

高速実験炉「常陽」の 高速炉開発における必要性和意義

令和6年8月2日

文部科学省

高速実験炉「常陽」－概要・実績－

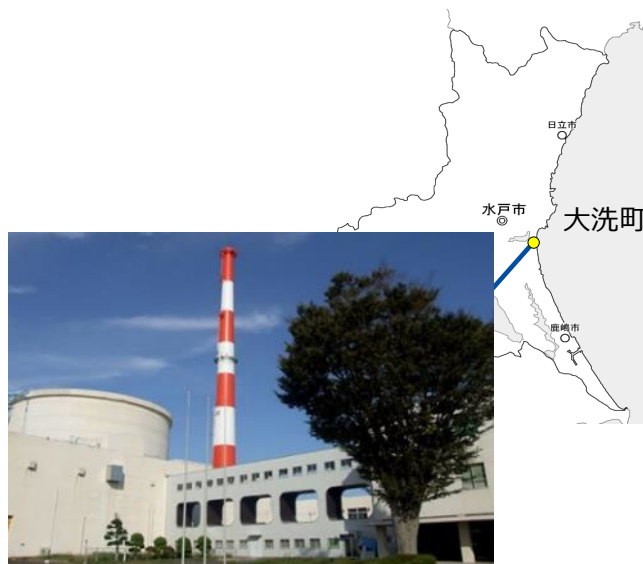
概要

- **我が国初**のナトリウム冷却、ウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料による**高速中性子炉**(実験炉・照射炉)。
- 高速炉の炉心性能やナトリウム冷却系の特性把握、高速炉プラントの技術的経験の蓄積、照射試験を通じた高速炉用燃料・材料開発等の成果を創出。
- 新規規制基準に基づく安全審査を経て**令和5年7月に設置変更許可を取得**。**令和8年度半ばの運転再開**を目指し、設計及び工事の計画の認可申請や安全対策工事に向けた対応等を実施中。
- 現在、**西側(OECD)諸国で唯一の高速炉**。次世代革新炉開発への用途のほか、貴重ながん治療用ラジオアイソトープ(RI)製造の観点からも注目されており、国内外から早期の運転再開が求められているところ。

経緯と運転実績

- 昭和45年：設置許可
- 昭和52年：初臨界
- 平成19年：燃料交換機能の一部障害確認
- 平成26年：燃料交換機能の復旧作業終了
- 平成29年：福島第一原子力発電所事故を踏まえた新規規制基準への適合性確認の設置変更許可を申請
- 令和5年：**設置変更許可を取得**
- 令和6年：医療用RI製造実証のための設置変更許可を申請

- 熱出力規模：100MW（10万kW）
（軽水炉[商業炉]の約1/30）
- 積算運転時間：約71,000時間



高速実験炉「常陽」

開発実績

- 高速炉技術の確立
 - ・ 燃料増殖性能などを確認
- 高速炉の安全技術の実証
 - ・ 自然循環除熱などの実証
- 運転保守知見・経験の蓄積
 - ・ データベース化、技術者の育成
- 試験用集合体照射実績：約100体
 - ・ 実証炉用燃料・材料の照射試験など
- 外部利用実績(大学等)：約4万試料
- 国際協力
 - ・ 交換照射・駐在員の相互派遣

高速実験炉「常陽」－施設概要－

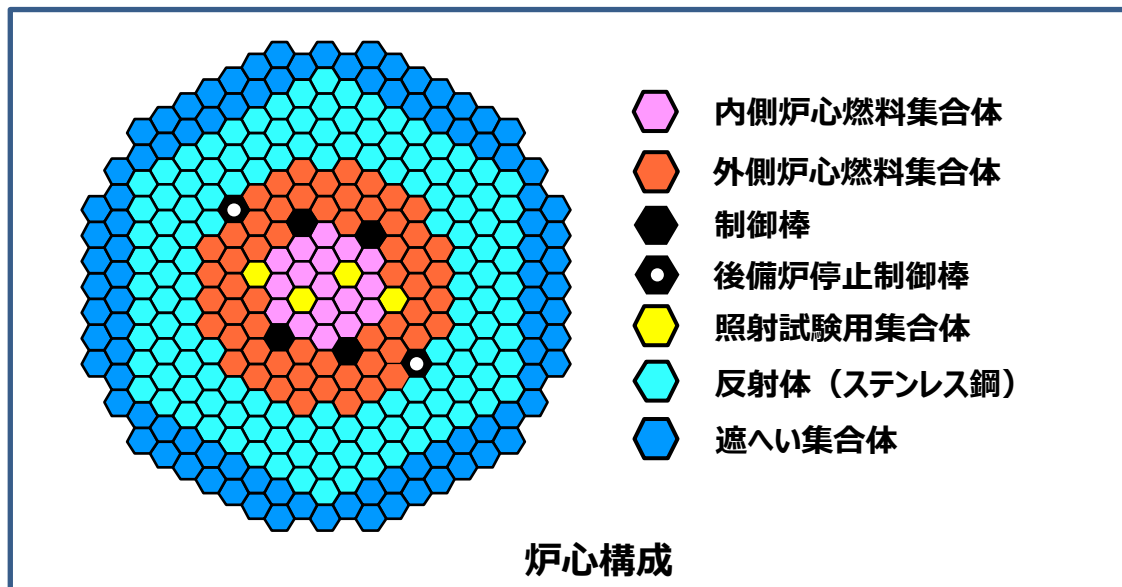
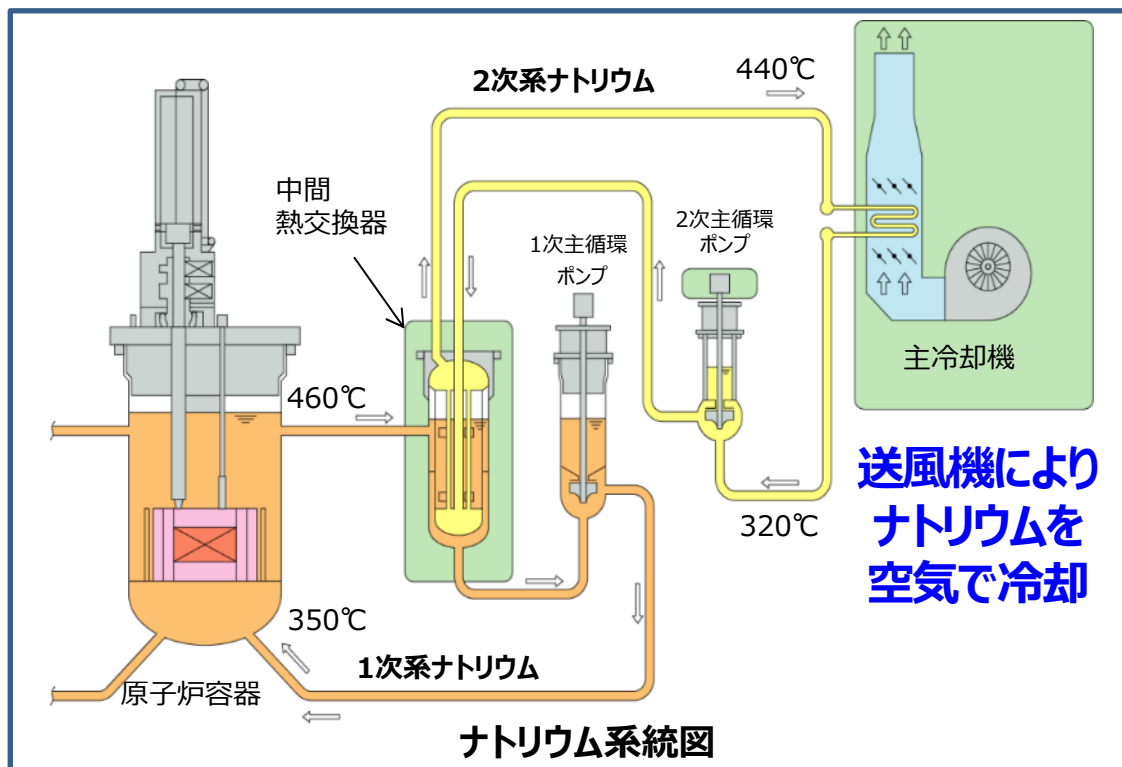
施設概要

