資料No.2

福井県原子力安全専門委員会

もんじゅ、ふげんの廃止措置の実施状況について

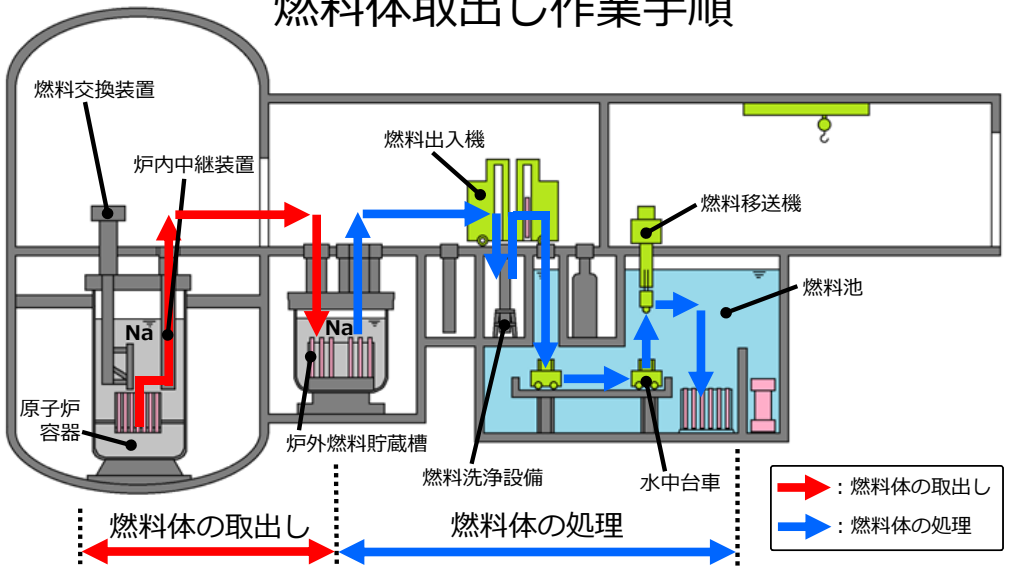
2022年10月18日

日本原子力研究開発機構（JAEA）

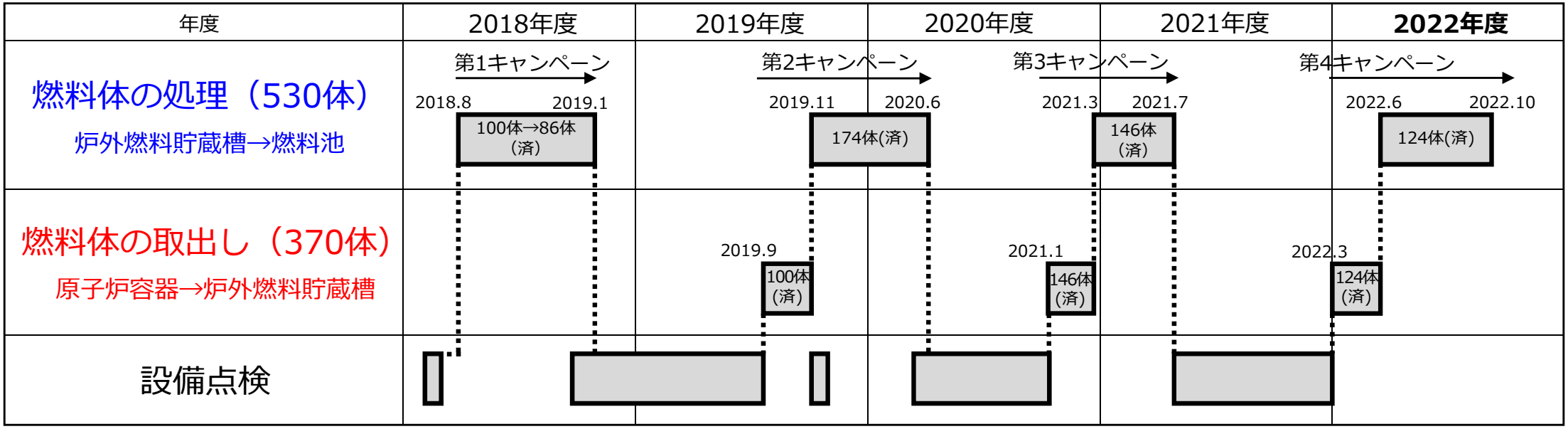
「もんじゅ」廃止措置第1段階の実施状況

- 炉外燃料貯蔵槽から燃料池へ燃料体を移送する「燃料体の処理」について、2022年8月16日から移送作業を開始、10月13日、計画していた124体の移送を完了。
- 今般の作業をもって、2018年８月より実施してきた廃止措置計画の第１段階における燃料体取出し作業は全て完了。
- 今後、燃料取扱い機器の洗浄等の後片付けを行い、第２段階でのしゃへい体取出しに向けて、機器の点検等を実施する。

燃料体取出し作業手順



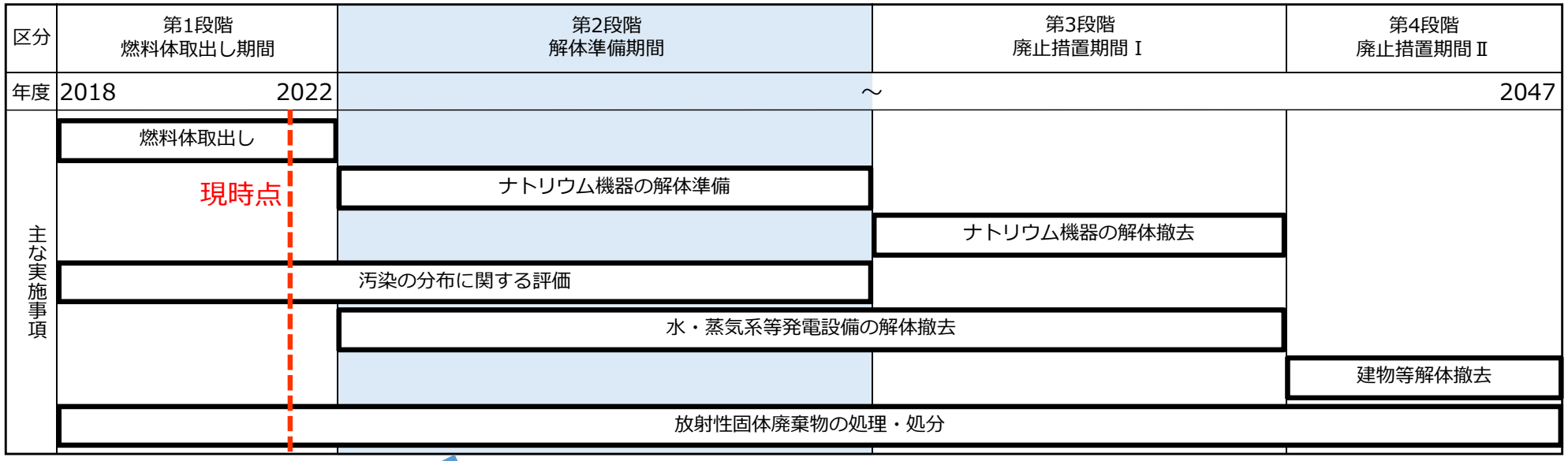
第１段階における燃料体取出し作業の工程（実績）



注記：点線は、燃料体取出し作業の流れを示す。
なお、燃料体取出し作業に影響を与えない設備の点検については並行して実施。

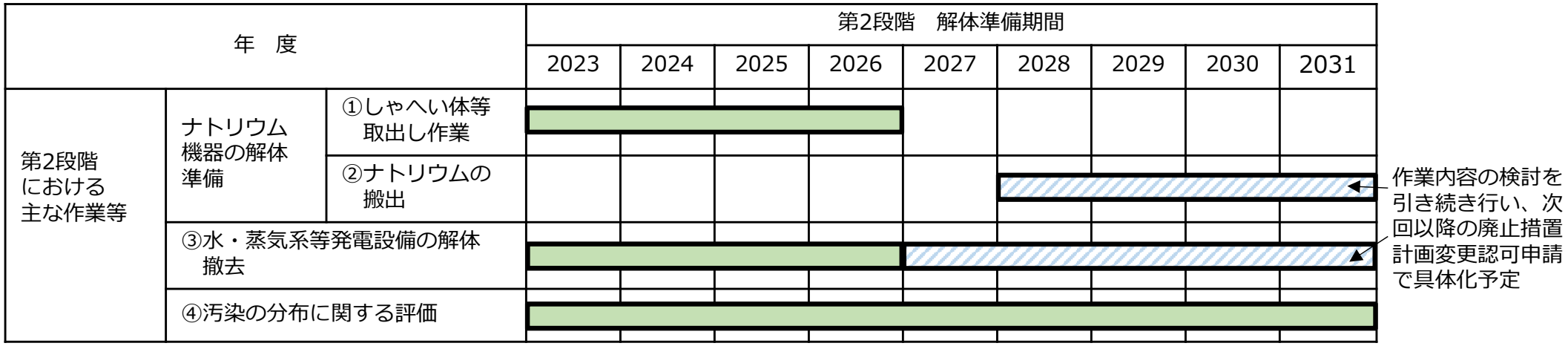
「もんじゅ」廃止措置第2段階工程

廃止措置の全体工程（現在認可を受けている廃止措置計画）



第2段階の主な内容

2031年度を第２段階（解体準備期間）の完了時期に設定し、①しゃへい体等取出し作業、②ナトリウムの搬出、③水・蒸気系等発電設備の解体撤去、 ④汚染の分布に関する評価を行う。

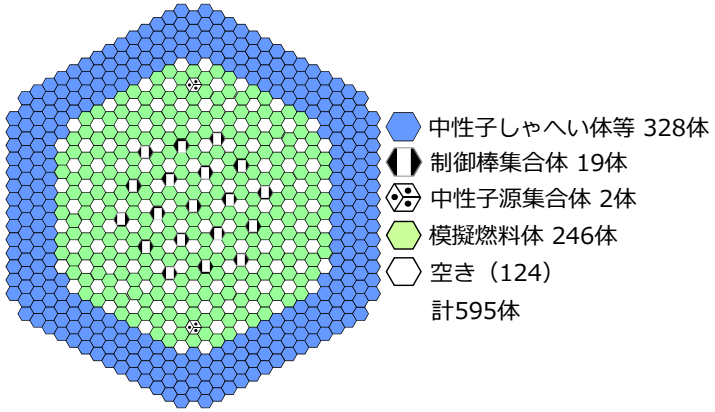


「もんじゅ」廃止措置第2段階の実施内容

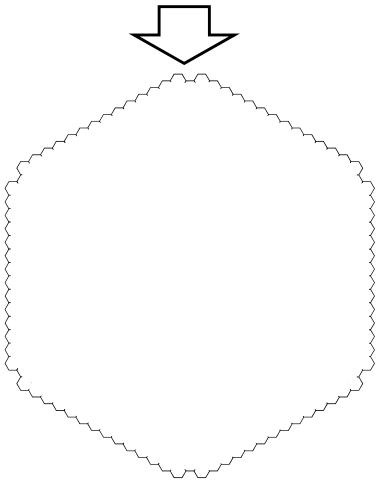
第3段階のナトリウム機器解体を安全かつ確実に実施する準備を進める

①しゃへい体等取出し作業

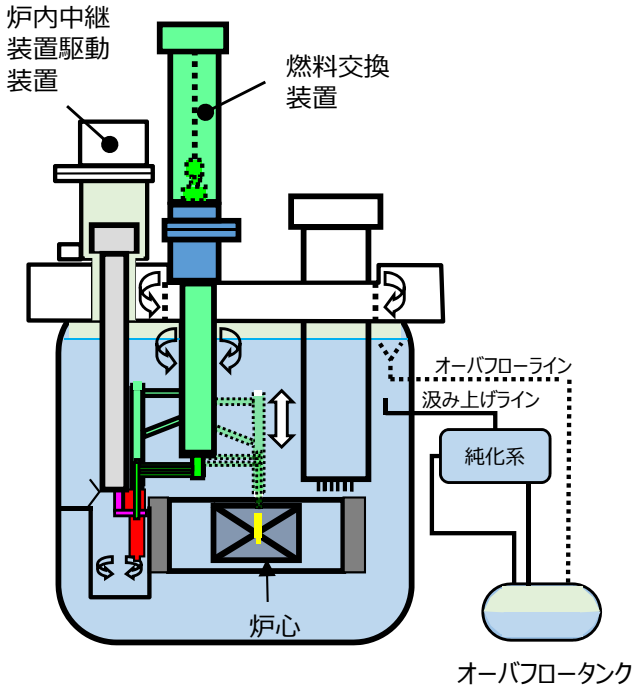
- 安全かつ確実に作業が実施できるよう、燃料体取出し作業で実績のある燃料交換設備等を使い、原子炉の中に残るしゃへい体等（計595体）を燃料池へ移送する。
- ナトリウム漏えいの発生リスク低減及び設備点検に要する期間の短縮化のため、原子炉容器液位を低液位（SsL）にてしゃへい体等の取出し作業を行う。



