

# 「もんじゅ」廃止措置の進捗状況

2023年 4月19日

日本原子力研究開発機構 (JAEA)

# 第2段階の廃止措置工程

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）

区分	第1段階 燃料体取出し期間		第2段階 解体準備期間				第3段階 廃止措置期間 I		第4段階 廃止措置期間 II	
年度	2018	2022	2023	2031			~		2047	
主な実施事項	燃料体取出し									
	現時点		ナトリウム機器の解体準備				ナトリウム機器の解体撤去			
			汚染の分布に関する評価							
			水・蒸気系等発電設備の解体撤去							
									建物等解体撤去	
			放射性固体廃棄物の処理・処分							

## 2022年6月の廃止措置計画変更認可申請の主な内容

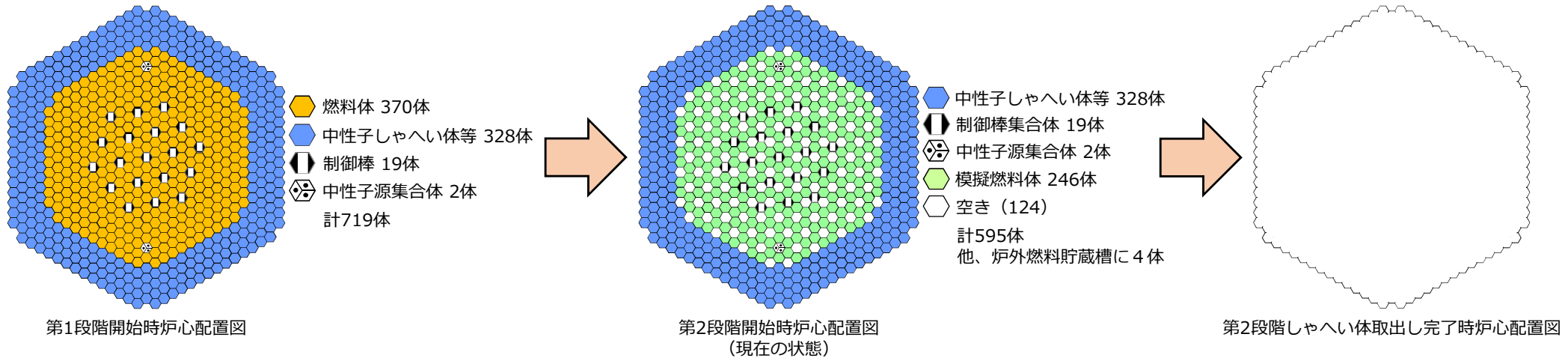
年 度			第2段階 解体準備期間								
			2023	2024	2025	2026	2027	2028	2029	2030	2031
第2段階 における 主な作業等	ナトリウム 機器の解体 準備	①しゃへい体等 取出し作業	■								
		②ナトリウムの 搬出					■				
	③水・蒸気系等発電設備の解体 撤去		■				■				
	④汚染の分布に関する評価		■								

作業内容の検討を  
引き続き行い、次  
回以降の廃止措置  
計画変更認可申請  
で具体化予定

## ナトリウム機器の解体準備

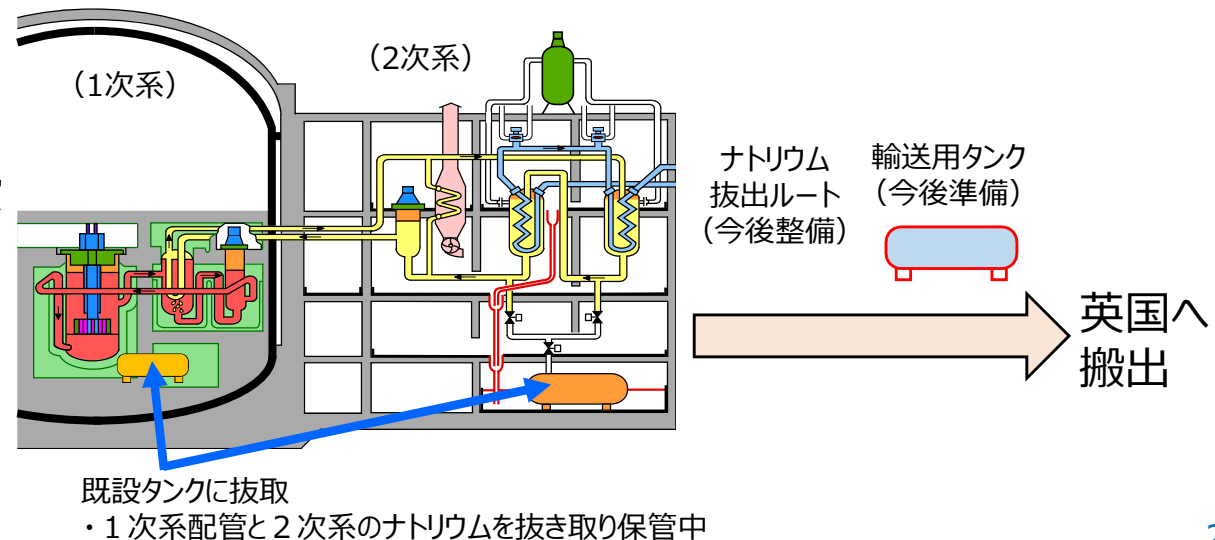
### ①しゃへい体等取出し作業

- 将来実施する原子炉容器解体作業が容易になるよう、原子炉の中に残るしゃへい体等について、燃料体の取出し作業で実績のある燃料交換設備等を使い、同様の手順で燃料池へ移送



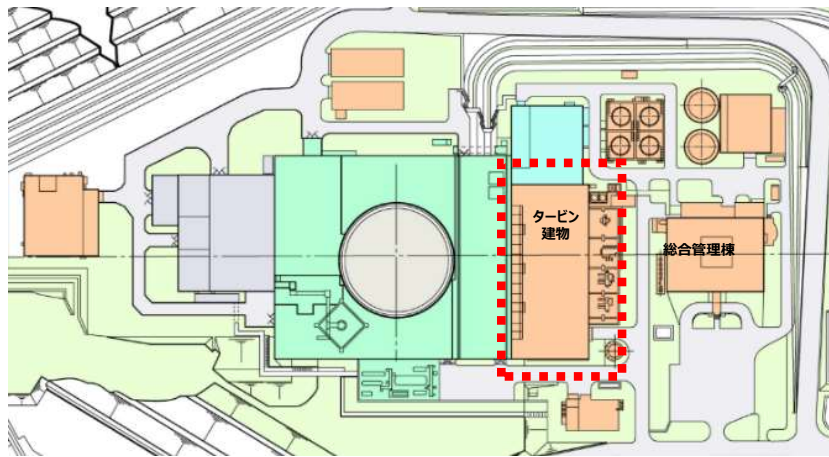
### ②ナトリウムの搬出

- 保有するリスクを低減し、廃止措置を進めるため、しゃへい体等取出し作業後の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今後整備する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は、引き続き検討を進め、着手までに改めて廃止措置計画の変更認可申請を行う。



## ③水・蒸気系等発電設備の解体撤去

- ▶ 大型の非放射性ナトリウム機器の解体撤去後の解体場所と移送ルート確保を目的とし、2023年度から2026年度にかけてタービン建物3階以下に設置されているタービン発電機、復水器、給水加熱器等を解体撤去



もんじゅ建物配置



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

- ▶ 解体計画策定の前提となる設備の汚染程度を把握するために実施
- ▶ 第1段階において、主に1次主冷却系の機器・配管等について、放射能測定を実施  
(結果) 放射線量が十分に低いことを確認
- ▶ 第2段階においては、主に炉内構造物を含む原子炉周辺の汚染の分布評価を実施

