの崩壊熱を熱交換器で除去して燃料プール水を冷却します。
- ろ過脱塩装置で燃料プール水をろ過して、水の純度、透明度を維持します。



島根2号機 燃料プール冷却系系統概要

- 使用済MOX燃料についても、使用済ウラン燃料と同様に、国内再処理工場で再処理を行うことを原則としています。
- 使用済MOX燃料は、使用済ウラン燃料と同様に、再処理工場に搬出するまでの間、発電所の燃料プールにて安全に保管します。

【使用済MOX燃料の再処理技術の確立】

- 使用済MOX燃料を安全かつ確実に処理・処分していくことは極めて重要な課題であると認識しており、原子力事業者は、使用済MOX燃料の再処理技術の早期確立を目指し、使用済MOX燃料に関する再処理実証研究の実施に向けた取り組みを進めることとしています。
- 具体的には、使用済MOX燃料を商業用プラントで再処理した実績を有する仏国オラノ社に国内で発生した使用済MOX燃料を移送し、使用済MOX燃料の性状や再処理設備への影響等、使用済MOX燃料の再処理の実用化に向けて必要な技術的知見を得るとともに、国内の原子力発電所で使用しているMOX燃料が商業用プラントで再処理可能であることを実証するものです。
- 第7次エネルギー基本計画（2025年2月18日閣議決定）においても、使用済MOX燃料の再処理については、国際連携による実証研究を含め、2030年代後半を目途に技術確立すべく研究開発を進めるとともに、その成果を六ヶ所再処理工場に適用する場合を想定し、許認可の取得や実運用の検討に必要なデータの充実化を進めることとされています。

- 島根 2 号機の使用済燃料の貯蔵量は2,196体で、貯蔵容量の約60%となっています。万が一、再処理施設への使用済燃料の搬出ができなかった場合を想定し、標準的な運転ケース（13か月運転＋定期事業者検査3か月）を仮定した場合において、再稼働後10年程度は燃料プールが満杯になることはないと考えています。
- 上関地点における、使用済燃料中間貯蔵施設の設置に関しては、これまで立地可能性の確認ならびに計画の検討に必要なデータを取得するための調査を実施したところです。立地可能性の調査結果より、技術的に対応できない問題はなく、立地は可能であると判断しています。現在、当該施設の事業計画を策定しているところです。

島根 2 号機における使用済燃料の貯蔵状況（2026年7月末現在）

現在の貯蔵量	使用済燃料	2,196 体
	原子炉からの仮取り出し燃料	32 体（※2）
	新燃料	84 体
燃料プールの貯蔵容量		3,518 体
法的要求容量（※1）		2,958 体