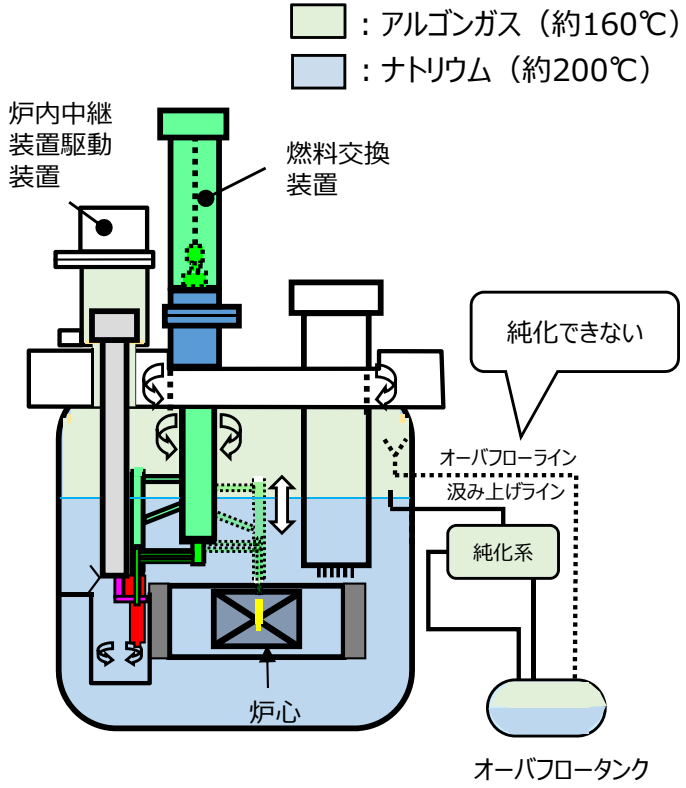
第2段階開始時炉心配置図
（現在の状態）



第2段階しゃへい体取出し完了時炉心配置図



NsL（原子炉容器通常液位、EL33.05m）

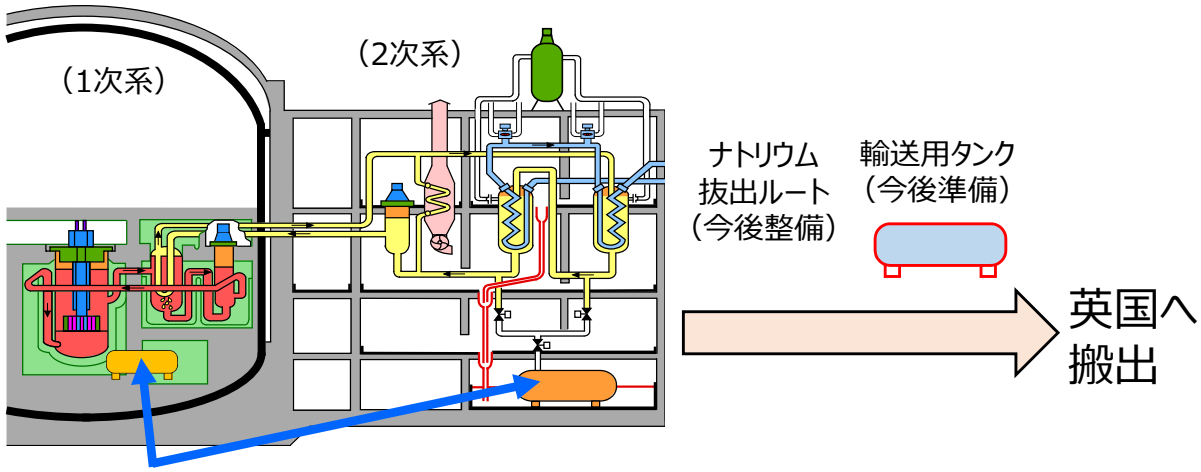


SsL（システムレベル、EL29.85m）

「もんじゅ」廃止措置第2段階の実施内容

②ナトリウムの搬出

- 2028年度から2031年度にナトリウムを英国に搬出する。
- 施設内の既設タンクから輸送用タンクにナトリウムを移し替えるルートや設備、作業手順等について引き続き検討を進め、設備整備の実作業着手までに具体的な計画とその安全性について廃止措置計画の変更認可申請を行う。



既設タンクに抜取
・１次系配管と２次系のナトリウムを抜き取り保管中

③水・蒸気系等発電設備の解体撤去

- 廃棄対象となっている水・蒸気系等発電設備の解体撤去に着手する。
- 具体的には性能維持施設との隔離を行ったうえで、タービン発電機、復水器、給水加熱器等を解体撤去する。
- 解体撤去に当たっては、労働災害防止対策を講じる。また、難燃性の資機材の使用、可燃性ガスを使用する場合の管理の徹底、重量物に適合した揚重設備の使用等の措置を講じる。

タービン発電機（タービン建物３階）

④汚染の分布に関する評価

- 第２段階は、主に炉内構造物を含む原子炉周辺の汚染の分布評価を継続する。
- 汚染分布の評価結果を反映し、解体工具・方法の選択、現場作業時の防保護具の着用等、被ばく低減対策を講じる。

ふげんの主な状況

「ふげん」は、2003年3月に約25年間の運転を終了。2008年2月に廃止措置計画の認可を受け、廃止措置を進めている。

・現在は、原子炉周辺設備の解体撤去として、原子炉建屋内の機器等の解体撤去作業を実施中

Aループ側の一次冷却設備等の解体撤去：済
（2019年7月1日～2021年３月31日完了）

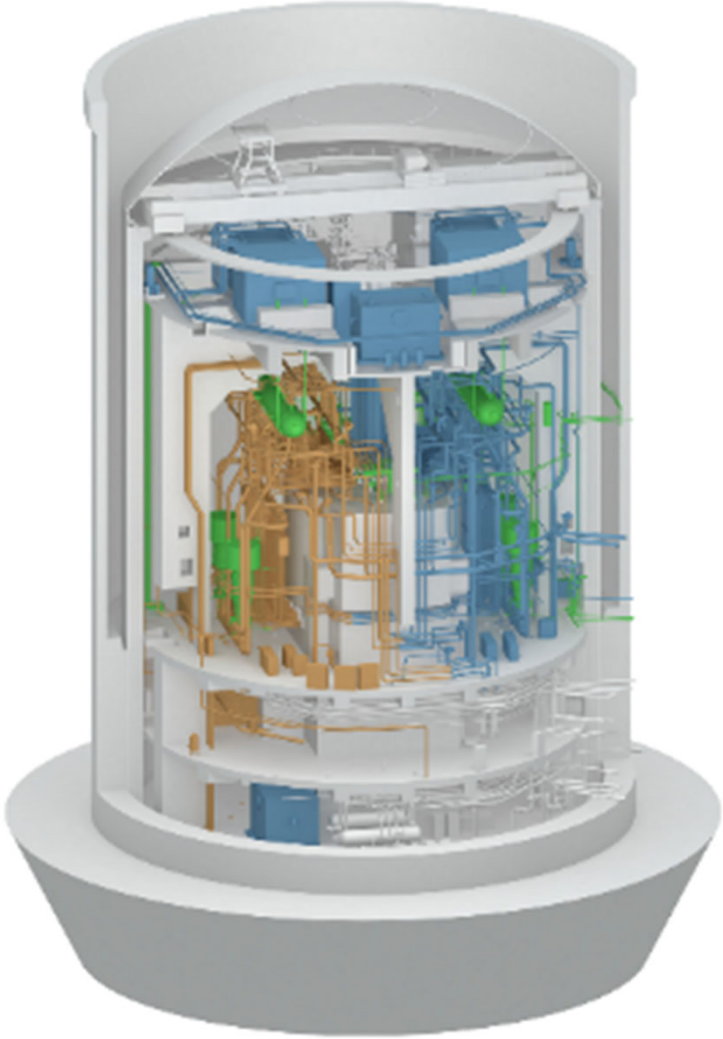
Bループ側の一次冷却設備等の解体撤去：済
（2021年3月24日～2022年9月22日完了）

原子炉建屋内大型機器等の解体撤去：準備中
（2022年12月～2025年3月予定）

・使用済燃料は、2023年度から2026年度夏頃までにフランスに搬出し再処理を予定

・2023年度から原子炉本体の解体撤去に着手する計画であったが、解体用に炉上部に設置するプールを含む遠隔解体装置の詳細検討等を行った結果、更なる安全性の向上を図るため、解体時にプール水が漏えいするリスクを大幅に低減させた工法に変更することとした。