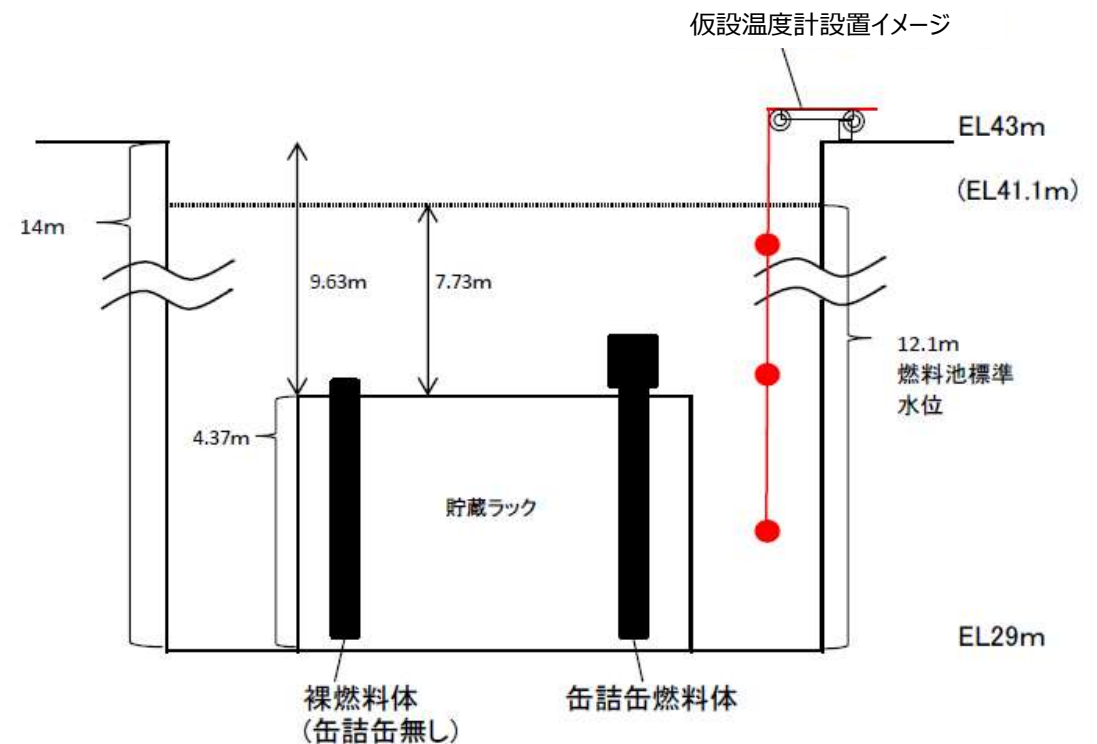
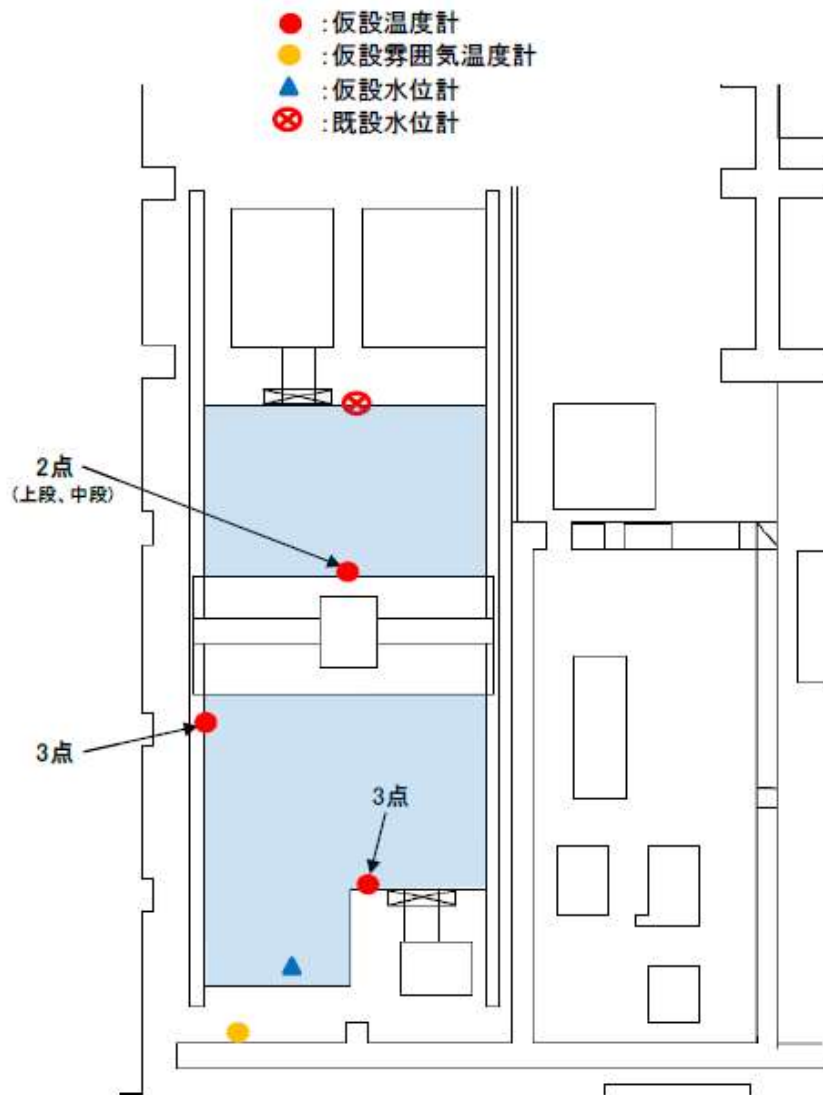


測定器

放射能測定作業の様子

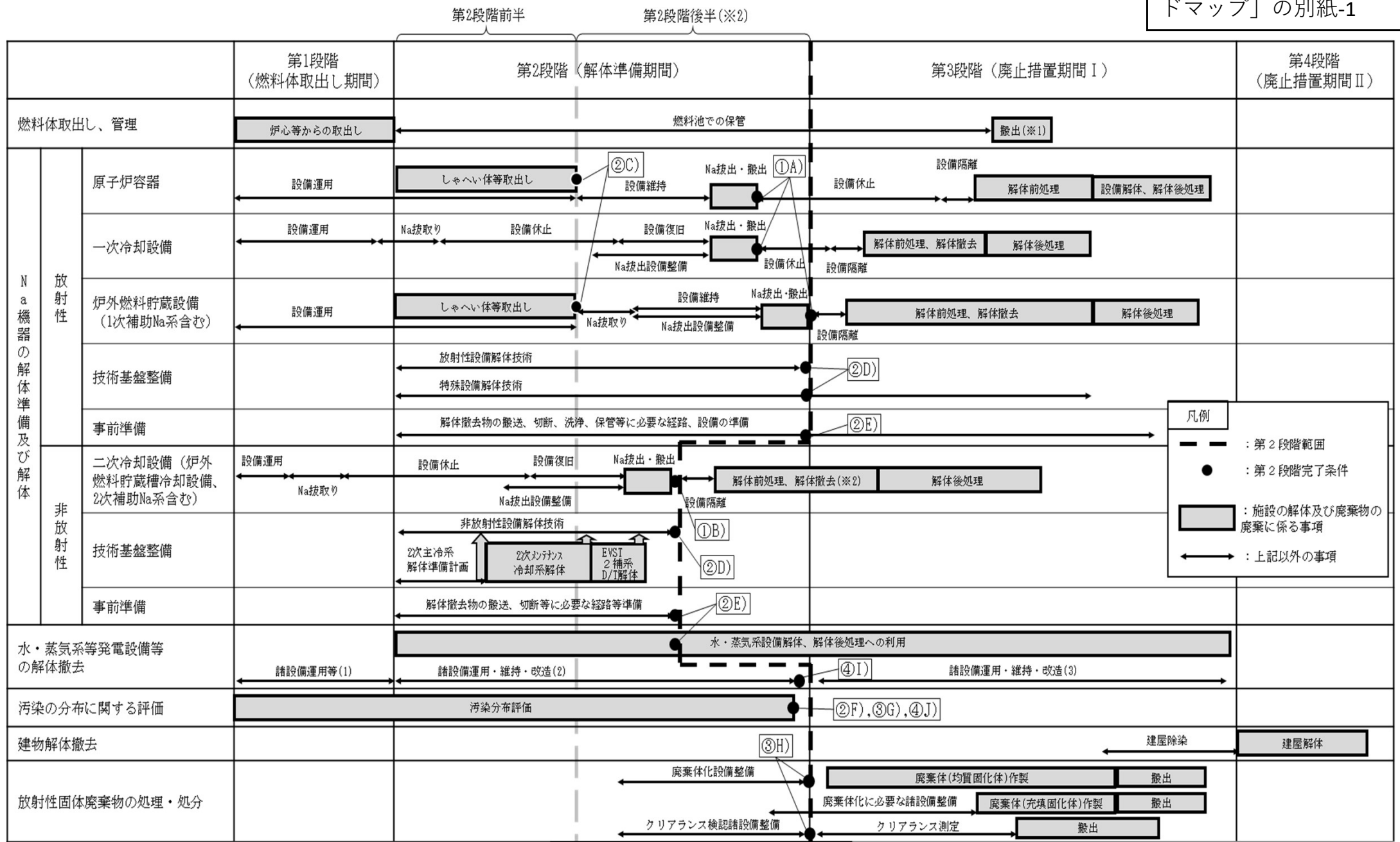
## ⑤使用済燃料の冷却停止に向けた評価

- リスクレベルに応じた設備の運用最適化の一環として、使用済燃料の冷却停止が可能か判断するため、外気温の高い6月から9月にて燃料池の強制冷却を停止し、水温・水位を実測する計画
- 燃料池の温度分布が把握できるよう仮設温度計を設置



