しゃへい体等取出し作業の方針変更

2026年11月12日

日本原子力研究開発機構（JAEA）

はじめに

【既認可の廃止措置計画記載内容】

- 廃止措置計画では、「**リスク対象として放射性物質とナトリウムに着目**し、廃止措置段階ごとのプラント状態、想定すべきリスクに応じた管理を図る」こととしている。
- また、同計画の中で廃止措置第2段階では**バルクナトリウムの搬出、ナトリウム設備の解体着手準備完了（しゃへい体等の取出し完了 ）を優先的に行う計画**としている。
- しゃへい体等の取出しは原子炉容器本体の解体のため、放射化したしゃへい体等、近接作業で取り出すことができないものを、第 2 段階中に燃料交換設備を用いて取り出すこととし、未照射のしゃへい体等を含め取り出す計画としていた。

【実績を踏まえた原子力機構の評価・判断】

- 機構では、廃止措置計画に基づき、原子炉容器本体の解体にあたり、第2段階において、近接作業で取り出すことのできない放射化したしゃへい体等を取り出すと共に、未照射のしゃへい体等（模擬燃料体等）も取り出すこととしていた。
- 放射化したしゃへい体等の取り出しが終わった段階で、改めて、今後の解体計画の見直しを行ったところ、**燃料取扱設備の故障等に伴う工程遅延リスクが想定以上に高く**※、仮に同設備を使い続け、ナトリウム中での模擬燃料体の取出作業を継続した場合、その後の、放射性バルクナトリウムの抜出し・搬出の着手時期が遅れ、**ナトリウムの保有期間が長期化する恐れ**があるとの検討結果に至った。
- よって、この**リスクを回避**するため、先にナトリウムの抜出しを行うこととし、模擬燃料体の取り出しは後の工程（第3段階の原子炉容器解体着手前）で、目視可能な状態、かつ、既存の燃料取扱設備を使用しない工法で取り出すこととするもの。

※ 第2段階のしゃへい体等取出し作業では、燃料交換装置（FHM）の不具合への対応から復旧、動作試験及び検査の完了までに約1年を要した。

【本日の説明主旨】

「燃料取扱設備の故障等に伴う工程遅延のリスク」を整理したうえで、方針変更後に考慮すべき模擬燃料体の長期間装荷するリスク等について評価した。結果、今回の方針変更は**「ナトリウム保有リスク」の低減を遅延することなく達成**でき、廃止措置全体を俯瞰した際、合理的な選択であることを説明する。

目次

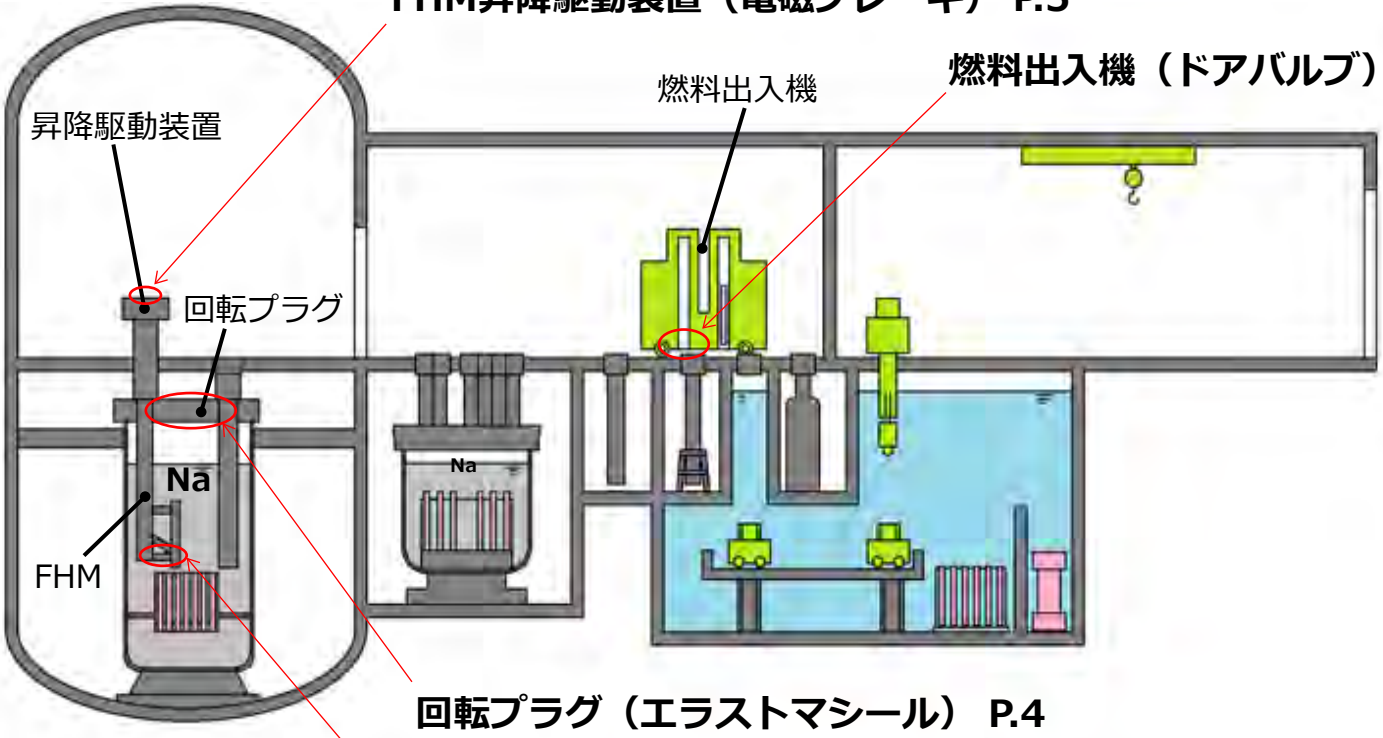
1．従来方針を継続する場合のリスク（P.3～9）
- 故障リスクを抱える燃料取扱設備全体図
- 燃料取扱設備の故障等に伴う工程遅延のリスク①～④
- 燃料取扱設備の故障等が発生した場合の工程影響
- 方針変更前後の保有リスク変化（イメージ）

2．方針変更に伴う原子炉容器解体前処理の成立性（P.10～17）
- 模擬燃料体取出し方針変更に伴い評価が必要となる範囲
- 差分１－１：模擬燃料体装荷状態におけるバルクNa抜出し
- 差分１－２：模擬燃料体装荷状態における残留Na回収
- 差分１－３：模擬燃料体装荷状態における残留Na安定化処理
- 差分２：仮設揚重設備による模擬燃料体取出しの成立性評価
- 差分３：模擬燃料体の長期間装荷に係る影響評価（1/3）～（3/3）

3．各方針の比較結果（P.18）

別紙（P.19～35）

1. 従来方針を継続する場合のリスク
故障リスクを抱える燃料取扱設備全体図



①回転プラグ（エラストマシール）

【設備概要】

しゃへい体等取出し作業時は、原子炉容器カバーガスバウンダリのフリーズ合金を溶融するため、フリーズシール背圧を原子炉容器カバーガス圧力より少し高く維持している。エラストマシールは中空のゴムリングをアルゴンガスで加圧することでゴムを膨張させ、回転プラグに密着させる構造であり、フリーズシール背圧の圧力バウンダリを構成している。

【回転プラグ（エラストマシール）】

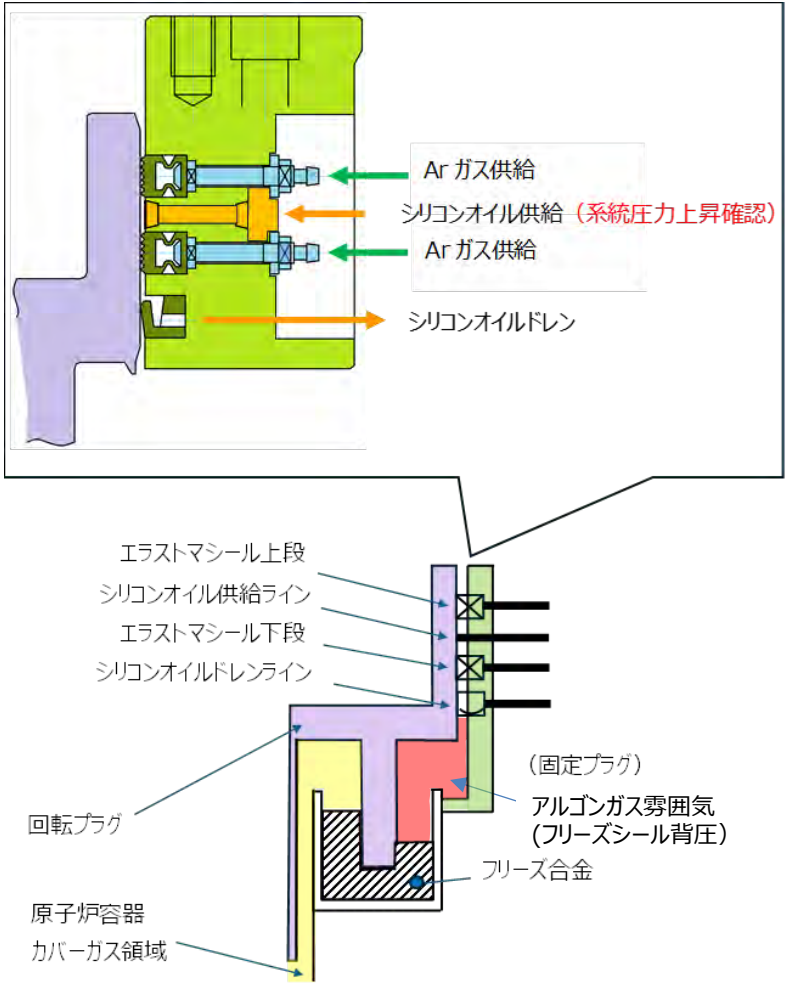
回転プラグのエラストマシールについては、2026年6月以降に関連する系統において圧力上昇が確認されている。この圧力上昇の原因調査には約1ヵ月を要する見込みである。その結果、原因がエラストマシールにあると判明した場合には、保修又は分解（交換）作業が必要となる。
なお、しゃへい体等取出し作業時以外は、フリーズ合金を固化させ、原子炉容器カバーガスの漏えいを防止している。

【原因調査等の期間】

原因調査　　：約1ヵ月
保修　　：約3ヵ月
分解（交換）：約1.5年【前回実績】

【発生可能性】

燃料体取出し作業時から想定していたリスクであり、2026年度の取出し作業後に顕在化している。



＜回転プラグ（エラストマシール）関連系統の圧力上昇＞

②FHM昇降駆動装置（電磁ブレーキ）

【設備概要】

FHM昇降駆動装置は、しゃへい体等取出し作業時に、FHM本体の昇降を行う設備であり、電磁ブレーキはFHMの落下を防止する機能を担っている。

【FHM昇降駆動装置（電磁ブレーキ）】

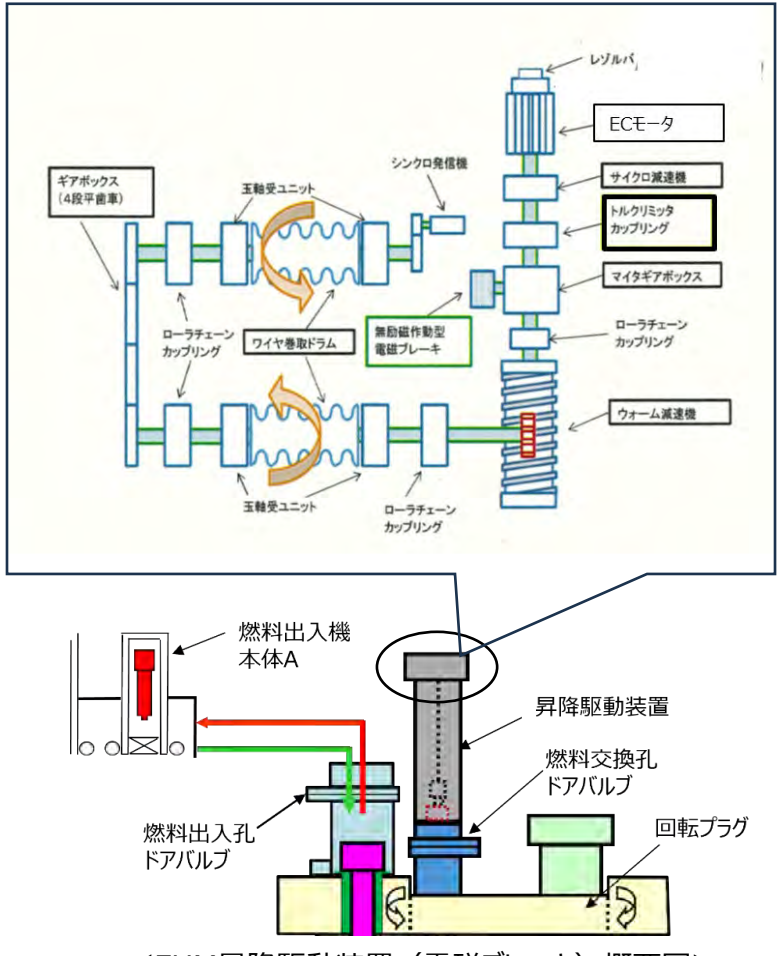
FHM昇降駆動装置の電磁ブレーキについては、2026年度の取出し作業において動作不良による過負荷トリップ警報が複数回発生した。調査の結果、電磁ブレーキの動作に不安定な傾向が確認されており、次回の取出し作業を実施する場合には、事前に電磁ブレーキの交換が必要であると評価している。

【原因調査等の期間】

分解（交換）：約1.5ヵ月

【発生可能性】

燃料体取出し作業時から想定していたリスクであり、2026年度の取出し作業中に顕在化している



＜FHM昇降駆動装置（電磁ブレーキ）概要図＞

③燃料出入機（ドアバルブ）

【設備概要】

燃料出入機は、炉心構成要素を炉内中継装置から原子炉容器外へ取り出し、炉外の各種設備（燃料貯蔵、検査、処理、水中貯蔵設備など）間を移送している。このうちドアバルブは、燃料出入機内のアルゴンガスバウンダリの維持及び放射線の遮へい機能を担っている。

【燃料出入機（ドアバルブ）】

2026年度のしゃへい体等取出し作業では、ナトリウムの滴下・蓄積に起因する全閉不良が発生し、作業の進捗に伴って状態が悪化した。手動操作の併用により運用を継続できたものの、燃料出入機の位置によっては足場設置作業が必要であり、さらなる悪化時には分解点検をする必要がある。

模擬燃料体取出しでは227体を連続して取り扱うため、これまでの最大実績である202体を上回り、同様の不具合が発生するリスクはより高いと評価している。

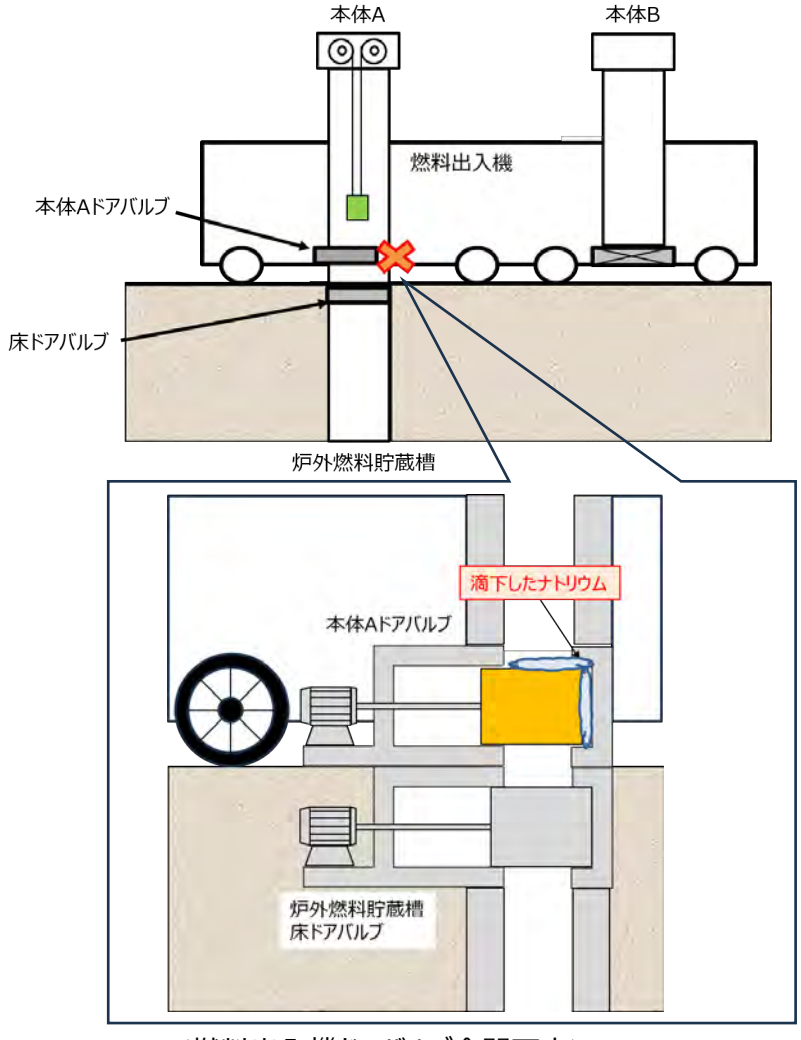
【原因調査等の期間】

分解点検：約1.5ヵ月＋部品納期

足場設置：約1ヵ月

【発生可能性】

燃料体取出し作業時から想定していたリスクであり、2026年度の取出し作業で発生していることから、発生可能性は高い。



＜燃料出入機ドアバルブ全閉不良＞

④ FHM爪開閉アーム

【設備概要】

炉内でのしゃへい体等の取扱いは、FHM本体に設置されたグリッパを用いて行う。グリッパは爪の開閉動作により、しゃへい体等をつかみ又は離す機能を有する。爪開閉アームは、この爪の開閉機構を構成するリンク機構の一部であり、爪開閉モータの運動を爪へ伝達する役割を担っている。

【FHM爪開閉アーム】

2025年のFHMグリッパ動作不可事象の調査においてアームの反りが確認されており、反り量は許容範囲内で運用上の支障はないものの、発生時期・原因や進展傾向は把握できていない。このため、227体の模擬燃料体を対象とした長期間の連続運転では、反りの進行により「つかみ・はなし不具合」が発生するリスクを否定できない。不具合発生時には交換部品の製作に年単位を要する場合もあることから、工程が大幅に遅延するおそれがある。

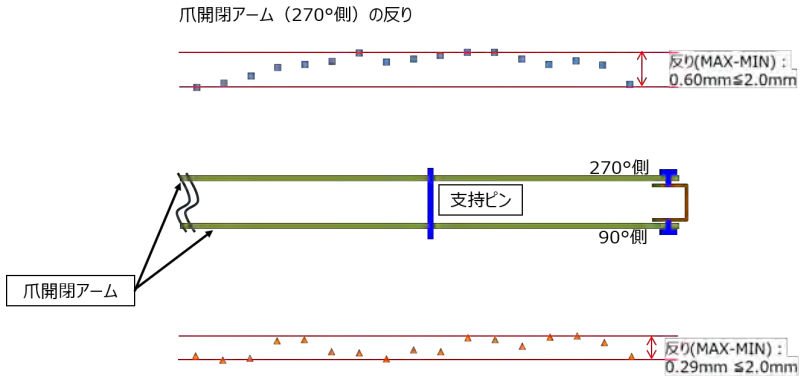
【原因調査等の期間】

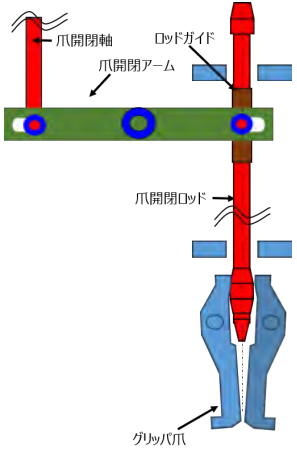
故障部品によっては製作が年単位

【発生可能性】

2025年の点検時に認知したリスクであり、アームの反りは許容値内で推移している。また、これまでの運転実績において同様の事象は発生していないことから、発生可能性は低い。