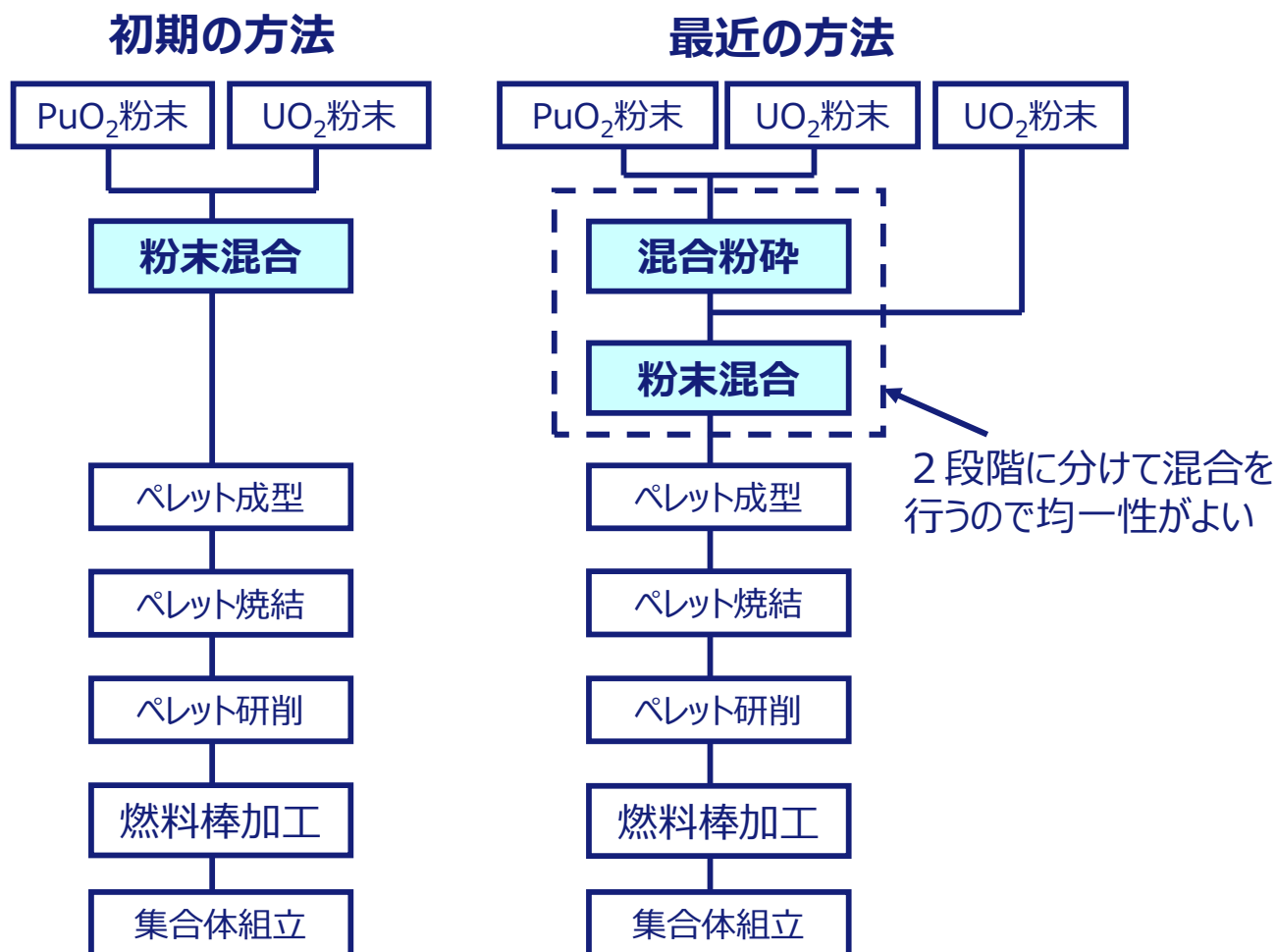
（※1）法令要求上、使用済燃料貯蔵量は、貯蔵容量（3,518体）から1炉心分（560体）を差し引いた容量（2,958体）以内とすることが求められている。

（※2）2026年4月30日にお知らせした「島根2号機燃料支持金具の仕様相違事象」を受けて、念のため、第19運転サイクルでの装荷を見送った燃料。今後、評価の上、再装荷有無を判断する。