# 廃止措置全体像と第2段階ロードマップ

廃止措置計画申請書本文別添資料4「廃止措置全体像と第2段階ロードマップ」の別紙-1



**凡例**

- : 第2段階範囲
- : 第2段階完了条件
- : 施設の解体及び廃棄物の廃棄に係る事項
- ⇔ : 上記以外の事項

※1 譲渡先が確定した後、廃止措置計画に反映して変更認可を受ける。  
 ※2 放射性ナトリウム設備の解体準備期間(第2段階期間中)に非放射性ナトリウム設備の解体に着手する。

表中の①A)~④J)は本文中に記載の第2段階完了条件とその達成に必要な主要作業に対応する。また、表中の廃止措置手順は代表例であり、具体的な手順は系統設備毎に異なる。

## 参考

# 「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】

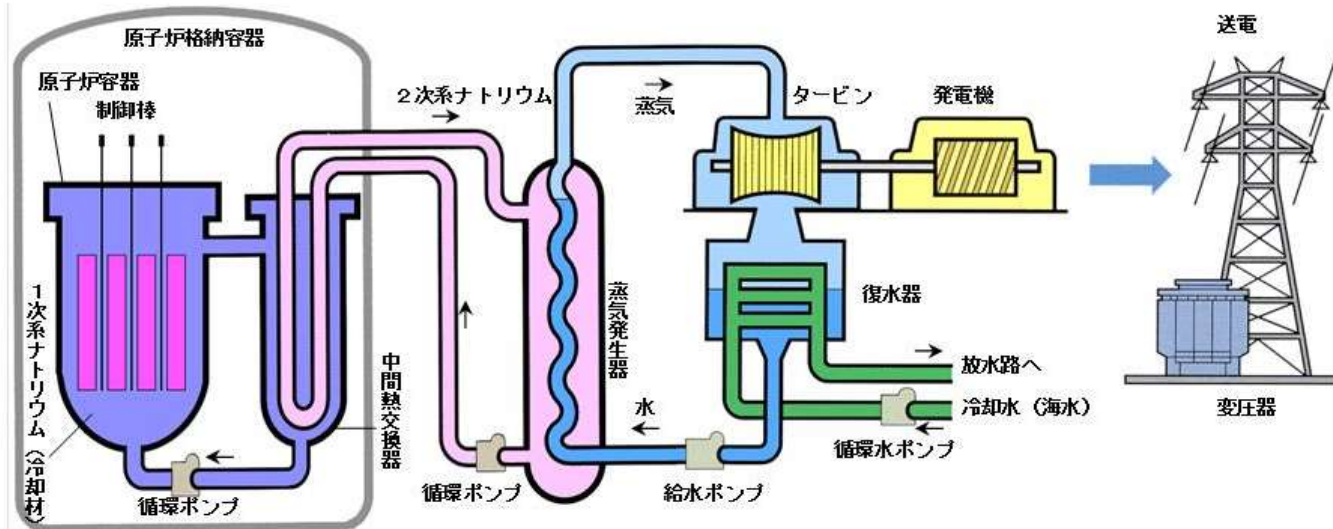
71万4千 kW

## 【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

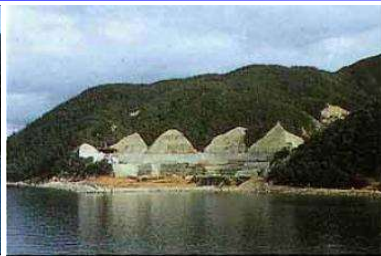




# 「もんじゅ」の経緯



1983年2月



1985年10月



1986年10月



1991年4月



1994年4月初臨界

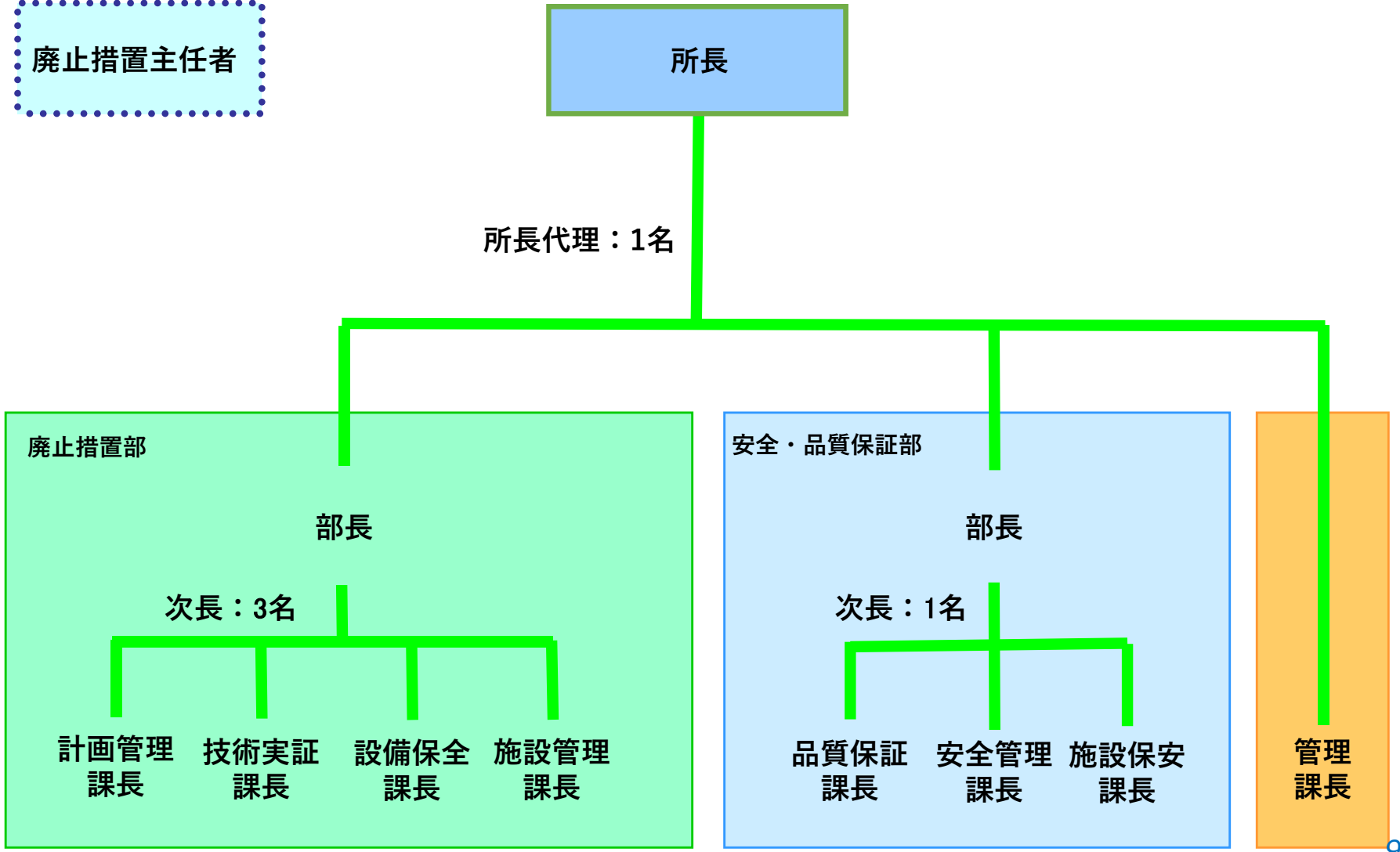


2010年5月  
性能試験を再開

1983年5月27日	原子炉設置許可	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
1994年4月5日	初臨界達成	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 *これにより、もんじゅは廃止措置に移行することが決定
1995年8月29日	初併入（初送電）	2017年12月6日	原子力規制委員会に「もんじゅ」廃止措置計画を提出
1995年10月13日	電気出力40%到達	2018年2月9日	原子炉施設保安規定の変更認可を申請
1995年12月8日	ナトリウム漏えい事故発生	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
2005年3月3日	改造工事の準備工事を開始	2018年8月30日	燃料体の処理開始（炉外燃料貯蔵槽⇒燃料池）
2007年8月30日	改造工事の工事確認試験を完了	2019年9月17日	燃料体の取出し開始（原子炉容器⇒炉外燃料貯蔵槽）
2010年5月6日	性能試験を再開	2022年4月22日	原子炉容器からのすべての燃料体の取出し完了
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	2022年10月13日	すべての燃料体の燃料池（水プール）への移送完了
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		

