＜参考資料１＞

もんじゅ廃止措置　審査資料	
本文五、十、十一	
提出年月日	2026 年 11 月 12 日

枠内は機密情報につき公開できません。

しゃへい体等の取出し方針の変更について

2026 年 11 月 12 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

目　次

1.　はじめに

2. 方針変更の概要
2.1　従来方針
2.2　今回方針
2.3　方針変更の考え方

3. 方針変更合理性の評価方法について
3.1　比較対象
3.2　評価項目
3.3　評価の進め方

4. 模擬燃料体取出し時期変更方針及び成立性の考え方
4.1　模擬燃料体取出し時期変更の基本方針
4.2　模擬燃料体取出しの考え方
4.2.1　想定される変形等への対応
4.3　ナトリウム安定化処理後取出しの成立条件
4.3.1　ナトリウム回収成立性
(1)　バルクナトリウム抜出し成立性
(2)　残留ナトリウム回収成立性
(3)　ナトリウム回収成立性評価結果
4.3.2　ナトリウム安定化処理成立性
(1)　安定化処理方針
(2)　WVN 法適用の考え方
(3)　模擬燃料体の影響
(3)-1 狭隘部の未反応ナトリウムが模擬燃料体引抜きに与える影響
(4)　監視項目・管理方針
(5)　技術実証・確認計画
(6)　安定化処理成立性評価結果
4.3.3　放射線管理成立性
(1)　模擬燃料体の放射線影響評価
(2)　放射線管理成立性
4.3.4　作業安全管理成立性

5.方針変更に係る廃止措置計画への影響

6. しゃへい体等取出し作業を継続した場合の影響
6.1　設備に係る影響
6.1.1　回転プラグ
6.1.2　昇降駆動装置（電磁ブレーキ）
6.1.3　燃料出入機（ドアバルブ）
6.1.4　FHM 爪開閉アーム

7. 廃止措置全体最適性

8. まとめ

別図

別図 1	炉心配置図（未照射の模擬燃料体 227 体残存時）
別図 2	もんじゅ原子炉領域の構造
別図 3	模擬燃料体の構造と主要仕様
別図 4	模擬燃料体（左：炉心領域用、右：ブランケット領域用）
別図 5	原子炉解体基本フローと模擬燃料体の撤去時期
別図 6	模擬燃料体撤去作業概念（模擬燃料体撤去作業フロー案）
別図 7	模擬燃料体撤去作業概念（作業準備１）
別図 8	模擬燃料体撤去作業概念（炉内状況確認）
別図 9	模擬燃料体撤去作業概念（作業準備２）
別図 10	模擬燃料体撤去作業概念（試験吊出し）
別図 11	模擬燃料体撤去作業概念（本吊出し）
別図 12	模擬燃料体撤去作業概念（細断）
別図 13	模擬燃料体撤去作業概念（廃棄物処理・保管）
別図 14	模擬燃料体取出し仮設備 全体構成
別図 15	作業ステージ 配置・構造イメージ
別図 16	模擬燃料体変形等による取出し方法フロー図
別図 17	変形した模擬燃料体の吊出し
別図 18	炉心支持板の加速度応答時刻歴波形
別図 19	変形開始目安となる応力値算出過程
別図 20	模擬燃料体の把持・切断方法
別図 21	原子炉容器バルクナトリウム抜出し経路
別図 22	炉心構成要素のナトリウム付着量の評価
別図 23	原子炉容器残留ナトリウム位置
別図 24	残留ナトリウム（滞留）とその回収イメージ
別図 25	炉心槽近傍の残留ナトリウムの回収方法
別図 26	原子炉容器残留ナトリウム低減方法
別図 27	残留ナトリウム低減方法（スーパーフェニックス技術）
別図 28	安定化処理（WVN 法）に係る作業フロー
別図 29	残留ナトリウム安定化処理方法（WVN 法）
別図 30	WVN 法による残留ナトリウム安定化処理方法（水リンス含む）
別図 31	炭酸塩化法による残留ナトリウム安定化処理方法（水リンス含む）
別図 32	原子炉容器内残留ナトリウム量