- 燃料・材料の照射試験を行う実験炉
- 発電設備は無く、炉心で発生した熱は空気で冷却
- 照射した試験燃料・材料の照射後試験を行う施設が隣接



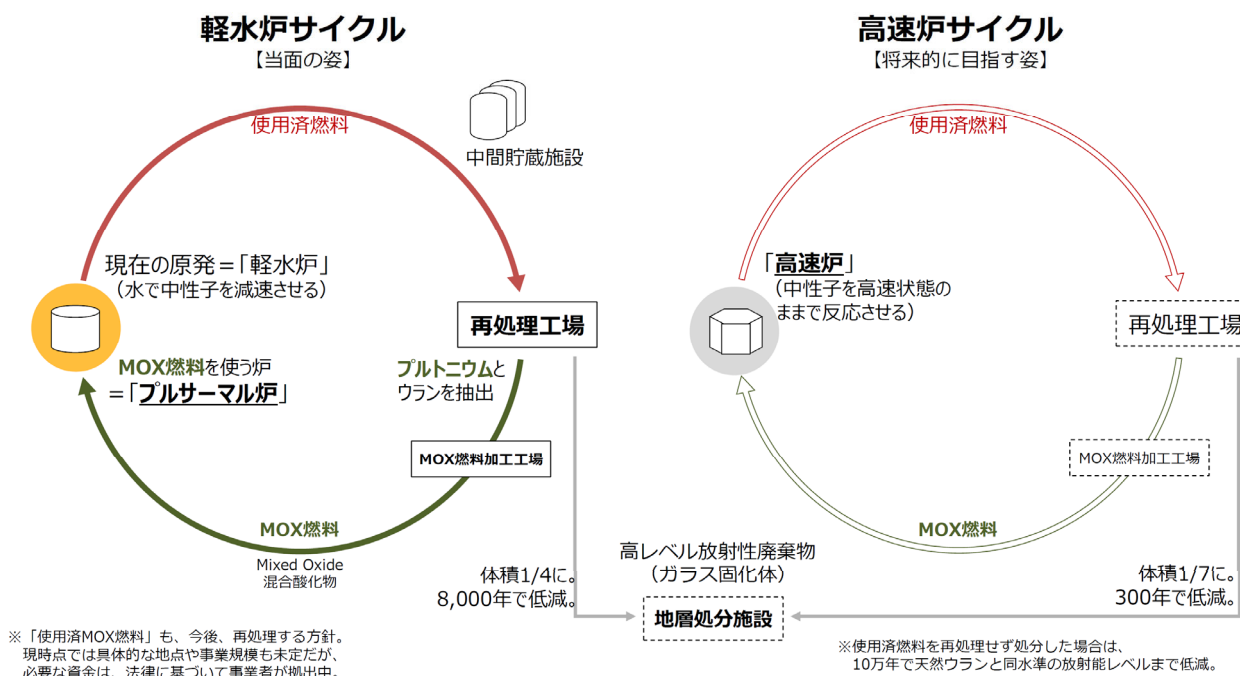
主要仕様

- 熱出力: 100MW[10万kW] (空気冷却)
- 冷却材: ナトリウム (2ループ)
- 燃料: ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 (MOX燃料)
- 炉心: 直径: 約78cm、高さ: 約50cm (ドラム缶の半分ほどの大きさ)



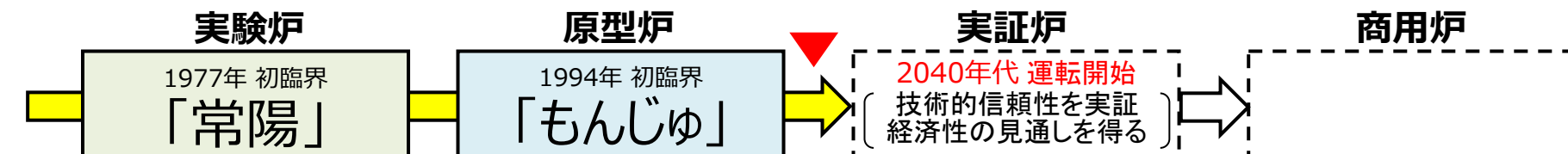
概要

- 核燃料サイクルは原子力発電で使い終えた燃料(使用済燃料)の中から、ウランやプルトニウムといった燃料として再利用可能な物質を取り出し(再処理)、この取り出した物質を混ぜ合わせて「MOX燃料」と呼ばれる燃料に加工して、もう一度発電に利用する取組。
- エネルギー基本計画（2021年10月閣議決定）
「我が国は、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の方針としている。」とされている。
- 高速炉は、核燃料サイクルの効果を高めるものとして、その研究開発を進められているところ。



日本における高速炉開発の経緯

概要 ○ 技術開発は、「実験炉」→「原型炉」→「実証炉」→「商用炉」の順で段階的に推進



2023年2月 **GX実現に向けた基本方針**（安全性の確保を大前提として次世代革新炉の開発・建設に取り組む）

2021年10月 **第6次エネ基**（国際連携を活用した高速炉開発の着実な推進）

2021年6月 **グリーン成長戦略**（「戦略ロードマップ」に基づき高速炉開発を着実に推進）

2018年7月 **第5次エネ基**（核燃料サイクル開発維持）

2016年12月 **もんじゅ廃止措置決定**

2011年3月 **東日本大震災**

2005年10月 **原子力政策大綱**（2050年頃からの商用化）



高速炉開発の経緯－「もんじゅ」の取扱いと位置付け

「もんじゅ」の取扱いに関する政府方針／高速炉開発の方針（平成28年12月 原子力関係閣僚会議）

「もんじゅ」の評価

- 「もんじゅ」では、これまでに、実証炉以降の高速炉開発に資する様々な技術的成果が獲得されるとともに、その過程で涵養された研究人材の厚みも相まって、我が国は、世界でも高速炉開発の先進国としての地位を築いてきた。
 - ・ 我が国の高速炉発電システムに係る設計手法、製作技術の基盤を確立
 - ・ 高速増殖原型炉の発電プラントシステムを成立させるための基盤技術を獲得
 - ・ 新たな保守・修繕技術、安全技術等の獲得と知見の蓄積
 - ・ 「もんじゅ」を活用した研究開発を通じた高速炉関連技術、人材育成基盤の構築 等
- こうした技術や人材を今後とも最大限に有効活用し、**我が国の高速炉研究開発を進めることが必要。**
- 「もんじゅ」は、プロジェクトの「技術的な内容」に問題があったというよりむしろ、保全実施体制や人材育成、関係者の責任関係など「マネジメント」に様々な問題。

情勢の変化

- 新規制基準対応に伴う「もんじゅ」再開に要する時間的・経済的コストの増大、新たな運営主体を含む再開に向けた今後の不確実性が大きいことが判明。

「もんじゅ」の取扱いに関する結論

- 「もんじゅ」については様々な不確実性の伴う原子炉としての運転再開はせず、**今後、廃止措置に移行する。**
- 「もんじゅ」の持つ機能を出来る限り活用し、今後の高速炉研究開発における新たな役割を担うよう位置付ける。
- 高速炉特有の技術開発に対応した要素技術の開発は、「常陽」の運転を通じ、「もんじゅ」を再開した場合と同様の知見の獲得を図る。

高速炉開発の経緯－「もんじゅ」廃止措置移行後の開発方針

高速炉開発の方針（2016年12月 原子力関係閣僚会議）

我が国の方針

我が国は、高速炉開発の推進を含めた核燃料サイクルの推進を基本の方針としている。

高速炉は、核燃料サイクルによって期待される高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減、資源の有効利用の効果をより高めるものであり、また、これまで培った技術や人材の厚みは、我が国の技術基盤の形成に大きく貢献し、最先端技術の獲得や国際貢献の源泉となるものである。こうした我が国の**高速炉開発の意義は、昨今の状況変化によっても、何ら変わるものではない。**