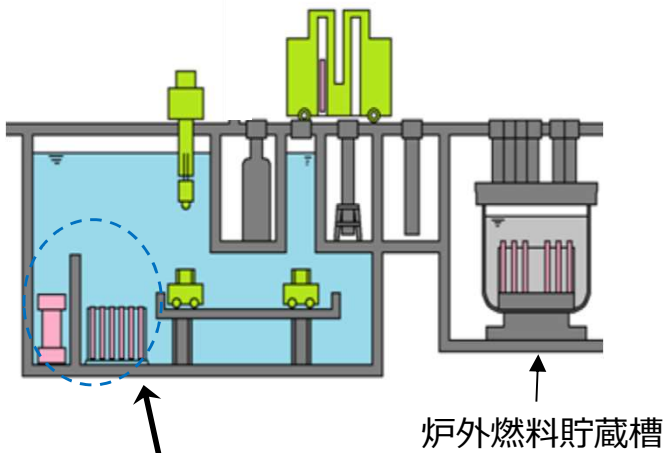
\*1) 2017年1月18日に原子力規制委員会が効力を失ったものと判断

廃止措置主任者

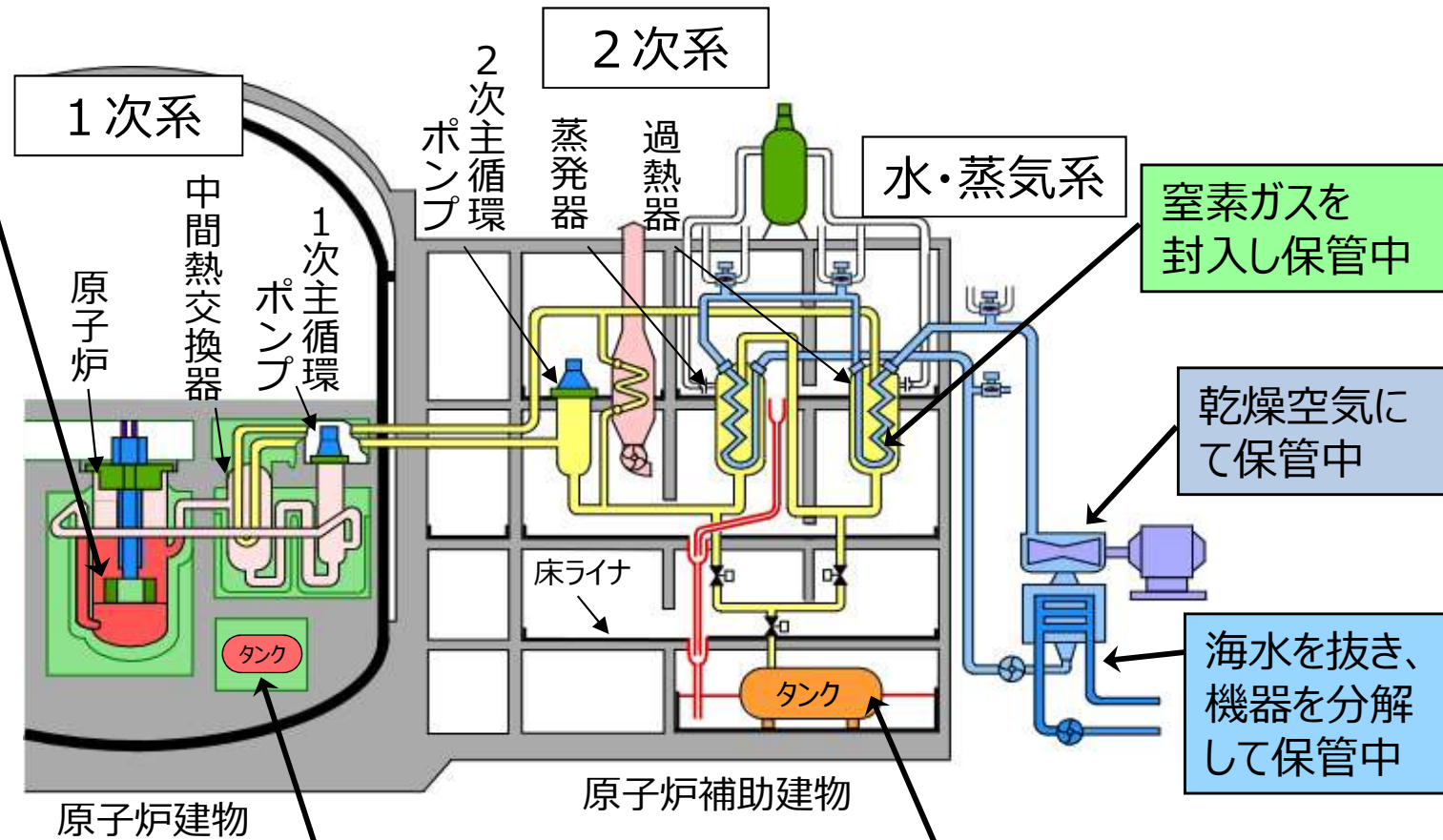


# 「もんじゅ」の現在のプラント状態

- 原子炉にあった燃料体は、全て取出しを完了。
- 原子炉にはしゃへい体や、燃料体取出し時に装荷した模擬燃料体等が残っている。



- 原子炉及び炉外燃料貯蔵槽にあった530体の燃料体は全て燃料池（水プール）にて保管中。



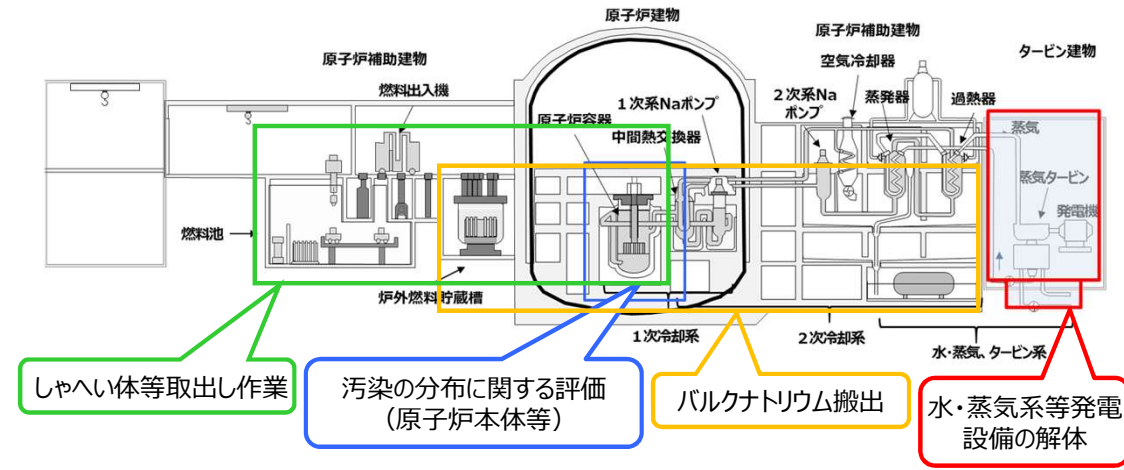
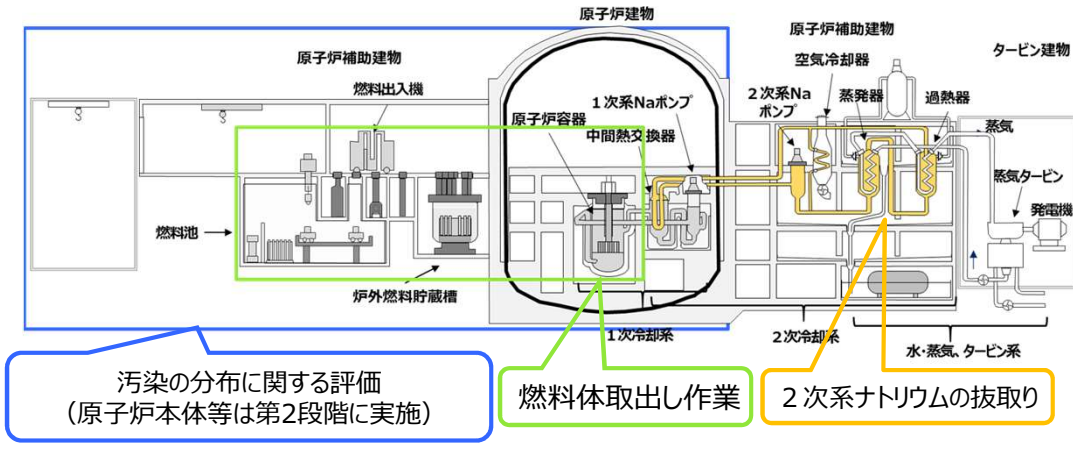