「ふげん」原子炉周辺設備解体撤去範囲図



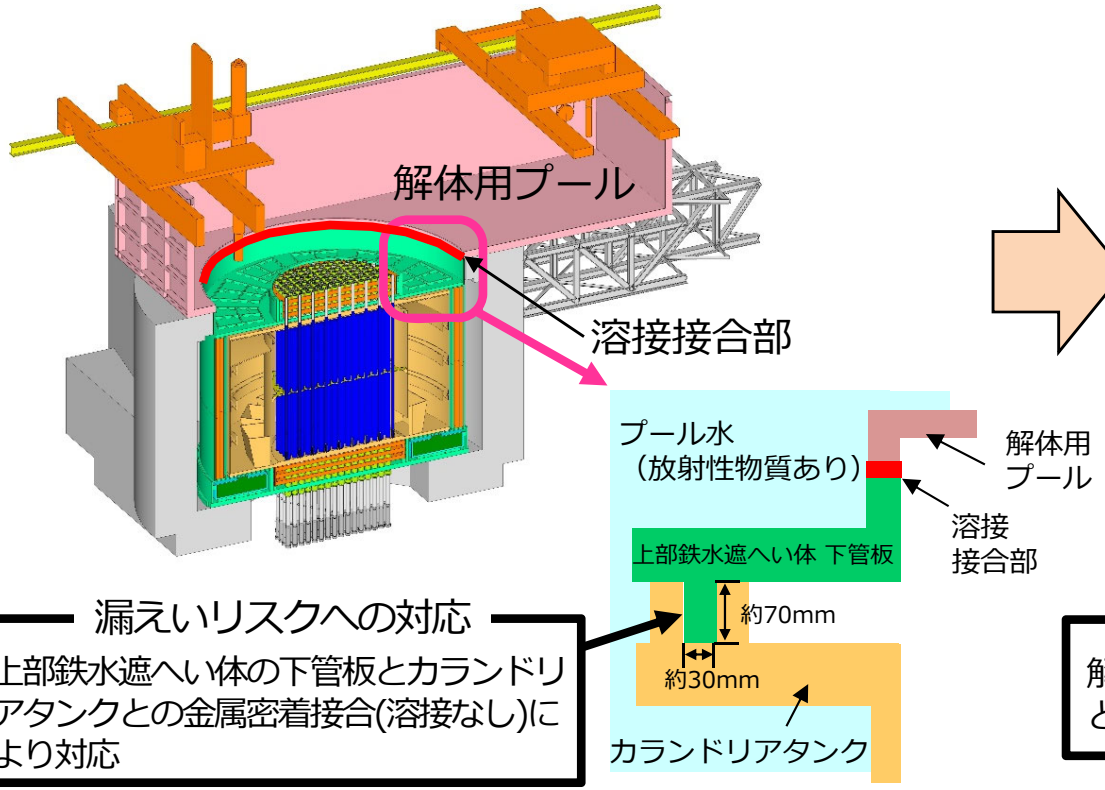
Aループ側解体撤去範囲
Bループ側解体撤去範囲
大型機器等解体撤去範囲

原子炉本体解体撤去に係る工法の変更（1/2）

工法の変更内容

［現行計画］

解体用プールの底板を原子炉上部にある上部鉄水遮へい体に溶接する工法

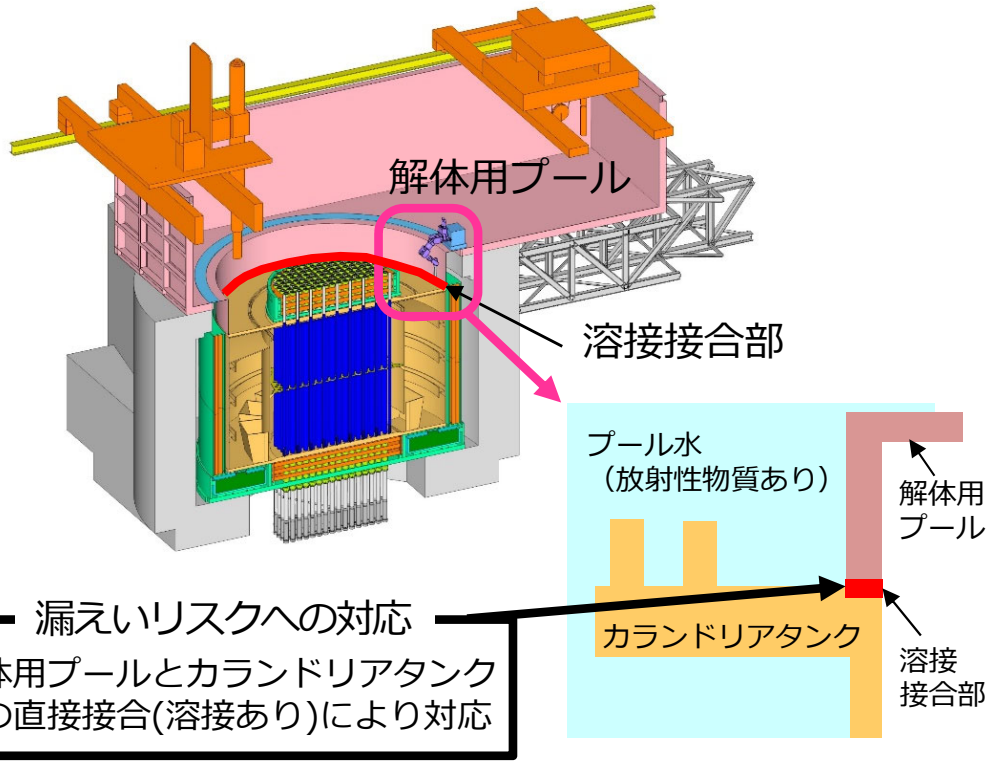


漏えいリスクへの対応

上部鉄水遮へい体の下管板とカランドリアタンクとの金属密着接合(溶接なし)により対応

［見直した計画］

上部鉄水遮へい体の下管板の一部を撤去し、解体用プールの底板をカランドリアタンクに直接溶接する工法



漏えいリスクへの対応

解体用プールとカランドリアタンクとの直接接合(溶接あり)により対応

- 上部鉄水遮へい体の下管板は、原子炉本体の上にある溝にはめ込まれている構造。なお、上部鉄水遮へい体の重量は約220ton。
- 解体用プールや水の重さで接合部が固定されており、簡単に水が漏れる構造ではないが、解体工法の詳細検討の結果、プール水が漏えいするリスクをさらに低減させた工法とすることが必要と判断。

- 直接接合により、漏えいするリスクが大幅に低減。
- 上部鉄水遮へい体の下管板の一部がなくなり放射線量が高くなるため、遠隔で溶接・検査を行う装置が必要。

原子炉本体解体撤去に係る工法の変更（2/2）

新たに必要となる技術開発の課題と対応

- 工法の変更に伴い、溶接及び検査を遠隔かつ自動で行うための技術開発として約５年間、その検証・評価として約２年間、計７年間を予定。

【技術開発の課題】

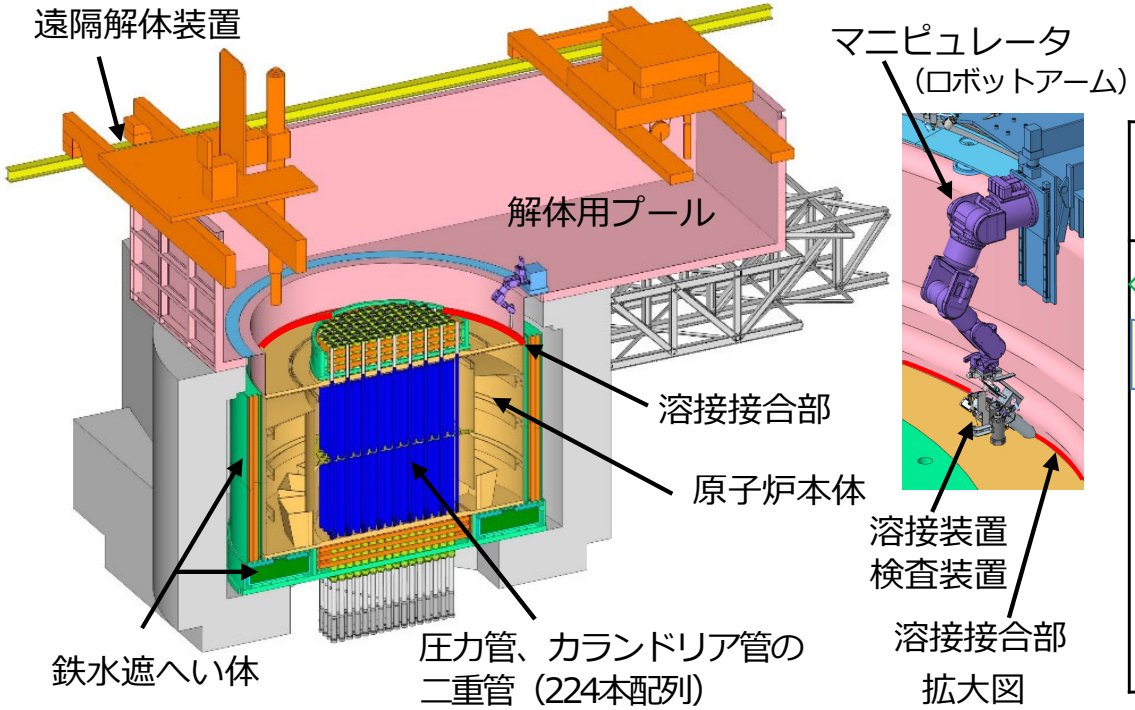
① 熟練工と同等レベルとなる溶接(溶接長約25m、溶接板厚12mmを溶接歪等を考慮して約32パスで施工)及び検査の遠隔・自動化の実現

② 溶接欠陥や故障時の遠隔トラブルシューティングを考慮した遠隔・自動化技術の確立

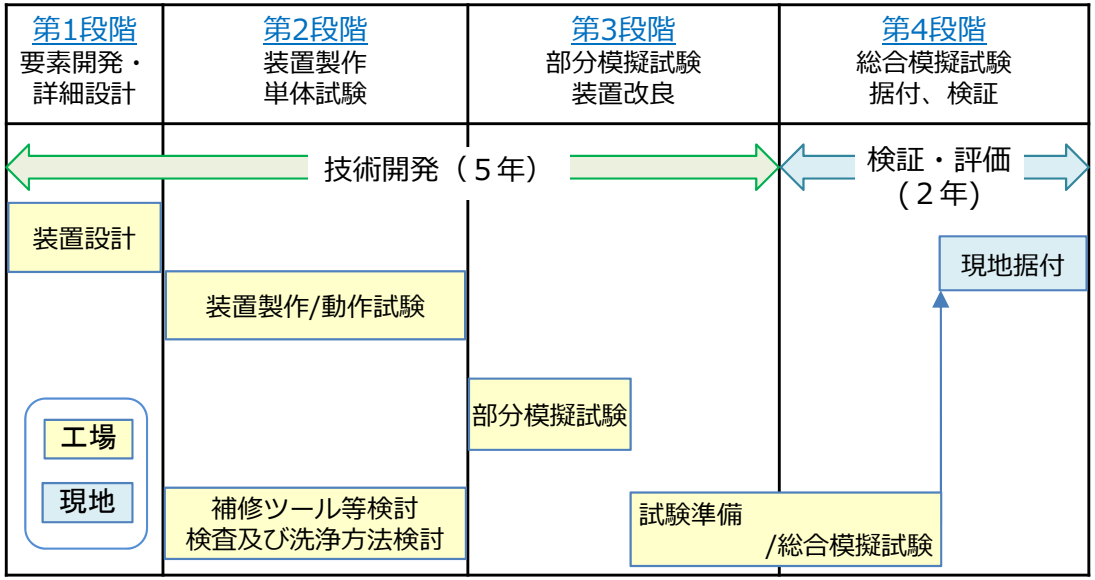
【課題への対応】

① 溶接手法及び検査方法の最適条件の抽出及び設計への反映

② 解体用プール等の模擬設備を用いて装置の制御性及び溶接・検査の性能等を検証



解体用プール設置に係る課題解決に必要な開発手順

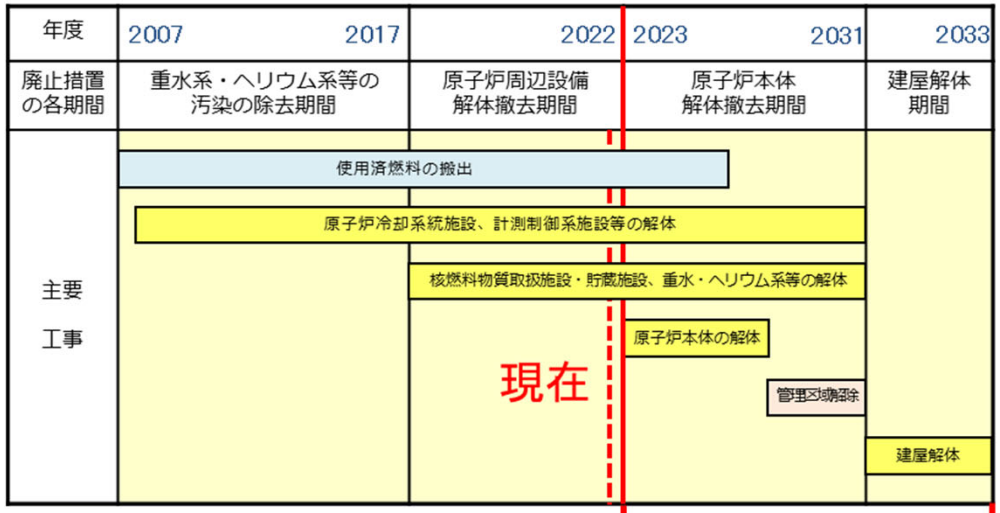


「ふげん」廃止措置計画の変更

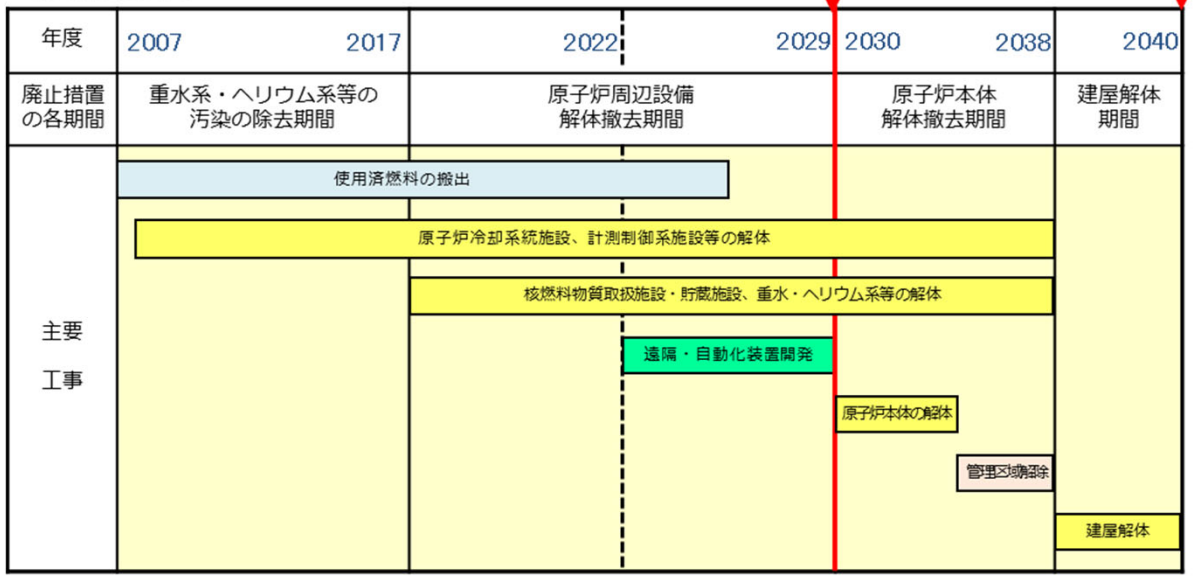
工程の変更

- 工法の変更に伴い新たな技術開発が必要となるため、原子炉本体の解体着手の時期を令和５年度（2023年度）から７年間延伸し、令和12年度（2030年度）に変更。
- これに伴い、廃止措置の完了時期を令和15年度（2033年度）から令和22年度（2040年度）に変更。
- 工程変更後も、使用済燃料の搬出等、原子炉本体解体以外の工程は現行計画通り実施