別図 33　模擬燃料体付着ナトリウム量
別図 34　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
別図 35　模擬燃料体狭隘部の残留ナトリウム安定化処理方法（水リンス含む）
別図 36　炉内構造物 減圧機構部
別図 37　ナトリウムにより固着する可能性のある個所
別図 38　WVN 法の技術実証・確認計画工程
別図 39　回転プラグ（エラストマシール）関連系統の圧力上昇
別図 40　燃料出入機ドアバルブ全閉不良
別図 41　FHM 爪開閉アームの反り
別図 42　従来方針と今回方針による工程の比較

別表

別表１　　しゃへい体等の装荷及び貯蔵状況
別表２　　ナトリウムの処理方式
別表３　　安定化処理方式の原子炉容器への適用性

1. はじめに

本資料は、高速増殖原型炉もんじゅ（以下、「もんじゅ」という。）の廃止措置計画変更認可申請書（令和 8 年 8 月 31 日）のうち、未照射の模擬燃料体 227 体は第 2 段階のしゃへい体等取出し作業の対象から除外し、第 3 段階のナトリウム安定化処理後に取り出すことについて、方針変更の考え方及びその成立性ならびに合理性について説明するものである。

2. 方針変更の概要

2.1　従来方針

従来方針は、第 2 段階において、原子炉内に残るしゃへい体等を全数取出し、炉外燃料貯蔵槽を経て燃料池へ移送することとしていた。

この方針は、将来の原子炉容器解体に向け、解体着手時点において原子炉容器内にしゃへい体等の残存物を残さない状態とすることで、解体工法の検討条件を単純化することを目的として設定したものである。

また、照射されたしゃへい体等を炉外へ搬出することにより、放射線管理上の制約要因を減らし、原子炉容器内に残留するナトリウムについても模擬燃料体の影響を考慮することなく処理できると考えていた。

2.2　今回方針

今回方針では、第 2 段階において照射されたしゃへい体等 368 体を取り出し対象とし、未照射の模擬燃料体 227 体は取出し対象から除外する。(別表 1、別図 1 参照)

未照射の模擬燃料体については、原子炉容器内に装荷した状態でバルクナトリウムを抜出し、残留ナトリウム回収及びナトリウム安定化処理を実施した後、原子炉容器を開放し、目視可能な状態で確認及び取り出しを行う。

2.3　方針変更の考え方

本方針変更は、模擬燃料体の取出しを取りやめるものではなく、取出し時期を見直すことにより、第 2 段階における安全性を確保しつつ、燃料取扱設備の故障等による工程遅延リスクを回避し、バルクナトリウム抜出し・搬出によるナトリウムリスクの低減を着実に進め、廃止措置全体の最適化に資することを目的とする。

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）の不具合対応から復旧、試験及び検査完了までに約 1 年の期間を要した経験を有している。

このため、従来方針どおり模擬燃料体の取出しを継続する場合と、模擬燃料体をナトリウム安定化処理後に取り出す場合について「ナトリウム安定化処理後取出し成立性」「しゃへい体等取出し作業を継続した場合のリスク」「廃止措置全体最適性」の観点から比較し、第 2 段階における安全性及び工程への影

響、ならびにナトリウム安定化処理後取出しの成立性を総合的に評価した。

3. 方針変更合理性の評価方法について

3.1　比較対象

方針変更の合理性評価に当たっては、以下の 2 案を比較対象とした。

① 従来方針

第 2 段階において模擬燃料体を含むしゃへい体等を全数取り出す。模擬燃料体は第 2 段階中に炉外へ搬出され、以降のナトリウム機器解体前処理及び原子炉容器解体は模擬燃料体が存在しない状態で実施する。

② 今回方針

第 2 段階では照射されたしゃへい体等のみを取り出し、未照射の模擬燃料体はナトリウム安定化処理後に取り出す。原子炉容器解体着手前に模擬燃料体を取り出すことを前提とする。