2022年4月、1次主冷却系全てのナトリウムを抜き取り、現在タンク内で固体の状態にて保管中。

2018年12月、2次系全てのナトリウムを抜き取り、現在タンク内で固体の状態にて保管中。

# 廃止措置の全体概要

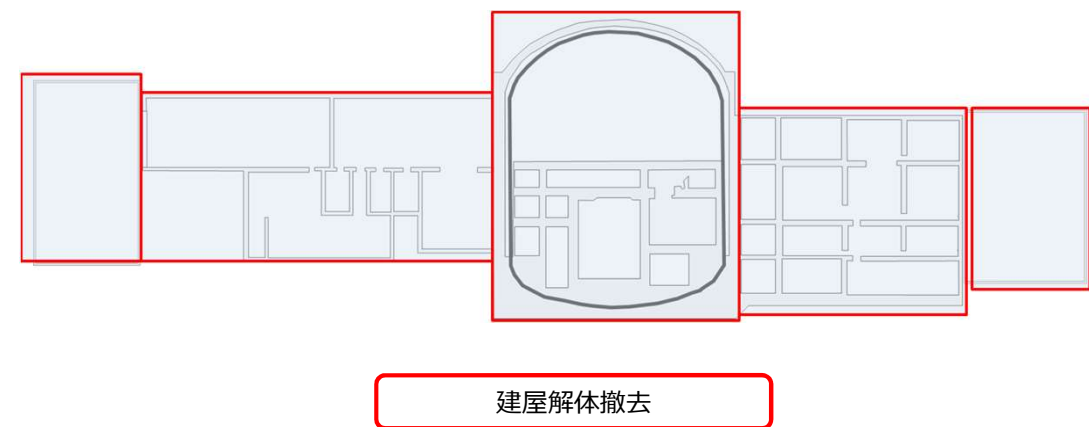
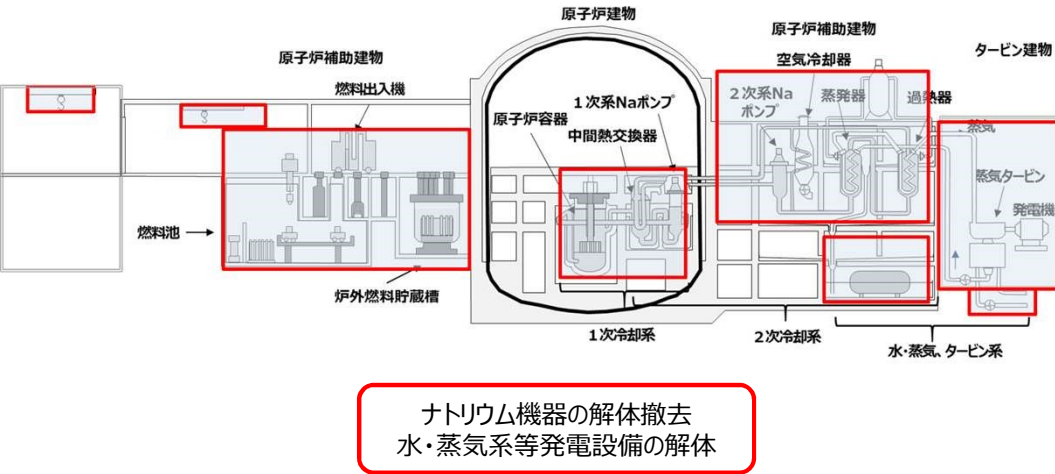
## 【第1段階 燃料体取出し期間】

## 【第2段階 解体準備期間】



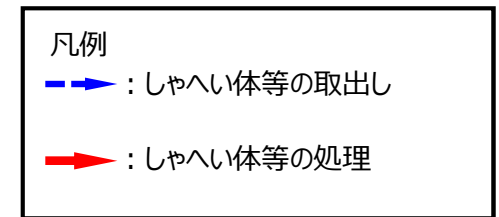
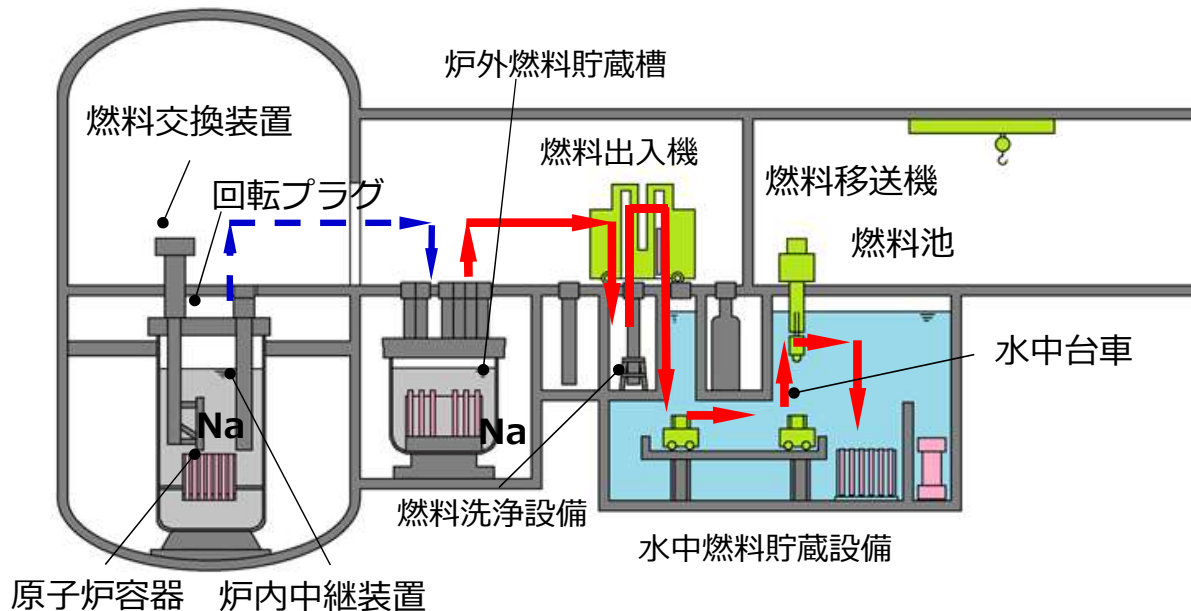
## 【第3段階 廃止措置期間 I】