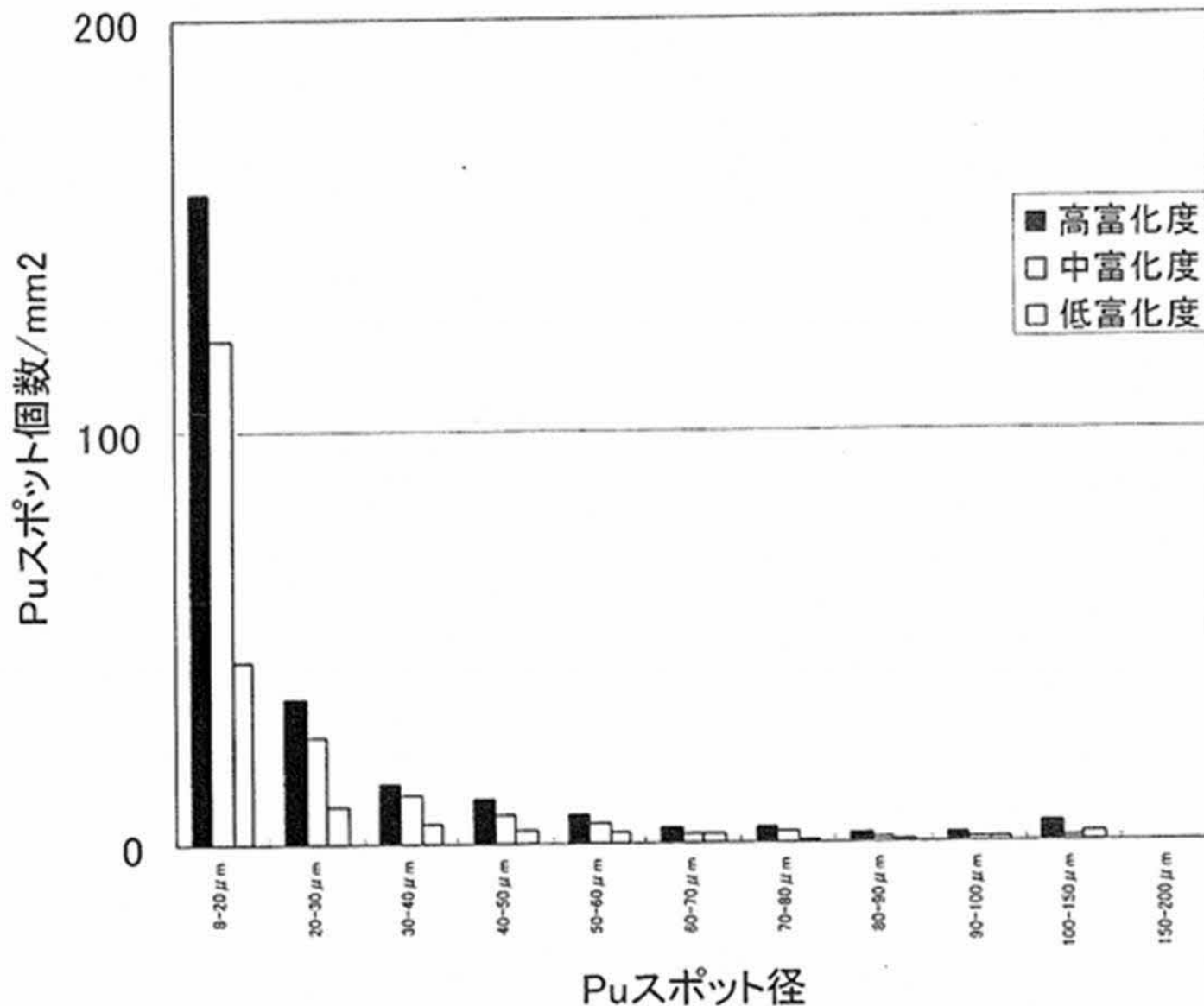
（注）使用済燃料は、全て使用済ウラン燃料である（使用済MOX燃料はない）。

プルトニウム・スポットの影響で、燃料が壊れやすくないのか

- プルトニウム粉末とウラン粉末をすりつぶしながら混合する加工法を採用することで、プルトニウム・スポットは十分小さいです。
- Pu粒径400 μ m以下では、安全上の問題はありません（オラノ社 MELOX工場では十分にこれ以下です）。
- 照射実績によっても燃料の健全性に問題のないことを確認しています。