現行工程＊



変更案

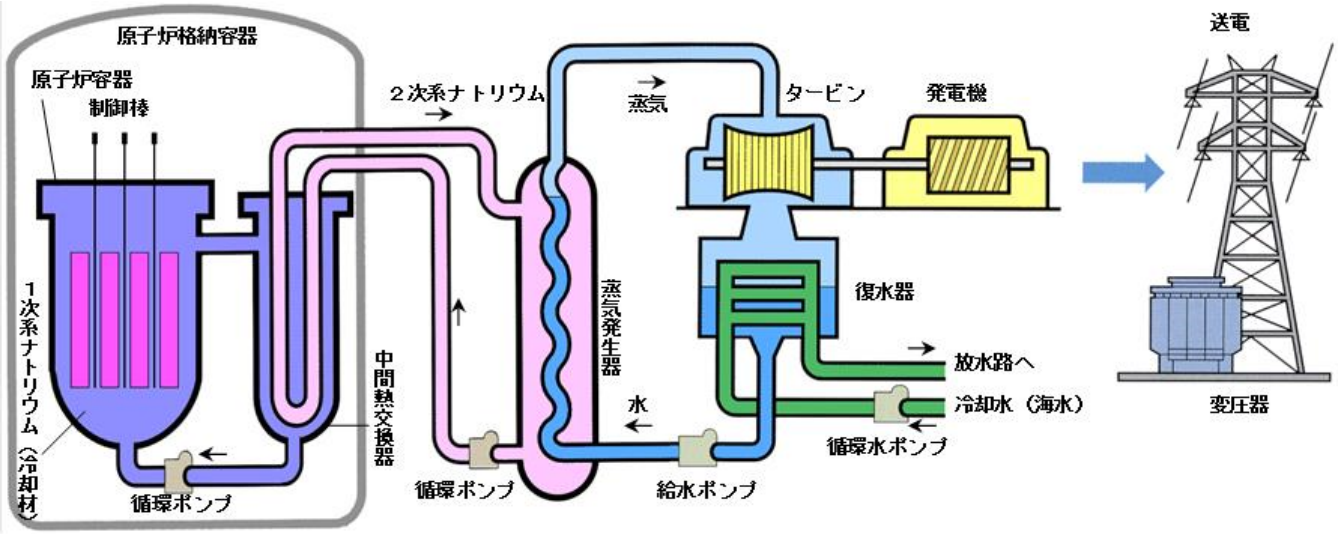


【参考資料】

「もんじゅ」の概要

- ウラン資源の有効利用の観点から国産技術による高速増殖炉開発の一環として建設
- 1995年に40%出力運転中に２次系ナトリウムの漏えい事故が発生。
- 2010年にゼロ出力での性能試験を再開。
- 2016年12月に「もんじゅ」の取扱いに関する政府方針が決定され、2018年より廃止措置に係る作業に着手。

【原子炉の形式】
ナトリウム冷却高速中性子型増殖炉
【熱出力】
71万4千ｋW
【電気出力】
28万ｋW
【燃料の種類】
プルトニウム・ウラン混合酸化物



「もんじゅ」の経緯

1983年2月

1985年10月

1986年10月

1991年４月

1994年4月初臨界

2010年5月
性能試験を再開

1983年5月27日	原子炉設置許可
1994年4月5日	初臨界達成
1995年8月29日	初併入（初送電）
1995年10月13日	電気出力４０％到達
1995年12月8日	ナトリウム漏えい事故発生
2005年3月3日	改造工事の準備工事を開始
2007年8月30日	改造工事の工事確認試験を完了
2010年5月6日	性能試験を再開
2010年8月26日	燃料交換片付け作業中に炉内中継装置落下
2011年 3月11日	（東日本大震災）
2012年11月27日	保守管理不備を公表
2013年5月29日	原子力規制委員会による保安措置命令*1

2015年 11月13日	原子力規制委員会から文部科学大臣への勧告（機構に代わって出力運転を安全に行う者の特定、又は、安全上のリスクを明確に減少させるよう施設の在り方を抜本的に見直すことを勧告）
2016年 12月21日	原子力関係閣僚会議 「高速炉開発の方針」、「『もんじゅ』の取扱いに関する政府方針」を決定
2017年 12月6日	原子力規制委員会に「もんじゅ」廃止措置計画提出
2018年 2月9日	原子炉施設保安規定の変更認可を申請
2018年 3月28日	原子力規制委員会「もんじゅ」廃止措置計画、原子炉施設保安規定認可
2018年 8月30日	燃料体の処理作業開始（炉外燃料貯蔵槽⇒燃料池）
2019年 9月17日	燃料体取出し作業開始（原子炉容器⇒炉外燃料貯蔵槽）

*1) 2017年１月18日に原子力規制委員会が効力を失ったものと判断

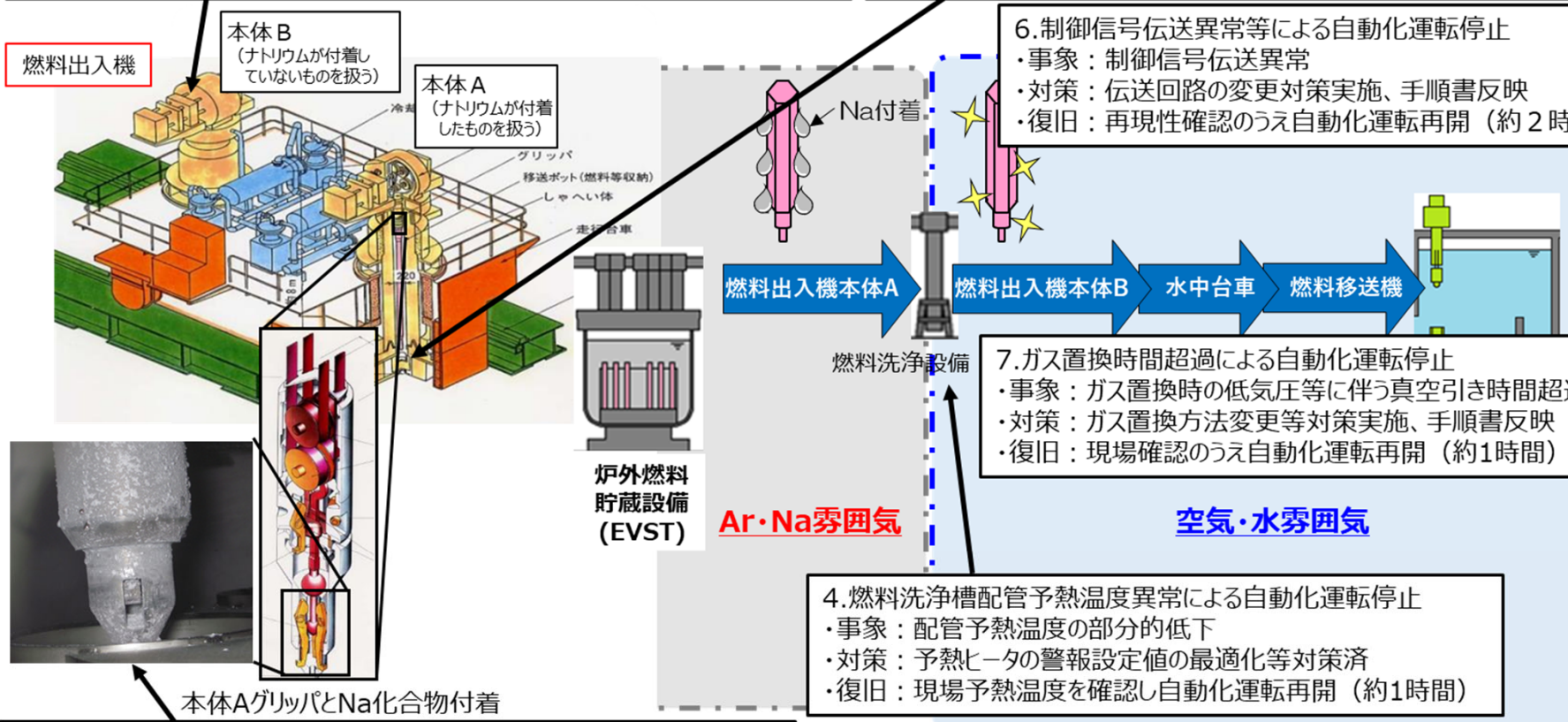
知見　その１　燃料体取出し作業における主な不具合と対策

- 燃料体取出し作業における主な不具合と対策を以下に示す。
- 2018年の燃料体の処理では、燃料出入機グリッパトルク上昇が発生し、進捗に遅れが生じた。その後、除湿対策を含め以下の各種不具合に対する対策をしたことで、燃料体の取出しを含め長期停止に至ることなく完遂でき、燃料取扱システムの性能確認、実証及び燃料取扱作業の信頼性向上、作業期間短縮のための運転ノウハウ、設計改良に資する知見を集積できた。

2.燃料出入機本体Ｂグリッパのつかみはなし異常（トルク上昇）
・事象：グリッパ駆動部メカニカルシールの摺動抵抗増加
・対策：メカニカルシール交換済み、加温の適切運用中
・復旧：本体B駆動部を分解しシール交換（約1ヶ月要、予備品確保済み）

3.燃料出入機本体Aドアバルブのナトリウム付着によるシール漏れ
・事象：ドアバルブ付着NaがNa化合物となりドアシールからArガス漏えい
・対策：本体A直接冷却系停止対策済、手順書反映
・復旧：本体A分解しドアバルブ付着Na等の手入れ（約1ヶ月要）

6.制御信号伝送異常等による自動化運転停止
・事象：制御信号伝送異常
・対策：伝送回路の変更対策実施、手順書反映
・復旧：再現性確認のうえ自動化運転再開（約２時間）



7.ガス置換時間超過による自動化運転停止
・事象：ガス置換時の低気圧等に伴う真空引き時間超過
・対策：ガス置換方法変更等対策実施、手順書反映
・復旧：現場確認のうえ自動化運転再開（約1時間）

4.燃料洗浄槽配管予熱温度異常による自動化運転停止
・事象：配管予熱温度の部分的低下
・対策：予熱ヒータの警報設定値の最適化等対策済
・復旧：現場予熱温度を確認し自動化運転再開（約1時間）