## 【第4段階 廃止措置期間 II】



# しゃへい体等の取出し作業概要

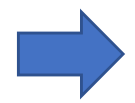
- 第1段階の燃料体取出し作業で経験、実績のある燃料取扱設備を使用
- 以下の①、②の作業を繰り返し、安全確実に実施
  - ①しゃへい体等の取出し
    - 燃料体取出し作業と同様にしゃへい体等を炉心から取り出して炉外燃料貯蔵槽に移送する
  - ②しゃへい体等の処理
    - しゃへい体等を炉外燃料貯蔵槽から取り出して燃料洗浄設備において付着したナトリウムを蒸気及び水によって洗浄し、燃料池の貯蔵ラックに貯蔵する
- ナトリウム漏えいの発生リスク低減等、廃止措置を安全、確実かつ、可能な限り早期に完了するため、原子炉容器内ナトリウム液位を通常液位 (NsL) から低液位 (SsL) とし、しゃへい体等の取出し作業を実施
- SsL液位による燃料交換装置への影響 (熱収縮や浮力、不純物混入によるナトリウム純度低下) を事前に確認するとともに、燃料交換装置の動作に影響を及ぼす可能性を想定し、ナトリウム純化等を可能とするリカバリープランを予め検討、準備。(次頁以降参照。)



しゃへい体等取出し経路

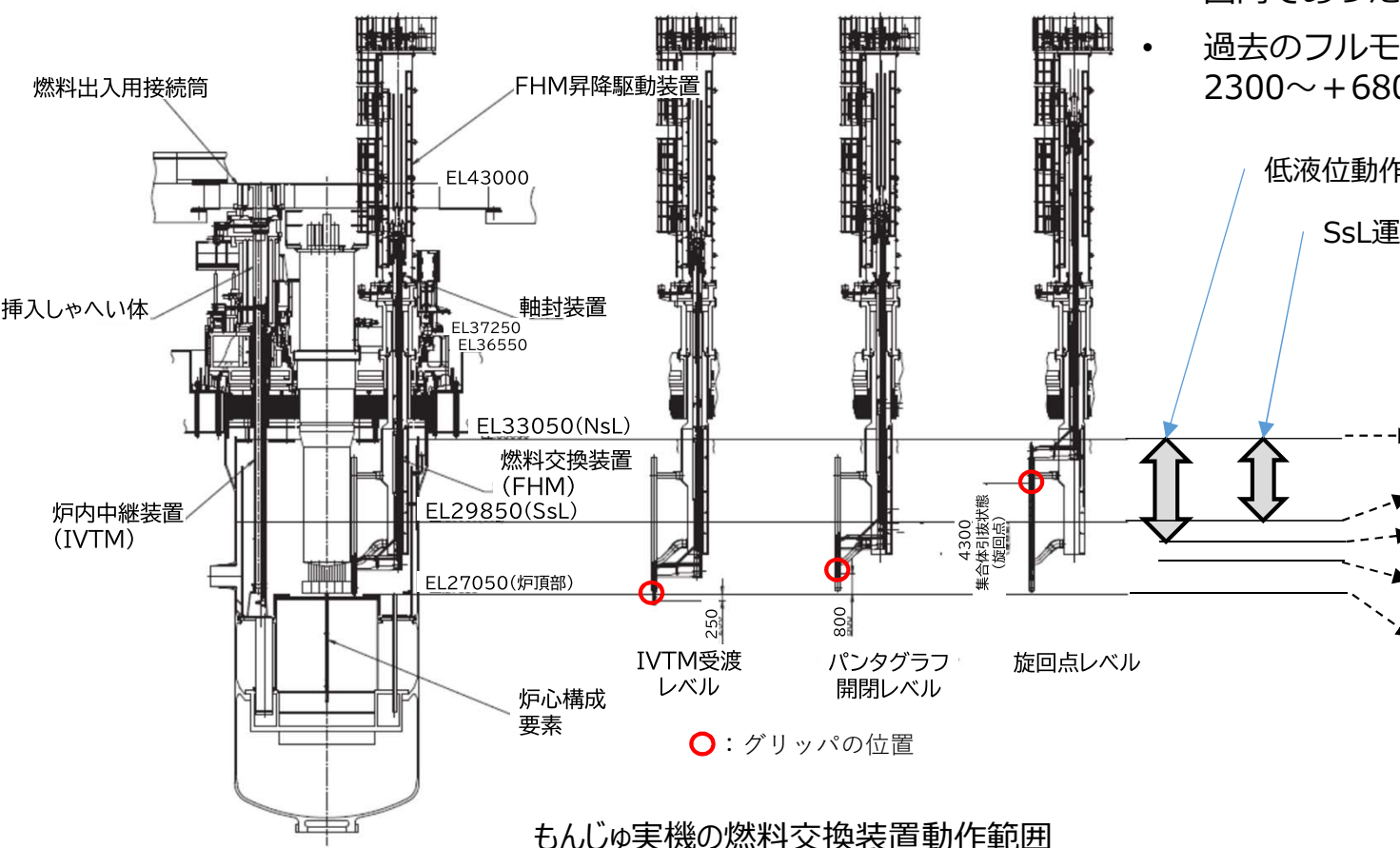
## 影響 1 (熱収縮、浮力)

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+6000mm→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月に低液位の状態での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 (P15参照)
- 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~+6800mm) での動作経験あり



低液位動作試験でガス中に露出する範囲  
SsL運用でガス中に露出する範囲

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
+6800mm	NsL	
+6000mm		NsL
+2800mm		SsL
+2300mm	EsL低液位試験	
+1720mm		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

もんじゅ実機の燃料交換装置動作範囲

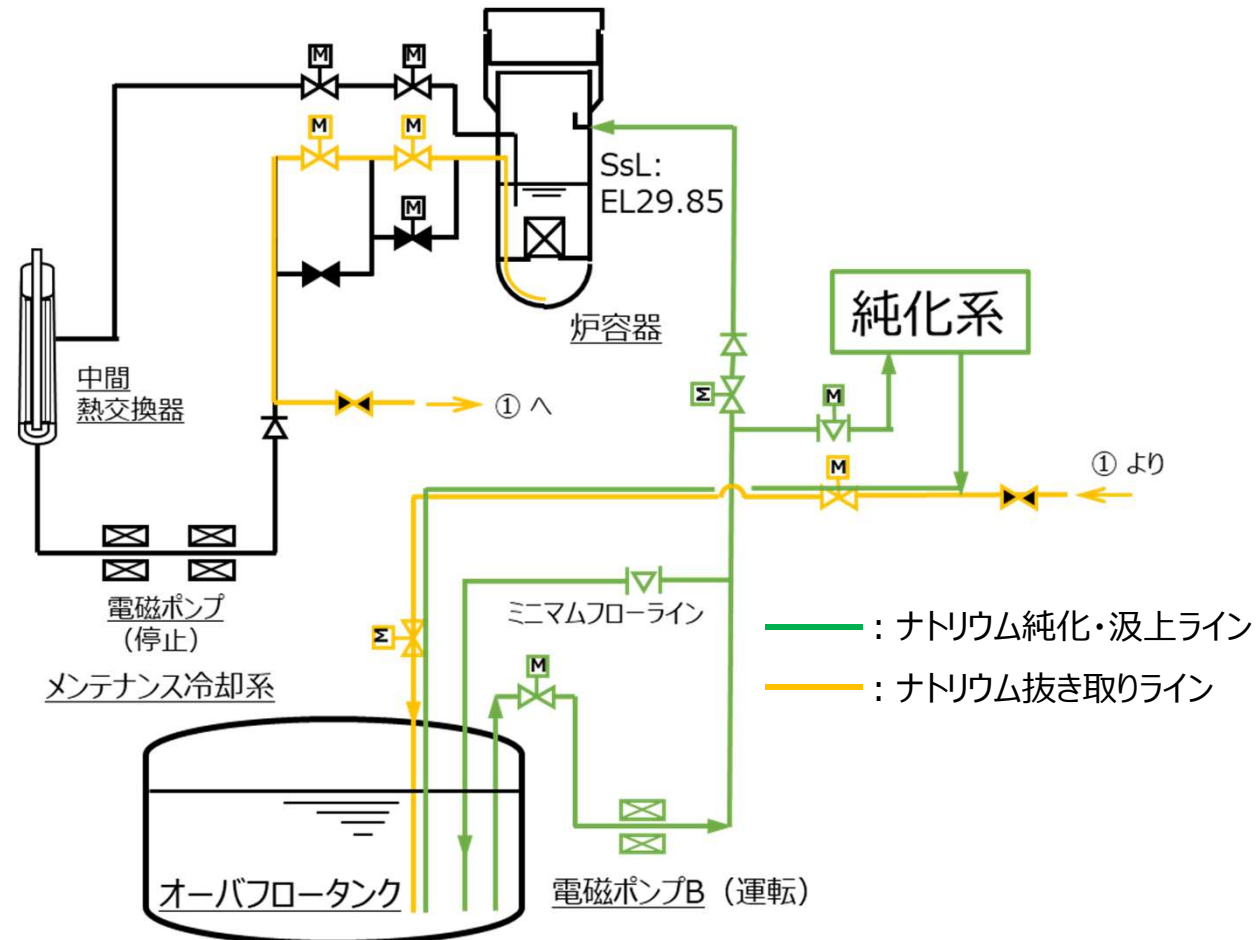
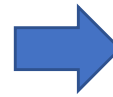
(前頁の続き)