爪開閉アームの反り量許容値：2.0㎜以下



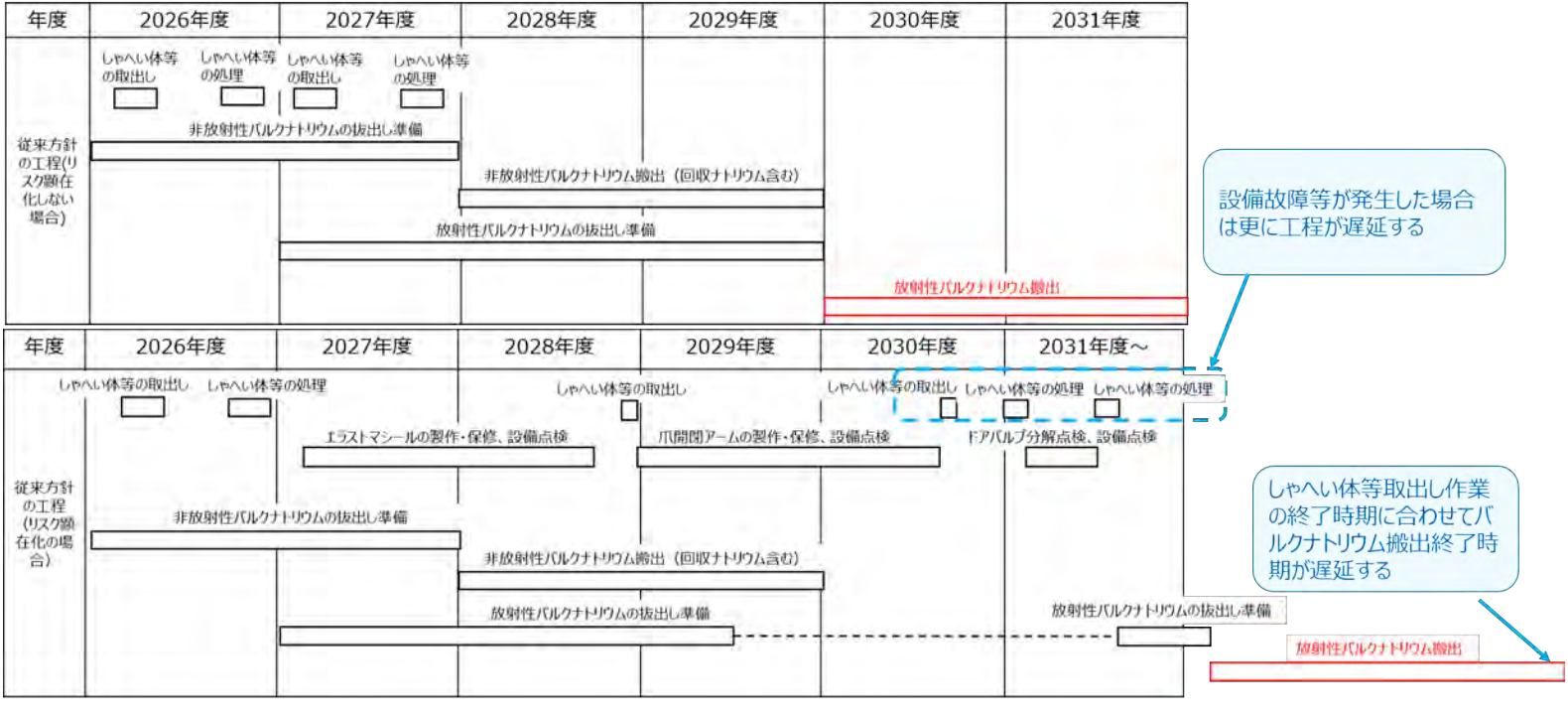


<FHM爪開閉アームの反り>

1. 従来方針を継続する場合のリスク
燃料取扱設備の故障等が発生した場合の工程影響

- しゃへい体等取出し作業は、設備故障による工程遅延リスクを抱えながら実施することとなる。
- これまでに挙げた工程遅延リスクが顕在化した場合の工程影響を一例として下図に示す（FHM（爪開閉アーム）の復旧期間については、実績がなく、製作に必要な期間は年単位と想定しているため、約1.5年と仮定）。
- 放射性バルクナトリウム搬出は、しゃへい体等取出し作業完了後に実施する原子炉容器及び炉外燃料貯蔵槽内のナトリウム抜出しを前提としている。
- 故障が発生した場合、しゃへい体等取出し作業終了時期が遅延し、**放射性バルクナトリウム搬出の終了時期にも影響を及ぼす**。
- なお、非放射性バルクナトリウム搬出は使用する設備やエリアがしゃへい体等取出し作業と干渉しないことから、並行して実施することが可能である。

＜燃料取扱設備の故障等による工程遅延した場合の想定工程＞

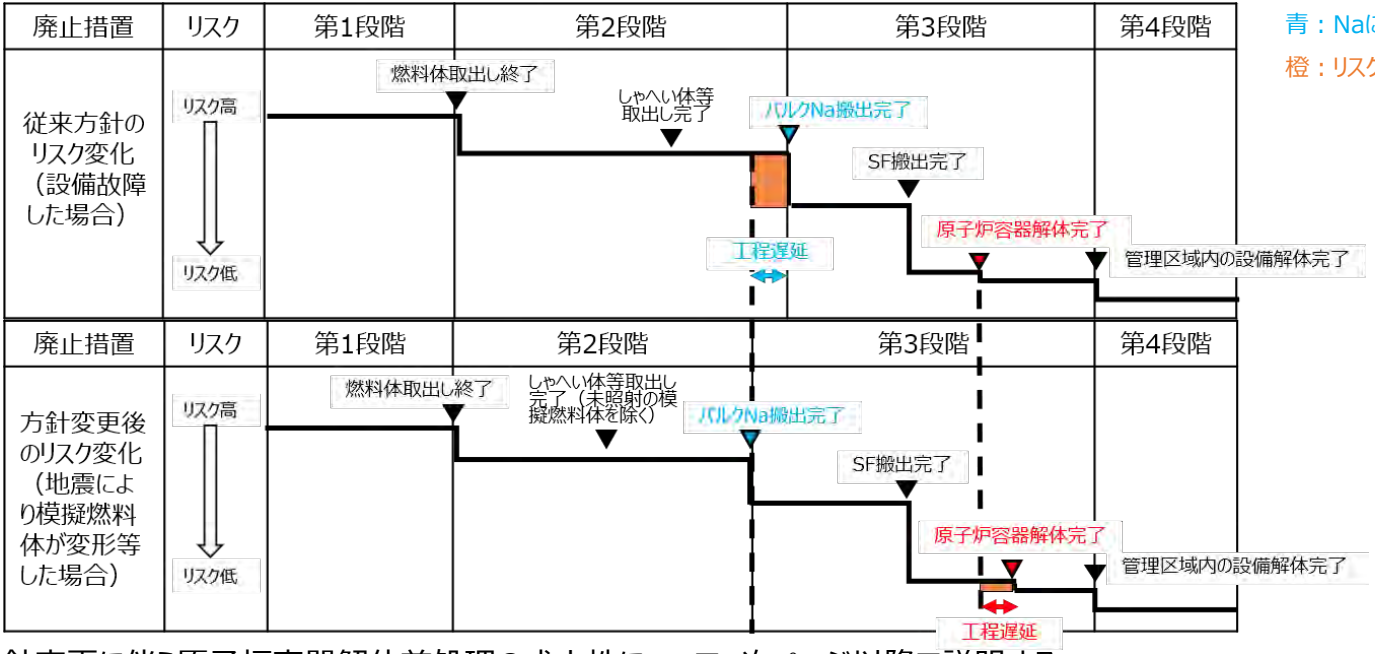


1. 従来方針を継続する場合のリスク
方針変更前後の保有リスク変化（イメージ）

- 従来方針では、燃料取扱設備の故障等による工程遅延が発生した場合、バルクNa（非放射性+放射性）搬出完了（ Na保有リスクの低減）が遅延するおそれがある。
- 一方、方針変更後は地震による模擬燃料体の変形等が発生した場合、原子炉容器解体完了（放射性物質保有リスクの低減）が遅延するおそれがあるものの、原子炉容器解体時点の全体の保有リスクは低く、影響は小さい。また、対応については想定される模擬燃料体の状態に応じて、適切な取出し工法を選定することが可能と評価している。
- もんじゅの廃止措置においては、化学的に活性なNaの保有リスクを早期に低減することが重要である。
- 両リスクを比較した結果、方針変更により燃料取扱設備の故障等による工程遅延を回避し、Na保有リスクを遅延することなく低減できることから廃止措置全体を俯瞰した際、合理的な選択であると判断した。

＜方針変更前後の保有リスク変化（イメージ）＞

赤：放射性物質保有に係るリスク
青：Naに係るリスク
橙：リスクの大きさ

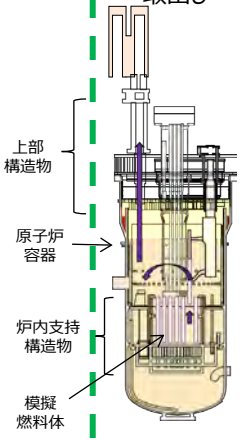


- 方針変更に伴う原子炉容器解体前処理の成立性について、次ページ以降で説明する。

2. 方針変更に伴う原子炉容器解体前処理の成立性
模擬燃料体取出し方針変更に伴い評価が必要となる範囲

方針変更内容：模擬燃料体取出し時期の変更（第2段階から第3段階に変更）

模擬燃料体取出し

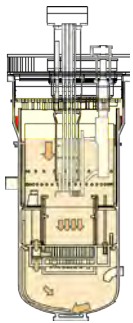


従来方針

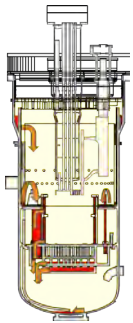
今回方針

差分１：模擬燃料体装荷状態におけるバルクNa抜出し、残留Na回収、残留Na安定化処理（方針変更に伴い作業条件が異なるため、影響評価を行う）

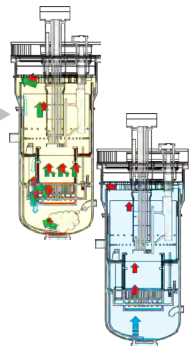
バルクNa抜出し



残留Na(滞留)回収

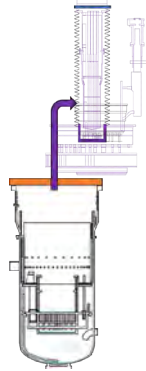


残留Na安定化処理



方針変更前後で作業方法及び条件が同じ（評価不要）

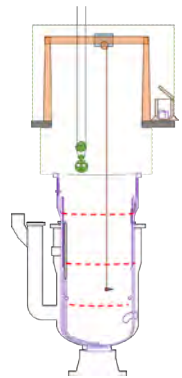
上部構造物解体



差分２：仮設揚重設備による模擬燃料体取出し（方針変更に伴い作業方法が異なるため、成立性評価や工程影響評価を行う）

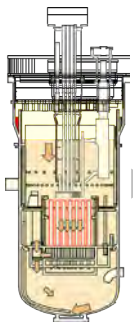
方針変更前後で作業方法及び条件が同じ（評価不要）

原子炉容器解体

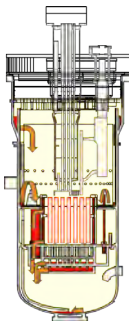


差分３：模擬燃料体の長期間装荷（更に考慮すべき事項として影響評価を行う）

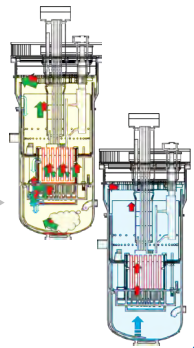
バルクNa抜出し



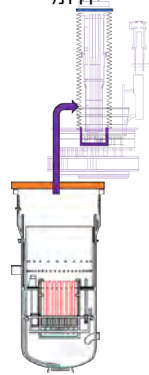
残留Na (滞留)回収



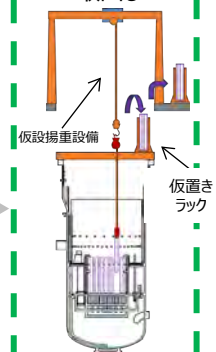
残留Na安定化処理



上部構造物解体



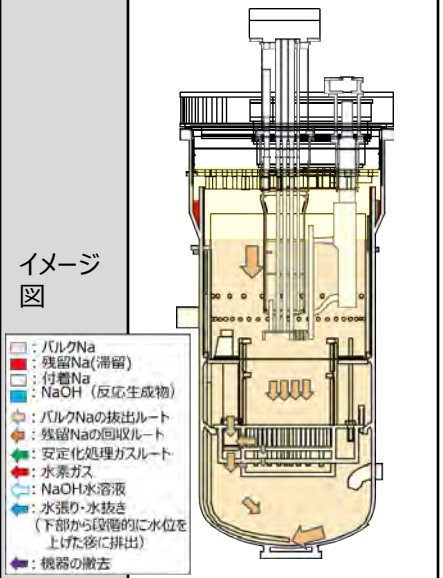
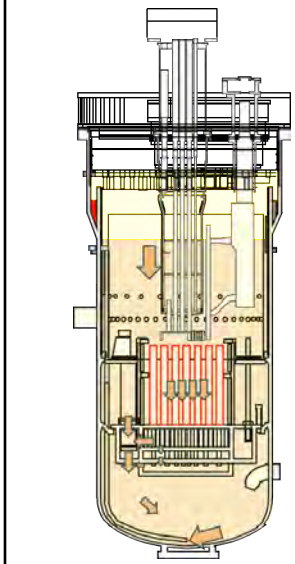
模擬燃料体取出し



：バルクNa
：残留Na(滞留)
：付着Na
：NaOH（反応生成物）
：バルクNaの抜出ルート
：残留Naの回収ルート
：安定化処理ガスルート
：水素ガス
：NaOH水溶液
：水張り・水抜き（下部から段階的に水位を上げた後に排出）
：機器の撤去

2. 方針変更に伴う原子炉容器解体前処理の成立性
差分１－１：模擬燃料体装荷状態におけるバルクNa抜出し

１．作業概要及び方針変更による差分

	従来方針	今回方針
作業概要	原子炉容器内のバルクNaを既設設備（1次メンテナンス冷却系）により抜き出す。	
イメージ図		
方針変更による差分	従来方針では模擬燃料体取出し後にバルクNa抜出しを実施する計画であったが、今回方針では**模擬燃料体を装荷した状態でバルクNa抜出しを実施**する。	

２．差分により新たに考慮が必要となる事項

No.	評価項目	評価の観点
1	模擬燃料体がバルクNa抜出経路へ与える影響	模擬燃料体の存在がバルクNaの抜出経路に干渉しないことを確認する必要がある。
2	模擬燃料体内部のNaが排出されるか	模擬燃料体内部にNaが保持されるような構造となっていないか確認する必要がある。

３．評価結果

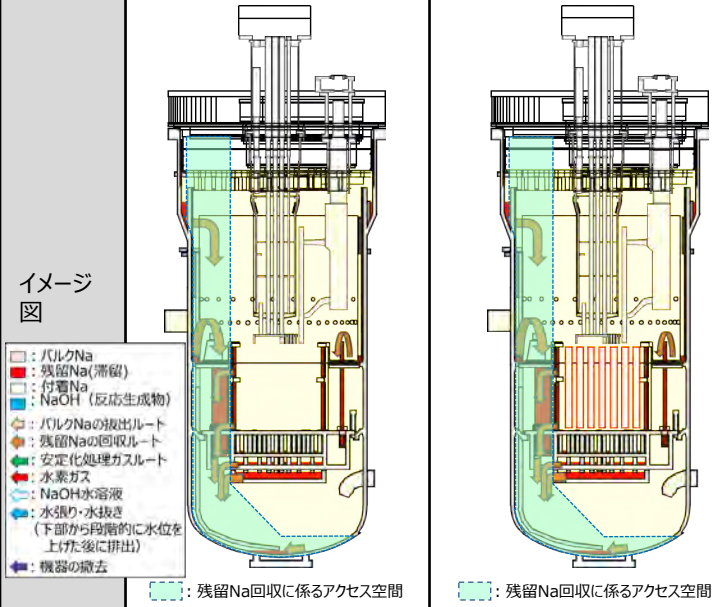
No.	評価項目	評価結果
1	模擬燃料体がバルクNa抜出経路へ与える影響	**模擬燃料体はバルクNa抜出経路へ影響を与えない。** 模擬燃料体は原子炉容器内に部分装荷されており、バルクNa抜出流路を閉塞するものではないことから、Na抜出経路に干渉しない。
2	模擬燃料体内部のNaが排出されるか	**模擬燃料体内部のNaは排出可能である。** 模擬燃料体は内部にNaを保持する構造ではなく、過去のNa排出性確認試験において良好な排出性を確認している。

４．結論

模擬燃料体の存在がバルクNa抜出しに与える影響を評価した結果、バルクNa抜出しの成立性に影響を与える事項は確認されなかった。

2. 方針変更に伴う原子炉容器解体前処理の成立性
差分１－２：模擬燃料体装荷状態における残留Na回収

１．作業概要及び方針変更による差分

	従来方針	今回方針
作業概要	原子炉容器内の残留Naについて、滞留部のNaを穿孔及び汲み上げ等により原子炉容器底部に導き、既設設備等（１次メンテナンス冷却系）より回収する。	
イメージ図		
方針変更による差分	従来方針では模擬燃料体取出し後に残留Na回収を実施する計画であったが、今回方針では**模擬燃料体を装荷した状態で残留Na回収を実施**する。	

２．差分により新たに考慮が必要となる事項

No.	評価項目	評価の観点
1	残留Na回収量への影響	模擬燃料体内部に有意な量のNaが残留しないこと及び模擬燃料体付着Naが残留Na回収量に影響するかを確認する必要がある。
2	回収方法への影響	模擬燃料体の存在により残留Naの回収経路や回収治具による各残留Naへのアクセスが不可とならないことを確認する必要がある。

３．評価結果

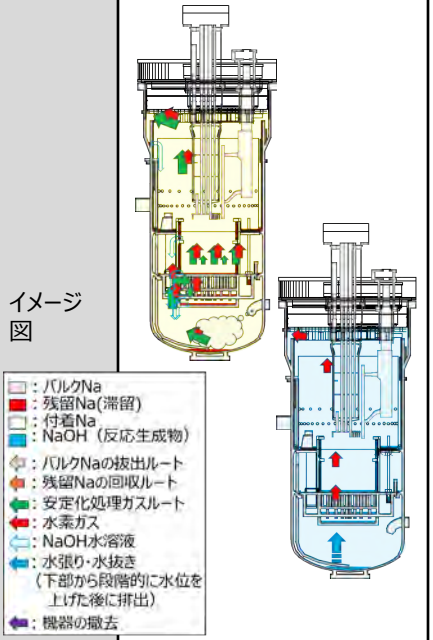
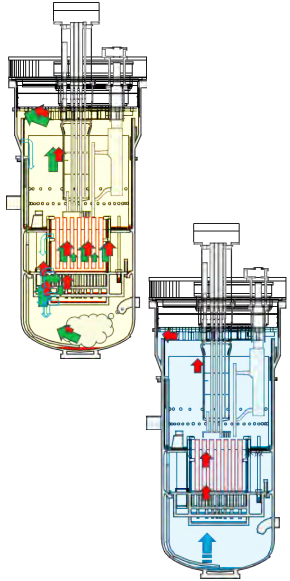
No.	評価項目	評価結果
1	残留Na回収量への影響	**模擬燃料体の存在による残留Na回収量への影響はない。** 模擬燃料体は内部にNaを保持する構造ではない。なお、模擬燃料体に付着したNaは残留Na回収の対象ではなく、安定化処理により処理される。このため、模擬燃料体の存在によって残留Na回収量は増加しない。（安定化処理へ与える影響については差分1-3にて評価）
2	回収方法への影響	**模擬燃料体の存在による残留Na回収方法への影響はない。** 模擬燃料体は部分装荷状態であり、Naの排出性も良好であることから、残留Naの回収経路には影響しない。また、模擬燃料体は炉心槽内に存在するが、残留Na回収治具による各残留Naへのアクセスは、炉心槽の外側から実施可能なため、模擬燃料体の存在が残留Na回収作業を阻害することはない。