開発工程の具体化

今後10年程度の開発作業を特定する「**戦略ロードマップ**」を策定する。

炉心関連技術・プラントシステム技術などは「常陽」により「もんじゅ」を再開した場合と同様の知見の獲得を図る



「戦略ロードマップ」（2018年12月 原子力関係閣僚会議）

今後の開発の作業計画

- ① 競争を促し、様々なアイデアを試すステップ：当面5年間程度
- ② 絞り込み、支援を重点化するステップ：2024年以降に採用する可能性のある技術の絞り込み
- ③ 今後の開発課題及び工程について検討するステップ：高速炉の運転開始に向けた工程を検討

現在の高速炉開発における「常陽」の位置付け、意義

2050年カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略（2021年6月）

- 10の関係府省庁により策定

- 産業政策・エネルギー政策の両面から、成長が期待される14の重要分野について実行計画を策定。

4. 重要分野における「実行計画」（4）原子力産業 ①高速炉 <今後の取組>

- ・ 2018年12月に、原子力関係閣僚会議において決定した高速炉開発の「戦略ロードマップ」に基づく開発を着実に推進する。（中略）。なお、2024年度以降の技術の絞り込み・重点化には、JAEAが保有する実験炉「常陽」での照射試験による検証が不可欠であり、運転再開に向けた準備を速やかに進めていく。
- ・ 高速炉開発を進めるに当たっては、JAEA が保有する「常陽」・原型炉「もんじゅ」の運転・保守経験で培われたデータや、ナトリウム実験炉「AtheNa」等の世界的にも貴重なデータ・施設を最大限活用する。
- ・ 「常陽」においては、世界的にも希少な医療用放射性同位体を、大量製造することが可能である。「常陽」の再稼働を進めていくことで、先進的ながん治療等への貢献が期待される。

高速炉開発の「戦略ロードマップ」の改訂（2022年12月 原子力関係閣僚会議）

- 高速炉開発会議 戦略ワーキンググループ（経済産業省）

- 高速炉開発の意義・位置付けを確認
- 専門家により、ナトリウム冷却高速炉が最有望と評価
- 今後の開発計画を設定

- ◆ 2023年夏 ： 炉概念の仕様と中核企業を選定
- ◆ 2024～2028年度 ： 実証炉の概念設計、研究開発
- ◆ 2028年度頃 ： 実証炉の基本設計・許認可フェーズへの移行判断

4. 今後の開発の作業計画（2）各プレイヤーの役割・開発体制 ③日本原子力研究開発機構

- ・ 特に、燃料開発については炉の開発とともに進めていくべきであり、「常陽」を再稼働させ、照射試験能力の維持を含め原子力機構が優先して取り組むべき課題である。
- ・ 原子力機構及び民間が研究開発を実施していくためには、原子力機構が有する、「常陽」、「AtheNa」、ホット試験施設等のハード、及び、解析評価技術や規格基準類の基礎データといったソフトの開発基盤を、必要な時期に利用可能とする維持・整備を行うことも原子力機構の役割である。

高速炉実証炉開発事業

- **「GX経済移行債」による支援策**として、**高速炉の実証炉開発に関する予算**を、23年度から**3カ年で460億円措置**（23年度76億円）。加えて、24年度から3カ年で**775億円の追加**（24年度は289億円）を目指している。
- 23年3月、炉概念の仕様と将来的にはその**製造・建設を担う事業者（中核企業）の公募**を実施、7月12日の**高速炉開発会議戦略ワーキンググループ**において、炉概念として三菱FBRシステムズ株式会社が提案する『ナトリウム冷却タンク型高速炉』を、**中核企業として三菱重工業株式会社を選定**して、**9月から事業開始**したところ。

＜ナトリウム冷却タンク型高速炉（イメージ）＞

＜高速炉実証炉開発の今後の作業計画＞

- 2023 年夏：炉概念の仕様を選定 【23/7/12選定済】
- 2024 年度～2028 年度：実証炉の概念設計・研究開発
- 2026 年度頃：燃料技術の具体的な検討
- 2028 年度頃：実証炉の基本設計・許認可手続きへの移行判断

※戦略ロードマップ(令和4年12月23日 原子力関係閣僚会議)を基に作成



(出典) 三菱重工業株式会社PRESS INFORMATION (2023.07.12)
日本政府が開発を推進する高速炉実証炉の設計、開発を担う中核企業に選定
2040年代の運転開始に向け、ナトリウム冷却高速炉の概念設計などを推進

高速炉実証炉開発事業における常陽への期待

常陽の早期運転再開による高速炉燃料、炉心材料の研究開発の推進
(常陽及び隣接する照射後試験施設等の活用)

● 経済性向上を目的とした高速炉燃料及び炉心材料の研究開発

- 常陽での太径中空燃料及び長寿命炉心材料（ODS鋼）の照射試験及び照射後試験など、高速炉燃料の高度化に向けた研究開発を進める必要がある。

● マイナーアクチノイド（MA）含有燃料の特性や挙動に関する研究開発

- 使用済み燃料からのMA回収技術、MA含有燃料製造技術の確立及び常陽での照射試験など、MA含有燃料の研究開発を進める必要がある。



照射後試験施設

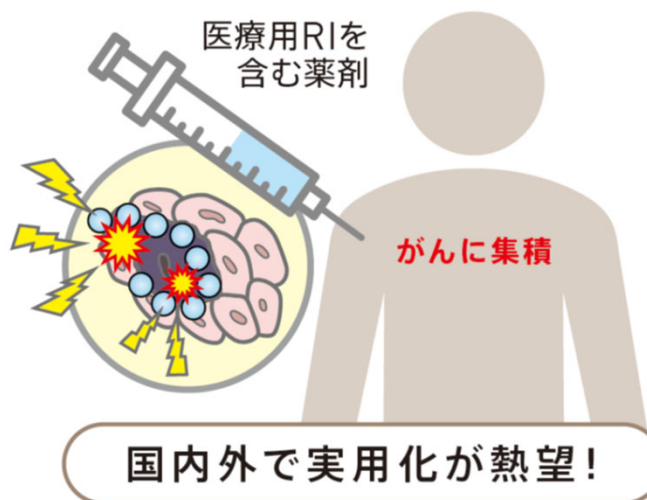
- 照射燃料集合体試験施設(FMF)
燃料集合体の非破壊試験、燃料ピンの非破壊試験及び破壊試験施設
- 照射燃料試験施設(AGF)
燃料における金相試験、融点測定、燃焼率測定、FP放出試験施設
- 照射材料試験施設(MMF)
燃料被覆管、ラッパ管、構造材料及び制御材料等の照射後試験施設

高速実験炉「常陽」－医療用ラジオアイソトープ(RI)製造への活用の期待

概要

- 世界的にも希少な医療用ラジオアイソトープ(RI)であるアクチニウム-225 (^{225}Ac) ※を高エネルギー中性子の照射により大量製造可能。
※短半減期アルファ線放出核種による治療効果が確認されたアクチニウム-225は、全世界的に供給不足。米、欧、カナダ等が相次いで加速器を用いた製造計画を発表。
- 短半減期アルファ線放出核種による治療効果が確認されているアクチニウム-225は、全世界的に供給不足 [現在、米、独、露のみがジェネレータ法により供給。総供給量は約2Ci/年(前立腺癌で約3,000人分)]
- アクチニウム-225の製造実証をはじめ、早期の国産製造及び安定供給体制の確立に向けた取組みを進める。

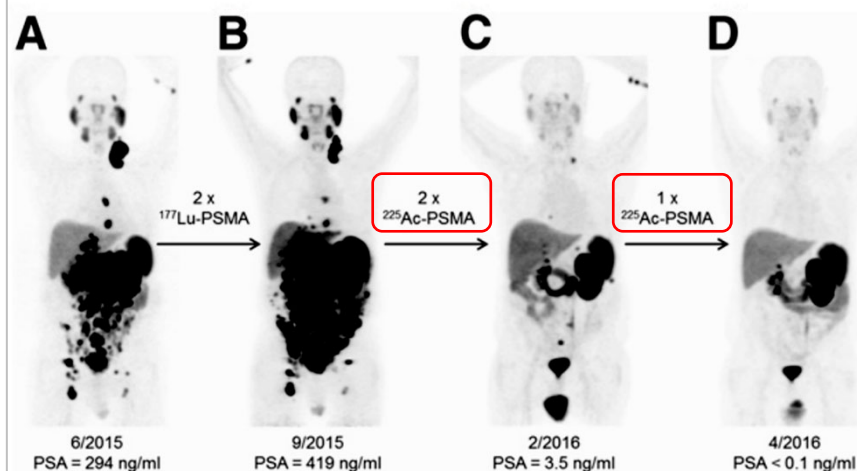
医療用RIから発生する α 線で、がん細胞のみピンポイントで叩く！



- 治療法が確立していない全身がんなどに有効
- 放射線の飛程が短いため、周囲の正常な組織の損傷が低い
- 治療期間が短く入院不要

末期の転移性前立腺がんに対し、完全奏効

(がんの兆候がすべて消失)