## 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 (P16参照)



## リカバリープランの準備

- 低液位運用は、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)

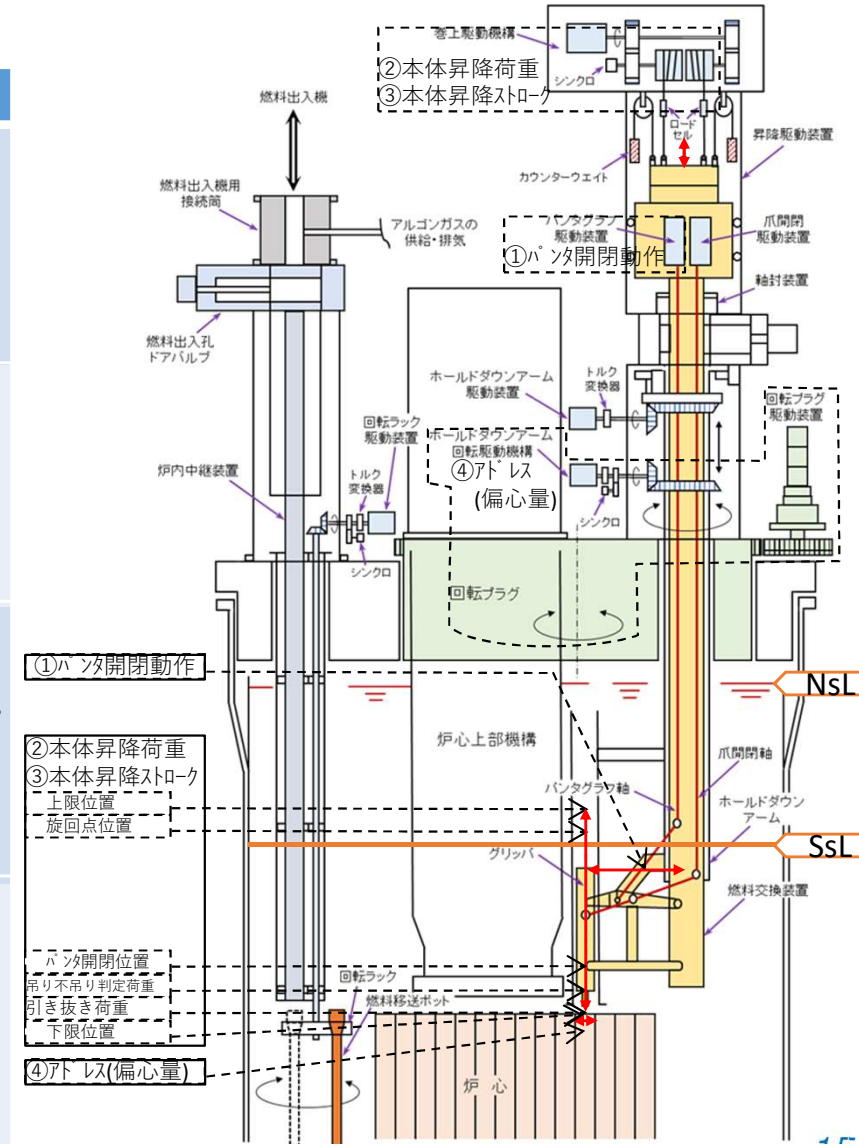
## 目的

事前確認試験は、原子炉容器内ナトリウム低液位（NsL）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

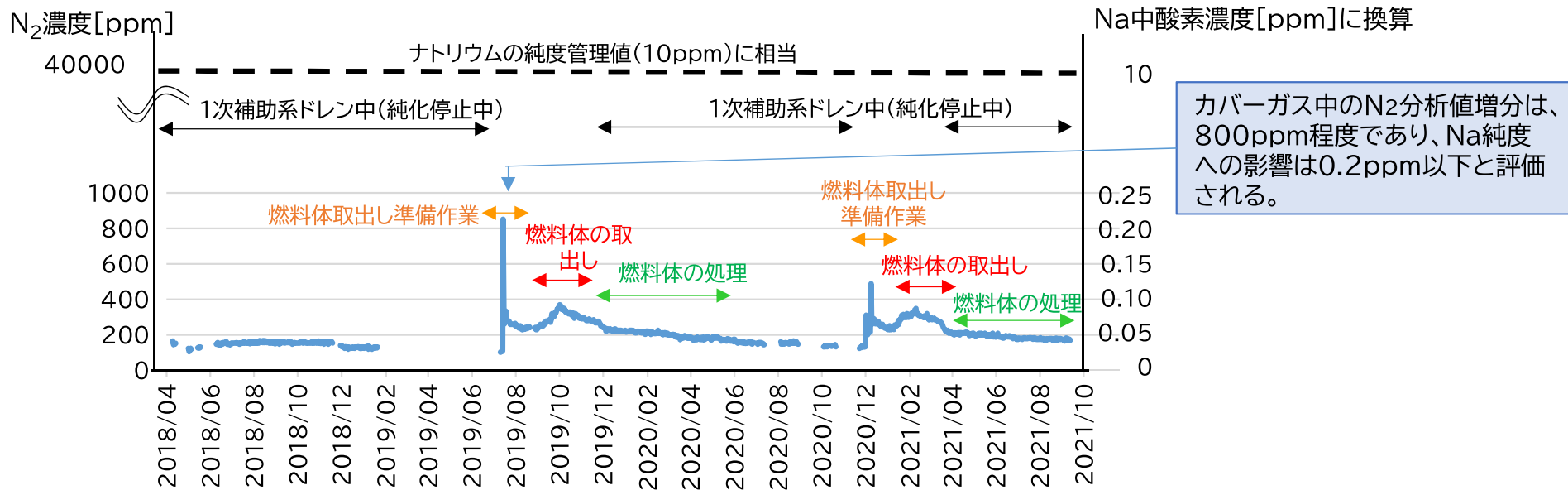
SsLにおいて①燃料交換装置パンタグラフ開閉動作②同本体昇降加重確認③同本体昇降ストローク確認④アドレス確認を実施し、燃料交換装置のそれぞれ部位の熱収縮・浮力低下の影響を確認した。結果、影響は想定した範囲内であり、しゃへい体の吊り不吊り判定値を見直すことでSsLにおけるしゃへい体等の取出しが可能であることを確認した。

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加重確認	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。