1.燃料出入機本体Aグリッパのつかみはなし異常（Na等の固着）
・事象：付着Naが湿分等でNa化合物となりグリッパ爪開閉動作が渋くなる
・対策：燃料洗浄槽の除湿対策実施済、グリッパトルクの継続的監視及び洗浄時期の計画運用中（約40体処理毎）
・復旧：本体Aグリッパ洗浄（約3～5日要）

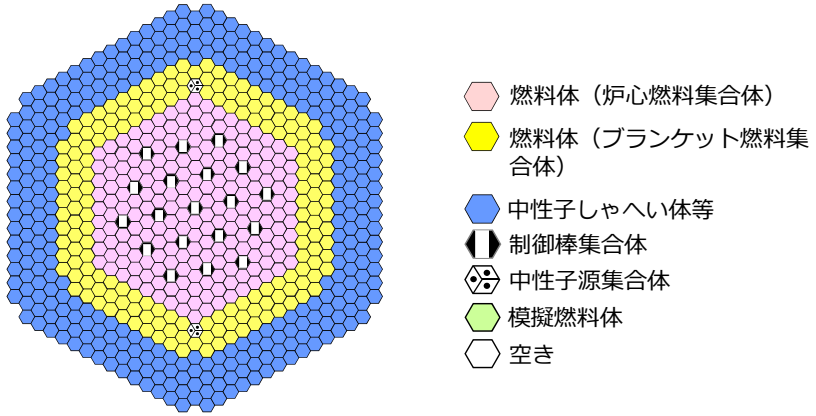
5.洗浄水の電気伝導度高による自動化運転停止（電導度＞500μs/cm）
・事象：残留Ｎａが多い場合にプログラム回数で電導度が規定値に達しない
・対策：追加洗浄運転を自動化対策済
・復旧：追加洗浄（1回当たり約30分）

知見　その2

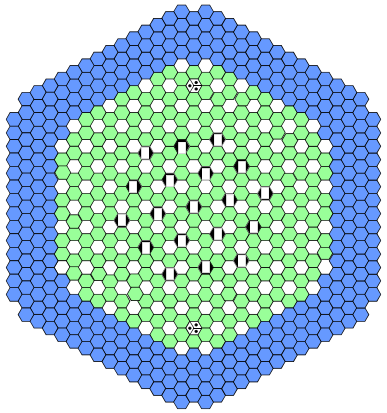
模擬燃料体の部分装荷

- 廃棄物発生量の低減、模擬燃料体の装荷プロセスの簡素化によって不具合等が発生する可能性を低減するため、一部の炉心には模擬燃料体を装荷しないこととした。
- 当初設計とは異なる運用であり、未装荷部分に燃料体が傾いた時、燃料体頂部の移動量が増加。事前評価では燃料交換装置の仕様である許容偏心量20㎜以内であることを確認済み。
- 2022年3～4月の燃料体の取出しでは、燃料交換装置にて確実に燃料体を取り出すことができ、部分装荷運用を実証できた。

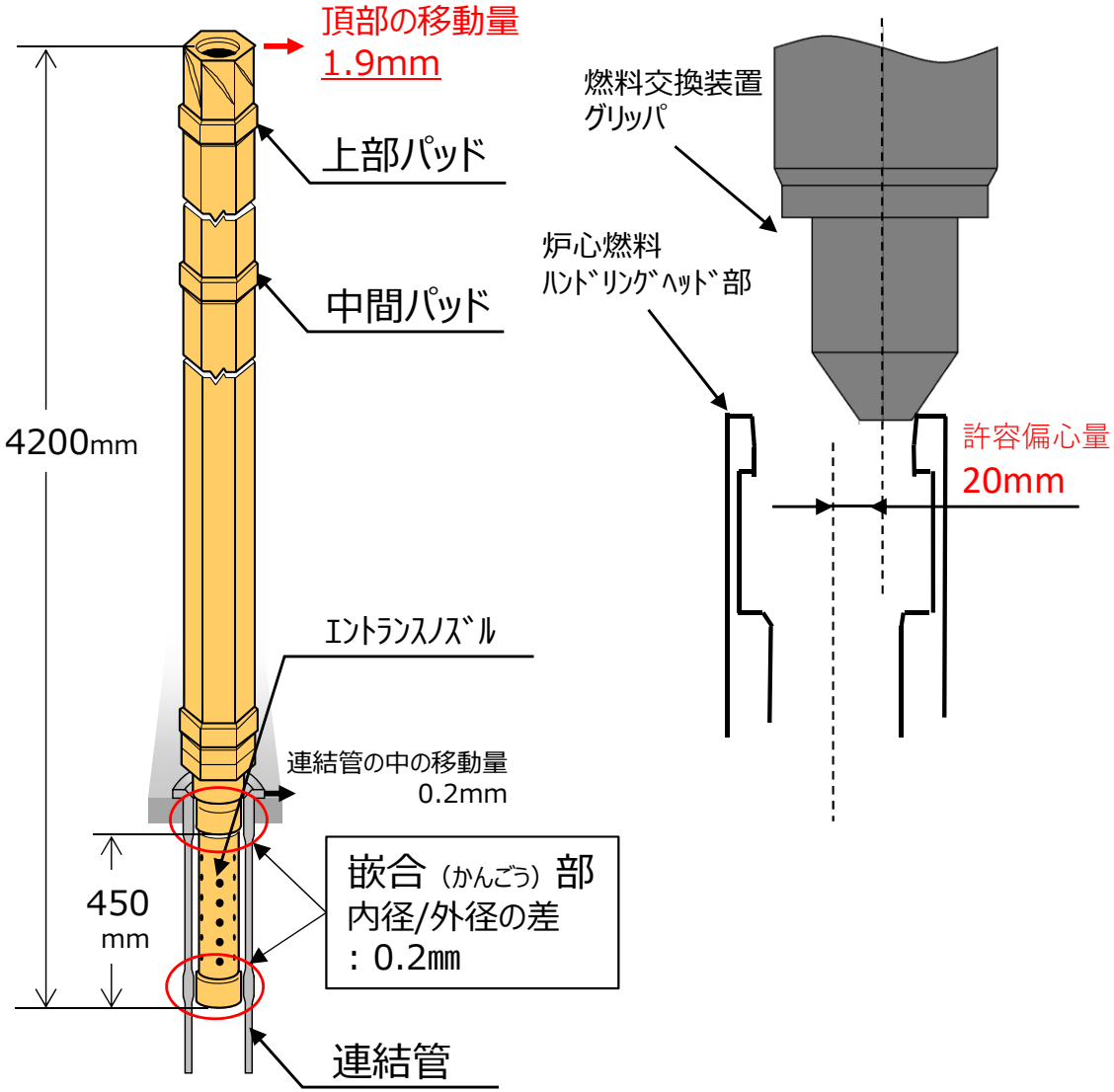
炉心配置図



廃止措置開始時



現在(部分装荷状態)



燃料体取出し作業における主な不具合と対策（1/2）

主な不具合	対策
○燃料出入機本体Aグリッパのつかみはなし異常（Na等の固着） 燃料体処理を繰り返す毎に特定のストロークで燃料出入機本体Aグリッパの爪開閉トルクが除々に上昇した。 原因は、グリッパに付着したナトリウムが湿度の高い燃料洗浄設備において水酸化物に変化し、その後、炉外燃料貯蔵槽に浸漬した際に吸湿した水酸化物表面にナトリウムがさらに付着し、グリッパの爪の狭い隙間に噛み込んだと推定。	・除湿プロセスにおいて100℃以下であった配管に予熱ヒータ・保温材を追加。 ・燃料出入機本体A内の環境改善のため、グリッパ洗浄後のガス置換の回数を増加。
○燃料出入機本体Ｂグリッパのつかみはなし異常（トルク上昇） 摺動抵抗トルク（可動シール部またはスクレーパ部）が増大し、燃料出入機本体Ｂグリッパの爪開閉トルクが上昇。 原因はメカニカルシールの摺動抵抗の増加によるトルクの上昇と推定。特に低温環境において摺動抵抗が増加することが判明。	・メカニカルシールの交換及びメカニカルシール周りの温度を高く保持するよう変更。
○燃料取扱系計算機（主・バックアップ）状態監視プログラムの齟齬 入出力装置フリーズによる動作停止の対処として燃取系計算機を初期化したのち、再開しようとしたところ、自動化運転できなくなった。 原因は、主計算機・バックアップ計算機の状態監視プログラムに齟齬があり、初期化の際、プラント状態が一部古い情報に書き換えられてしまい、動作が停止したものと判明。	燃料取扱系計算機のプログラムバグを修正。
○燃料出入機本体Aグリッパのクラッチ動作遅延 グリッパが燃料体をつかむ際に爪開閉トルクが上昇し自動化異常が発生した。 原因は、グリッパ駆動装置のクラッチの切替動作が遅いためと推定。	・経年劣化の疑いがあるクラッチを交換。 ・クラッチの切替完了待ちのタイマーを制御プログラムに追加。
○燃料出入機本体Aドアバルブのナトリウム付着によるシール漏れ ドアバルブを閉中にシール部をガス加圧しているが、シール漏れ警報が発生した。 原因は、本体A内で燃料体をガスで直接冷却することにより付着したナトリウムがドアバルブのシール部に滴下したため。	現在の燃料崩壊熱から直接冷却を停止しても燃料損傷のリスクはないことから、直接冷却系の運転を停止する制御プログラムに変更。

燃料体取出し作業における主な不具合と対策（2/2）

主な不具合	対策
○燃料洗浄槽配管予熱温度異常による自動化運転停止 燃料体を自動で２回脱塩水洗浄するが、洗浄の完了条件である電気伝導度が規定値まで低下しなかった。 原因は、一部の燃料体に付着したナトリウムが多いためと推定。	自動化運転のまま運転員の判断で脱塩水洗浄を繰返し運転できる制御プログラムに変更。
○制御盤間の伝送異常等の起動条件不成立 自動化運転で燃料出入機台車が移動中に起動条件不具合本体A直接冷却系準備弁構成が発生し自動化除外となった。 原因は、制御盤から燃取系計算機へ送信する運転開始の応答信号が伝送異常により喪失し、燃取系計算機が制御盤へ再起動指令を発信したが、燃料出入機の弁構成が既に変化したためと推定。	燃取系計算機が応答信号を受信漏れしにくいように制御プログラムを変更。
○ガス置換排気時間超過による自動化運転停止 ドアバルブの接合間ガス置換で排気が規定時間を超過した。 原因は、低気圧により接合間の圧力計が設定圧力まで低下しないため。	排気の設定圧力を上げ、排気回数を増やす制御プログラムに変更。
○燃料洗浄設備配管予熱温度異常による自動化運転停止 除湿運転前に一部の配管ヒータの予熱温度が設定時間までに設定温度まで上昇せず温度低警報が発生した。 原因は、配管内に残留した水分の潜熱により温度上昇に時間がかかったため。	設定時間と設定温度を現地試験にて確認し見直し。