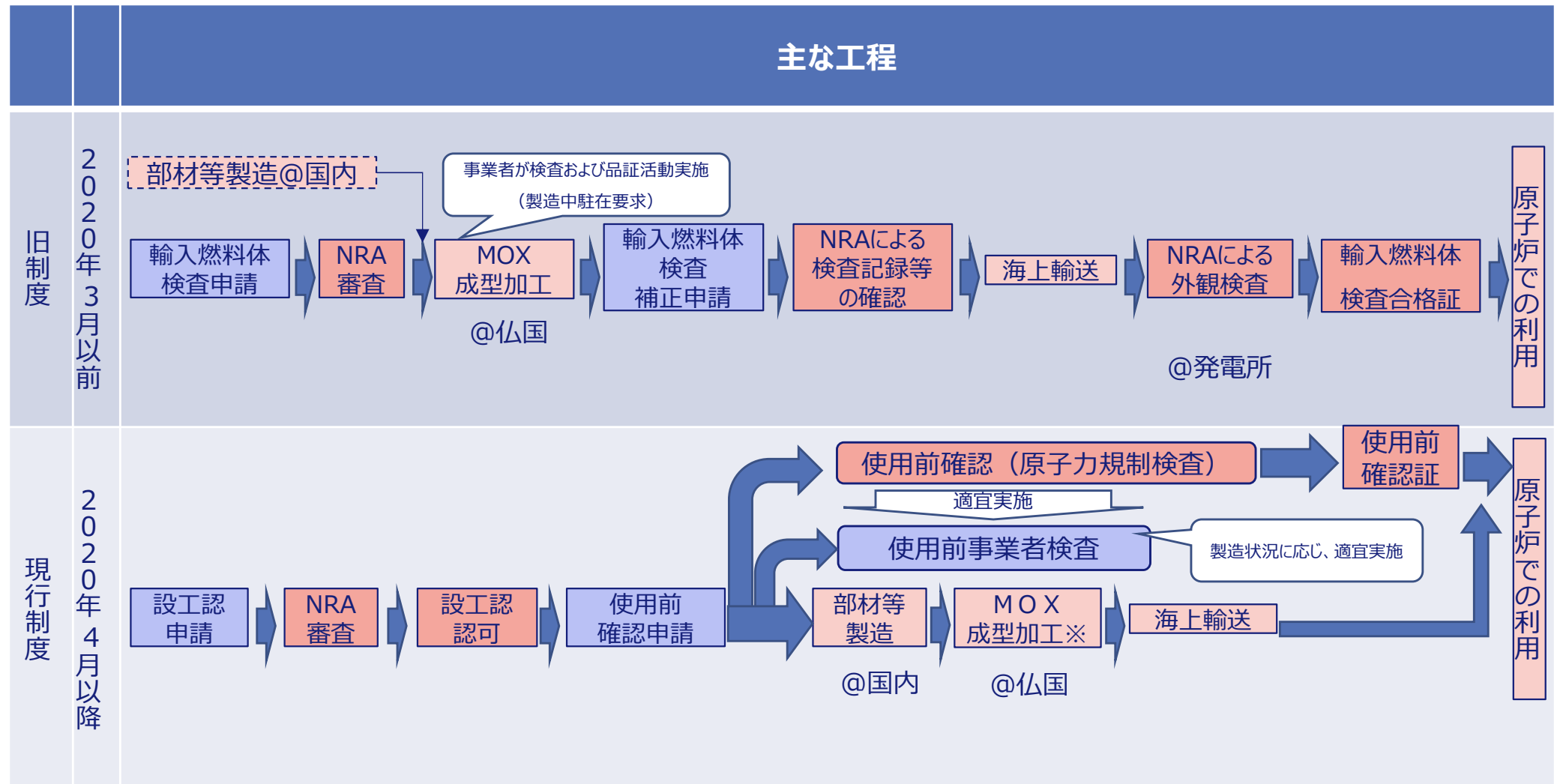


オラノ社MELOX工場でのプルトニウム・スポットの測定例



ペレット中のプルトニウムスポット径分布（MELOX工場での測定例）

当社は、現行制度下において、原子力規制委員会に設工認申請、使用前確認申請を行い、調達するMOX燃料が、当社が要求するQMSのもとで技術基準に適合していることを、使用前事業者検査を通じて確認します。



※GNF-Jが中部電力向けに製造し、所有・管理していたものを調達したため、今回は省略

- MOX燃料を使用しても、設備・運転方法の変更はなく、これまでの定期事業者検査時の検査・点検方法と変わりません。
- MOX燃料については、これまでのウラン燃料と同様に、定期事業者検査時に外観確認を行い、健全性を確認します。