## 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

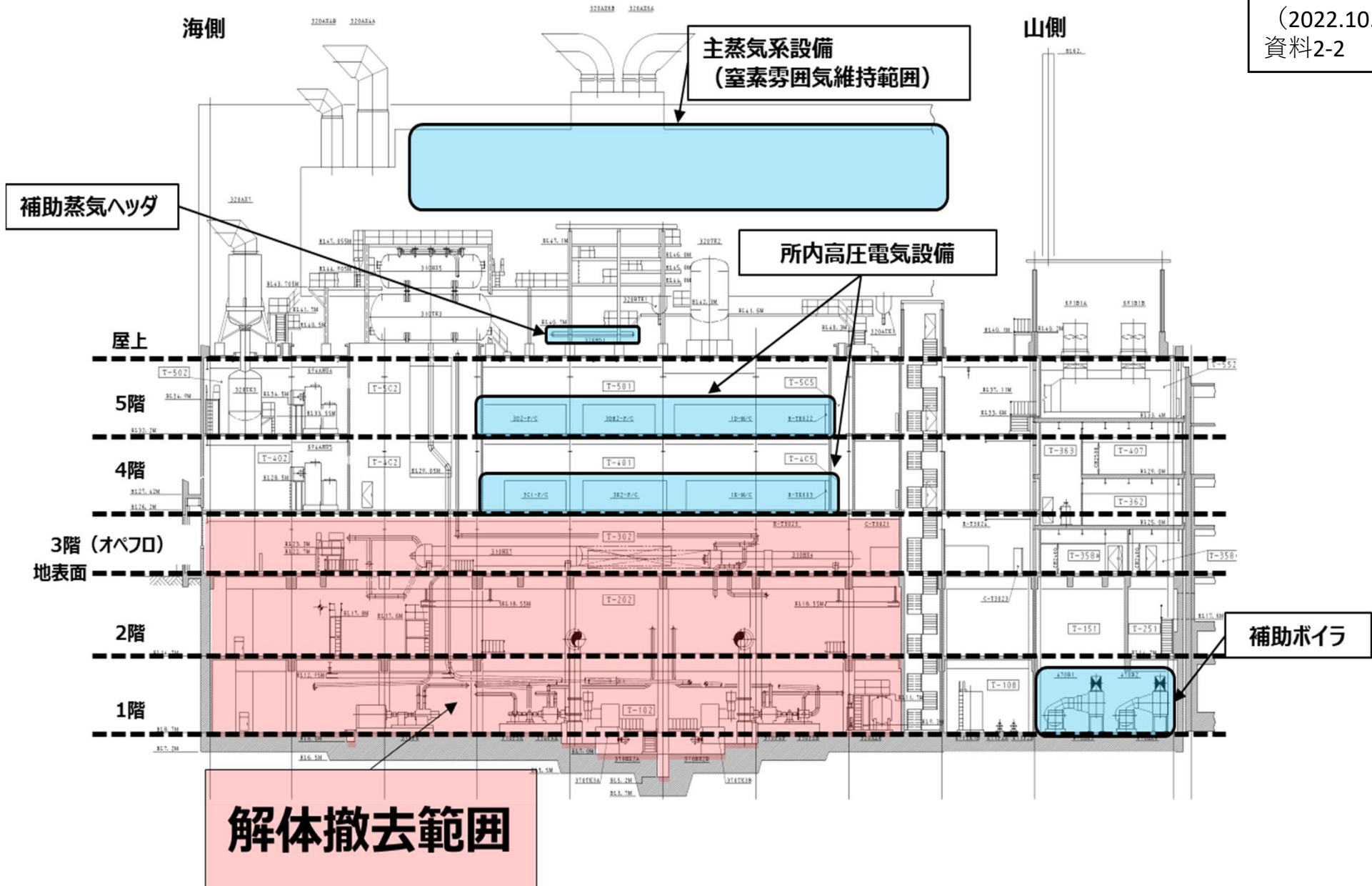


## しゃへい体等取出し時における不純物混入の可能性評価

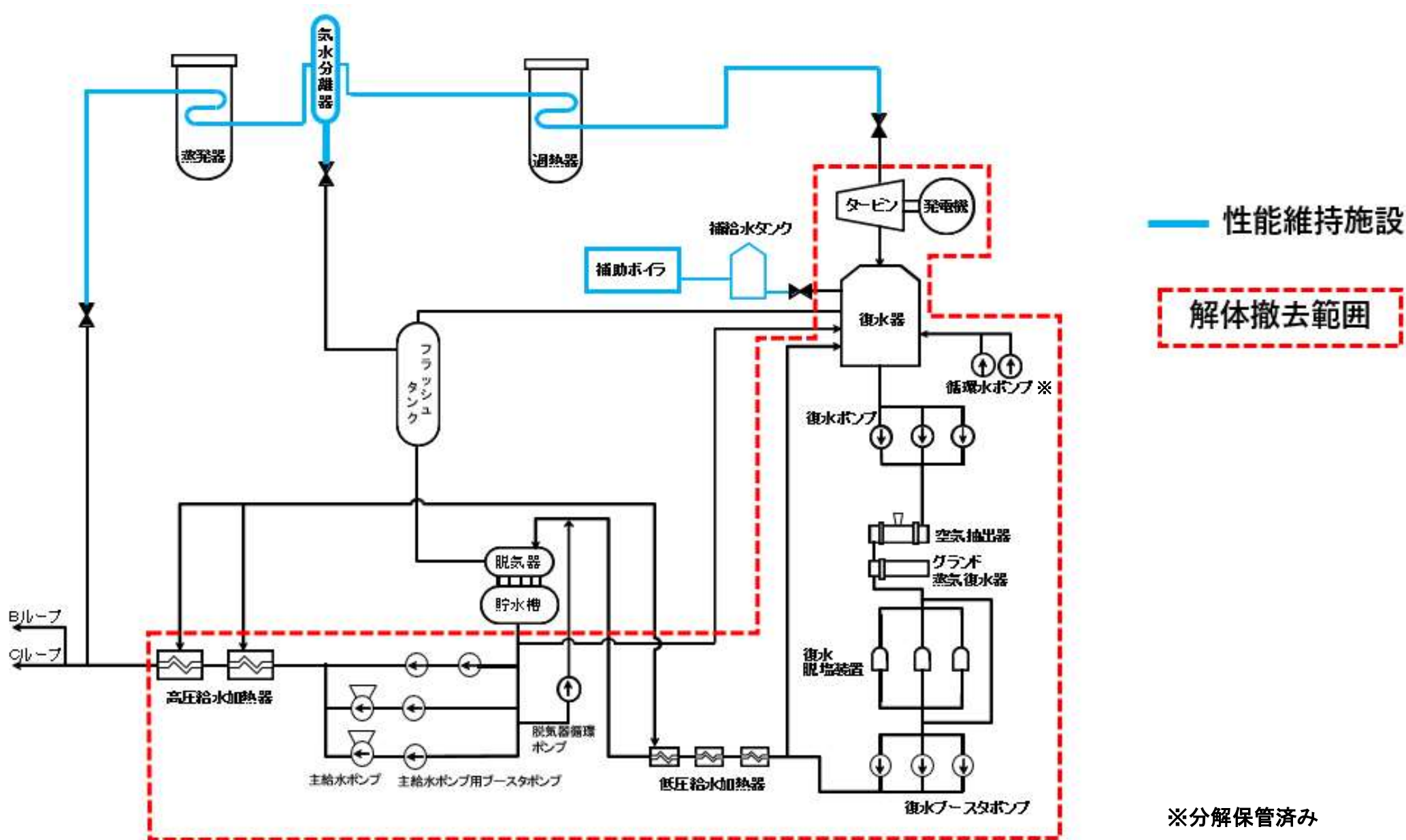
不純物混入原因	過去のプラント運用での実績	しゃへい体等取出しへの影響
①系統内不純物の溶出	起動試験の初回昇温時に系統内の不純物が溶出し、Na中酸素濃度が9ppmまで増加	なし(系統内不純物の溶出は完了しており、新たな溶出はない)
②燃料交換装置等設置、撤去時の空気混入	燃料交換、燃料取出し作業の都度、発生しているが、Na純度への影響は極めて限定的(上図参照)	問題ないレベル(これまでの実績からNa純度への影響は0.2ppm程度)
③カバーガスによる持ち込み	アルゴンガス供給系から供給されたアルゴンガス(年間500m <sup>3</sup> 程度)の不純物酸素が持ち込まれている	問題ないレベル(酸素10ppm含有Arガスを500m <sup>3</sup> 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模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SsLI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

# 水・蒸気系等発電設備の解体撤去範囲 (断面図)

第42回もんじゅ安全監視チーム会合  
(2022.10.24)  
資料2-2 図2.2



# 水・蒸気系等発電設備の解体撤去範囲（系統図）



※分解保管済み