４．結論

模擬燃料体の存在が残留Na回収に与える影響を評価した結果、残留Na回収の成立性に影響を与える事項は確認されなかった。

2. 方針変更に伴う原子炉容器解体前処理の成立性
差分１－３：模擬燃料体装荷状態における残留Na安定化処理

１．作業概要及び方針変更による差分

	従来方針	今回方針
作業概要	残留Naに対する安定化処理方法については、炭酸塩化法、WVN法、SHS法があり、現時点ではWVN法を有力な候補として検討を進めている。(参考資料参照) WVN法では気相中での反応を段階的に進めた後、最終段階で水リンスを実施することにより、残留Naの安定化処理を図る。	
イメージ図		
方針変更による差分	従来方針では模擬燃料体取出し後に残留Na安定化処理を実施する計画であったが、今回方針では**模擬燃料体を装荷した状態で残留Na安定化処理を実施**する。	

２．差分により新たに考慮が必要となる事項

No.	評価項目	評価の観点
1	ガス流動性・反応生成物排出性への影響	模擬燃料体の存在により安定化処理ガスの流動経路及び反応生成物の排出経路が阻害されないことを確認する必要がある。
2	模擬燃料体に付着するNaが安定化処理に与える影響	模擬燃料体に付着するNaが原子炉容器の安定化処理成立性に影響を与えないことを確認する必要がある。
3	狭隘部のNaが安定化処理に与える影響	狭隘部のNaが安定化処理の成立性に影響を与えないことを確認する必要がある。

３．評価結果

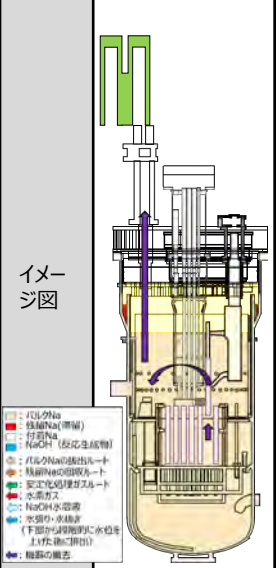
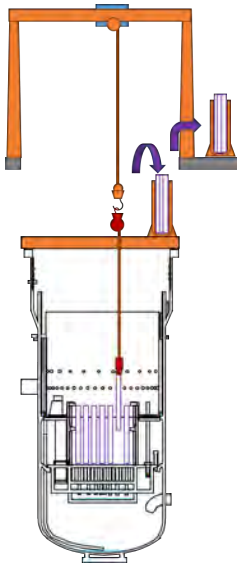
No.	評価項目	評価結果
1	ガス流動性・反応生成物排出性への影響	**模擬燃料体の存在により安定化処理ガスの流動経路及び反応生成物の排出経路は阻害されない。** 模擬燃料体は構造が比較的単純かつ炉心内に部分装荷されており、主要なガス流動経路及び反応生成物排出経路を閉塞するものではない。
2	模擬燃料体に付着するNaが安定化処理に与える影響	**模擬燃料体の残留Naは付着Naのみであり、WVN法による気相反応及び水リンスにより処理可能である。** また、模擬燃料体の付着Na量は少なく、原子炉容器内の残留Na安定化処理工程に有意な影響はない。
3	狭隘部のNaが安定化処理に与える影響	WVN法による気相中での反応で処理できなかった未反応Naについても、**水リンスにより処理可能であり、安定化処理の成立性に影響はない。**

４．結論

模擬燃料体の存在が残留Na安定化処理に与える影響を評価した結果、安定化処理の成立性に影響を与える事項は確認されなかった。

2. 方針変更に伴う原子炉容器解体前処理の成立性
差分２：仮設揚重設備による模擬燃料体取出しの成立性評価

１．作業概要及び方針変更による差分

	従来方針	今回方針
作業概要	FHM（燃料交換装置）及び燃料出入機を使用し、Na中の模擬燃料体を取り出す。	残留Na安定化処理後に原子炉容器を開放し、模擬燃料体は気中で目視しながら取り出す。 模擬燃料体取出しは仮設揚重設備により実施する。
イメージ図		
方針変更による差分	従来方針では第2段階で模擬燃料体取出しを実施することとしていたが、今回方針では**模擬燃料体取出しを第3段階で実施する**。 従来方針ではFHM等の既設設備を用いた取出しを計画していたが、今回方針では**模擬燃料体を残留Na安定化処理後に仮設揚重設備を用いて取り出す**計画へ変更する。	

２．差分により新たに考慮が必要となる事項

No.	評価項目	評価の観点
1	工程影響	第3段階に模擬燃料体取出し工程が追加されることから、廃止措置工程への影響を確認する必要がある。
2	工法成立性	仮設揚重設備による模擬燃料体取出しが成立することを確認する必要がある。
3	Na固着	保守的な評価として模擬燃料体周辺の狭隘部に未反応Naが残留し、固着が生じた場合であっても模擬燃料体を取り出せることを確認する必要がある。
4	放射線管理成立性	模擬燃料体取出し時の放射線管理が成立することを確認する必要がある。
5	作業安全管理成立性	模擬燃料体の把持、吊上げ、搬送等の取出し作業を安全に実施できることを確認する必要がある。

３．評価結果

No.	評価項目	評価結果
1	工程影響	作業期間は約半年の想定であり、第3段階の詳細計画を策定する中で**作業開始時期の前倒し等により、廃止措置全体工程には影響しない**。
2	工法成立性	**既存技術及び既存装置の組合せにより対応可能である**。 今後、模擬燃料体の状態及び作業条件を踏まえ、工法の詳細化を進めるが、これらは取出し方法の詳細設計に関するものであり、模擬燃料体取出しの成立性に影響しない。
3	Na固着	保守的に狭隘部へ未反応Naが残留し、模擬燃料体と炉内構造物が固着する条件を仮定して評価した結果、**模擬燃料体引抜き時の必要荷重は仮設揚重設備により対応可能な範囲内**であり、模擬燃料体取出しの成立性を阻害するものではない。
4	放射線管理成立性	**模擬燃料体は未照射体であり、放射化していない。また、一次系機器等の調査結果から二次的な汚染もクリアランスレベル相当**である。 模擬燃料体取出しに伴い新たな放射線管理上の課題は生じず、放射線管理は成立すると評価した。
5	作業安全管理成立性	**模擬燃料体の存在により新たな危険源が追加されるものではなく**、既存の安全管理体系の中で作業手順、使用設備及び安全管理措置を事前に整備することにより、作業リスクは十分管理可能な範囲にある。

４．結論

模擬燃料体の取出し時期及び取出し方法の変更が模擬燃料体取出しの成立性に与える影響を評価した結果、模擬燃料体取出しの成立性に影響を与える事項は確認されなかった。

1.想定リスク

廃止措置第1段階で燃料体取出し作業は完了し、原子力安全に係るリスクは低減している。一方、今回方針によって模擬燃料体は第3段階まで原子炉容器内に長期間装荷されることになるため、各段階における地震の影響（模擬燃料体の変形等）についてリスク評価を実施する。

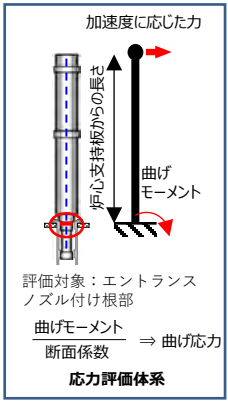
作業	リスク評価
バルクNa抜出し	地震による模擬燃料体の変形等を考慮した場合であっても、模擬燃料体は原子炉容器内に部分装荷されており、流路の閉塞はなくバルクNaの抜出経路にも干渉しないことから、バルクNa抜出しは可能と評価する。
残留Na回収	地震による模擬燃料体の変形等を考慮した場合であっても、残留Na回収ルートである炉内中継ラックは炉心槽外に設置されているため、アクセス空間を阻害することはなく、残留Naの回収は可能と評価する。
残留Na安定化処理	地震による模擬燃料体の変形等を考慮した場合であっても、模擬燃料体は構造が比較的単純かつ原子炉容器内に部分装荷されており、ガス流路の閉塞はない。また、気相中での反応を段階的に進めた後、最終段階において水張りを実施することから、残留Na安定化処理は可能と評価する。
模擬燃料体取出し	地震による模擬燃料体の変形等を考慮した場合、仮設揚重設備による模擬燃料体取出しに影響を与える可能性があるため、この場合の成立性について別途検討を行う。

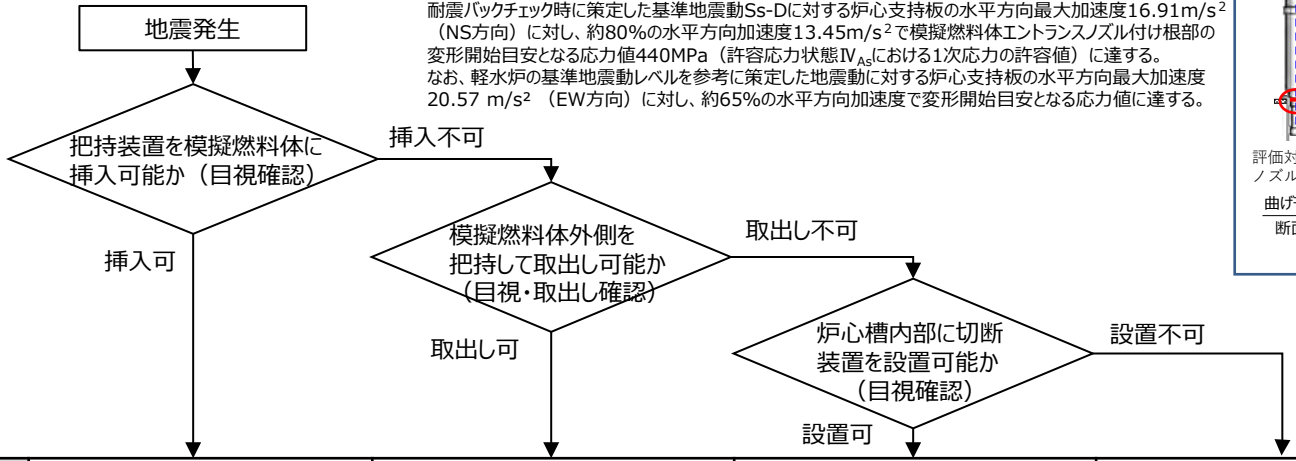
2. 方針変更に伴う原子炉容器解体前処理の成立性
差分３：模擬燃料体の長期間装荷に係る影響評価（2/3）

模擬燃料体は第3段階まで原子炉容器内に長期間装荷されることから、地震による状態変化が生じる可能性がある。このため、原子炉容器開放後に模擬燃料体の状態を確認し、その状態に応じて取出し方法を選定する。

・耐震評価：水平方向の加速度13.45※m/s²以上で変形の可能性あり
・保管期間：約15年

※ 模擬燃料体を炉心支持板に１本装荷。評価モデルは保守的に模擬燃料体上端に全質量を集中。
地震荷重は、右図の様に上端の質点に炉心支持板の水平応答加速度が静的に作用したと仮定して簡易評価を実施。
耐震バックチェック時に策定した基準地震動Ss-Dに対する炉心支持板の水平方向最大加速度16.91m/s²（NS方向）に対し、約80%の水平方向加速度13.45m/s²で模擬燃料体エントランスノズル付け根部の変形開始目安となる応力値440MPa（許容応力状態$\mathrm{IV_{As}}$における1次応力の許容値）に達する。
なお、軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動に対する炉心支持板の水平方向最大加速度20.57 m/s²（EW方向）に対し、約65%の水平方向加速度で変形開始目安となる応力値に達する。

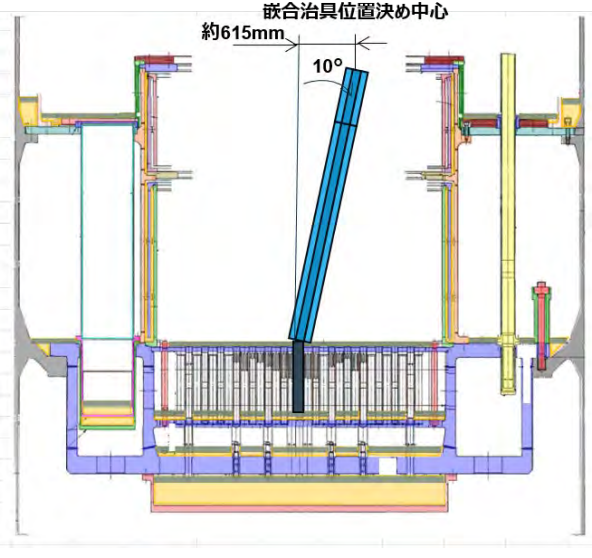




想定される模擬燃料体の状態	状態変化なし	模擬燃料体227体のうち、一部が傾いている状態	模擬燃料体227体のうち、一部が倒れている状態	模擬燃料体が倒れ、炉心槽内のスペースがない状態
取出し方法	模擬燃料体内側把持による取出し	模擬燃料体外側把持による取出し	炉心槽内に模擬燃料体の取出しスペースを確保したうえで模擬燃料体を切断して取出し	炉心槽解体後に模擬燃料体を切断して取出し
取出し時期	原子炉容器解体前	原子炉容器解体前	原子炉容器解体前	原子炉容器解体中（炉心槽解体後）
想定使用設備	・仮設揚重設備 ・把持装置（FHMグリッパ構造）	・仮設揚重設備 ・把持装置（汎用品）	・仮設揚重設備 ・把持装置（汎用品） ・切断装置	・仮設揚重設備 ・把持装置（汎用品） ・切断装置

模擬燃料体変形等による取出し方法フロー図

2. 方針変更に伴う原子炉容器解体前処理の成立性
差分３：模擬燃料体の長期間装荷に係る影響評価（3/3）



模擬燃料体ハンドリングヘッド内径には約10°のテーパが設けられていることから、把持装置には一定の挿入余裕があり、同程度の傾きであれば挿入可能。

模擬燃料体227体のうち、一部が傾いている状態のイメージ

【把持装置（汎用品）例】



吊り用クランプ
（イーグルクランプ株式会社）



万能クランプ
（株式会社スリーエッチ）

【切断装置例】



JPDR（日本）
・原子炉圧力容器
・アークソー切断



JPDR（日本）
・炉内構造物
・水中プラズマアーク切断



SPX（フランス）
・炉内構造物
・レーザー切断

地震による模擬燃料体の傾き、倒れ等を想定した場合であっても、模擬燃料体の状態に応じて適切な取出し工法を選定することが可能であり、模擬燃料体取出しの成立性を阻害する事項は確認されなかった。

3. 各方針の比較結果

	従来方針	今回方針	比較結果
成立性安全性	・実績のある燃料取扱設備を用いており、設備が健全であれば成立性及び安全性に問題はない。	・原子炉容器内に保有する模擬燃料体は**未照射**であり、放射線影響上の問題はない。 ・ナトリウム抜出し、残留ナトリウム回収、残留Na安定化処理は、**模擬燃料体を装荷した状態であっても、成立性・安全性に影響しないことを確認している。** ・模擬燃料体取出しについては、**既存技術及び既存装置の組合せによる取出し工法の成立性に問題ないことを確認している。**	従来方針、今回方針ともに成立性・安全性に問題はない
工程への影響	・燃料取扱設備の故障等が発生した場合、工程遅延が長期化する可能性が高い。また、燃料取扱設備においては既に**故障が顕在化し、工程遅延が発生している。**	**・燃料取扱設備の故障等による工程遅延を回避することができる。** ・模擬燃料体取出し（約半年）及び残留Na安定化処理（約10日）の期間を計画策定の中で適切に反映することで**廃止措置全体工程への影響はない。** ・地震による模擬燃料体の変形等により原子炉容器解体工程に影響する。ただし、模擬燃料体の状態に応じて適切な取出し工法を選定することが可能であることや地震時は他の設備の故障も発生し、その復旧のために工程は伸びることから模擬燃料体の変形等による工程影響は小さいと考える。	廃止措置全体工程を俯瞰すると、**今回方針の方が燃料取扱設備の故障等による工程遅延を回避することができ、工程への影響は小さい**
保有リスク	・燃料取扱設備の故障がすでに**顕在化し、工程が遅延している。今後も、発生する可能性が高く、**顕在化した場合は**ナトリウム保有リスクが長期化する。** ・地震により模擬燃料体が変形するリスクに晒される**期間は短いものの、模擬燃料体の**変形等に伴い**燃料交換装置で取り出せない可能性がある。この場合は今回方針と同様な工法で取り出す。**	・燃料取扱設備の故障による**ナトリウム保有リスクの長期化は発生しない。** ・地震による模擬燃料体の変形等が発生した場合、原子炉容器解体完了が遅延するおそれがあるものの、原子炉容器解体時点の全体の保有リスクは低く、影響は小さい。	**保有リスクを早期に低減できる今回方針の方が廃止措置全体のリスクが低い**

今回方針は、安全上の問題がなく、廃止措置計画全体工程への影響も小さい。また、ナトリウム保有リスクを遅延なく低減できることから、廃止措置全体として合理的な選択である。

別紙：バルクNa抜出しへの影響評価（1/2）

評価項目	評価の観点	評価結果
模擬燃料体がバルクNa抜出経路へ与える影響	模擬燃料体の存在がバルクNaの抜出経路に干渉しないことを確認する必要がある。	**模擬燃料体はバルクNa抜出経路へ影響を与えない。** バルクNa抜出しは、原子炉容器最下部に設置された1次メンテナンス冷却系入口ノズルを経由して実施する計画である。（図3参照） 模擬燃料体は当該抜出経路に干渉しない配置かつ、部分装荷されているため、バルクNa抜出流路を閉塞するものではないことから、原子炉容器底部付近までNa液位を低下させることが可能である。

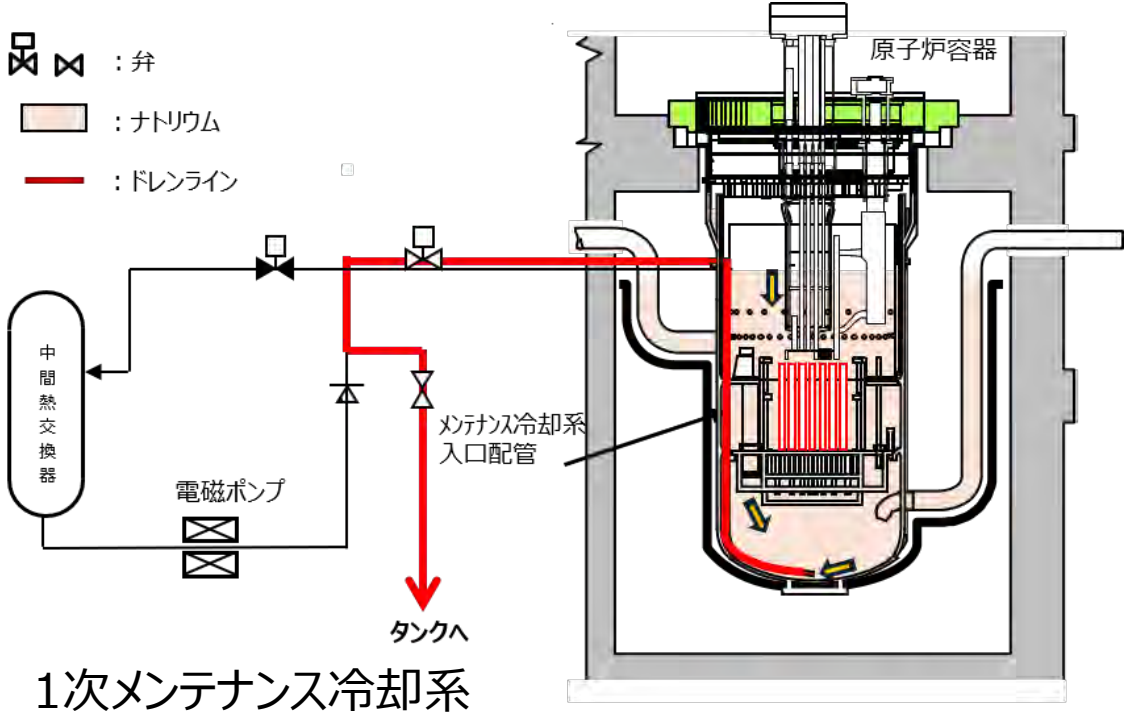
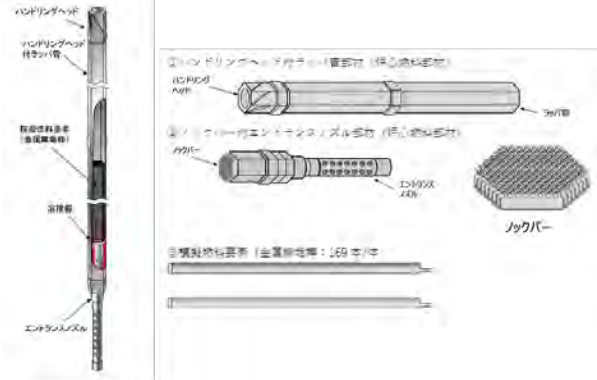