【定期事業者検査時の燃料検査】

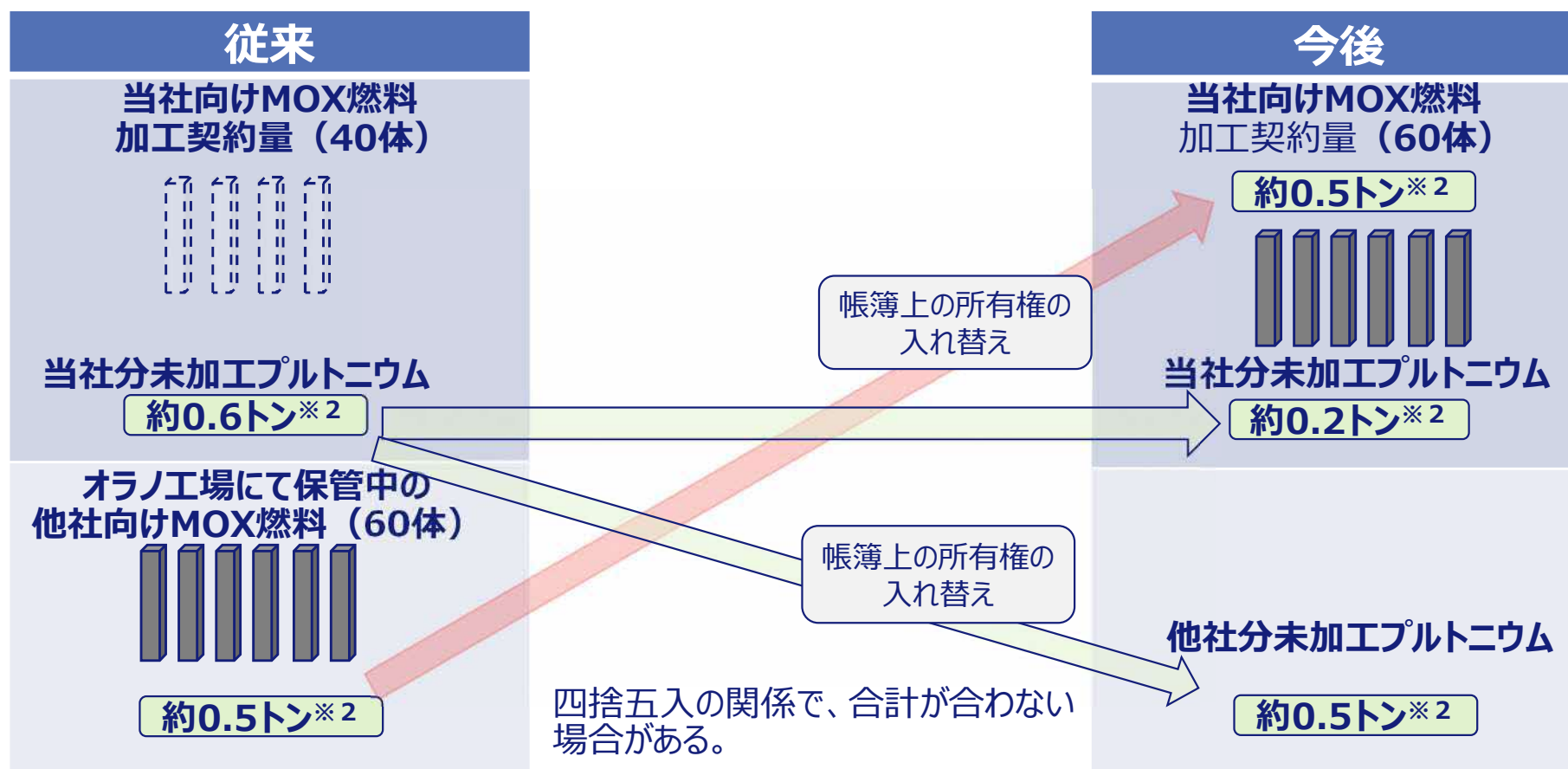
燃料タイプ毎に燃焼度の高い（使用期間の長い）燃料集合体 2 体の外観検査を実施し、健全性を確認する。

- 島根2号機で使用するMOX燃料の調達にあたって、2009年9月、当社と国内の燃料加工メーカーである（株）グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン（GNF-J）との間で、MOX燃料を、仏国の燃料加工メーカーであるオラノ社（旧メロックス社）の工場で製造する加工契約を締結しました。
- 当該加工契約に基づき、従来、オラノ社にてMOX燃料40体を新たに製造することとていましたが、当該40体に代えて、オラノ社が既に日本国内向けに製造し、所有・管理していたMOX燃料60体を調達することとしました。
- このMOX燃料60体は、オラノ社が所有・管理しているものであり、当初は中部電力（株）浜岡原子力発電所で使用する予定であったものを、島根2号機で使用するものとしたものです。
- この取り組みにより、今後、新たに製造するよりも早期の調達が期待できるとともに、結果として、事業者間の連携・協力により、我が国におけるプルトニウムの利用促進・早期消費※に繋がるものと考えています。

※ プルトニウムバランスの管理対象は未照射の分離プルトニウムであり、原子炉で使用（照射）したMOX燃料内のプルトニウムはプルトニウムバランスの管理対象から除外される。