「もんじゅ」廃止措置第2段階の実施内容

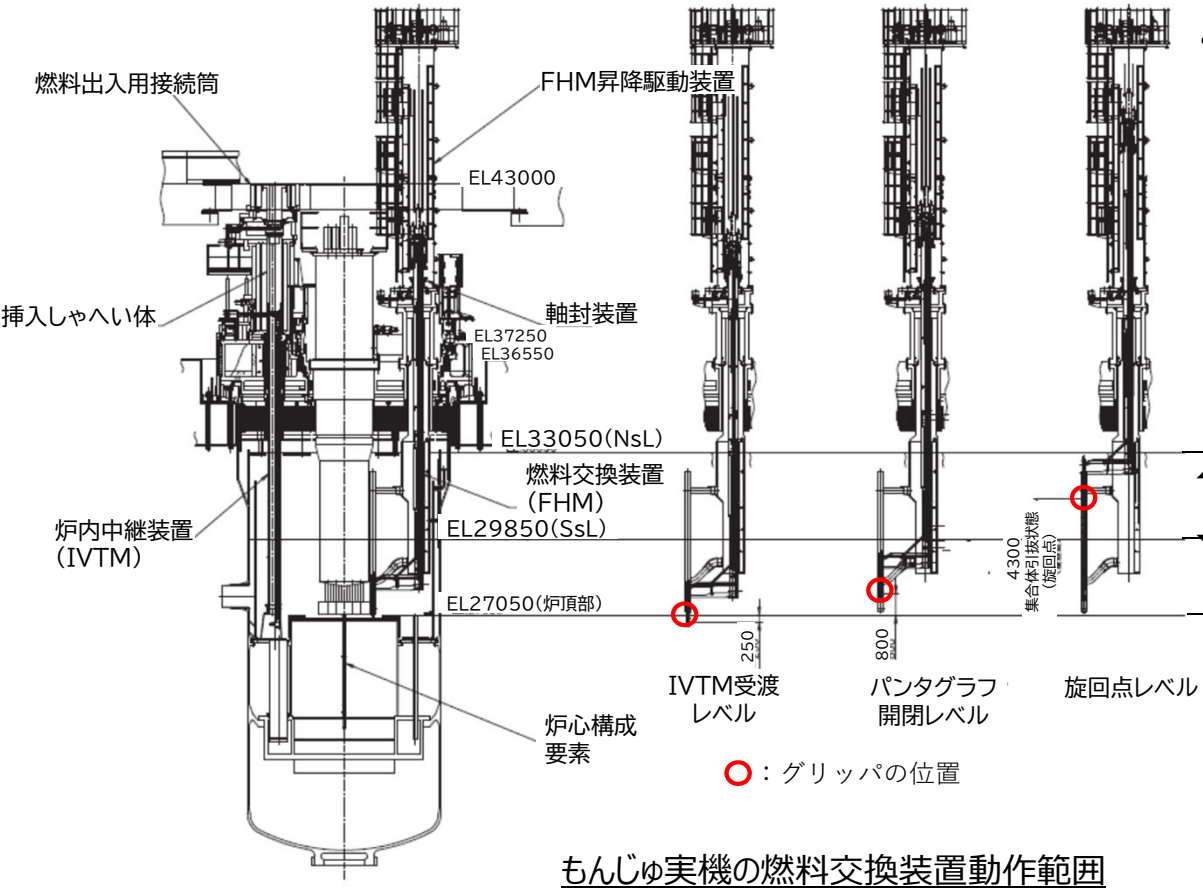
原子炉液位低液位（SsL）による燃料交換設備への影響の確認結果

影響１（熱収縮、浮力）

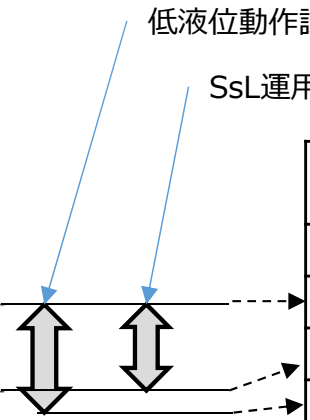
燃料交換設備がナトリウムに浸漬する範囲が変わるため、燃料交換設備の熱収縮（200℃→160℃）、浮力の低下（炉心頂部+6000㎜→ 2800mm）を生じ、動作制御に影響する。

以下のとおり動作制御への影響が無いこと、または対処可であることを確認した。また、フルモックアップ試験の動作経験もあり、動作上の問題はないと評価する。

- 熱収縮は約3mm程度であるが垂直方向の位置検出に影響しない。水平方向の位置検出に約１mmの熱収縮が発生するが設定値の調整で対応が可能と評価。浮力も同様。
- 5月にSsLの状態で燃料交換設備を動作させ、熱収縮、 浮力低下の影響を確認した結果、上記事前評価で想定された範囲内であった。（P18参照）
- 過去のフルモックアップ試験では、より低液位（炉心頂部＋2300～＋6800㎜ ）での動作経験あり。



もんじゅ実機の燃料交換装置動作範囲



炉心頂部からの液位	燃料交換設備フルモックアップ試験液位	もんじゅ液位
＋6800㎜	NsL	
＋6000㎜		NsL
＋2800㎜		SsL
＋2300㎜	EsL低液位試験	
＋1720㎜		EsL
0		

フルモックアップ試験ともんじゅ実機の液位の関係

「もんじゅ」廃止措置第2段階の実施内容

（前頁の続き）

影響2（不純物）

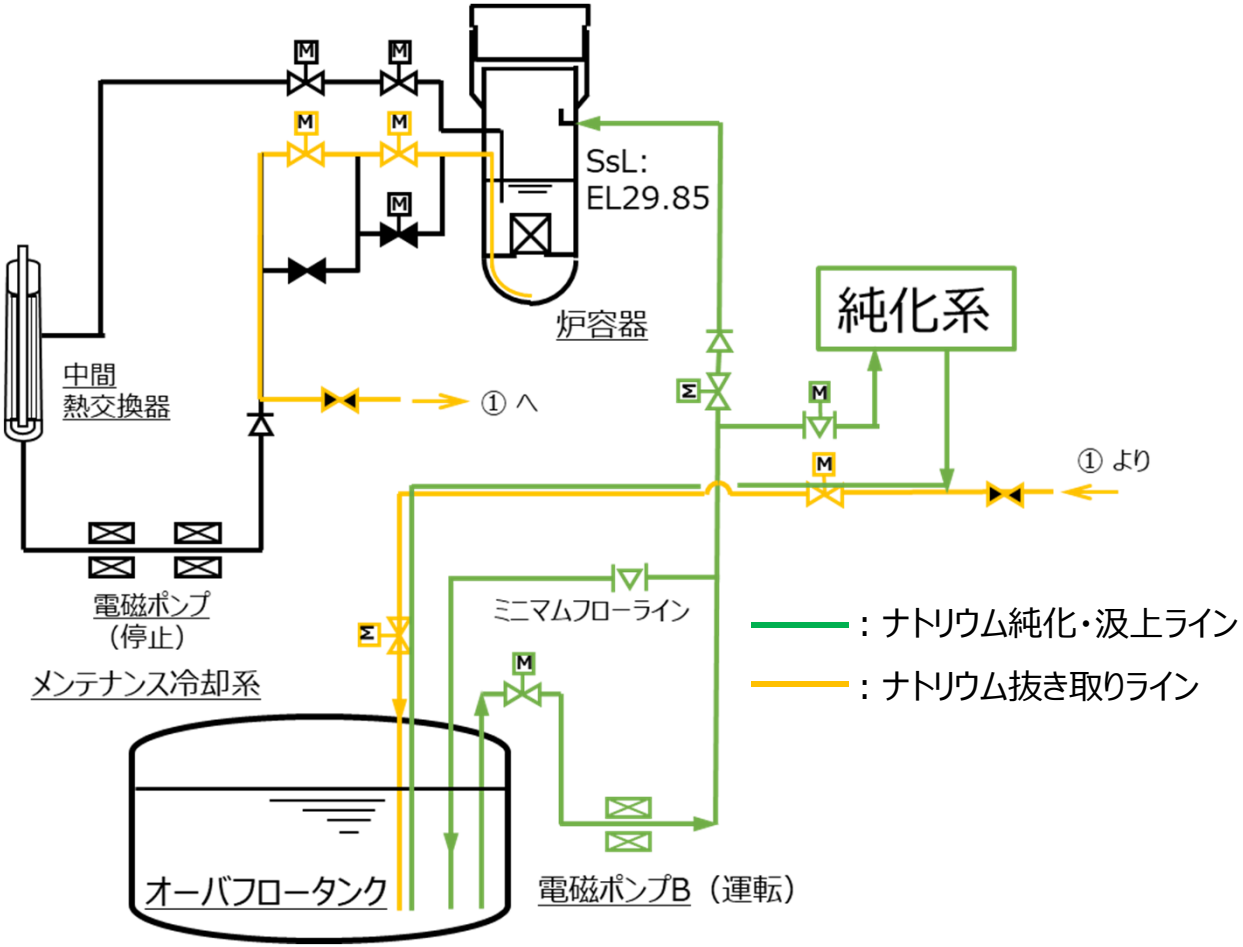
不純物が混入した場合、連続的なナトリウム純化をできないためナトリウム不純物が析出して燃料交換設備に付着し、動作に影響する恐れがある。

以下のとおりこれまでの作業管理、カバーガス管理を継続する限り不純物析出により機器動作に影響することは無いと評価する。また念のためリカバリプランを準備することでリスクの顕在化に対処可能であること確認した。

- これまでの作業管理、カバーガス管理で、純度悪化は0.4ppm/年程度であり、不純物は溶解度を超えて析出した実績はない。（P19参照）

リカバリープランの準備

- SsL運用は、十分に成立性はあるものの、万が一の不具合に対応できるようリカバリープランを準備する。
  （一例として、ナトリウム純度が悪化した場合、リカバリープランとしてメンテナンス冷却系を利用し純化運転する際の系統を示す）



リカバリープラン（ナトリウムの純化運転）で使用する設備のイメージ

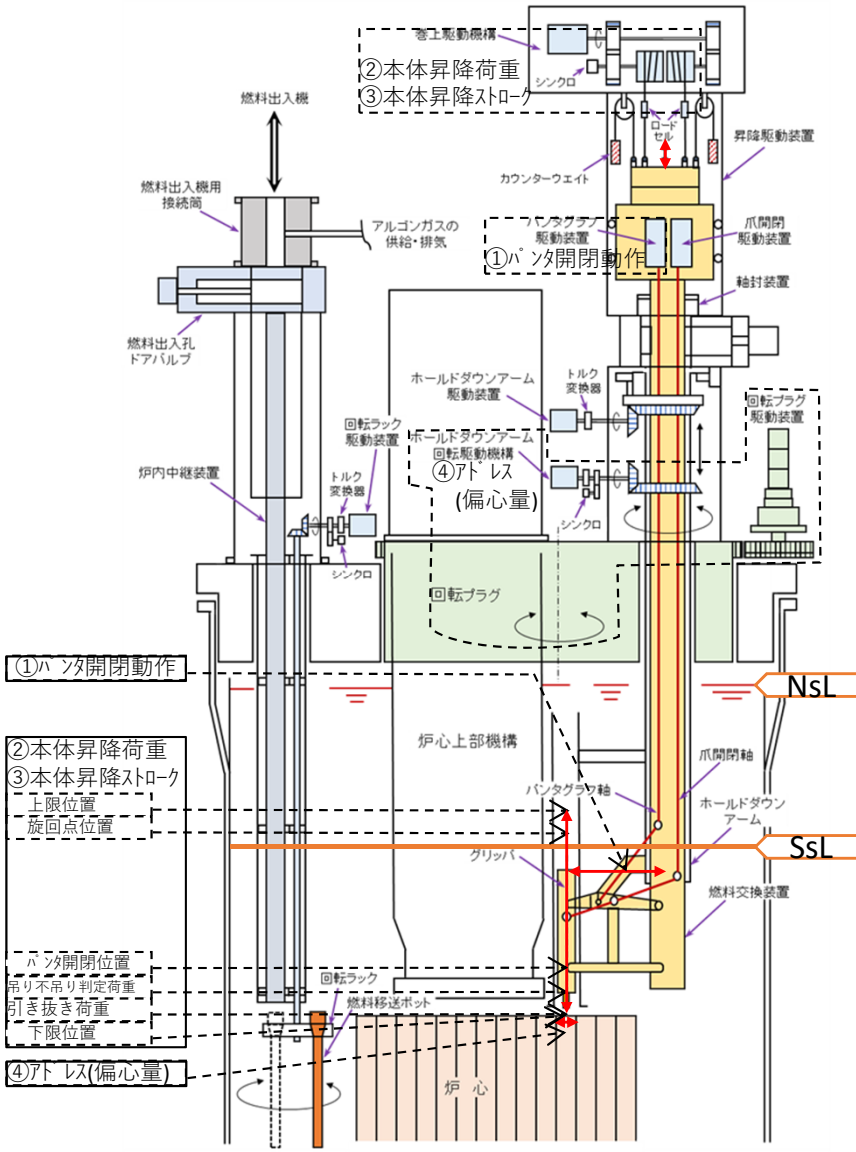
第２段階のしゃへい体等取出し作業の事前確認試験について

目的

- 事前確認試験は、原子炉容器内ナトリウム低液位（SsL）における燃料交換装置の熱収縮、浮力低下の影響を確認することを目的として、パンタグラフ開閉及びグリッパによるしゃへい体等のつかみはなし等を行い、荷重、動作トルク等への影響を確認した。