アクチニウム225の放射線で
がん細胞を死滅

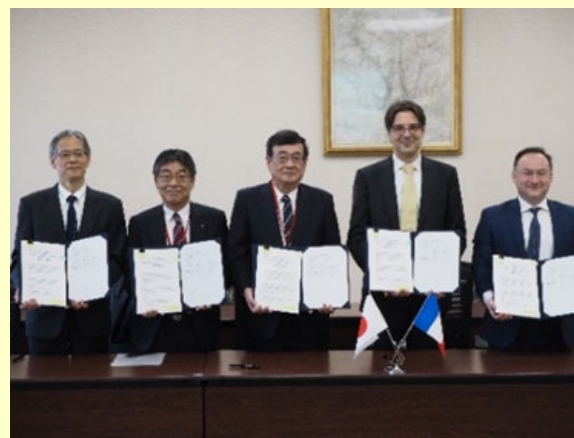
Kratochwil, Giese, JNM, July 7, 2016

高速実験炉「常陽」－国際協力及び人材育成への貢献－

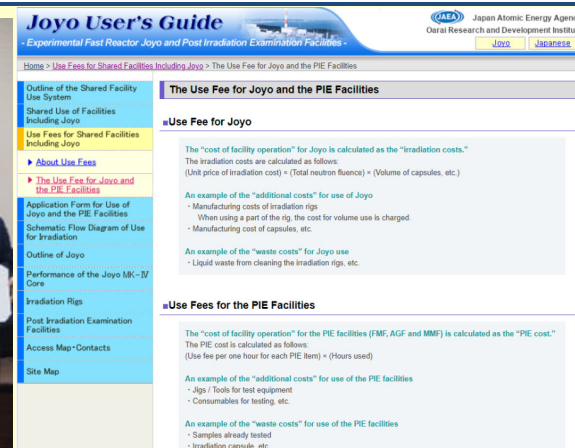
国際協力

○西側諸国(OECD)で唯一の高速中性子照射炉として、米国、ヨーロッパ諸国から期待されている

- フランスとの燃料・材料照射試験協力
- 海外のベンチャー企業からの材料照射
- その他



日仏高速炉協力



HPでの利用募集(有料)

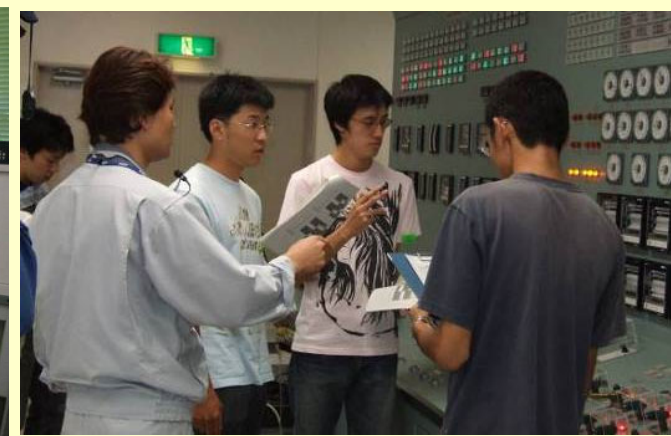
大学等からの受託照射（若手研究者・技術者の育成）

○将来の我が国のエネルギーセキュリティ、原子炉の安全性向上を担う人材の育成

- 人材育成のための学生実習の受入れ(炉物理解析、シミュレータ実習、化学分析等)
- 大学からの照射試験依頼への対応



核融合炉材料照射試料



学生実習

高速実験炉「常陽」－使用済燃料等の取扱いに係る計画（1/2）

概要

- 「常陽」の原子炉設置許可では、使用済み燃料を国内又は国外での再処理を行うこと、ならびに再処理のために引き渡すまでは「常陽」にて適切に貯蔵・管理を行うこととしている。

8. 使用済燃料の処分方法

使用済燃料については、国内又は我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国において再処理を行うこととし、再処理のために引き渡すまでの間、高速実験炉原子炉施設の使用済燃料貯蔵設備にて使用済燃料を適切に貯蔵・管理する。(後略)

検討状況及び今後の取組

1. 方針

「常陽」の使用済燃料については、基本的に技術的成立性が確認されている仏国での再処理を基本としつつ、仏国事業者と必要な検討を進めるとともに、その他の選択肢についても排除せずに検討を進める。

2. 検討状況

令和2年秋の年次公開検証等の指摘を踏まえ、令和3年度より仏国事業者と搬出計画の策定に向けた協議を実施中。今後、必要となる検討・対応等を考慮し、**搬出開始見込時期を2038年度**とした。引き続き、国内外の原子力政策の状況等を確認しつつ、2038年度を搬出開始見込時期とした具体的な搬出計画(規制も含め、輸送容器の製造、輸送経路の設定等の課題)を2028年頃までに取りまとめる方向で検討中。

3. 目標

実証炉開発のための「常陽」の運転・試験計画等を踏まえ、「常陽」の運転を2050年頃までと想定、使用済燃料の冷却期間も考慮し、**搬出完了見込時期の目標を2060年頃**とする。

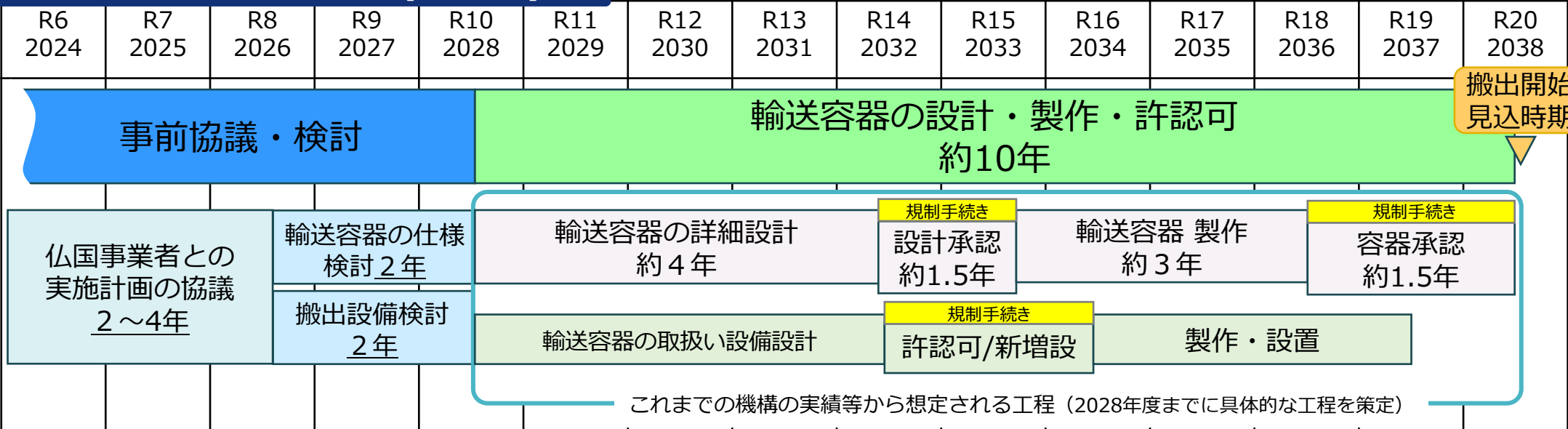
【参考】ナトリウムについては「常陽」が廃止措置に移行した場合、もんじゅを参考に廃止措置段階で最も適切な方法をコストも含めて検討する。