- 浜岡4号機で使用する予定であったMOX燃料は、同じ燃料加工メーカ（GNF-J）による設計で、燃料の基本仕様に違いはなく、島根2号機で既に原子炉設置変更許可を得ている基本設計の範囲内のものです。
 - 細部において仕様が異なる部分がありますが、今後の原子力規制委員会による設工認審査の中で、島根2号機の設置変更許可との整合性および技術基準への適合性の説明を行っていきます。
 - 原子炉に装荷し運転するにあたっては、燃料が仕様どおり製造されていること、輸送後に燃料健全性が維持されていることを確認します。また、実際に装荷する炉心での燃料配置、運転サイクル長さ等に基づき、安全性の評価を行ったうえで使用します。
- プルトニウム含有率およびウラン235濃縮度は、原子炉設置許可申請の範囲内では、以下にて同様。
- 燃料集合体平均ウラン235濃縮度 : 約3.0wt%相当以下
 - 燃料集合体平均プルトニウム含有率 : 約2.9wt%～約5.8wt%
 - 燃料集合体平均ウラン235濃縮度 : 約1.0wt%～約1.2wt%
 - MOX焼結ペレットの最大プルトニウム含有率 : 10wt%以下
 - MOX焼結ペレットの最大核分裂性プルトニウム富化度 : 6wt%以下

- 使用済燃料の再処理により回収されたプルトニウムは、帳簿上で管理しています。
- MOX燃料60体の調達に伴い、中部電力が保有するMOX燃料に含まれるプルトニウムと、当社が保有する等量の未加工プルトニウムについて、帳簿上の所有権の入れ替え※¹を行い、MOX燃料に含まれるプルトニウムは、全て、当社が保有するプルトニウムとして消費します。



※¹ 発電に寄与する核分裂性プルトニウム ($^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$) が等量となるように所有権の入れ替えを実施

※² 全プルトニウム：核分裂性Pu + ^{241}Am + ^{238}Pu + ^{240}Pu + ^{242}Pu

4. 発電所の安全性向上と理解活動の取り組み

米国同時多発テロおよび福島第一原子力発電所事故等を踏まえ、核物質防護対策を強化しています。

○核物質防護対策の強化

- ・銃器を所持した警察官の常時配置
- ・巡視艇の配備 等

○法令改正*（国際原子力機関（IAEA）の最新ガイドライン対応等）に伴う核物質防護対策を強化しています。

* 主な改正点

- （１）設計基礎脅威（DBT）の策定
- （２）核物質防護秘密の保持義務
- （３）核物質防護検査制度の導入
- （４）対応部隊との連絡体制の強化
- （５）サイバーセキュリティ対策の強化
- （６）核セキュリティ文化醸成活動の明確化
- （７）内部脅威対策の強化（個人の信頼性確認制度、２人ルールを導入）
- （８）その他原子力施設への妨害破壊行為に対する防護要件の明確化

- 島根 2 号機は、発電所で想定される最大の揺れである基準地震動Ssにより、安全上重要な施設の安全機能が保持できるよう設計します。
- 新規制基準適合性審査を踏まえて穴道断層の評価長さの見直し（22km→39km）等を行い、基準地震動Ssは最大820galと評価しました。



- 島根 2 号機においては、法律に基づき、定期的に以下の安全性向上評価を実施します。
 - ・ 保安活動の状況および実施した保安活動への最新知見の反映状況、確率論的リスク評価等について評価を実施します。
 - ・ 発電所を構成する設備・機器は経年劣化の程度に応じて、取替、補修を行っており、適切な保全が実施されていることを確認します。
- 運転開始30年目において、法律に基づき、以下の高経年化技術評価を実施しました。
 - ・ 種々の機器に対して経年劣化に関する技術的評価を行い、機器の健全性および保全の妥当性等を確認しています。※1

※ 1 高経年化技術評価の結果を反映した保安規定は2024年4月24日に認可済み。
なお、2025年6月6日施行の原子炉等規制法等の改正に伴う制度変更により、従来の高経年化技術評価は長期施設管理計画における技術評価に位置付けられており、当該技術評価を含む長期施設管理計画は2025年5月21日に認可を受けている。