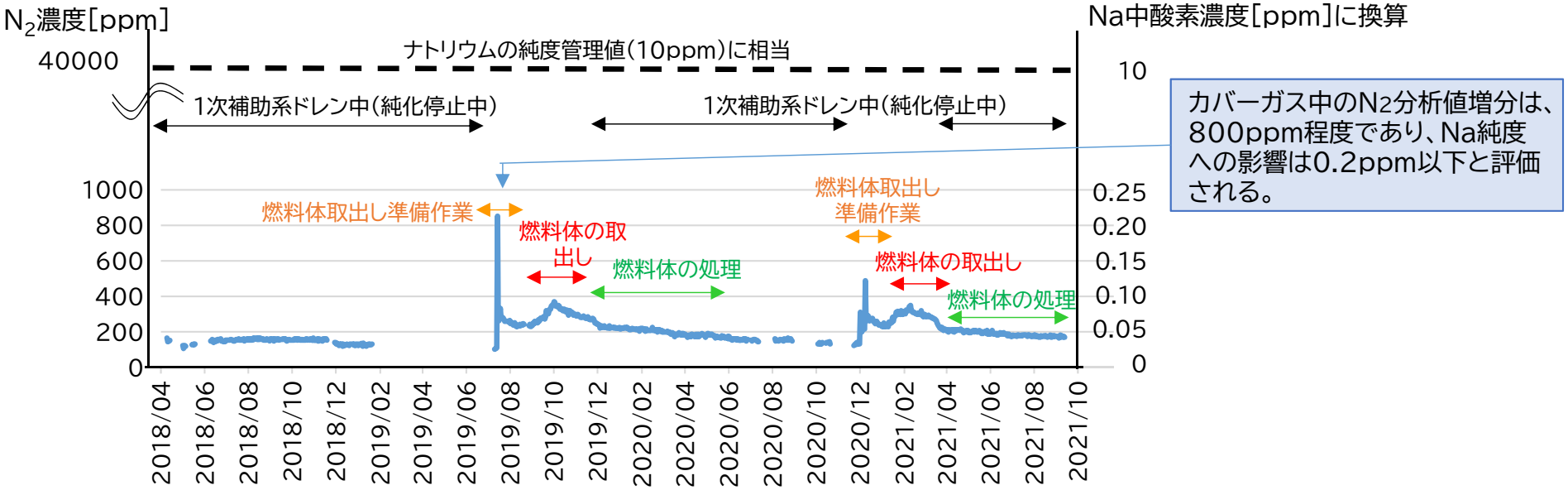
結果

試験項目	想定した影響	試験内容	試験結果
①燃料交換装置パンタグラフ開閉動作確認	パンタグラフの熱収縮により約1mm短くなり、パンタグラフ動作に影響する可能性がある。R＆Dや1992年にもんじゅで実施した試験ではNsLの場合と大差なく正常に動作した実績がある。	燃料交換装置をパンタグラフ開閉位置まで移動させ、パンタグラフ開閉動作を実施。ストローク、リミットスイッチ動作、トルク値を測定し、動作性を確認する。	ストローク、リミットスイッチ動作、トルク値は、想定した範囲内。 パンタグラフ開閉動作に異常なし。
②燃料交換装置本体昇降荷重確認	燃料交換装置の浮力が低下し、重量は計算上約60kg（計算値）増加する。1992年にもんじゅで実施した試験では浮力影響を考慮し、吊り不吊り判定荷重の設定値を見直すことで正常に動作している。	燃料交換装置でしゃへい体等を引き抜き、吊り不吊り判定荷重、警報設定値を検討する。	しゃへい体等の引き抜き時、昇降動作に異常なし。 グリッパ昇降荷重が想定されたズレ(60kg＝588N)と同程度増加した。
③燃料交換装置本体昇降ストローク確認	本体胴熱収縮により、グリッパの炉心頂部着床位置が約3mm上方にずれるが、第1段階と同様に据付時に着床位置を再設定することで対応可能。1992年にもんじゅで実施した試験では、NsLと昇降位置の差は上限で比較して3mmのズレ。	燃料交換装置を「下限位置」、「旋回点」、「パンタグラフ開閉点」、「上限位置」の各位置に移動させ、その位置を測定。NsLの各位置と比較し、熱収縮量を確認する。	各位置に移動させた結果、位置ずれは想定範囲内であり、昇降動作に異常なし。 昇降ストロークが想定されたズレ（3mm）と同程度増加した。
④アドレス確認	熱収縮によりホールドダウンアームが約1mm短くなり、中心位置から偏心するが、許容偏心量20mm範囲内で問題ない。試験で検証する計画。1992年にもんじゅで実施した試験では、偏心量は15mm以内に収まっていることを確認。	NsLの基準アドレス（各炉心構成要素頂部の中心位置）を用いて、燃料交換装置グリッパをしゃへい体等ハンドリングヘッドに挿入させ、挿入可能であることを確認する。	炉心構成要素頂部（代表9箇所）にグリッパを挿入可。



しゃへい体等取出し時における不純物混入の可能性評価

廃止措置第1段階における原子炉容器カバーガス純度の推移



カバーガス中のN2分析値増分は、800ppm程度であり、Na純度への影響は0.2ppm以下と評価される。

しゃへい体等取出し時における不純物混入の可能性評価

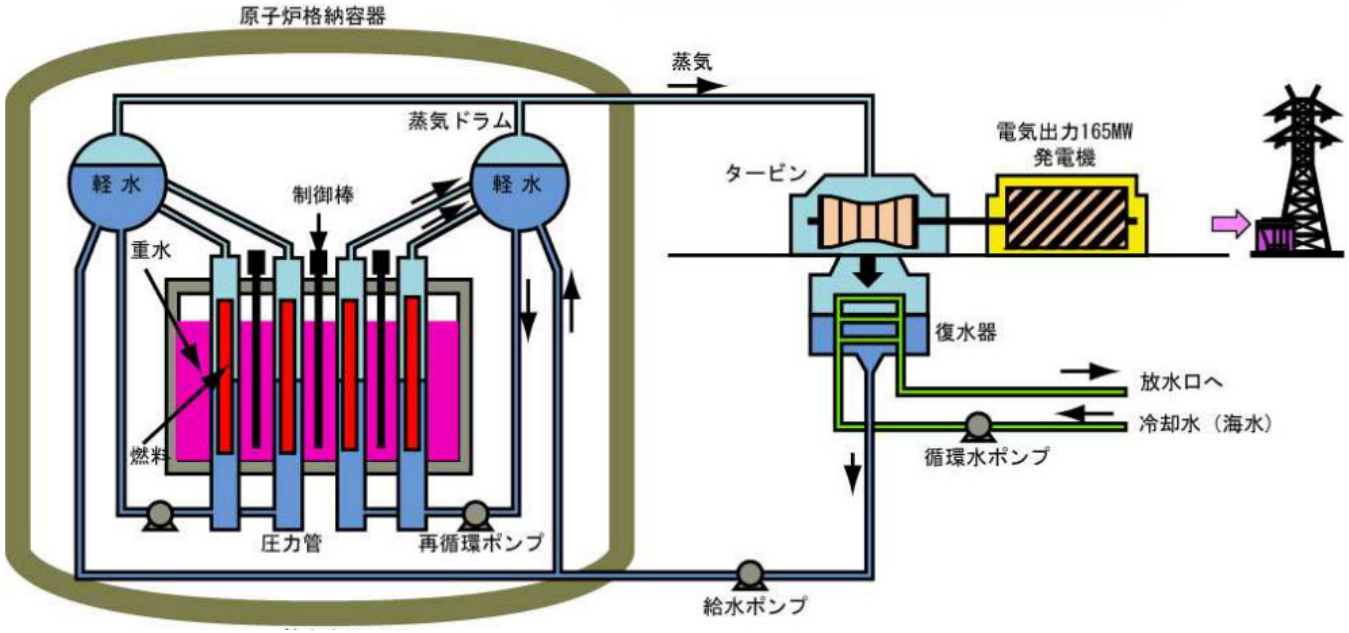
不純物混入原因	過去のプラント運用での実績	しゃへい体等取出しへの影響
①系統内不純物の溶出	起動試験の初回昇温時に系統内の不純物が溶出し、Na中酸素濃度が9ppmまで増加	なし(系統内不純物の溶出は完了しており、新たな溶出はない)
②燃料交換装置等設置、撤去時の空気混入	燃料交換、燃料取出し作業の都度、発生しているが、Na純度への影響は極めて限定的(上図参照)	問題ないレベル(これまでの実績からNa純度への影響は0.2ppm程度)
③カバーガスによる持ち込み	アルゴンガス供給系から供給されたアルゴンガス(年間500m^{3}程度)の不純物酸素が持ち込まれている	問題ないレベル(酸素10ppm含有Arガスを500m^{3}供給した場合のNa純度への影響は0.02ppm程度)
④受入れ燃料等による持ち込み	燃料交換、燃料取出し作業の都度、発生しているが、Na純度への影響は極めて限定的	なし(しゃへい体等取出し作業では系統外からの摸擬燃料等の受入れはない)
⑤系統へのインリーク	原子炉容器ナトリウム液位をSsLに下げ、Na純化運転を停止した期間において、有意な純度低下は認められない	なし

「ふげん」の概要（1/2）

- 燃料の多様化が図れる「新型転換炉」として、資源の少ない我が国においてエネルギーの安定供給を図る面で有利な原子炉として開発。
- ATR実証炉計画が中止されたことから、平成15年（2003年）に運転を停止。
- 平成20年（2008年）には国内初となる大型水炉の廃止措置として計画の認可を受け、施設の解体撤去や必要な技術開発を進めている。

【炉型】
重水減速沸騰軽水冷却圧力管型炉
【電気出力（熱出力）】
16.5万kW（55.7万kW）
【運転期間】
約25年（初臨界～運転停止）
【発電電力量】
約219億kWh
【MOX燃料装荷体数】
772体

	炉容器の型	減速材	冷却材
ふげん	圧力管型	重水	軽水
軽水炉	圧力容器型	軽水	軽水



「ふげん」の概要（2/2）

【「ふげん」のこれまでのあゆみ（概略）】

昭和53年（1978年）3月	初臨界
昭和54年（1979年）3月	本格運転開始
昭和56年（1981年）10月	国内で初めて軽水炉使用済燃料から回収したプルトニウムを使用した燃料を使用
昭和63年（1988年）6月	「ふげん」の燃料から回収したプルトニウムを使用した燃料を使用(核燃料サイクルの輪の完結)
平成15年（2003年）3月	運転終了
8月	全炉心燃料の取出し
平成20年（2008年）2月	廃止措置計画の認可
平成23年（2011年）3月	東日本大震災
平成24年（2012年）3月	廃止措置計画変更届 （使用済燃料搬出終了時期2012年度⇒2017年度）
平成26年（2014年）6月	重水搬出完了
平成30年（2018年）5月	廃止措置計画変更認可 （使用済燃料搬出終了時期2017年度⇒2026年度）

「ふげん」廃止措置計画の変更

変更の経緯

- 廃止措置計画に従い、令和５年度（2023年度）からの原子炉本体の解体着手に向けて、遠隔・水中解体の技術開発や試験を進めるとともに、具体的な工法の検討・確認を段階的に実施してきたところ。

- 令和２年度（2020年度）から、これまでの試験や検討の結果を踏まえ、解体用プールを含む遠隔解体装置の詳細検討及び解体工法の安全性確認を実施してきた。

- 令和３年度（2021年度）、詳細検討の過程で更なる安全性の向上を図るため、解体時に原子炉本体からプール水が漏えいするリスクを大幅に低減させた、より保守的な工法に変更することが必要との結論に至った。

- この結果を踏まえ、解体工法の再検討を行った結果、今般、工法を変更するために、新たな技術開発や装置の検証・評価を行うことが必要と判断し、廃止措置計画の工程を変更することとした。