⇒ **引き続き、早期の搬出に向けた対応を着実に進めるとともに、今後の進捗状況を定期的に御報告させていただく。**

高速実験炉「常陽」－使用済燃料等の取扱いに係る計画（2/2）



今後の対応スケジュール(見込み)



仏国事業者との協議

- ・「常陽」の燃料仕様（プルトニウム、ウラン235の割合が高い）を考慮した処理方法の確認
- ・軽水炉と異なる燃料集合体の形状への対応検討
- ・仏国の高速炉の使用済燃料の再処理実績の確認



輸送容器の設計のポイント

- ・港湾施設まで公道輸送 → 小型化・軽量化(<約50t)
- ・使用済燃料の放射線量が高い → 遮へい厚さの確保
- ・輸送効率の向上 → 装荷する集合体数の最大化
- ・「常陽」燃料に特化した輸送容器を新規に設計・製作
→設計承認のためには落下試験等が必要な見込み

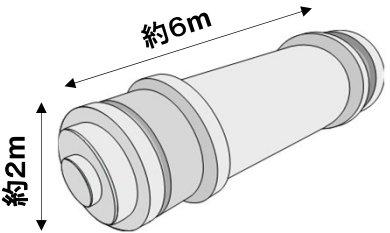
輸送容器取扱い設備の設計のポイント

- ・既存の施設(使用済燃料貯蔵プール内等)で輸送容器、使用済燃料を取扱いを可能とする設備の設計

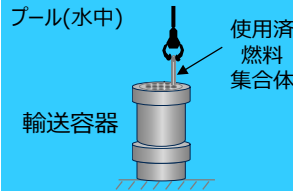
その他

- ・国内／国外輸送に関する許認可、交渉、調整

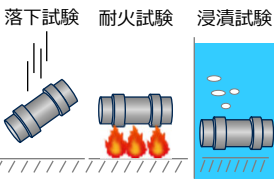
「常陽」用の輸送容器（イメージ）



「常陽」施設内 取扱い設備



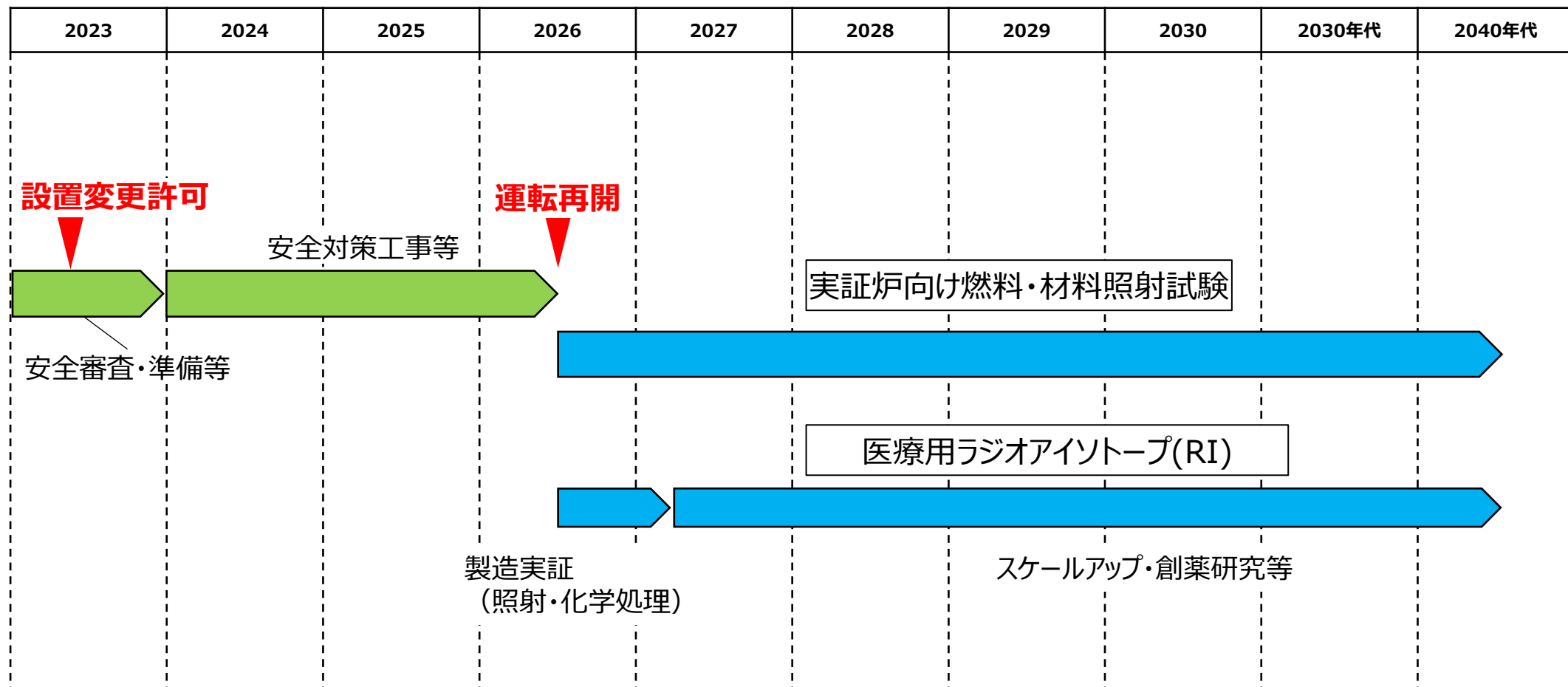
規制手続き



⇒ 「常陽」使用済燃料等の取扱いについては、適切な貯蔵・管理はもとより、具体の搬出に向けた対応が着実に実施できるよう、引き続き、原子力機構と共に対応していく。

高速実験炉「常陽」－今後の照射利用とその貢献

運転再開工程と試験計画



※ 運転再開後のスケジュールについては、RI製造実証の進捗や実証炉の開発工程により変更があり得る。また、これ以外にも大学等の受託照射なども実施予定

- 西側諸国(OECD) で唯一の高速炉となる「常陽」は、高速中性子を利用する研究施設として、高速炉開発のみならず、医療用ラジオアイソトープ製造の観点からも、強い期待が寄せられており、速やかな運転再開が望まれている。
- 今後、地元自治体との「原子力施設周辺の安全確保及び環境保全に関する協定書」に基づく新增設等に対する事前了解を得た上で、安全確保を最優先として新規制基準に応じた安全対策工事を実施するなど、早期の運転再開を目指して、原子力機構とともに必要な対応を行う。
- 文部科学省としては、安心・安全を前提に「常陽」をはじめとした原子力技術の基盤研究開発やインフラ整備等の必要な政策の実現により、日本のエネルギー政策等を支援するとともに、科学技術の発展に貢献していく。