図3　原子炉容器バルクNa抜出経路

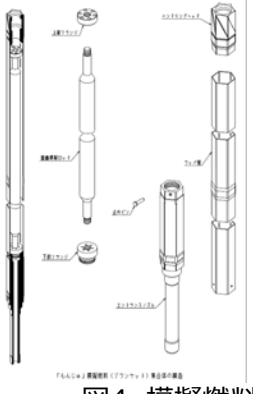
別紙：バルクNa抜出しへの影響評価（2/2）

評価項目	評価の観点	評価結果
模擬燃料体内部のNaが排出されるか	模擬燃料体内部にNaが保持されるような構造となっていないか確認する必要がある。	**模擬燃料体内部のNaは排出可能である。** 模擬燃料体は内部にNaを保持する構造ではなく、過去に実施したNa排出性確認試験においても良好な排出性を確認しており、模擬燃料体内部にNaが滞留するものではないと評価している。（図4,5参照）

模擬燃料体（炉心領域用）



模擬燃料体（ブランケット領域用）



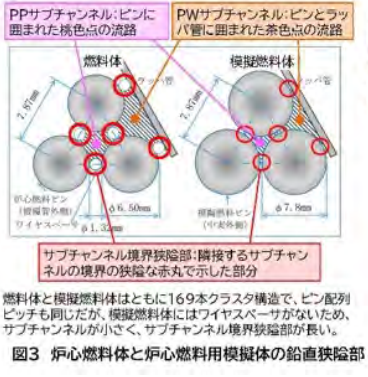
模擬燃料体の特徴
- 炉心燃料集合体の重量（約180kg）を模擬
- 模擬体内のナトリウム流路を確保

主仕様

項目	内容	備考
全長	4200mm	
重量	180±18kg	
材質	SUS316相当	ラッパ管
	SUS304	ラッパ管以外

図4　模擬燃料体の構造と主要仕様

	炉心燃料集合体	ブランケット燃料集合体	模擬燃料体	中性子しゃへい体試験用しゃへい体	ブランケット燃料用模擬体	中性子源集合体
集合体構造	多数本クラスタ型				単体構造型	
集合体断面						
集合体構造の特徴	169本クラスタ	91本クラスタ	169本クラスタ ピンが太く、ピン間ギャップ等にNa残留の可能性（図3）	クラスタ束を有さず、集合体部材を同心円状の配置。クラスタ型に比べ狭隘部が少ないことからナトリウム付着量は小さいと考えられる		
表面積概算	14.6 m²	10 m²	9.8 m²	4.5 m²	3.8 m²	4.4 m²
洗浄実績とNa移行量【移行量の平均/最大(g)】	燃料体処理 第1回(86体) 【132/186】注1 第2,3回(164体) 【196/245】	燃料体処理 第2,3回(150体) 【102/137】	—	燃料体処理前の定事検(試験用しゃへい体2体) 【51/57】	—	—
洗浄予定数	66体	58体	132体	318体	108体	2体
ナトリウム付着量評価値と設定根拠	250 g 処理条件が同じ第2,3回(最大245)を包絡	150 g 処理条件が同じ第2,3回(最大137)を包絡	250g 模擬燃料体の実機洗浄試験実績(149)が1体のみであり保守的に炉心燃料集合体の評価値で設定	100 g 試験用しゃへい体に比べ、経験温度が高い中性子しゃへい体ではナトリウムの濡れ性が良く付着量が大きい可能性があるため、実績値(57)に裕度を加えて設定		



燃料体と模擬燃料体はともに169本クラスタ構造で、ピン配列ピッチも同じだが、模擬燃料体にはワイヤスペーサがないため、サブチャンネルが小さく、サブチャンネル境界狭隘部が長い。

図3　炉心燃料体と炉心燃料用模擬体の鉛直狭隘部



炉心燃料用模擬体の集合体試験後の状況

図4　試験体のナトリウム付着状況

図5　炉心構成要素のNa付着量の評価

別紙：残留Na回収への影響評価（1/3）

評価項目	評価の観点	評価結果
残留Na回収量への影響	模擬燃料体内部に有意な量のNaが残留しないこと及び模擬燃料体付着Naが残留Na回収量に影響するかを確認する必要がある。	**模擬燃料体の存在による残留Na回収量への影響はない。** 模擬燃料体は内部にNaを保持する構造ではなく、過去のNa排出性確認試験においても良好な排出性を確認していることから、残留するNaの大部分は表面付着である。（図4,5） なお、模擬燃料体に付着したNaは残留Na回収の対象ではなく、安定化処理によって処理される。このため、模擬燃料体の存在によって残留Na回収量は増加しない。

資料は前頁を参照

別紙：残留Na回収への影響評価（2/3）

評価項目	評価の観点	評価結果
回収方法への影響	模擬燃料体の存在により残留Naの回収経路や回収治具による各残留Naへのアクセスが不可とならないことを確認する必要がある。	**模擬燃料体の存在による残留Na回収方法への影響はない。** 残留Naの回収は、滞留部に対して穿孔又は汲み上げを実施し、残留Naを原子炉容器底部へ導いた後、既設配管等を利用して回収する方針である。模擬燃料体は部分装荷状態であり、Na排出性確認試験で良好な排出性を確認していることから、原子炉容器底部へ流れるNaを阻害することはない。 また、模擬燃料体は炉心槽内にあり、炉心槽の上方に位置する残留Naの回収の際は、模擬燃料体と回収治具が干渉することはない（図6参照）。炉心槽の側面や下部に位置する残留Naに対しては、回収治具が炉内中継ラックを経由することで、炉心槽の外側からアクセスして回収することができ、模擬燃料体の存在が、これらの残留Na回収作業及び回収経路を阻害することはない（図7参照）。

原子炉容器の回収対象の残留Na(滞留)は、右図のとおり、原子炉容器の炉心槽の近傍から離れた位置まで分散して存在する。

模擬燃料体は、原子炉容器の炉心槽の内側にのみ存在しているが、残留Naの回収経路は基本的に炉心槽の外側を用いる予定である。

炉心槽の上方に位置する残留Na（右図①～③）については、その治具のアクセス及び操作を炉心槽の外で完結させることが可能であることから、模擬燃料体と回収治具のアクセス空間が干渉することはない。

炉心槽の側面や下部に位置する残留Na（④～⑧）の回収については、炉心槽の外にある炉内中継ラック（⑥）を介して残留Naを回収する予定であり、模擬燃料体と回収治具のアクセス空間が干渉することはない。

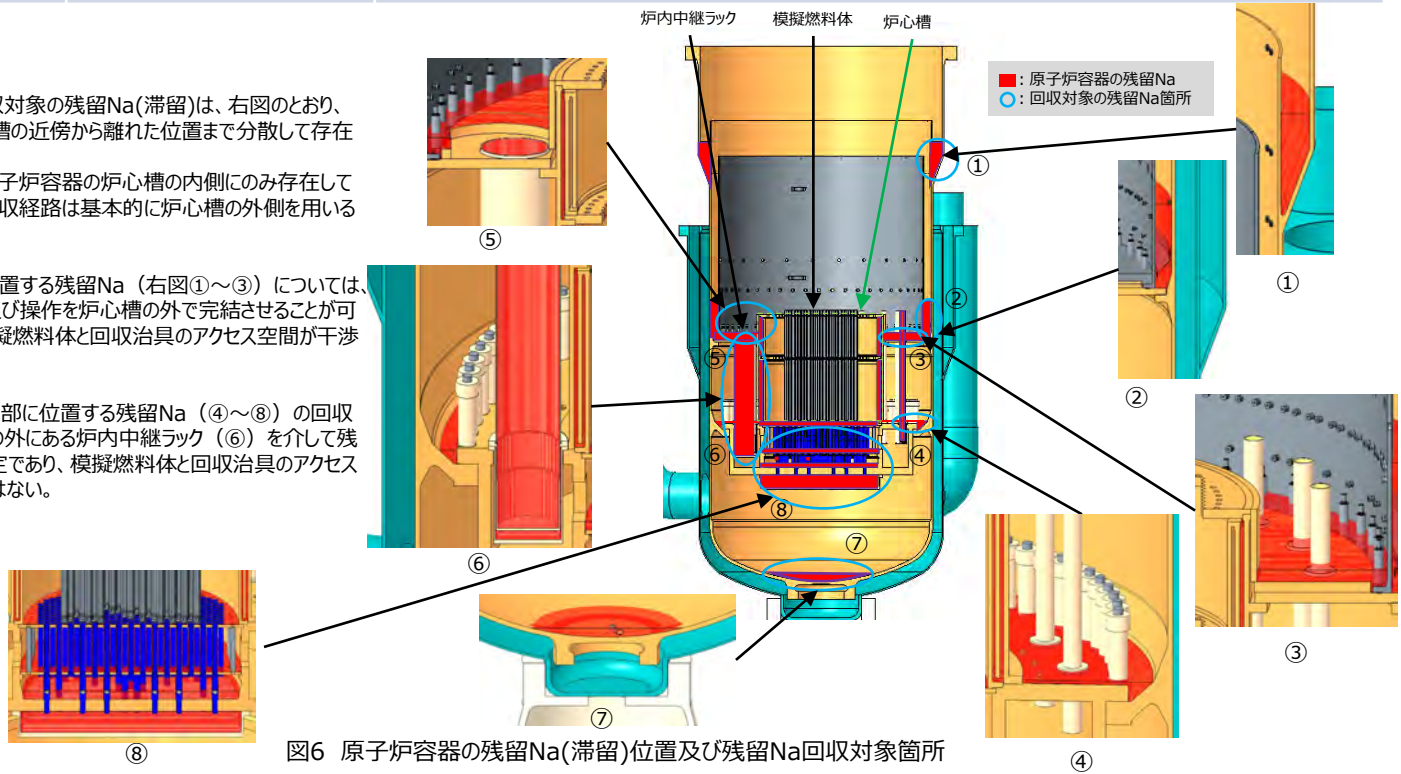
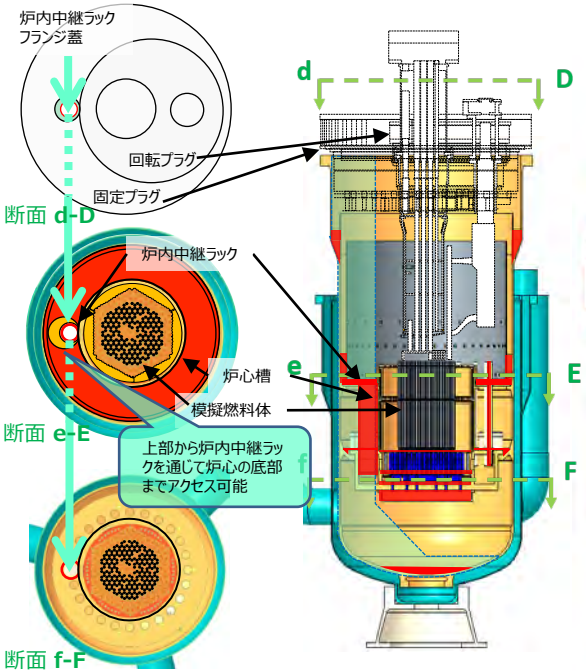


図6　原子炉容器の残留Na(滞留)位置及び残留Na回収対象箇所

別紙：残留Na回収への影響評価（3/3）



：残留Na

：残留Na回収に係るアクセス空間

炉心槽の側面や下部に存在する残留Naについては、炉内中継ラックの側面や底部に穿孔し、その穴を経由することで、炉心槽の外側からアクセスして回収できることから、模擬燃料体がこれらの残留Na回収治具のアクセス空間と干渉することはない。

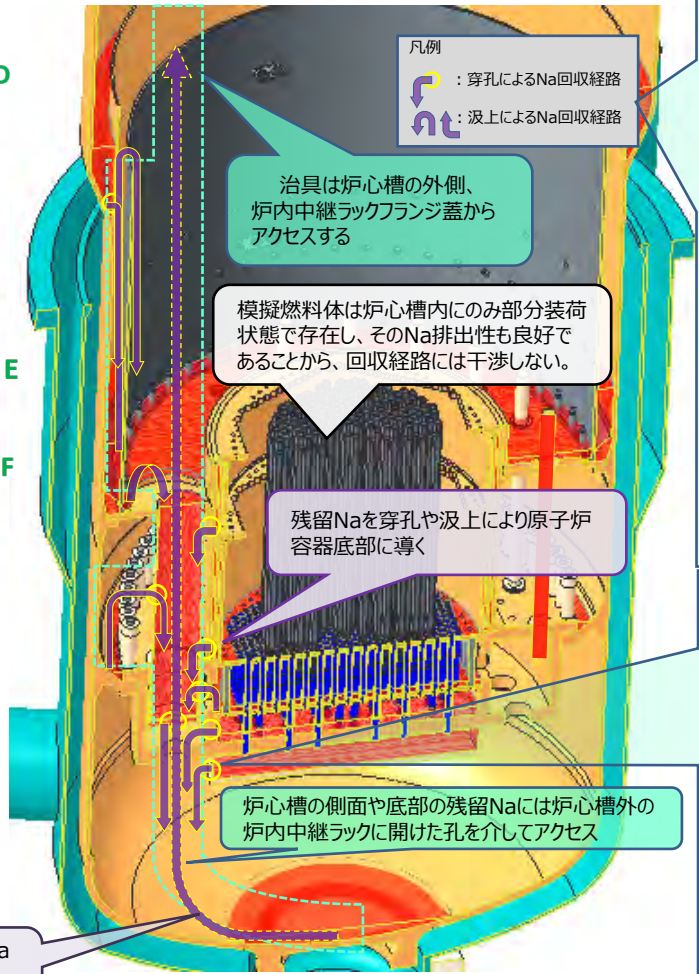
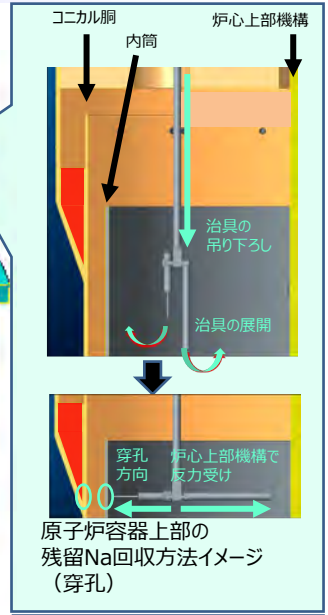
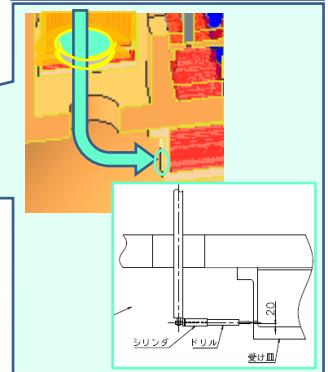


図7　残留Na(滞留)とその回収イメージ



原子炉容器上部の
残留Na回収方法イメージ
（穿孔）



回収治具イメージ

炉心槽下部の
残留Na回収方法イメージ
（穿孔）

別紙：残留Na安定化処理への影響評価（1/5）

評価項目	評価の観点	評価結果
ガス流動性・反応生成物排出性への影響	模擬燃料体の存在により安定化処理ガスの流動経路及び反応生成物の排出経路が阻害されないことを確認する必要がある。	**模擬燃料体の存在により安定化処理ガスの流動経路及び反応生成物の排出経路は阻害されない。** 模擬燃料体は構造が比較的単純かつ炉心内に部分装荷されており、主要なガス流動経路及び反応生成物排出経路を閉塞するものではない。（図8参照）また、WVN法により生成する反応生成物は主として水酸化ナトリウム水溶液であり、処理後に液体として回収又は排出することが可能である。

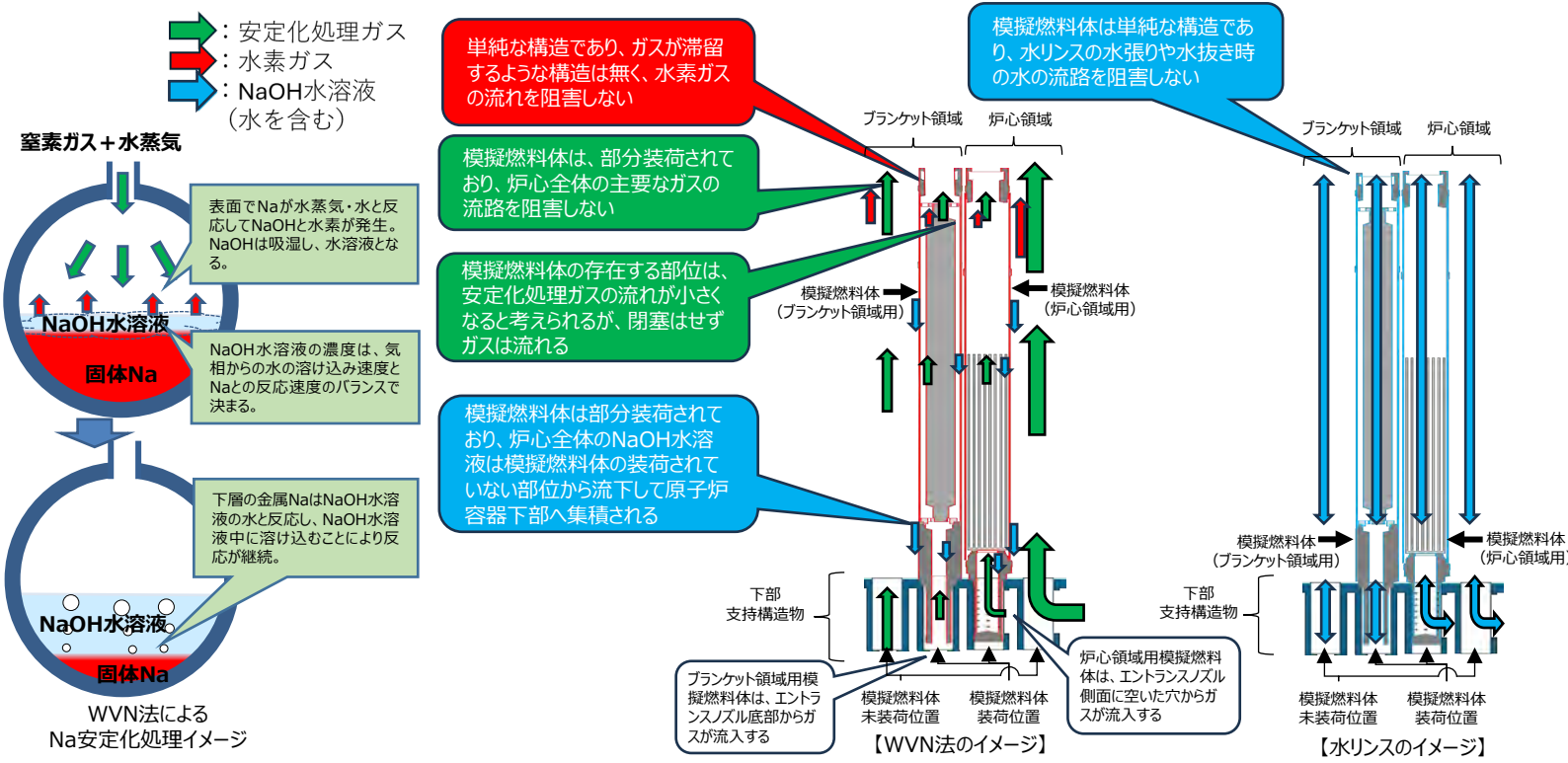


図8　Na安定化処理方法

別紙：残留Na安定化処理への影響評価（2/5）

評価項目	評価の観点	評価結果
模擬燃料体に付着するNaが安定化処理に与える影響	模擬燃料体に付着するNaが原子炉容器の安定化処理成立性に影響を与えないことを確認する必要がある。	**模擬燃料体の残留Naは付着Naのみであり、WVN法による気相反応及び水リンスにより処理可能である。** 模擬燃料体付着Na量は約46kgであり、原子炉容器及び炉内構造物に存在する残留Na量約2,300kgと比較して少量である（図9参照）。 過去の安定化処理実績を踏まえ保守的に評価した結果、模擬燃料体付着Naによる処理時間増加は約243時間（約10日）程度であり、全体工程に有意な影響はないと評価した（図10参照）。