原子炉本体解体撤去に係る工法の変更

工法の変更経緯

- 原子炉本体の解体は、運転に伴う放射化の影響が大きいことなどを考慮し、解体時の放射線遮へいや切断時の粉じんの拡散を抑制するため、原子炉本体上部に解体用プールを設置した上で、水中で解体を行う計画としている。
- 平成20年（2008年）の廃止措置計画の認可以降、水中切断技術の開発、ふくいスマートデコミッショニング技術実証拠点*を活用した実証試験を段階的に実施してきた。
- 令和２年度（2020年度）から、解体用プールを含む遠隔解体装置の詳細検討及び解体工法の安全性確認を実施した結果、更なる安全性の向上を図るため解体時に原子炉本体からプール水が漏えいするリスクを大幅に低減させた、より保守的な工法に変更することとした。

＊：廃止措置技術の実証施設（原子力機構）

「ふげん」廃止措置の主要工程と原子炉本体解体に係る技術開発

原子炉本体解体撤去に係る検討の経緯（詳細1/2）

【廃止措置作業を実施する上での基本的な計画（当初計画）の策定】

平成20年（2008年）２月

- 廃止措置計画認可（原子炉本体解体撤去期間（2023～2031年度））※
- 過去の長期間の運転に伴う放射化の影響が大きいことなどを十分に考慮し、原子炉本体の解体にあたっては、解体時の放射線遮へいや切断時の粉じんの拡散を抑制するため、原子炉本体上部に解体用プールを設置した上で、水中での解体を行う計画として認可。解体着手前には、詳細検討の結果も踏まえつつ、必要に応じて廃止措置計画の変更認可を受ける方針。

※ 全体工程（現行）は、平成30年５月までの変更認可等を含む。

【当初計画に基づく解体作業の実施に向けた技術開発や確認等の実施】

～平成27年度（2015年度）

- 遠隔・水中解体に必要な切断技術開発や原子炉内部の線量調査等を実施。

平成27年（2015年）12月

- 水封方法や解体手順等の基本解体工法を策定。

平成28年度（2016年度）～令和元年度（2019年度）

- 小規模装置による遠隔・水中解体工法の確証試験を実施。

【当初計画に基づく解体作業時の安全性を追求するための詳細検討の実施】

令和２年度（2020年度）～

- その後の解体工法の実規模装置（ふくいスマートデコミッショニング技術実証拠点）による実証試験に加え、原子炉本体解体時の安全性を追求するため、解体用プールを含む遠隔解体装置の詳細検討及び解体工法の安全性確認の詳細検討を計画的、段階的に実施。

原子炉本体解体撤去に係る検討の経緯（詳細2/2）

【当初計画に基づく詳細検討の中で判明した課題及び対応案の検討の実施】

令和３年（2021年）夏頃

- その詳細検討の過程で、原子炉本体解体時に原子炉本体からプール水が漏えいするリスクについても評価した結果、更なる安全性の向上を図る観点から、当該リスクを大幅に低減させた、より保守的な解体工法を検討することが必要であるとして検討開始。

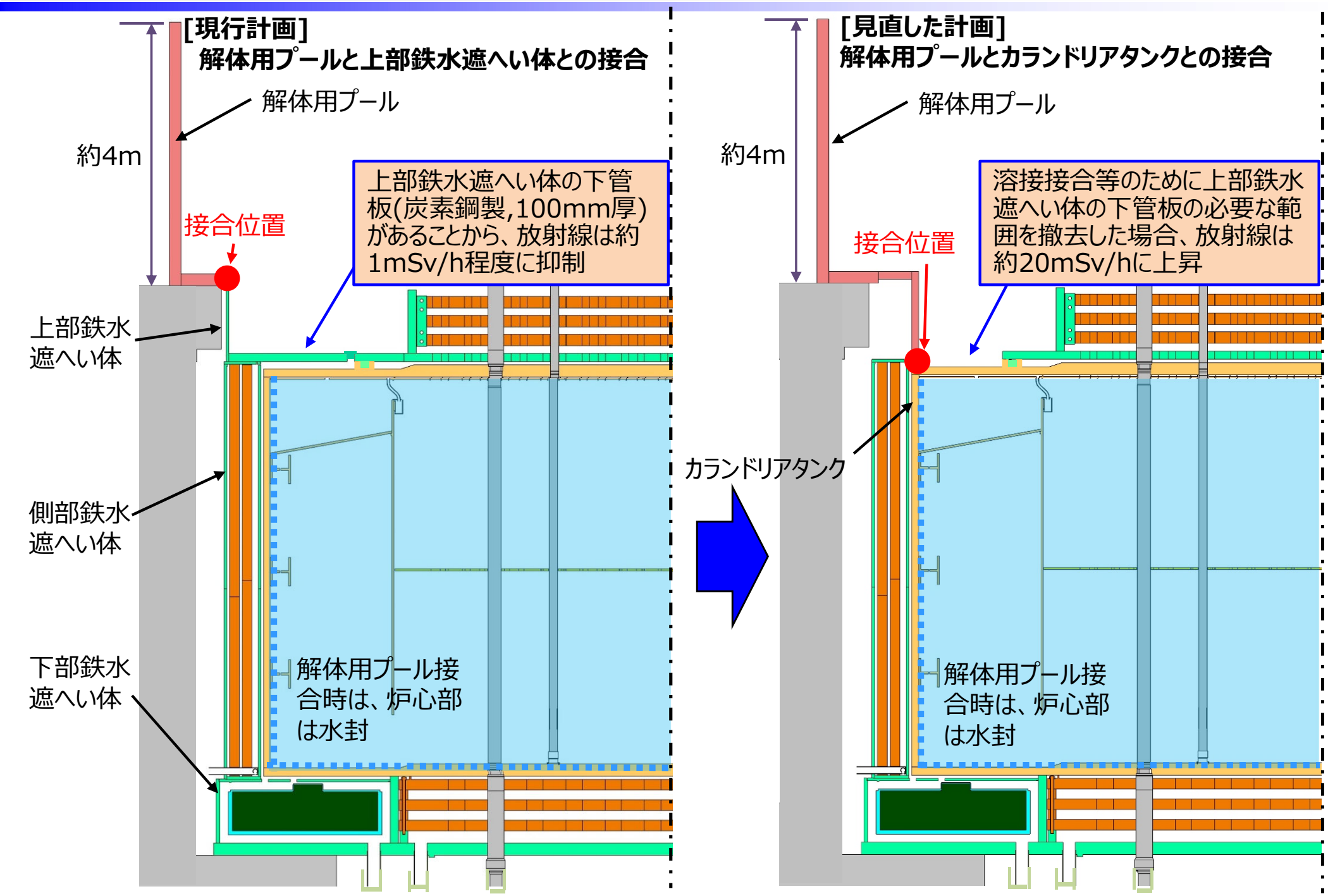
令和４年（2022年）３月

- その結果を踏まえ、原子炉本体解体時の更なる安全性の向上を図り、当該リスクを低減させるため、解体工法の再検討を行った結果、高放射線下での遠隔自動溶接技術や、溶接施工後の健全性を確認するための遠隔操作による溶接部の確認として浸透探傷試験技術の開発等を実施すべきであることを確認。
- その技術開発に約５年間、検証・評価に約２年間を要するとの結論。

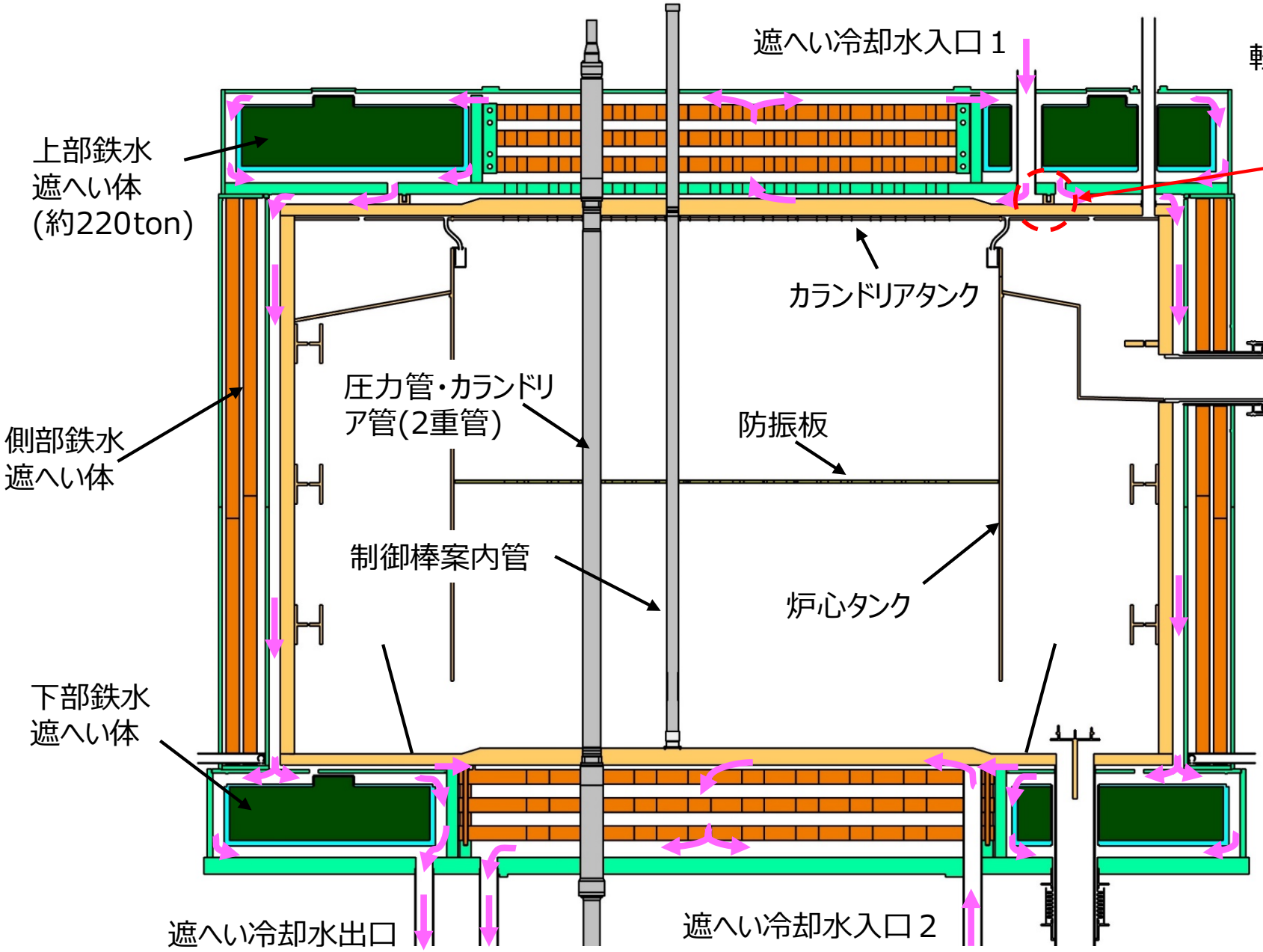
令和４年（2022年）７月

- これらの対応のため、工程の一部を見直し、廃止措置計画の工程を延伸することが適切と判断。廃止措置計画への反映等を含む必要な対応を行っていく方針を決定。

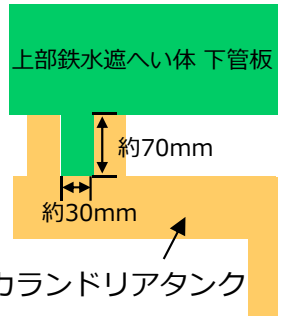
原子炉本体解体撤去に係る工法の変更



原子炉本体の構造と遮へい冷却水の経路



軽水シールリング部 概略寸法



[主要寸法]
原子炉本体
直径：約9m
高さ ：約7m

圧力管(224本)
材質 Zr-2.5wt%Nb
内径 117.8mm
肉厚 4.3mm

カランドリア管（224本）
材質 ｼﾞﾙｶﾛｲ-2
内径 156.4mm
肉厚 1.9mm

- 中性子遮へい及び構造物冷却のため、鉄水遮へい体内及びカランドリアタンク周辺には遮へい冷却水の流路（矢印の流路)が設けられている。