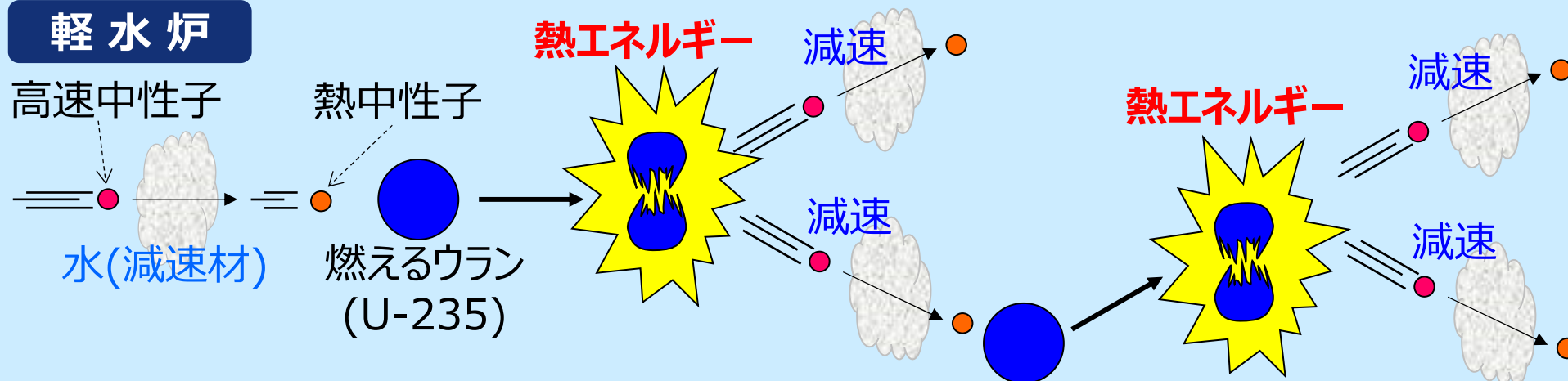
參考資料

軽水炉と高速炉の違い（1/2）－核分裂反応

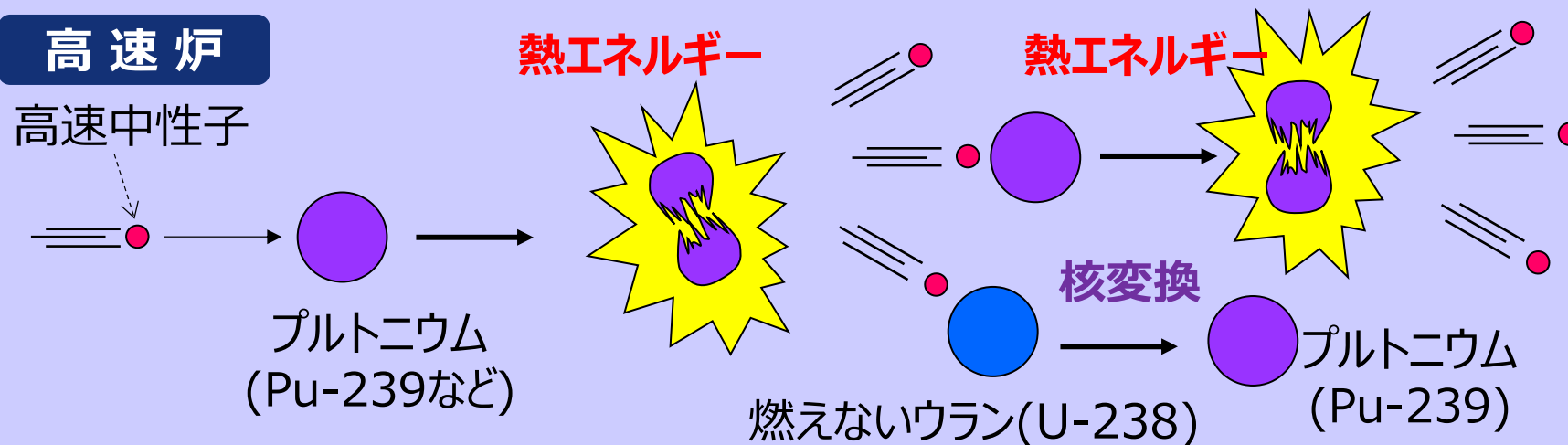
概要

- 軽水炉と高速炉ともに核分裂により発生する熱エネルギーを利用して蒸気を作り、タービンを回すことで発電
- 軽水炉は核分裂で発生する高速中性子を水で減速して、核分裂連鎖反応を維持
- 高速炉は核分裂で発生する高速中性子を減速せずそのまま使用して、核分裂連鎖反応を維持
- 高速中性子を減速しない冷却材(ナトリウムなど)を使用

軽水炉



高速炉

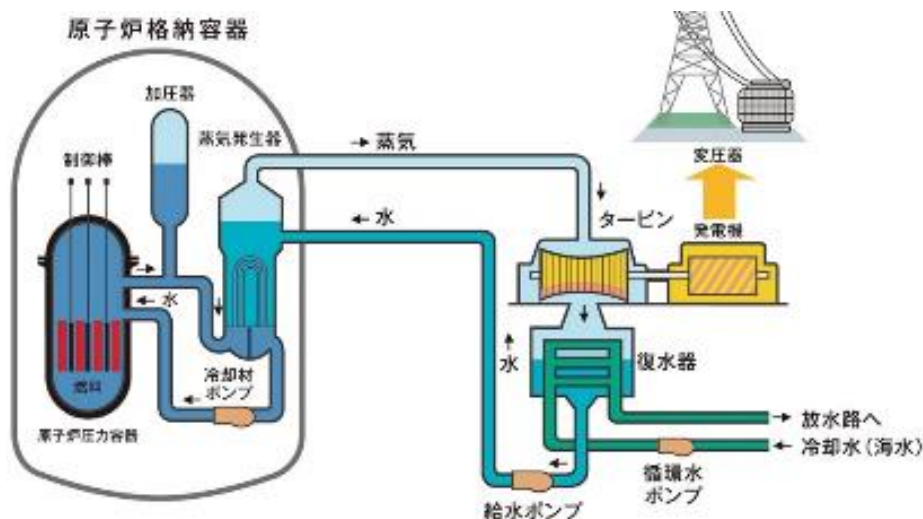


軽水炉と高速炉の違い（2/2）－ナトリウム冷却高速炉

概要

- 軽水炉と高速炉ともに核分裂により発生する熱エネルギーを利用して蒸気を作り、タービンを回すことで発電
- 軽水炉は高圧力（PWRで約15MPa）で相対的に低い温度（PWRで約325℃）の水を利用
- 高速炉はほぼ大気圧（約0.1MPa）で高い温度（約500℃～550℃）の液体金属ナトリウムを使用