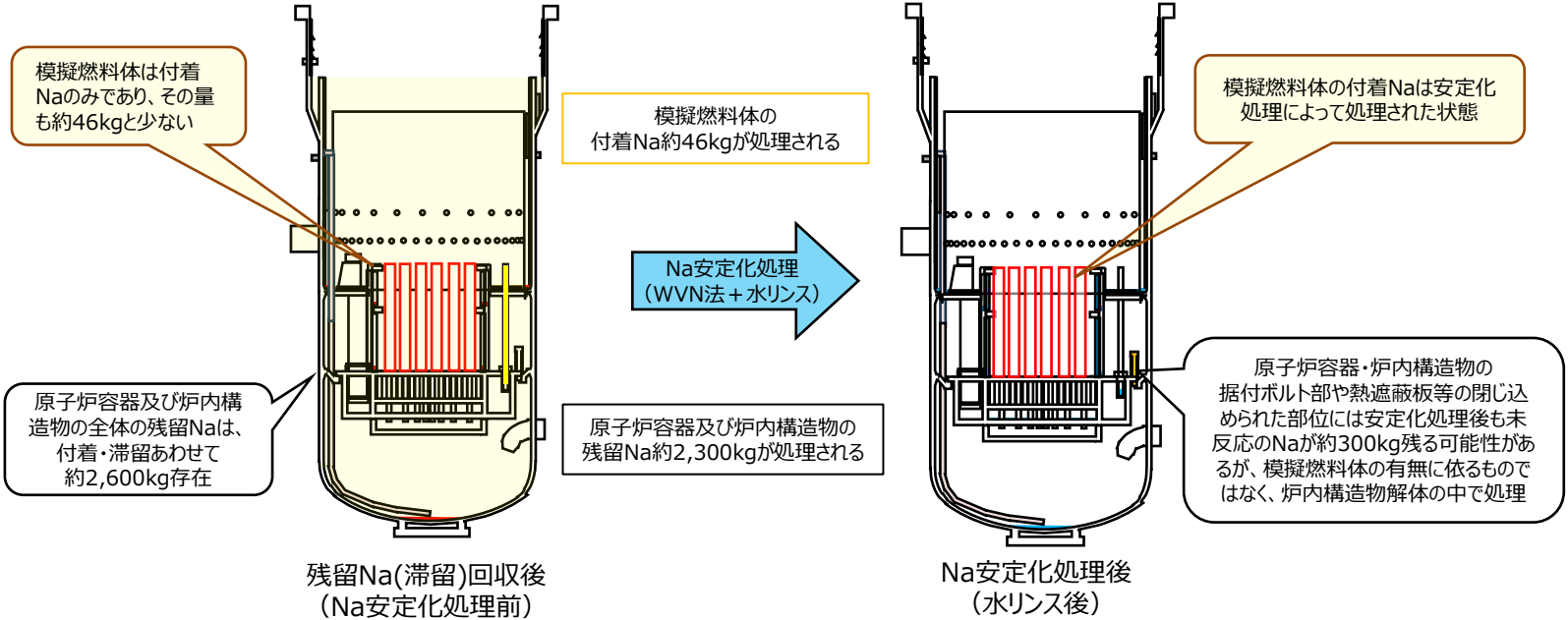


図9　模擬燃料体付着Na量

安定化処理における原子炉容器内の許容残留Na量は、今後具体的に検討する必要がある。
なお、許容残留Na量は主に1箇所あたりの残留Na（滞留）の量やWVN法で処理可能なNa厚さを考慮して設定するが、模擬燃料体の残留Naは表面付着のみであり、許容残留Na量の設定に影響することはない。

別紙：残留Na安定化処理への影響評価（3/5）

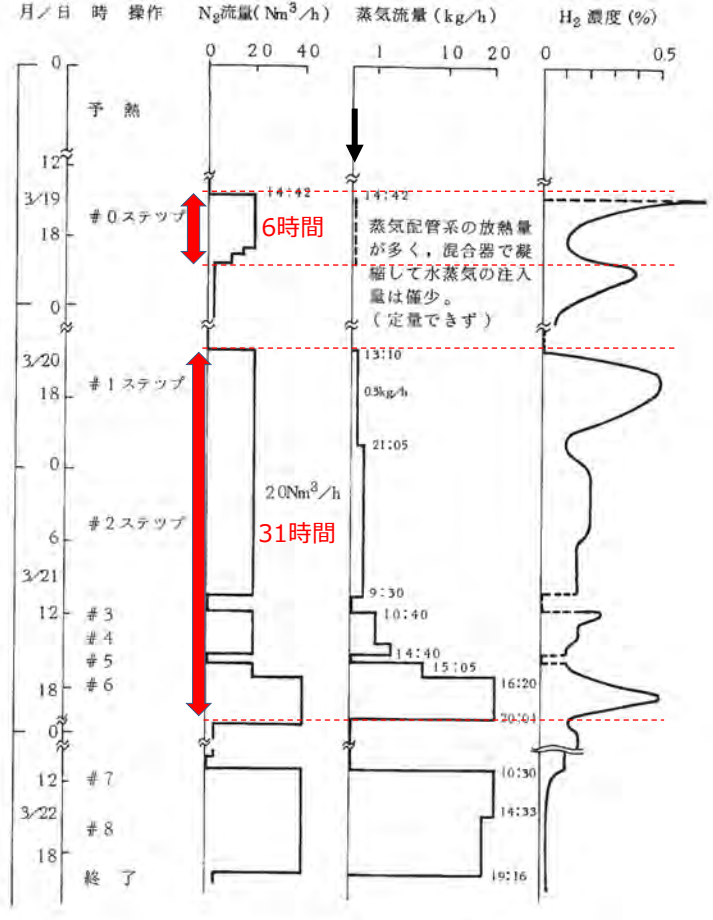


図 2.2-8 1次処理の経過概要

大洗原子力工学研究所では50MW蒸気発生器の約7kgの付着NaをWVN法と同様の不活性ガス中蒸気洗浄で、約37時間で処理できている。

同条件で模擬燃料体の付着Naが処理できると仮定すると、その時間は、約10日間で処理できると推定される。

$$46\text{kg} \times \frac{37\text{時間}}{7\text{kg}} = 243\text{時間} \fallingdotseq 10.1\text{日}$$

なお、模擬燃料体の残留Naは付着のみであり、WVN法で処理されなかったとしても、水リンスの際に全てのNaが処理されることから、全体工程に有意な影響はない。

図10 大洗原子力工学研究所での50MW蒸気発生器の洗浄処理実績

別紙：残留Na安定化処理への影響評価（4/5）

評価項目	評価の観点	評価結果
狭隘部のNaが安定化処理に与える影響	狭隘部のNaが安定化処理の成立性に影響を与えないことを確認する必要がある。	模擬燃料体の有無に関わらず、WVN法では気相中での反応を段階的に進めた後、最終段階において水リンスを実施することにより、未反応Naの安定化処理を行う（図11参照）。模擬燃料体が装荷されている場合において、構造上の制約により反応ガスが十分に行き渡りにくい狭隘部が存在したとしても、最終的に水リンスにより処理可能であり、安定化処理の成立性に影響を与えない(図12参照)。

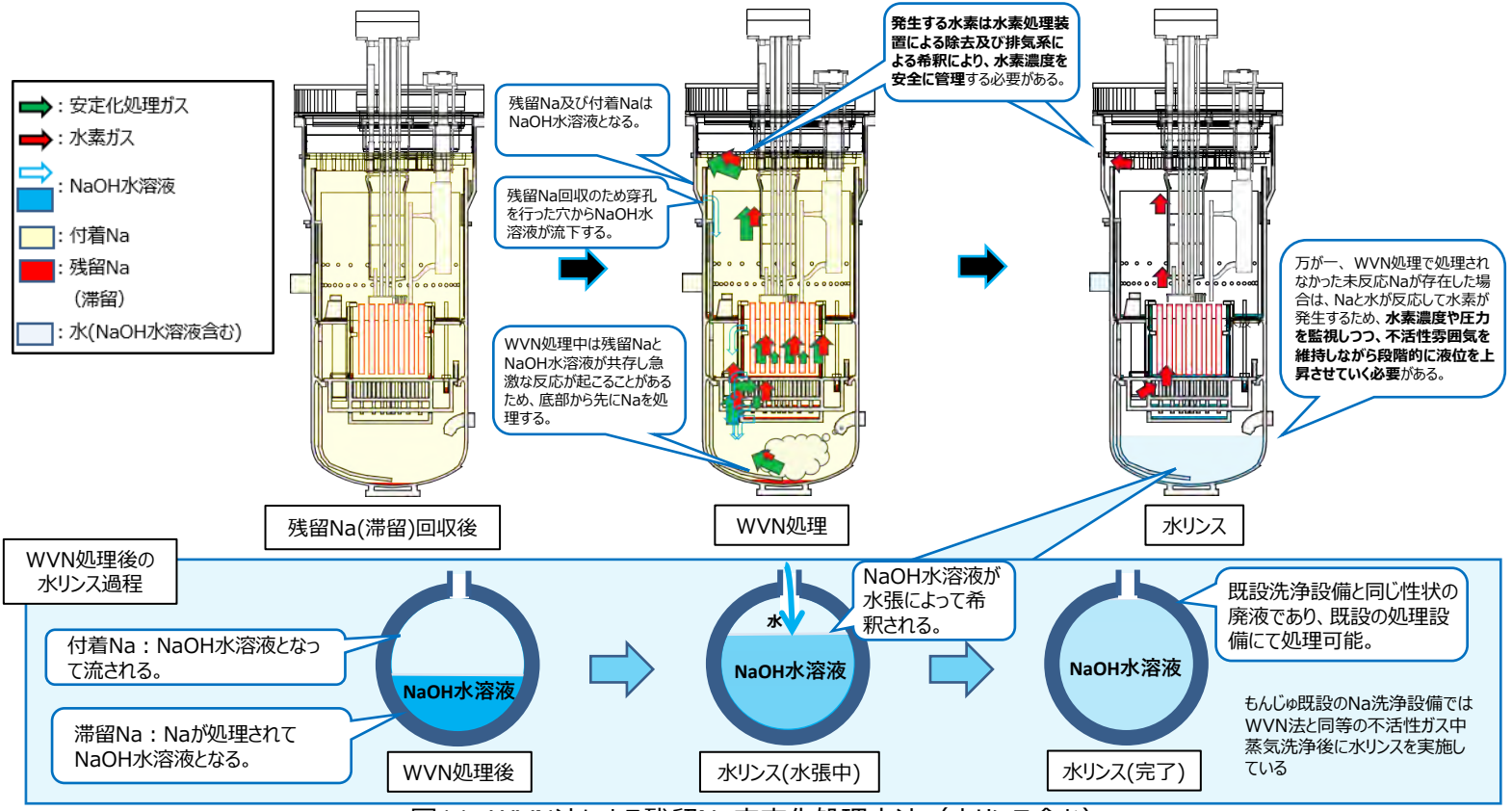
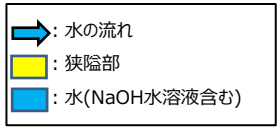
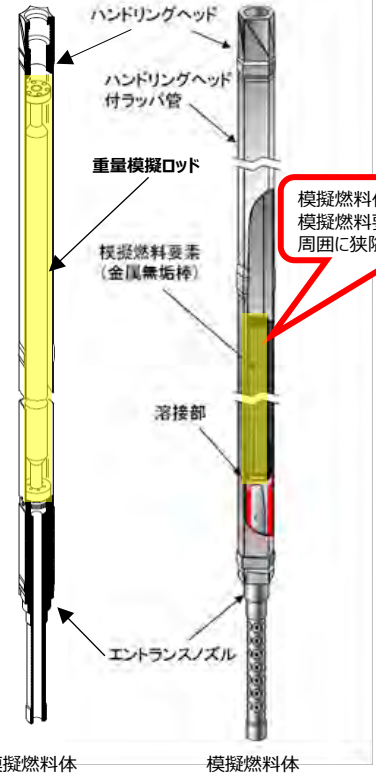


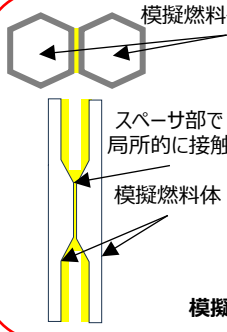
図11　WVN法による残留Na安定化処理方法（水リンス含む）

別紙：残留Na安定化処理への影響評価（5/5）





模擬燃料体内部のラッパ管内部、模擬燃料要素や重量模擬ロッド周囲に狭隘部が存在する。

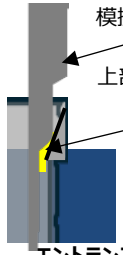


上・中・下模擬燃料体同士は局所的に接触している。

模擬燃料体は部分装荷されており、最大でも6面中3面のみが隣接する模擬燃料体と接触している。

模擬燃料体間の拡大イメージ

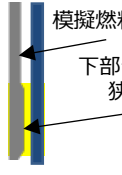
模擬燃料体同士の間隙には狭隘部が存在する。



模擬燃料体は下部支持構造物のエントランスノズル球面座-連結管で接触している。

エントランスノズル上部嵌合部の拡大イメージ

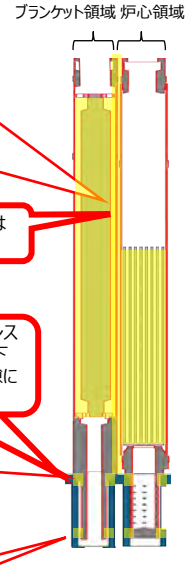
模擬燃料体のエントランスノズルと炉内構造物の下部支持構造物との間隙には狭隘部が存在する。



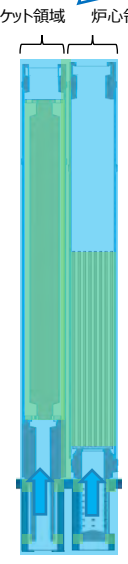
模擬燃料体エントランスノズル下部は連結管内にある。

エントランスノズル下部嵌合部の拡大イメージ

頂部ハンドリングヘッドまで水位を段階的に上昇させると模擬燃料体の内外の狭隘部は水没し、狭隘部の付着Naは安定化処理される。



【WVN法のイメージ】



【水リンスのイメージ】

図12　模擬燃料体狭隘部の残留Na安定化処理方法（水リンス含む）

別紙：模擬燃料体取出しの成立性評価（1/7）

評価項目	評価の観点	評価結果
工程影響	第3段階に模擬燃料体取出し工程が追加されることから、廃止措置工程への影響を確認する必要がある。	第3段階の詳細工程については第３段階着手までの申請に向けて現在検討中であるが、模擬燃料体の取出しに必要な期間である約半年程度（2体／日を想定）確保することを前提として工程を具体化する。 その際、1次系解体前処理期間等を調整し、**原子炉容器の残留Na回収開始時期を前倒しすることで廃止措置全体工程には影響しない**(図13参照)。

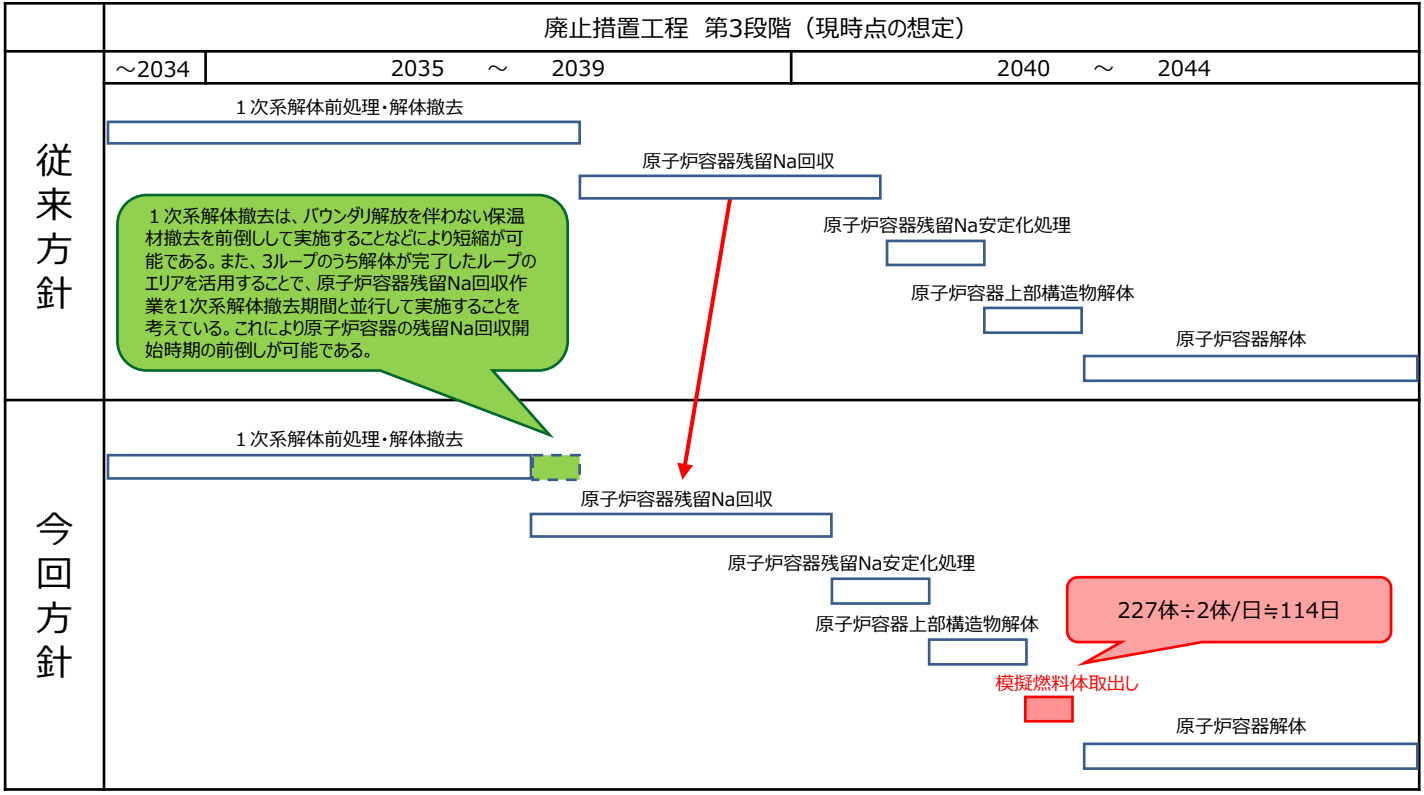


図13　従来方針と今回方針による工程の比較

別紙：模擬燃料体取出しの成立性評価（2/7）

評価項目	評価の観点	評価結果
工法成立性	仮設揚重設備による模擬燃料体取出しが成立することを確認する必要がある。	**既存技術及び既存装置の組合せにより対応可能である。** 今後、模擬燃料体の状態及び作業条件を踏まえ、工法の詳細化を進めるが、これらは取出し方法の詳細設計に関するものであり、模擬燃料体取出しの成立性に影響しない。（図14,15,16参照）また、模擬燃料体の取出し方法は、PWRの燃料交換作業において十分な実績を有する手法を適用するものである。主な相違点として、作業環境が気中であること及び模擬燃料体の把持機構にFHMグリッパ構造を用いることであるが、いずれも技術的な対応が可能である。