- 新規制基準適合性審査においては、あらゆる事故シナリオ（事故シーケンス）を網羅的に定量評価する確率論的リスク評価を実施し、重大事故等対処設備の有効性を評価する事故シーケンスを選定しています。
- MOX燃料を装荷した場合でも、設備変更は伴わないこと、また、崩壊熱は大きな差異はなく成功基準は変わらないことから、確率論的リスク評価※¹の結果は変わりません。
- 新規制基準へ適合するために整備した重大事故等対処設備等を考慮した評価は、今後継続的に取り組んでいく安全性向上評価にて実施していきます。また、安全性向上評価では、炉心損傷後の事故進展を踏まえた放射性物質の放出量評価および、その評価結果に基づく被ばく線量評価にも取り組んでまいります。

※ 1 : レベル1およびレベル1.5PRA

【島根2号機の確率論的リスク評価の結果※²】

- ・ 内部事象運転時レベル 1 PRA : 6.2×10^{-6} / 炉年
- ・ 地震PRA : 7.9×10^{-6} / 炉年
- ・ 津波PRA : 1.2×10^{-7} / 炉年
- ・ 内部事象運転時レベル1.5PRA : 6.2×10^{-6} / 炉年
- ・ 停止時PRA : 6.0×10^{-6} / 定期事業者検査

※ 2 : 新規制基準適合性審査において説明した評価結果（2021年9月に原子炉設置変更許可を取得）

- 燃料支持金具拵み具の動作確認用の模擬品を正規品と取り違えて設置した原因については、当時、仕様確認等の作業手順に係る運用基準の一部を明確に定めていない中で、模擬品が、正規品と明確に識別できるよう設計されていなかった（通水穴の寸法を除き正規品と同一仕様）ことや、仮置き時の配慮が不足していた（同じ作業エリアに仮置き）ことなどにあるものと推定しました。
- 当該燃料支持金具を設置した第 5 回定期検査以降、継続的に業務の品質向上に取り組むなかで、既に作業要領書や識別管理に係る基準の明確化などの改善を行っています。このたびの原因調査結果を踏まえ、これらの運用をさらに充実させる観点から、模擬品の誤認防止の配慮などの再発防止策を策定しています。

【原因と再発防止策】

原 因	再発防止策
正規品と模擬品の誤認を防ぐための設計上の配慮が不足していた。	模擬品は、形状・塗装色などにより正規品と明確に識別できるよう設計する。
正規品と模擬品の識別管理に係る表示や仮置き場所の区分などの配慮が不足していた。	正規品と模擬品の識別管理に係る運用を明確にし、識別表示や仮置き場所の区分などの配慮を行う。
運用基準において、作業要領書に取替用部品の仕様確認を明記することを定めていたが、追加作業を作業要領書に反映する際の基準が明確でなかったため、追加で実施することとなった燃料支持金具取替作業に係る仕様確認を作業要領書に追記していなかった。	追加作業が発生した場合に、当該作業に係る仕様確認等を作業要領書に反映する運用基準は既に定めているが、さらに具体的な仕様確認の方法（個体識別番号による確認）を基準に明記する。
交換用部品の仕様確認は、作業要領書に記載がなくとも実施すべきものであるが、作業員に対する教育が不足していたため十分な確認が行われなかった。	取替用部品の個体識別番号の確認に係る教育を実施する。

さまざまな機会を通じて、地域の皆さまにプルサーマル発電についてのご理解を深めていただけるよう、理解活動に取り組んでいます。

【主な理解活動の実績】

- ・説明会、議会や安全対策協議会等での説明
- ・発電所見学時の機会を捉えた説明
- ・広報誌の新聞織り込み（約19万部）、説明会での配布
- ・ホームページ等の様々な方法でも広報

〈プルサーマルに関する説明会日程〉

開催日	開催場所
7月 8日（水）	松江市（旧鹿島町）
7月11日（土）	松江市
7月13日（月）	安来市
7月14日（火）	出雲市
7月15日（水）	雲南市
7月27日（月）	境港市
7月30日（木）	米子市



【当社広報誌：あなたとともに】

- 六ヶ所再処理工場では、施設周辺の公衆が受ける線量を評価し、安全上問題のないことを国の安全審査で確認されています。
- 再処理工場の施設周辺で公衆が受ける線量は、年間約0.022mSv（22μSv）であり、自然界から受ける線量の約1/100です。



出典：日本原燃株式会社HP
資源エネルギー庁HP