既存の軽水炉（PWR）

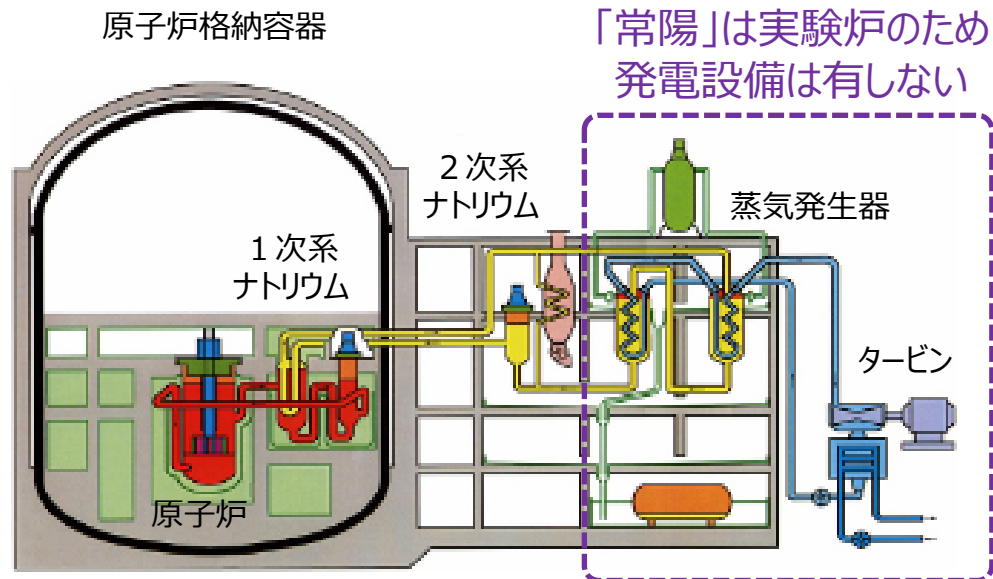


図面引用元：日本原子力文化財団「原子力・エネルギー図面集」

加圧水型軽水炉(PWR)の例

原子炉燃料を水で冷却

ナトリウム冷却高速炉（FR）



「常陽」は実験炉のため
発電設備は有しない

高速増殖原型炉「もんじゅ」の例

原子炉燃料を液体金属ナトリウムで冷却

ナトリウム冷却高速炉の特徴

定義 ○ 高速中性子により核分裂連鎖反応が維持される原子炉

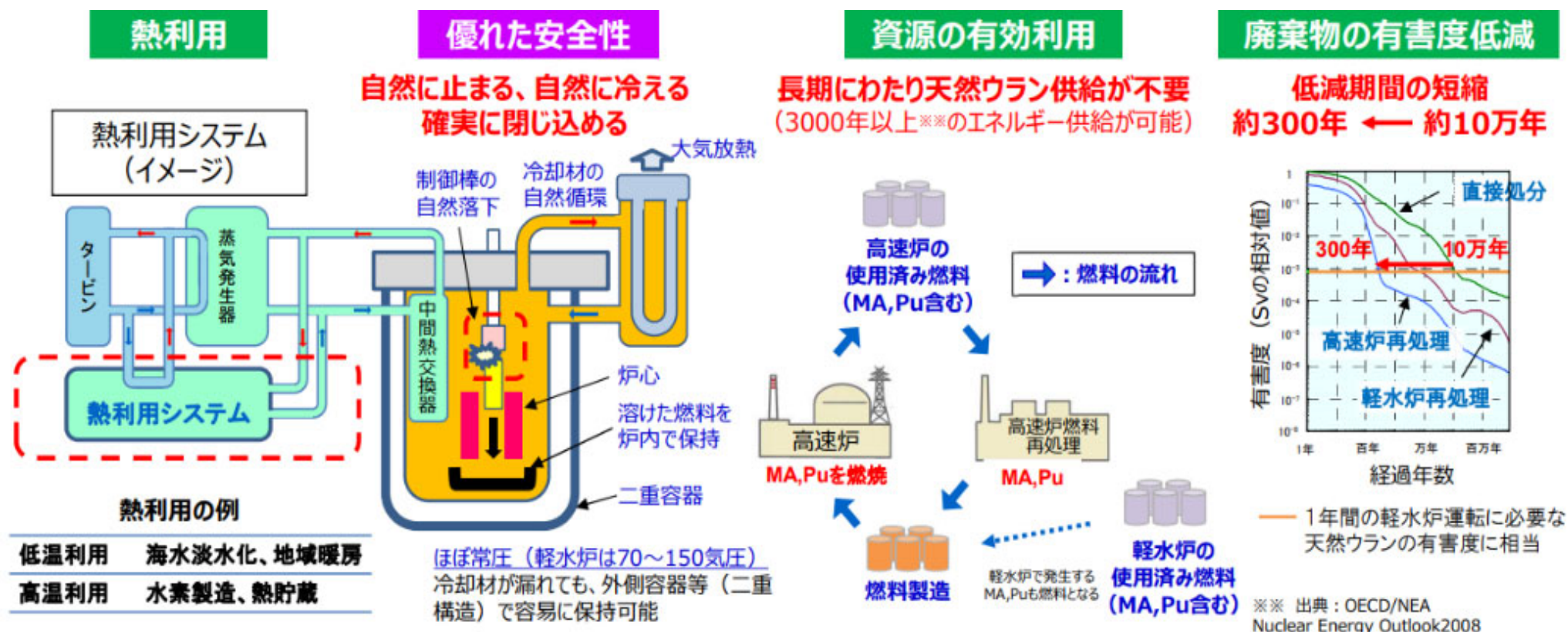
利点

- 高温(約500～550℃)を活用した熱利用
- 優れた安全性(自然に止まる・冷える・確実に閉じ込める)
- 加圧せずほぼ大気圧であるため、薄肉構造が可能かつ冷却材液位確保が容易
- 資源の有効活用、プルトニウム・MA*燃焼による高レベル放射性廃棄物の減容化、有害度低減

*MA:マイナーアクチノイド
半減期が長く、強い放射線を発する

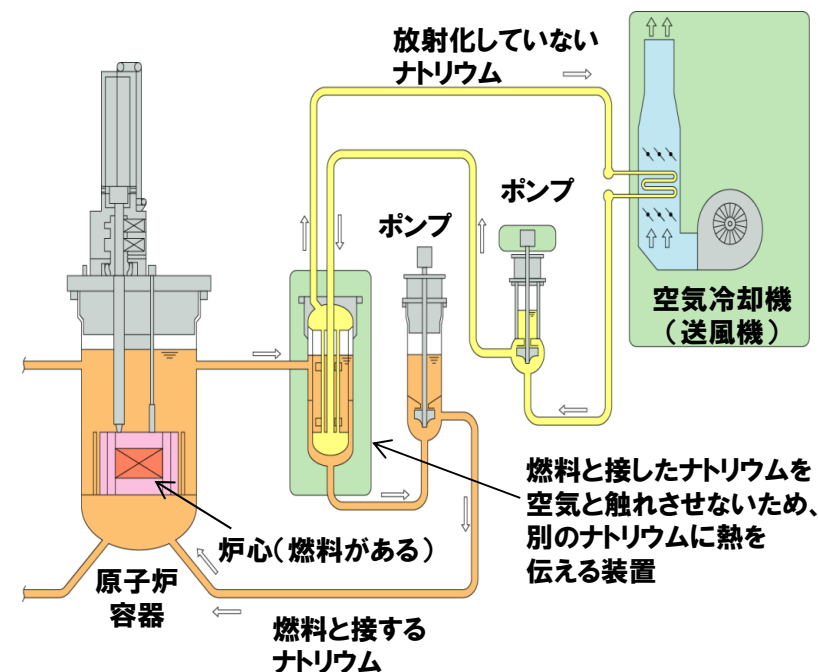
課題

- 化学的に活性なナトリウムの取り扱い
- 日本が国際安全基準の議論をリードするも、安全規制等の整備に時間を要する
- 3次元免震装置、MAを含有したウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料の製造技術等の開発



高速実験炉「常陽」の安全のポイント

- 原子炉の熱出力は軽水炉[商業炉]の約1/30と小さい。
- 使用する核燃料の量も軽水炉[商業炉]の約1/100と少ない。
(炉心の大きさは、直径80cm、高さ50cm。
ドラム缶の半分くらいの大きさ。)
- 水に比べて熱を伝えやすい液体金属ナトリウムで冷却。
 - ✓ 空気冷却機（送風機）で原子炉を冷やせる。
 - ✓ 福島事故のように、全ての電源を失ってもナトリウムの自然対流により原子炉を冷やせることを、実際に試験を行い実証済。
(何もしなくても自然に冷える。)
- 燃料と接するナトリウムが流れる配管は2重構造。
ナトリウムが漏れた時の火災防止のため、
配管周囲には窒素を充填（酸素が無い）。
- 原理的に出力が異常に上昇して制御できないような事象は起こらない。万一、異常な出力上昇が発生し
そうになっても自然に出力を下げる特性を有している。
(車で例えると、スピードが上がると、
空気抵抗でスピードが自然に下がるような特性)



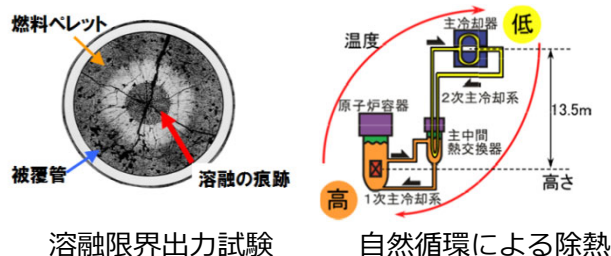
高速実験炉「常陽」のこれまでの成果

高速炉技術の確立

- 増殖性能の確認
- 炉心・プラント特性データの取得
(MK-I、MK-II、MK-III炉心)
- 核燃料サイクルの輪の実証

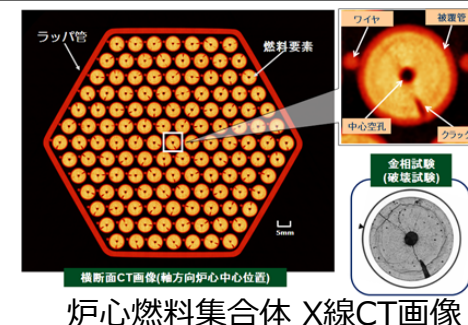
高速炉の安全性の実証

- 自然循環による崩壊熱除去の実証
- MOX燃料の性能確認
(燃料溶融試験、高燃焼度試験の実施)



照射試験・照射後試験

- 世界最高レベルの高速中性子束
- 多様なニーズに対応可能な照射試験用集合体の開発(キャプセル型)
- 最先端の照射後試験技術(X線CT)
- 約100体の照射試験用集合体を装荷