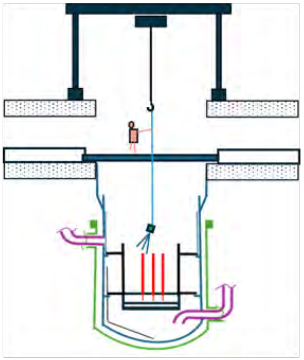
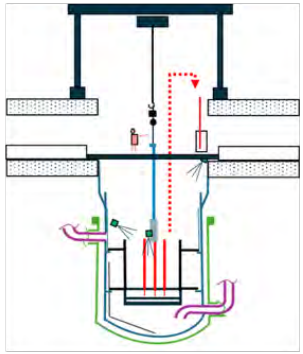
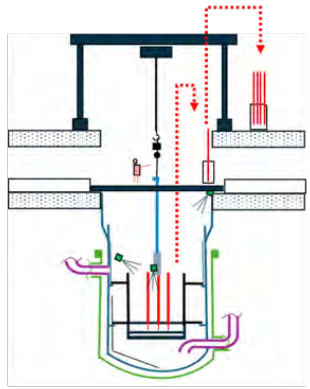
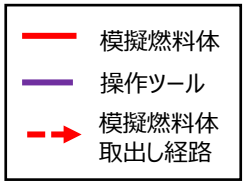
手順①：模擬燃料体状態確認	手順②：試験的吊り出し	手順③：本吊り出し	手順④：細断・収容（運転床）
			
手順①：模擬燃料体状態確認 模擬燃料体に有意な変形等がないことを操作員がカメラにて確認する。	手順②：試験的吊り出し 仮設揚重設備及び既設ポーラークレーンにより、模擬燃料体の把持、吊り上げ、細断等の一連作業が可能であることを確認する。	手順③：本吊り出し 試験的吊り出しにて成立した手順にて模擬燃料体を運転床まで順次吊り上げる。	手順④：細断・収容(運転床) 運転床に設置する細断エリアにて模擬燃料体を横倒しとして4～5分割に細断、廃棄物収納容器に収容する。

図14　模擬燃料体取出しの概略手順

別紙：模擬燃料体取出しの成立性評価（3/7）



No	名　称
①	ブリッジクレーン
②	作業ステージ
③	操作ツール
④	ロードセル（荷重監視）
⑤	手動チェーンブロック
⑥	仮置きラック
⑦	監視カメラ (a:全景　b:近接　c:直上)
⑧	既設ポーラクレーン

EL.(m)	名　称
43.0	運転床（オペフロ）
36.55	炉上部ピット床面
34.93	ペデスタル上面
33.35	ガードベッセル据付面
27.05	模擬燃料体頂部
15.3	原子炉容器室床面

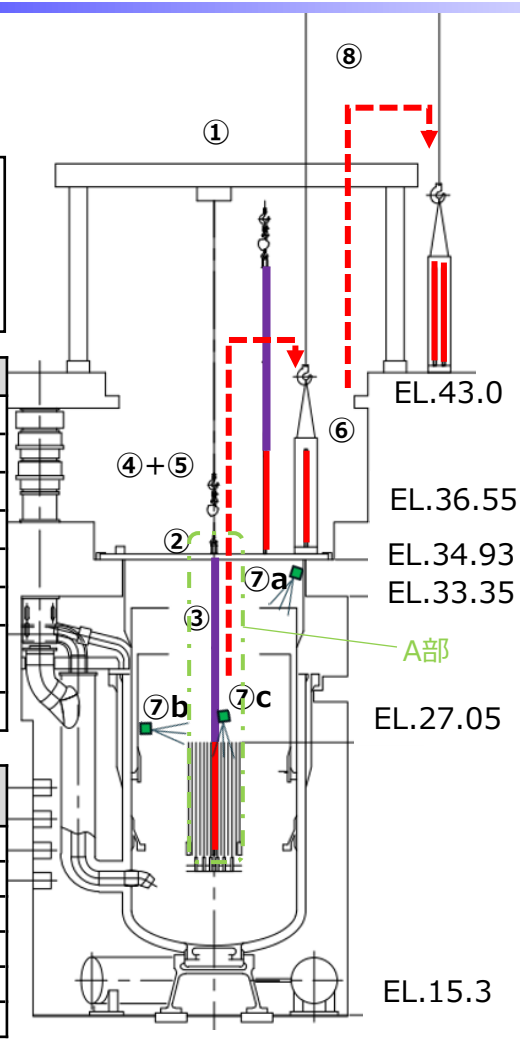
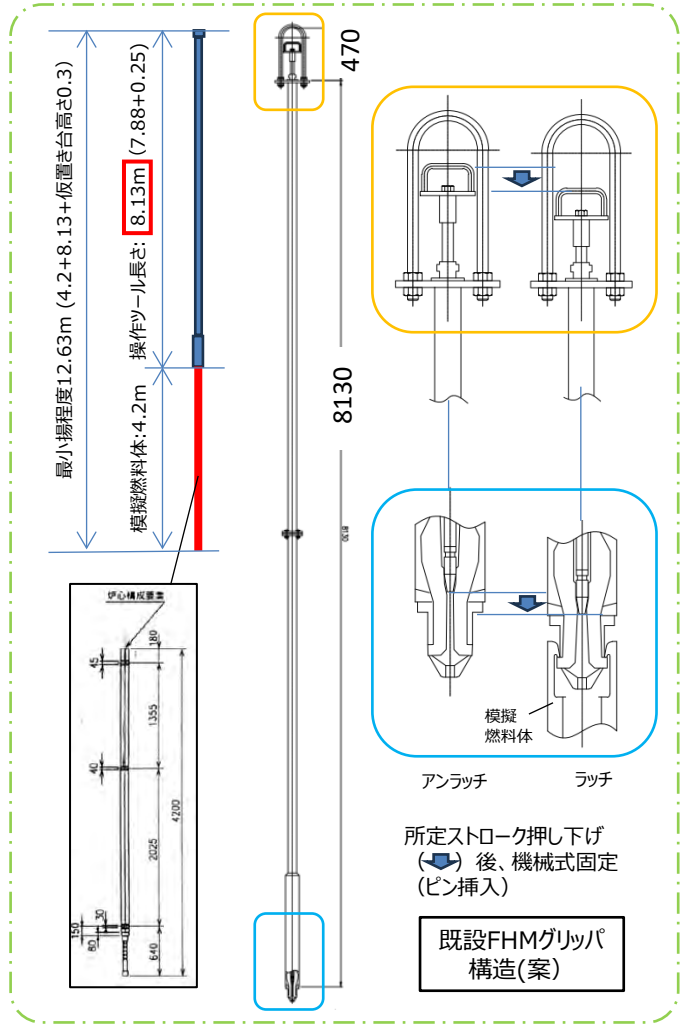
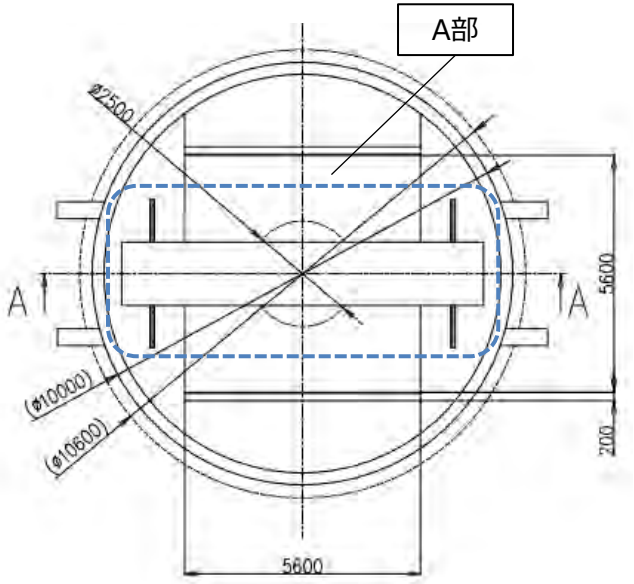


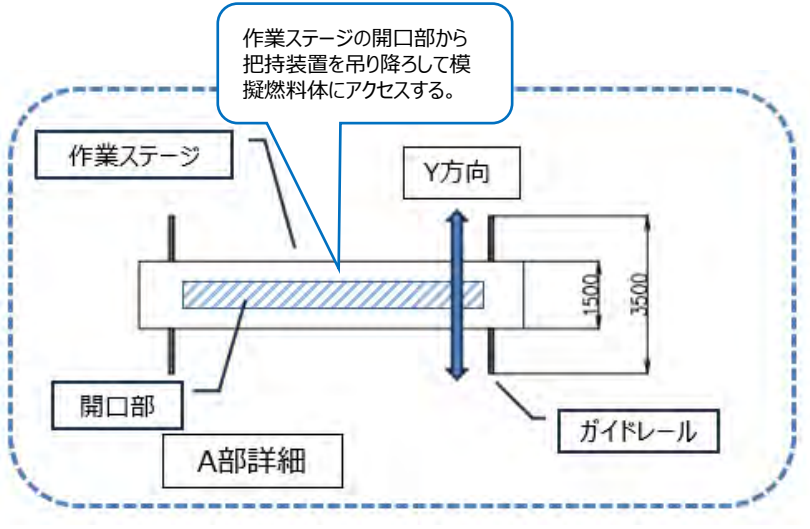
図15　模擬燃料体取出し仮設備の全体構成

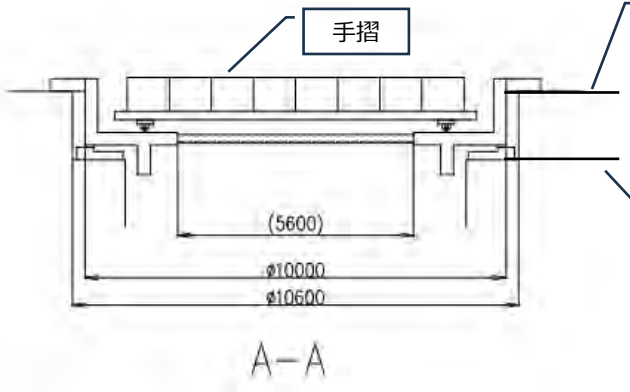


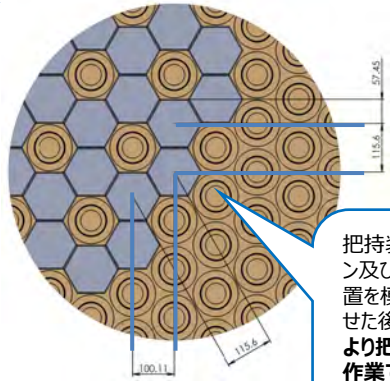
A部拡大

別紙：模擬燃料体取出しの成立性評価（4/7）









Y方向
(90-270°)
115.5mmピッチ

X方向（0-180°）
100mmピッチ

把持装置の位置決めは、クレーン及び作業ステージにより把持装置を模擬燃料体近傍まで移動させた後、**作業員が監視カメラにより把持位置を確認しながら手作業で最終調整**を行い、模擬燃料体を把持する。

図16 作業ステージ 配置・構造イメージ

別紙：模擬燃料体取出しの成立性評価（5/7）

評価項目	評価の観点	評価結果
Na固着	保守的な評価として模擬燃料体周辺の狭隘部に未反応Naが残留し、固着が生じた場合であっても模擬燃料体を取り出せることを確認する必要がある。	保守的に狭隘部へ未反応Naが残留し、模擬燃料体と炉内構造物が固着する条件を仮定して評価した結果、**模擬燃料体引抜き時の必要荷重は仮設揚重設備により対応可能な範囲内**であり、模擬燃料体取出しの成立性を阻害するものではない。 ① 未反応Naのせん断に必要な荷重：約16.4kN ② ①+模擬燃料体重量約200kgを考慮した場合の総引抜き荷重：約18.4kN ③ 2t級チェーンブロックの定格荷重：約19.6kN ②＜③で、チェーンブロックの定格荷重範囲内

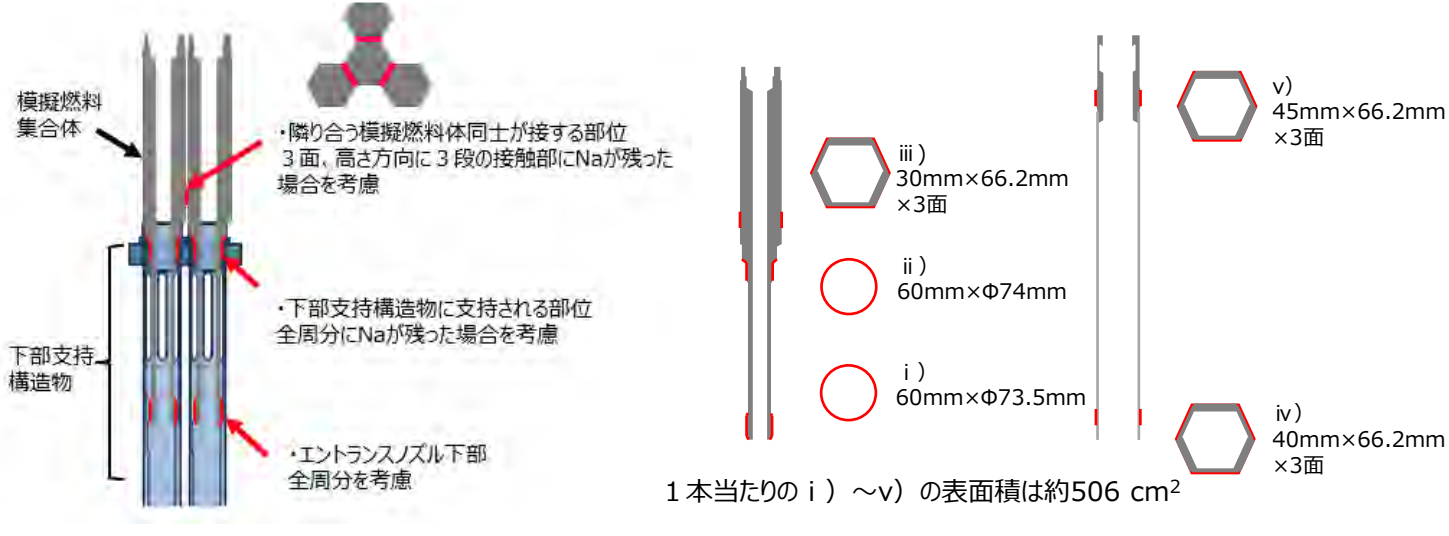


図17 Naにより固着する可能性のある箇所

安定化処理後も、模擬燃料体同士、模擬燃料体と下部支持構造物との間隙でNaが固着すると仮定し、Naによるせん断応力が3.3kgf/cm^{2}で掛かるものとして評価すると、模擬燃料体全体のNaに対するせん断に必要な力は約16.4kNとなる。
また、模擬燃料体表面にナトリウムが付着した状態で取り出す場合には、付着ナトリウムの状態及び量に応じて、アルコールを湿らせたウエスによる拭取り、機械的な除去（削取り）等によりナトリウムを回収し、適切に処理することを想定している。これらの作業は、従来のナトリウム取扱作業においても実施している管理方法と同様であり、既存の安全管理体系の下で実施可能である。

別紙：模擬燃料体取出しの成立性評価（6/7）

評価項目	評価の観点	評価結果
放射線管理成立性	模擬燃料体取出し時の放射線管理が成立することを確認する必要がある。	**模擬燃料体は未照射体であり、放射化していない。また、一次系機器等の調査結果から二次的な放射性汚染はクリアランスレベル相当**である。 模擬燃料体取出しに伴い新たな放射線管理上の課題は生じず、放射線管理は成立すると評価した。

1．模擬燃料体の放射線影響評価

原子炉内に残存する模擬燃料体は、放射性物質を内包したものではなく、廃止措置移行後に新たに炉心に装荷した未照射体である。このため、原子炉運転時の中性子照射による放射化を受けておらず、模擬燃料体自体が有意な放射線源となるものではない。

また、第1段階において実施した調査では、運転履歴を有する一次冷却系配管等を対象としてGe半導体検出器による測定を実施した結果、二次的な放射性汚染はクリアランスレベル相当であることを確認している。模擬燃料体はこれらの機器とは異なり運転履歴を有していないことから、模擬燃料体に生じる二次的な放射性汚染は、一次冷却系配管等で確認された汚染レベルを上回るものではないと評価している。

したがって、模擬燃料体取出し時に必要となる放射線管理措置は、炉内構造物等に由来する放射線環境を前提として計画可能であり、模擬燃料体の存在によって放射線防護上の新たな制約条件が追加されるものではない。このため、模擬燃料体の存在が放射線管理の成立性を損なうものではないと評価している。

2．放射線管理成立性

原子炉容器開放後の作業においては、炉内構造物等に由来する放射線環境を考慮し、遠隔操作、作業時間管理、遮へい設置等の放射線防護措置を計画的に実施する。

現時点では、原子炉容器開放後の作業環境を想定した概略的な線量評価を実施している。当該評価は今後の試料分析結果や詳細な作業条件を反映して精度向上を図る予定であるが、本成立性評価においては、作業員が滞在する作業エリアの線量率を保守的に0.1mSv/hオーダーとして評価している。

また、この評価は遮へい設置等の放射線防護措置による線量低減効果を考慮する前の段階の評価であるが、その場合においても放射線管理上対応可能な水準にあるものと評価している。

したがって、模擬燃料体取出し時においても、炉内構造物等に由来する放射線環境を踏まえた放射線管理措置を計画可能である。

別紙：模擬燃料体取出しの成立性評価（7/7）

評価項目	評価の観点	評価結果
作業安全管理成立性	模擬燃料体の把持、吊上げ、搬送等の取出し作業を安全に実施できることを確認する必要がある。	**模擬燃料体の存在により新たな危険源が追加されるものではなく**、既存の安全管理体系の中で作業手順、使用設備及び安全管理措置を事前に整備することにより、作業リスクは十分管理可能な範囲にある。

1．作業安全管理成立性

模擬燃料体取出し作業は、バルクNa抜出し、残留Na（滞留）回収及び残留Na安定化処理完了後に実施する計画である。このため、Na保有時に想定される漏えい、燃焼等の化学的リスクは大幅に低減された状態で作業を実施することとなる。

また、WVN法による安定化処理では、気相反応及び水張り工程を経ることにより残留Naの安定化を図る計画であるが、構造上の制約等により局所的に未反応Naが残留する可能性は否定できない。このため、模擬燃料体取出しにあたっては、残留Naの存在も考慮した作業計画及び安全管理を実施する。

模擬燃料体の取出しにおいては、炉内構造物等に由来する放射線環境への対応に加え、重量物の揚重、遠隔操作機器の使用及び残留Na管理等を適切に実施する必要がある。

模擬燃料体の取出しに当たっては、これまでに示した取出し方法を前提として、各作業段階において以下の安全管理を実施する。

- 放射線管理
- 汚染拡大防止対策
- 重量物取扱い管理
- 遠隔操作機器の使用管理
- 残留Naの監視及び反応防止対策
- 落下防止対策

特に残留Naについては、安定化処理結果の確認、作業前点検及び必要に応じた保護具の使用等により管理する計画であり、微量の未反応Naが残留した場合であっても作業安全性を損なうものではない。

これらの管理項目はいずれもこれまでの保守作業及び解体関連作業において実施してきた安全管理の範囲に含まれるものであり、既存の安全管理体系の中で対応可能である。

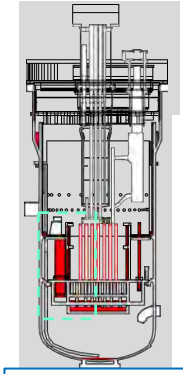
また、模擬燃料体の存在により新たな危険源が追加されるものではなく、作業手順、使用設備及び安全管理措置を事前に整備することにより、作業リスクは十分管理可能な範囲にある。

したがって、模擬燃料体取出し作業は、残留Naの管理を含めた適切な安全管理の下で実施可能であり、作業安全管理は成立すると評価する。

参考資料

参考1　残留Na回収への影響評価
参考2-1　残留Na安定化処理方法の選定
参考2-2　残留Na安定化処理方法の選定
参考3　炭酸塩化法適用における残留Na反応
参考4-1　方針変更に係る廃止措置計画への影響（本文）
参考4-2　方針変更に係る廃止措置計画への影響（添付書類）
参考5　方針変更に係る廃止措置計画への反映の考え方
参考6-1　模擬燃料体の長期間装荷に係る影響評価における耐震評価の補足①
参考6-2　模擬燃料体の長期間装荷に係る影響評価における耐震評価の補足②
参考6-3　模擬燃料体の長期間装荷に係る影響評価における耐震評価の補足③

残留Na回収方法は、その位置や構造に応じて穿孔や汲上にて実施する。炉内構造物の炉心槽の側面や下方に残留するナトリウムの回収予定をしている。

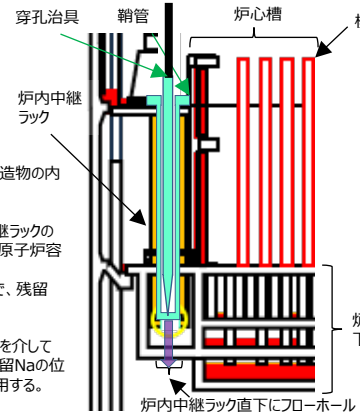


■：原子炉容器の残留Na
■：回収対象の残留Na
○：穿孔位置
⇒：Na回収ルート

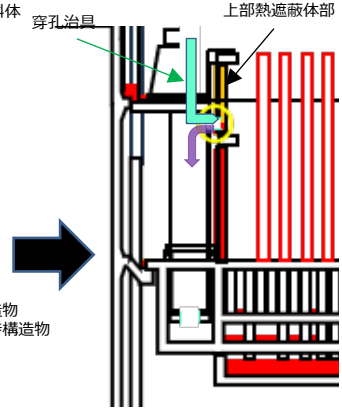
特に炉心槽の側面や炉心槽下部の炉内構造物の内部に残留Naが存在する。

これらの回収対象の残留Naは主に炉内中継ラックの底部に穿孔して炉内中継ラックの残留Naを原子炉容器底部へ導いた後に、各部の構造に応じた治具をアクセスすることで、残留Naを回収する。

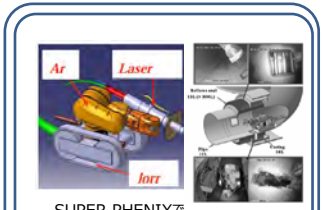
特に炉心槽の側面や下部は炉内中継ラックを介して複雑な構造部にアクセスする必要があり、滞留Naの位置や穿孔治具や汲上治具を組合わせて適用する。



炉内中継ラック底面への穿孔 模式図
炉内中継ラックの残留Na回収



炉内中継ラック側面及び炉心槽側面への穿孔 模式図
上部熱遮蔽体部の残留Na回収

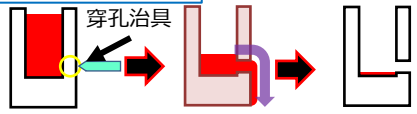


SUPER PHENIXで用いられた遠隔レーザー穿孔装置



SUPER PHENIXの残留Na回収

穿孔による残留Na回収

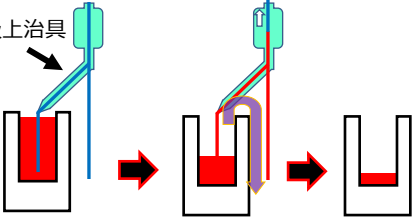


Na固化状態で機械的または熱的工法でNa滞留部の底部付近に穿孔する。

穿孔治具を撤去し、不活性雰囲気下で昇温し、Naを溶融・流下させ、排出する。

穿孔位置に応じた高さまで残留Naが低減される。

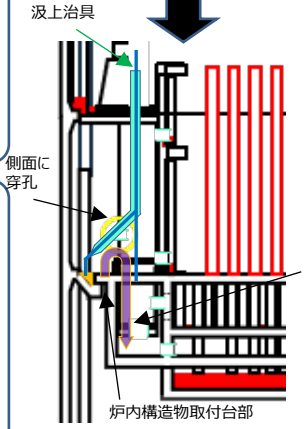
汲上による残留Na回収



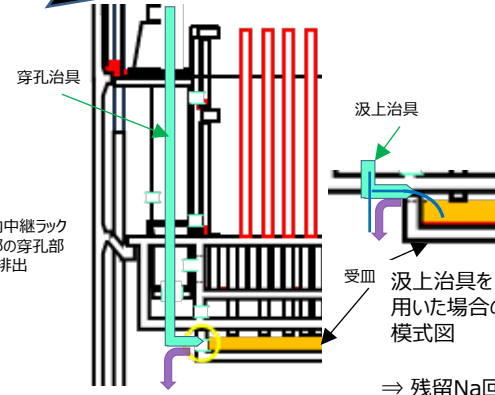
溶融状態のNaに治具を挿入する。またはヒータ付治具でNaを溶融させながら治具を挿入する。

汲上治具を真空に引く等して滞留部の外にNaを汲み上げ、排出する。

挿入したノズル高さとサイフォン切れを起こした際の治具内のNa量に応じた量まで残留Naが低減される。

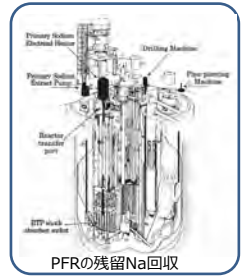


炉内中継ラック側面への穿孔及び穿孔部からのNa汲上模式図
炉内構造物取付台の残留Na回収



炉内中継ラック底部の穿孔部を経由した受皿部の穿孔模式図
炉内構造物取付台の残留Na回収

汲上治具を用いた場合の模式図



PFRの残留Na回収

⇒ 海外の高速炉では、炉容器における遠隔の残留Na回収実績がある。

⇒ 残留Na回収方法及び治具については実証試験を通じて詳細化を図る。

図18　炉心槽近傍の残留Naの回収方法

参考資料2-1：残留Na安定化処理方法の選定

1.残留Na安定化処理方法の選定

原子炉容器内の残留Naに対する安定化処理方法については、炭酸塩化法、WVN法、SHS法が候補となる。各処理方法について、反応生成物の管理、廃棄物処理への影響、設備構成及び原子炉容器への適用性等を比較評価した結果、現時点ではWVN法を有力な候補として検討を進めている。最終段階においては水リンスを実施することにより残留Naの安定化処理を完了させる計画である。

処理方式	炭酸塩化法（湿り炭酸ガス法）＋水リンス	WVN法（湿り窒素ガス法）＋水リンス	SHS法（過熱蒸気法）＋水リンス
処理概要	少量の水蒸気を含む炭酸ガス（または炭酸ガスと不活性ガスとの混合ガス）を注入することで、表層に炭酸塩（固体）を生成し、解体中のNa燃焼を抑制する。	少量の水蒸気を含む窒素ガスを注入することで、表層から水酸化ナトリウム（水溶液または固体）に転換し、解体中のNa燃焼を抑制する。	過熱蒸気を含む窒素ガスを注入することで、水酸化物（液体）を生成しつつ、Na（液体）と対流させることで、Naを水酸化ナトリウムに転換し、解体中のNa燃焼を抑制する。
気相反応生成物	H_2+Na_2CO_3+$NaHCO_3$	H_2+NaOH	H_2+NaOH
反応生成物の管理	・水素：処理または希釈して排気。 ・炭酸塩：基本的に表層のみ安定化されるため、炭酸塩化法だけでは滞留部に未反応Naが発生する可能性がある。 ・炭酸水素ナトリウム：化学リスクなし。	・水素：処理または希釈して排気。 ・水酸化ナトリウム：強アルカリ性の水溶液が各部に滞留するため、水リンスにより洗浄、希釈し排出する。	・水素：処理または希釈して排気。 ・水酸化ナトリウム：強アルカリ性の水溶液が各部に滞留するため、水リンスにより洗浄、希釈し排出する。
廃棄物処理	・既設洗浄設備と異なる性状の廃液が発生するため、脱炭酸処理が必要となり、処理に時間を要する。 ・炭酸塩水溶液を廃棄物処理する場合、別途処理方法の検討が必要。	・既設洗浄設備と同じ性状の廃液であり、既設処理設備にて問題なく処理可能。 ・1次系（WVN法適用）と同じ廃棄物処理方法が選択できる。	・既設洗浄設備と同じ性状の廃液であり、既設処理設備にて問題なく処理可能。 ・1次系（WVN法適用）と同じ廃棄物処理方法が選択できる。
適用実績	SPX炉容器、EBR-II、SPINTA	PFRタンク・２次系、50MWSG	FFTF、SAFER、Fermi-1
原子炉容器への適用性	△（課題あり） ・炭酸塩化は表層しか処理されないため、水リンス時に未反応Naによる急激な反応に対する影響を考慮する必要がある。 ・廃棄物処理の合理化や既設設備活用の観点から不利である。	○（有力候補） ・厚みのあるNaに対しても処理が期待でき、水リンス時の未反応Naによる影響が少ない。 ・廃棄物処理の合理化や既設設備活用の観点から有利である。	△（課題あり） ・処理には原子炉容器内を320℃以上で維持する必要があり、温度制御の成立性について確認が必要である。 ・厚みのあるNaに対しても処理が期待でき、水リンス時に未反応Naによる影響が少ない。 ・廃棄物処理の合理化や既設設備活用の観点から有利である。

WVN法の技術実証・確認計画

WVN法の原子炉容器への適用に当たっては、安定化処理を安全かつ確実に実施するため、段階的な技術実証及び適用性確認を実施する計画である。これらの技術実証は、原子炉容器内に残留するNaの反応特性、反応制御性、反応生成物の処理性及び設備適用性を確認することを目的として実施するものであり、模擬燃料体の有無にかかわらず実施が必要な確認項目である。

具体的には、以下の段階を経て原子炉容器への適用条件、管理方法及び実施手順の妥当性を確認する。

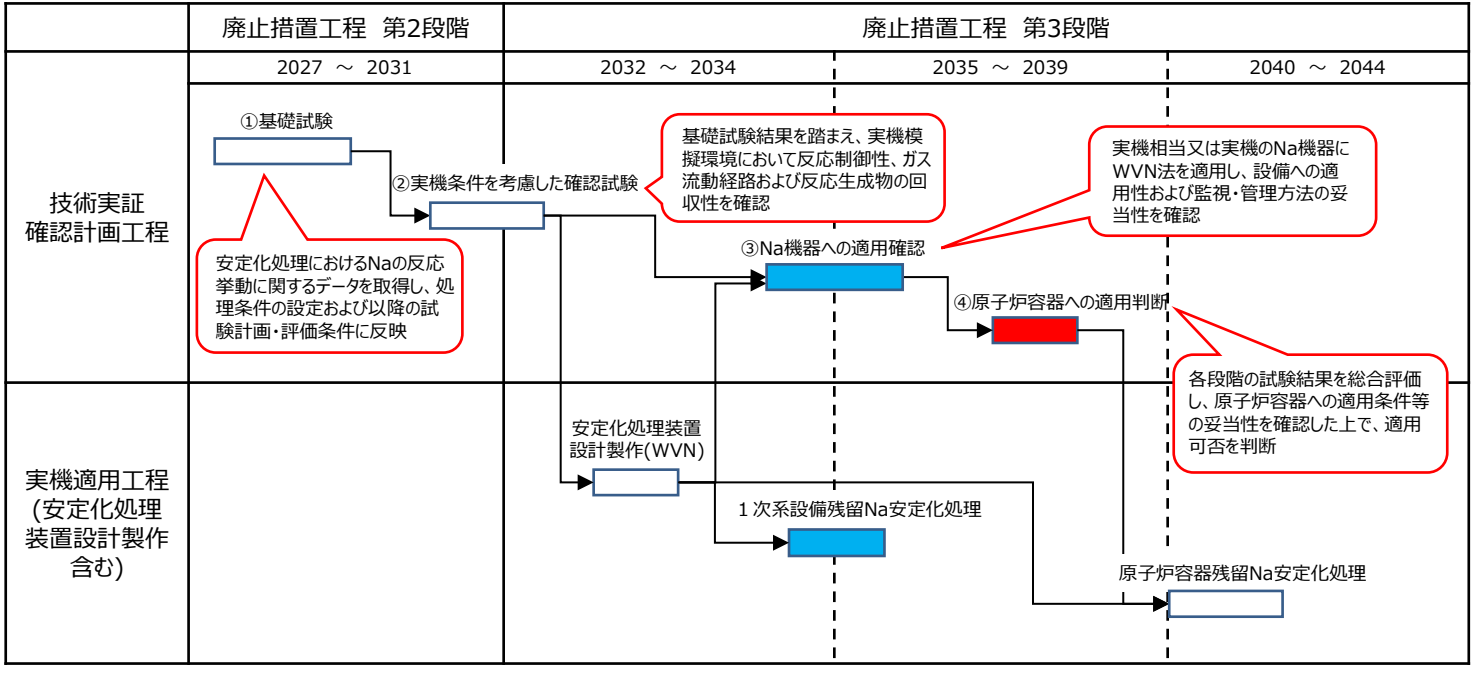


図19 WVN法の技術実証・確認計画工程

なお、模擬燃料体は安定化処理ガスの流動経路、反応生成物の排出経路及び監視管理方法に本質的な影響を与えるものではないことから、上記の技術実証・確認計画そのものを変更する必要はないと評価している。

参考3：炭酸塩化法適用における残留Na反応

原子炉容器内の残留Naに対する安定化処理方法として、炭酸塩化法適用した場合、残留Naの表層のみが安定化処理されるため、水リンス時に未反応Naによる急激な反応に対する影響を考慮し、水素処理及び排気状況を確認しながら徐々に水張りを行う。

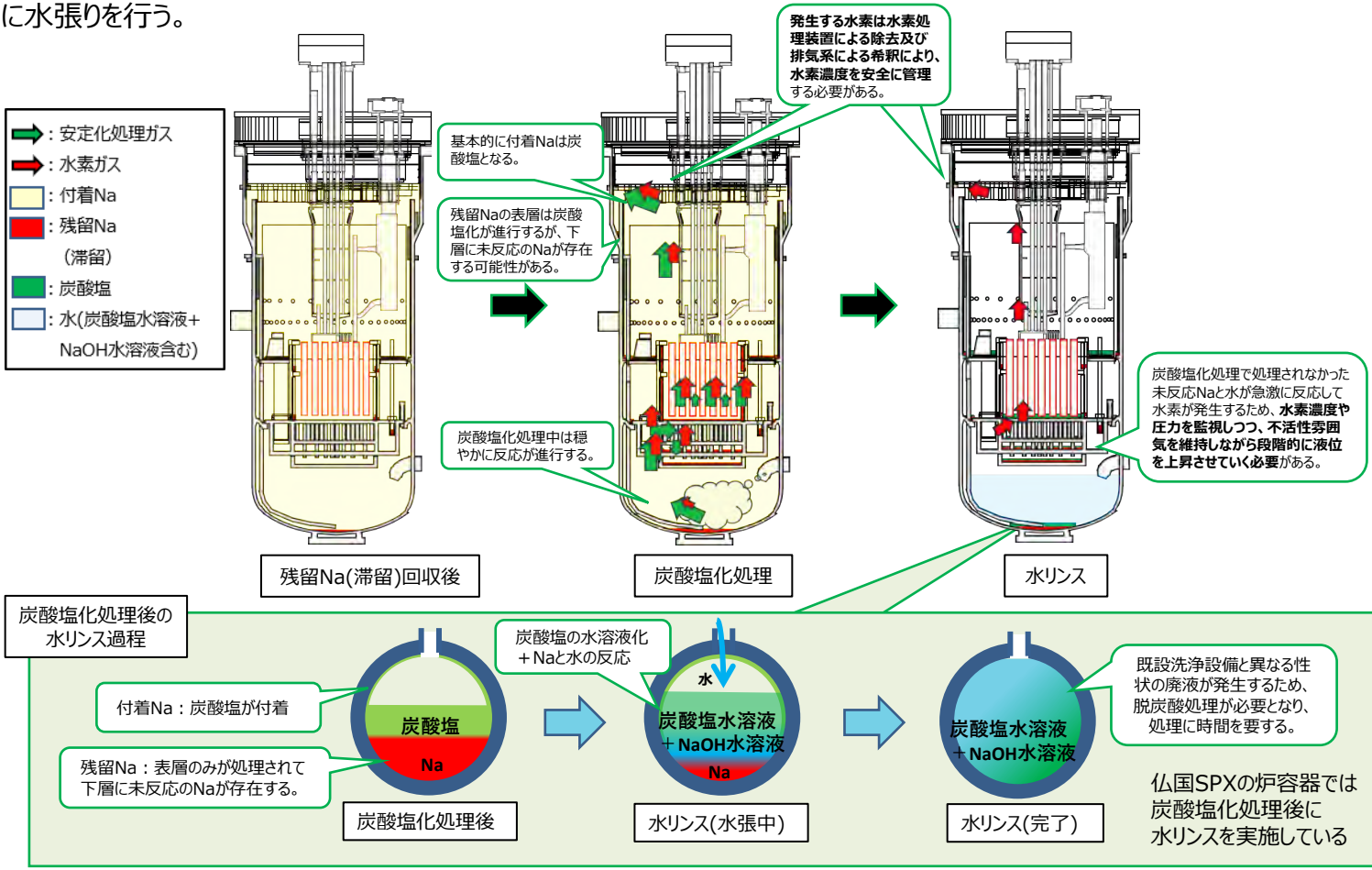


図20　炭酸塩化法による残留Na安定化処理方法（水リンス含む）

参考4-1：方針変更に係る廃止措置計画への影響（本文）

本文		変更要否（理由又は影響）
一	氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名	否（氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名の変更はない。）
二	工場又は事業所の名称及び所在地	否（工場又は事業所の名称及び所在地の変更はない。）
三	発電用原子炉の名称	否（発電用原子炉の名称の変更はない。）
四	廃止措置対象施設及びその敷地	否（廃止措置対象施設及びその敷地の変更はない。）
五	廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法	要（しゃへい体等取出し作業における取扱い対象を変更する。安全性、成立性については前ページで確認済み。なお、第３段階申請で模擬燃料体の取出し方法を反映。）
六	性能維持施設	否（燃料取扱設備等のしゃへい体等取出し作業に係る設備は、従来どおり、しゃへい体等取出し作業の終了をもって維持期間を終了する。また、しゃへいプラグ等のしゃへい機能は模擬燃料体の有無に関係なく維持する。 なお、模擬燃料体は未照射であり、放射性物質の飛散に寄与するものではないことから、原子炉容器内に残置するうえで性能維持施設に変更はない。さらに、第3段階における模擬燃料体の取出し時に使用する揚重設備等については、性能維持でなく、工事用設備として管理する。）
七	性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能、その性能を維持すべき期間並びに研開炉技術基準規則第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容	
八	核燃料物質の管理及び譲渡し	否（核燃料物質の管理及び譲渡しの変更はない。）
九	核燃料物質による汚染の除去	否（核燃料物質による汚染の除去の変更はない。）
十	核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄	要（模擬燃料体が放射性固体廃棄物として取り扱われる時期は第3段階となるため「第10-2表　第2段階において発生する放射性固体廃棄物の推定発生量」を変更する。 模擬燃料体を揚重設備で吊り上げる際に使用する把持装置は新たに必要となり、固体廃棄物量は増加するものの、廃棄物の総量（26,700 トン）からみてごくわずか。廃棄物の増加分については第3段階申請で変更予定。なお、安定化処理するナトリウム量は46kg増加するものの、2300kgのナトリウムを処理する量の内数であり、廃棄方法を変更するほどの影響はない。）
十一	廃止措置の工程	要（模擬燃料体の取出し工程は第3段階申請で変更する旨を追加。なお、第3段階で模擬燃料体を取り出すために必要な期間は半年程度であり、安定化処理についても年単位で増加することはない。今後の計画策定の中で工程の前倒しや必要な期間を反映することで対応可能であり、廃止措置全体工程に影響しない。）
十二	廃止措置に係る品質マネジメントシステム	否（廃止措置に係る品質マネジメントシステムは廃止措置の進捗に伴って変更するものではない。）
十三	燃料体を炉心等から取り出す方法及び時期	否（燃料体は炉心等から取出し済みのため変更はない。）