「もんじゅ」、実証炉への貢献

- もんじゅ・実証炉開発のための照射試験
- 高燃焼度を目指した被覆管材料(ODS鋼)等の照射試験
- 自己作動型炉停止機構の照射試験

運転保守経験の蓄積、データベース化

- プラントの運転・保守、定検、改造工事等を通じた高速炉プラントの運転保守技術の蓄積
- 高速炉用機器信頼性データベースへの反映
- 保守体系データベース、マニュアルの作成、技術者教育への反映



国際協力

- 米国・仏国との連携・協力
(交換照射の実施、プラント運転・保守経験等の情報交換、駐在員の相互派遣)
- WANO (世界原子力発電事業者協会)、IAEA等を通じた世界各国との情報共有
- OECD/NEAコードベンチマークへの貢献

基礎・基盤研究、外部利用

- 核融合炉材料開発
- 照射損傷研究
- 基礎物理研究

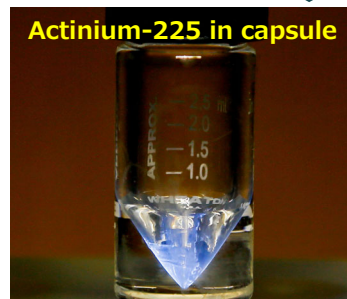


アクチニウム-225 (225Ac) の製造方法

ジェネレータ抽出法

既存製造法

ウラン-233(233U)の自然崩壊による娘核種としてトリウム-229(229Th)をジェネレータとして抽出。229Thの自然崩壊で生成するアクチニウム-225(225Ac)を抽出



[https://www.isotopes.gov/node/321]より



233Uは天然には存在しない核開発の副産物
供給国と供給量が限られている

(233Uは1年間で約0.0004%が229Thに壊変
229Thは1年間で約0.01%が225Acの親核種(225Ra)に壊変
[半減期14.9日])

加速器法

代替製造法

トリウム-232(232Th)の核破砕など

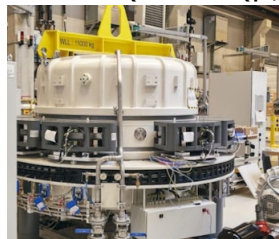
大型Cyclotron
(232Th(p,x)225Ac)



[https://cerncourier.com/a/tales-of-triumf]より



中型Cyclotron/Rhodotron
(226Ra(p,2n)225Ac)



[https://subsites.chinadaily.com.cn/cnne/2023-06/28/c_898288.htm]より



線形加速器
(226Ra(γ,n)225Ra→225Ac)



[https://discover.lanl.gov/news/0610-lansce/]より



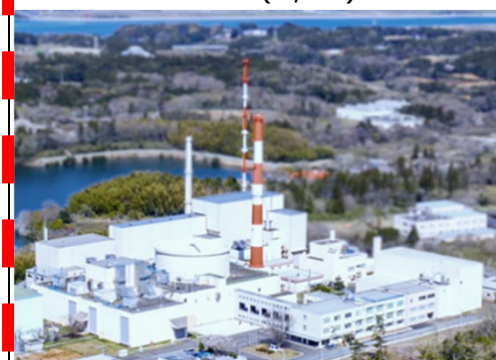
照射後の取扱いの効率(ハンドリング)が良い
比放射能の高いRIが製造可能
高稼働率が期待(炉規法の縛りがない)
施設がコンパクト

原子炉法

代替製造法

ラジウム-226(226Ra)の核変換

高速炉法
(226Ra(n,2n)225Ra→225Ac)



高速実験炉「常陽」

軽水炉法
(226Ra(3n,2β)229Th→225Ra→225Ac)



High Flux Isotope Reactor@ORNL

[https://rinconeducativo.org/en/recursos-educativos/hfir-the-high-flux-isotope-reactor-at-oak-ridge-usa/]より



単位時間当たりの生成スピードが速い
照射物の体積を大きくできるため大量製造が可能
RI製造で専有する必要がない
(並行して照射試験などが実施できる)

使用済燃料の輸送容器(キャスク)の概要 (1/2)

概要

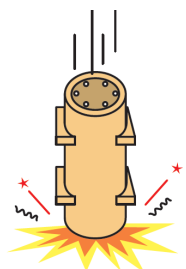
- 放射性物質を輸送する際には、国際原子力機関(IAEA)の輸送規則及び国内法規に基づき、輸送容器の技術基準が規定されている。
- 使用済燃料は、プルトニウム等を含んでいることから、強い放射能及び発熱性を有する。また、一カ所に一定量集まると臨界事故になる危険性が有る。
- 使用済燃料の輸送容器(キャスク)は、密封性を確保しつつ、放射線のしゃへい、除熱、臨界防止の機能を有するとともに、輸送時の衝撃や火災等の過酷な事故にも耐える仕様とするため、厳しい技術基準を満足するように設計・製作される。

主要な条件

使用済燃料の輸送容器(キャスク)の安全性に係る
主要な条件

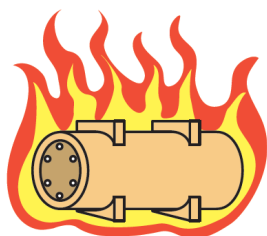
落下試験

9mの高さから落下



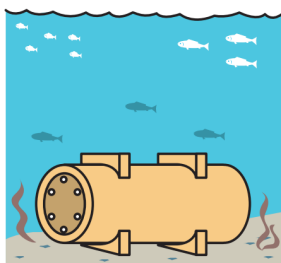
耐火試験

800℃で30分



浸漬試験

15mの水中に8時間



許認可関係

- ①設計承認
必要な技術基準を満足する設計であることを原子力規制委員会にて確認
- ②容器承認
①の設計の通り製作されていることを原子力規制委員会にて確認
- ③上記の①②以外
国土交通省の審査を受ける

出典: ATOMICA 輸送容器の安全性 他

出典: 日本原子力文化財団 原子力・エネルギー図面集

使用済燃料の輸送容器(キャスク)の概要 (2/2)

輸送容器の構造(イメージ)

閉じ込め機能:

二重のふたに金属製のパッキン(ガスケット)を挟んで、密封性を保持

遮へい機能:

キャスク胴体は、ガンマ線遮へい層と中性子遮へい層で、放射線をキャスク内の100万分の1まで減衰

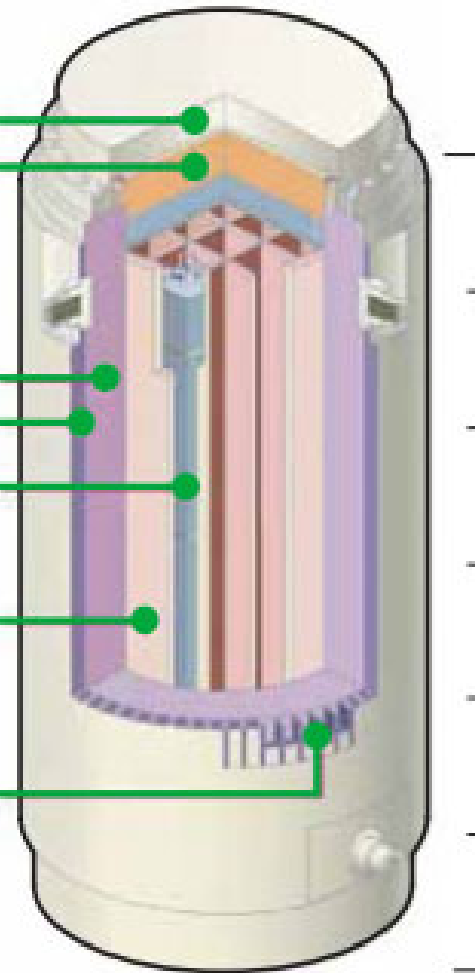
使用済燃料

臨界防止機能:

バスケットと呼ばれる仕切り板で、使用済燃料の臨界(核分裂の連鎖反応)を防止

除熱機能:

使用済燃料から発生する熱を、伝熱フィンを通じて表面に伝え、外気で冷却



「原子力・エネルギー」図面集より

Copyright© 2012 日本原子力文化財団

(本トピックス掲載日：平成25年2月14日)



文部科学省