参考4-2：方針変更に係る廃止措置計画への影響（添付書類）

添付書類		変更要否（理由又は影響）
一	燃料体を炉心等から取り出す工程に関する説明書又は既に燃料体が炉心等から取り出されていることを明らかにする資料	否（燃料体は炉心等から取出し済みのため変更はない。）
二	廃止措置対象施設の敷地に係る図面及び廃止措置に係る工事作業区域図	否（敷地、工事作業区域は同じ。よって変更はない。）
三	廃止措置に伴う放射線被ばくの管理に関する説明書	否（第3段階申請で変更予定。模擬燃料体は未照射であり、放射性物質は飛散しない。また、解体時における想定線量も低く被ばく管理に大きな影響はない。）
四	廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等に関する説明書	否（模擬燃料体は未照射であり、放射性物質は飛散しない。よって第２段階後半及び第３段階において事故時評価上の考慮は不要。）
五	核燃料物質による汚染の分布とその評価方法に関する説明書	否（模擬燃料体は未照射のため、有意な放射線源とはならない。また、二次的な放射性汚染についても、クリアランスレベル相当であることを確認している。汚染分布と評価方法に影響はない。）
六	性能維持施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間に関する説明書	否（燃料取扱設備等のしゃへい体等取出し作業に係る設備は、従来どおり、しゃへい体等取出し作業の終了をもって維持期間を終了する。また、しゃへいプラグ等のしゃへい機能は模擬燃料体の有無に関係なく維持する。 なお、模擬燃料体は未照射であり、放射性物質の飛散に寄与するものではないことから、原子炉容器内に残置するうえで性能維持施設に変更はない。さらに、第3段階における模擬燃料体の取出し時に使用する揚重設備等については、性能維持でなく、工事用設備として管理する。）
七	廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達計画に関する説明書	否（燃料取扱設備の点検費の削減：約10億。燃料出入設備、洗浄設備の点検費も加えればさらに削減される。模擬燃料体の取出しには原子炉容器解体に使用する揚重設備を用いることから、追加となる設備は把持装置のみであり、大きく増加するものではない。したがって変更は不要。）
八	廃止措置の実施体制に関する説明書	否（廃止措置全体を捉えた実施体制を示すものであり、解体にあたって特別な体制構築は不要なため変更は不要と判断。）
九	廃止措置に係る品質マネジメントシステムに関する説明書	否（廃止措置に係る品質マネジメントシステムは廃止措置の進捗に伴って変更するものではない。）

参考5：方針変更に係る廃止措置計画への反映の考え方

第３段階の申請内容に影響を及ぼす本文	項目	考え方
本文五　廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法	第３段階における模擬燃料体の取出し方法	第３段階における模擬燃料体の取出しの方法及び時期については、現時点では詳細な工程及び取出し方法を具体的に記載することが困難であることから、「もんじゅの廃止措置計画の認可の審査に関する考え方」に基づいた対応を行う。 本説明資料において廃止措置全体の見通しを示すとともに、廃止措置計画本文五及び本文十一の「第11-1図 廃止措置の全体工程」において、第３段階の原子炉容器解体に着手するまでに、当該作業の一環として実施する模擬燃料体の取出しを含めた原子炉容器解体の方法について変更認可を受ける旨を記載する。
本文十一　廃止措置の工程	第３段階の工程	

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速増殖原型炉もんじゅの 廃止措置計画の認可の審査に関する考え方　抜粋

第４ 基本的考え方

１ 廃止措置計画の申請について

（前略）

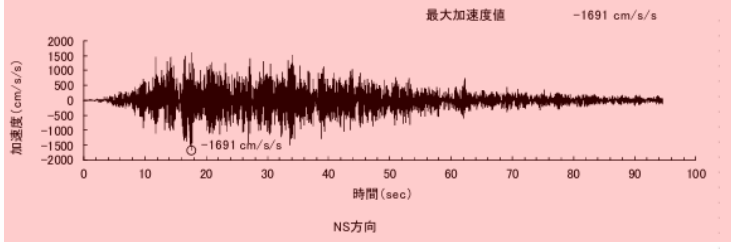
廃止措置の全期間にわたり詳細な工程、方法等を具体的に記載することが困難であるなどの合理的な理由がある場合にあっては、廃止措置の主要な工程及び全体の見通し等に係る事項や、廃止措置期間中に詳細な方法等を定めることとする範囲やその時期など、申請者が講ずべき対応が廃止措置計画で明らかにされ、その内容が適切であれば、研開炉規則第111条第1項及び第3項の要件を満たすと考える。

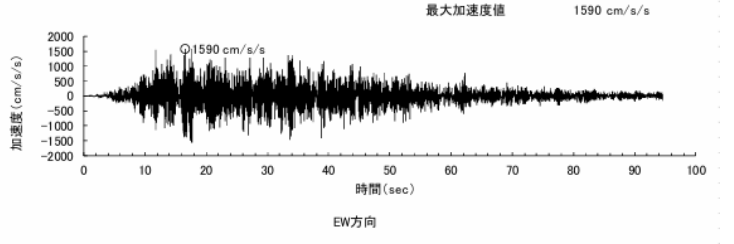
（後略）

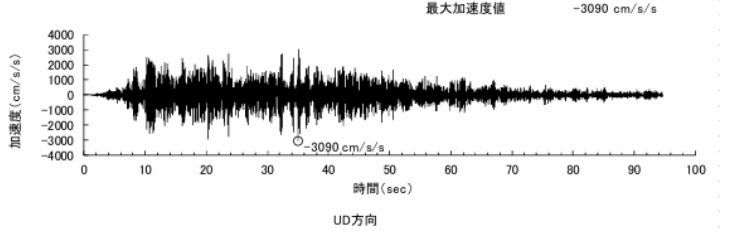
➢ 評価に用いた地震動について

：各応答における最大水平加速度の方向

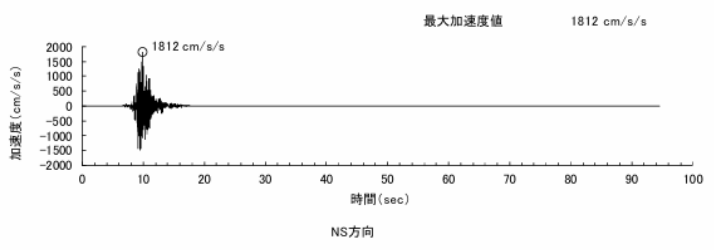
(1) 耐震バックチェック時に策定した基準地震動Ss-Dに対する応答

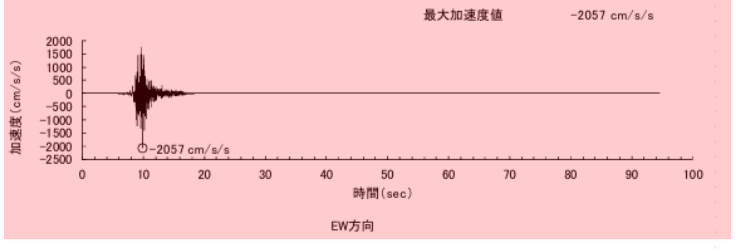






(2) 軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動に対する応答





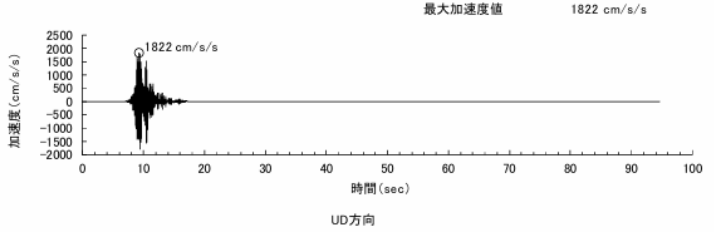


図21　炉心支持板の加速度応答時刻歴波形

（出典元：高速増殖原型炉もんじゅ原子炉施設　廃止措置計画認可申請書　第4.1.1-5図及び第4.1.1-6図）

参考6-2：模擬燃料体の長期間装荷に係る影響評価における耐震評価の補足②

➢ 変形開始目安となる応力値について

基準地震動Ssを用いた評価であるため、許容応力状態$\mathrm{IV}_{\mathrm{As}}$※1として設定する。

※1：構造等の技術基準の運転状態Ⅳ※2相当の許容応力基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態
※2：発生頻度が極めて低く、プラント寿命中には起こるとは考えられない事象によって引き起こされる状態であるが、万一発生した場合の設計の妥当性を評価するために特に考慮するものをいう。

耐震クラスAs、Aの施設に関する許容応力表（高速原型炉炉心支持構造物、高速原型炉炉内構造物（ボルト等を除く））※3

	区分	1次一般膜応力	1次膜応力＋1次曲げ応力	1次＋2次応力	1次＋2次＋ピーク応力	特別な応力限界 座屈応力	特別な応力限界 せん断応力	特別な応力限界 支圧応力	特別な応力限界 ねじり応力	備考
$\mathrm{III}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$	高温*	1.2 Sm	1.2 Ks Sm	$<S_n^*>\leq 3\ S_mH$ ひずみの制限の対象とする。	S_1 地震は短期荷重として取扱い、運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ及び試験状態と重ね合わせクリープ疲労損傷を評価する。	軸圧縮＋曲げ座屈の評価 $\frac{F_c}{A}+\frac{D_0M}{2yI}\leq\frac{S_y}{f_n}$	0.6 Sm	(3) Sy (1.5 Sy)	0.8 Sm	注 (1) 告示第96条第1項第1号の崩壊荷重の下限に基づく評価（ただし，$\mathrm{III}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$については同号ロ，$\mathrm{IV}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$については同号ハの評価）を適用する場合は，この限りでない。 (2) 座屈に対する評価が必要な場合には，高速原型炉第1種支持構造物の7.1.3項③及び7.1.4項の規定によることができる。 (3) ( )内は，支圧荷重の作用端から自由端までの距離が支圧荷重の作用幅より大きい場合の値。 (4) $X_s=<P_L+P_b>/1.5\ S_mH$，$Y_s=<S_n^*>/1.5\ S_mH$とするとき，(X_s,Y_s)が「高速原型炉第1種機器の高温構造設計指針」図3.4.1において，E，S_1，S_2又はP領域にあること。 (5) 高速原型炉炉内構造物は高速原型炉炉心支持構造物の規定による。
	低温**	(1) 1.5 Sm	(1) 左欄の1.5倍の値	－	－	(2) －	0.9 Sm	(3) 1.5 Sy (2.25 Sy)	1.2 Sm	
$\mathrm{IV}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$	高温*	$S_mH=\frac{2}{3}S_u$ オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については$\frac{1}{3}S_u$と2.4 Smの小さい方。	Ks SmH	(4) メカニカルラチェットの制限 $<S_n^*>\leq\beta_s(3\ S_mH)$	－	軸圧縮＋曲げ座屈の評価。 $\frac{F_c}{A}+\frac{D_0M}{2yI}\leq\frac{S_y}{f_n}$	－	－	－	
	低温**	(1) $\frac{2}{3}S_u$。ただし，オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については$\frac{2}{3}S_u$と2.4 Smの小さい方。	(1) 左欄の1.5倍の値	－	－	－	(2) 1.2 Sm	(3) 2 Sy (3 Sy)	1.6 Sm	

* 使用中の金属温度が告示別表第2の適用温度範囲を超える場合
** 使用中の金属温度が告示別表第2の適用温度範囲を超えない場合

：変形開始目安となる応力値（1次応力の許容値）

※3：「解説 ナトリウム冷却型高速増殖炉発電所の原子炉施設の耐震設基準」表3.12より抜粋

➢ 変形開始目安となる応力値について

部位	材料	Sy ※1 【RT】	Su ※2 【RT】	Sy ※3 【200℃】	Su ※4 【200℃】	Sm ※5 【200℃】
		MPa				
エントランスノズル、上部パッド	SUS316ST	205.9	519.7	149.0	440.3	149.0

※1：-30~40℃における設計降伏点
※2：-30~40℃における設計引張強さ
※3：200℃における設計降伏点
※4：200℃における設計引張強さ
※5：200℃における設計応力強さ = Min（1/2Su【RT】, 3/4Sy【RT】, 1/2Su【200℃】, Sy【200℃】）⇒ Sy【200℃】
物性値等の出典元：「高速原型炉燃料集合体の構造設計方針　材料強度基準（案）及び同解説」

変形開始目安となる応力値は前頁の応力表より、1次一般膜応力に1.5倍をかけて算出し、材料がオーステナイト系ステンレス鋼及びニッケル合金については、2/3Su と 2.4Smの小さい方を選択する。

⇒Min【2/3Su, 2.4Sm】= Min 【293.5, 357.6】= **<u>293.5 MPa</u>**

➢ **変形開始目安となる応力値:**
1次一般膜応力の1.5倍 = 293.5 ×1.5 = 440.25 ≒ **<u>440 MPa</u>**

参考7：バルクナトリウムの搬出、しゃへい体等の取出し作業に関する既認可上の位置づけ（1/4）

廃止措置計画記載箇所	記載内容抜粋
五 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法 2. 廃止措置の基本方針	（前略） 第2段階以降は、ナトリウムを保有するリスクの低減及びナトリウム設備の解体を進めるため、技術実証・確認及び設備・施設の改造・整備を行う必要がある。加えて、安全、着実かつ速やかな解体作業を進めていくためには解体作業と検査及び設備点検との干渉や性能維持施設への影響といった種々の検討、調整のための期間が必要である。したがって、第2段階（解体準備期間）は、通常の移送操作により系統設備からの抜出しが可能なナトリウム（専用の治具により取り出す必要のあるタンク底部の残留ナトリウム等を含まないナトリウム（以下「バルクナトリウム」という。））の所外搬出を可能な限り早期に完了させるため、2028年度に非放射性バルクナトリウムの所外搬出を開始し、2031年度に全てのバルクナトリウムの所外搬出作業を完了させ、ナトリウム保有に伴うリスクを低減する。また、その後速やかに、第3段階（廃止措置期間Ⅰ）におけるナトリウム設備の解体に着手できるよう、必要な作業を優先的に行う。 （中略） 廃止措置期間中に性能を維持する発電用原子炉施設（以下「性能維持施設」という。）については、廃止措置を安全に進めるうえで、燃料体取出し作業及び第2段階の開始時点で炉心等に残存する中性子源集合体、サーベイランス集合体、中性子しゃへい体、制御棒集合体、模擬燃料体及び固定吸収体（以下「しゃへい体等」という。）を取り出す作業（以下「しゃへい体等取出し作業」という。）に係る設備、放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理設備、放射性物質の外部への漏えいを防止するための建物・構築物の障壁、遮蔽及び換気設備、管理区域における放射線管理設備、屋内外の放射線監視を行うための放射線監視設備、放射性固体廃棄物の処理設備及び貯蔵設備、ナトリウムの漏えい及び火災を防止するための設備等の施設を、廃止措置の進捗に応じて維持管理していく。 （後略）
五 廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法 3. 廃止措置の実施区分	（前略） 第2段階は、バルクナトリウムの所外搬出を完了し、ナトリウム保有に伴うリスクを低減するとともに、その後速やかに第3段階におけるナトリウム機器の解体に着手できるよう、必要な作業を優先的に行う。 （後略）

参考7：バルクナトリウムの搬出、しゃへい体等の取出し作業に関する既認可上の位置づけ（2/4）

廃止措置計画記載箇所	記載内容抜粋
五　廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法 4．解体の方法 4.2 第2段階に行う解体の方法 (2) ナトリウム機器の解体準備	（前略） ナトリウム機器の解体は、バルクナトリウムの抜取り、抜出し後の機器内に残留するナトリウムの回収及び安定化、機器解体撤去・切断、ナトリウム洗浄、除染等の多くの作業ステップが必要となる。これらの多岐にわたる系統機器の解体を安全、確実かつ速やかに行うため、次に挙げるしゃへい体等取出し作業及びバルクナトリウムの搬出を実施する。 ナトリウム保有に伴うリスクの低減となるバルクナトリウム搬出のための最初のプロセスであり、かつ燃料体取出し作業並みの長期間を要するしゃへい体等取出し作業を最優先に実施する。 （後略）
五　廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法 4．解体の方法 4.2 第2段階に行う解体の方法 (2) ナトリウム機器の解体準備 ①　しゃへい体等取出し作業	（前略） 取出し順序については、放射性物質を内包している又は放射化により近接作業で取り出すことができないものを優先して取り出すことを基本とする。 （後略）

参考7：バルクナトリウムの搬出、しゃへい体等の取出し作業に関する既認可上の位置づけ（3/4）

廃止措置計画記載箇所	記載内容抜粋
五　廃止措置対象施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法 4．解体の方法 4.2 第2段階に行う解体の方法 (2) ナトリウム機器の解体準備 ②　バルクナトリウムの搬出	バルクナトリウム搬出完了までには、しゃへい体等取出し作業及び放射性バルクナトリウム抜取り作業、ナトリウム抜出・搬出設備整備といった多くのナトリウム取扱い作業及び設備整備を行いつつ、これらを効果的に組み合わせ、バルクナトリウム搬出を安全、確実、かつ可能な限り速やかに完了することを目指し、しゃへい体等取出し完了後、可能な限り速やかに非放射性バルクナトリウムの抜出・搬出に移行できるように体制変更を行うとともに、遅滞なく必要な設備整備を行う。非放射性バルクナトリウムの搬出完了後は、可能な限り速やかに放射性バルクナトリウムの抜出・搬出に移行できるように体制の見直しを行うとともに、遅滞なく必要な設備整備を行う。設備整備においては、バルクナトリウムの抜出・搬出作業を安全、確実、かつ可能な限り速やかに行えるように取り組む。 （後略）
七　性能維持施設の位置、構造及び設備並びにその性能、その性能を維持すべき期間並びに研開炉技術基準規則第二章及び第三章に定めるところにより難い特別の事情がある場合はその内容 2．性能維持施設の施設管理 ※1	（前略） 燃料体取出し作業後は、化学的に活性なナトリウムを保有するリスクの低減として、非放射性及び放射性バルクナトリウムの所外搬出を安全、確実かつ速やかに完了させることと、速やかに第3段階におけるナトリウム設備の解体に着手する観点から、放射性バルクナトリウム搬出のクリティカル工程となっているしゃへい体等取出し作業を最優先に実施する。 （後略）

参考7：バルクナトリウムの搬出、しゃへい体等の取出し作業に関する既認可上の位置づけ（4/4）

廃止措置計画記載箇所	記載内容抜粋
別添資料4 もんじゅ廃止措置計画の全体像と第2段階に係るロードマップ 1．もんじゅ廃止措置計画の全体像の検討 (3) 全体像の検討方針	（前略） **リスク対象として、放射性物質とナトリウムに着目し、廃止措置段階ごとのプラント状態、想定すべきリスクに応じた管理を図る。**
別添資料4 もんじゅ廃止措置計画の全体像と第2段階に係るロードマップ 1．もんじゅ廃止措置計画の全体像の検討 (4) 全体像及び第2段階の範囲・完了条件	（前略） 第2段階（解体準備期間）においては、バルクナトリウムの所外搬出を完了し、ナトリウム保有に伴うリスクを低減するとともに、その後速やかに、第3段階（廃止措置期間Ⅰ）におけるナトリウム設備の解体に着手できるよう、**第2段階の完了条件として以下を設定し、これらに関する作業を優先的に行う計画**とする。 第2段階の完了条件 ➢ **バルクナトリウムの搬出** ➢ **ナトリウム設備の解体着手準備完了** （後略）
別添資料4 もんじゅ廃止措置計画の全体像と第2段階に係るロードマップ 2．第2段階に係るロードマップの検討（別紙-1参照） (1)第 2 段階の完了条件とその達成に必要な主要作業 ②ナトリウム設備の解体着手準備完了	（前略） C) しゃへい体等の取出し完了 **原子炉容器本体の解体のため**には、炉心内にある炉心構成要素等を取り出しておく必要がある。このうち、**放射化したしゃへい体等、近接作業で取り出すことができないもの**については、**第2段階中に燃料交換設備を用いて取り出す**。 （後略）

※太字部は本資料のP.1「はじめに」へ記載している箇所