したがって、今回方針においても原子炉容器解体着手時には模擬燃料体を原子炉容器内に残さないことを前提としている。

3.2　評価項目

方針変更の合理性については、主に以下の評価項目により総合的に評価する。

① ナトリウム安定化処理後取出し成立性

模擬燃料体をナトリウム安定化処理後に確実に取り出すための技術的成立性を評価する。

② しゃへい体等取出し作業を継続した場合のリスク

設備故障（設備運用及び作業管理に伴うリスク）、部品調達等が工程へ与える影響を評価する。

③ 廃止措置全体最適性

上記２項目を踏まえ、廃止措置全体としてどちらの方針が合理的であるかを評価する。

3.3　評価の進め方

本資料では、まず今回方針である模擬燃料体取出し時期変更方針を示し、その成立条件を明確化する。

そのうえで、「ナトリウム回収成立性」「ナトリウム安定化処理成立性」「放射線管理成立性」「作業安全管理成立性」を順次確認し、従来方針との比較評価を行い、方針変更の合理性を評価する。

さらに、上記に含まれないメリット、デメリットを示しつつ、総合的に評価する。

4. 模擬燃料体取出し時期変更方針及び成立性の考え方

4.1　模擬燃料体取出し時期変更の基本方針

もんじゅの原子炉容器の特徴は、冷却材にナトリウムを使用していることである。ナトリウムを原子炉容器内に大量に保有している状態では、原子炉容器の閉じ込め機能(ナトリウム酸化防止機能)を維持しつつ取り出す方法として、燃料交換装置（FHM）を用いる従来方針の模擬燃料体取出し方法を採用してきた。一方、ナトリウムの保有リスクが十分に低減されれば、従来方針の方法に捉われず原子炉容器を開放して模擬燃料体を取り出すことが可能になる。(別図 2,3,4 参照)

したがって、模擬燃料体を取り出すタイミングは原子炉容器内のナトリウム保有リスクを低減した後に実施することを基本方針とし、以下の流れで計画する。(別図 5 参照)

- 未照射の模擬燃料体については、原子炉容器内に装荷した状態でバルクナトリウム抜出しを実施する。
- その後、原子炉容器内に残留するナトリウムについて回収及び安定化処理を実施し、ナトリウムの化学的リスクを十分低減した状態とする。
- 原子炉容器を開放し、容器内の状態確認を行った上で模擬燃料体を取り出す。

今回方針においても原子炉容器解体前に模擬燃料体を取り出すことを前提としており、原子炉容器解体着手時の状態は従来方針と本質的に異なるものではない。

4.2　模擬燃料体取出しの考え方

模擬燃料体は未照射であり、放射性物質を内包するものではなく、原子炉容器内における配置及び位置についても把握されている。

模擬燃料体取出し時期変更方針では、バルクナトリウム抜出し、残留ナトリウム回収及び安定化処理が完了した後に模擬燃料体を取り出すことを基本としている。

安定化処理終了後は、ナトリウムの化学リスクが十分低減され、原子炉容器の開放及び内部状態の確認が可能となる。このため、模擬燃料体を目視確認しながら取り出すことが可能である。

また、現時点では模擬燃料体取出しに係る概念検討を実施しており、原子炉容器開放後に仮設揚重設備を設置し、運転床上から把持・吊り出しを行うことを基本概念としている。適用する装置及び工法は既存技術及び既存装置の組合せにより対応可能と考えており、模擬燃料体取出しの成立性を阻害するものではない。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り、主な相違点は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、

いずれも技術的に対応可能である。(別図 6,7,8,9,10,11,12,13,14,15 参照)

今後、模擬燃料体の状態及び作業条件を踏まえ、「把持方法」「吊り上げ方法」「切断要否」「使用機器」「作業手順」等について詳細化を進める予定である。

ただし、これらは取出し方法の詳細設計に関するものであり、模擬燃料体取出し時期変更方針そのものの成立性を左右するものではない。

加えて、模擬燃料体の取出し作業期間は約半年程度（2 体／日を想定）を見込んでいる。第 3 段階詳細工程の策定において、1 次冷却設備解体前処理期間等の調整及び作業開始時期の前倒しを行うことにより、廃止措置全体工程への影響は生じないものと評価している。

4.2.1　想定される変形等への対応

廃止措置第 1 段階において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保管される。保管期間は約 15 年間と長期にわたることから、その間に地震による変形等が生じる可能性がある。このため、バルクナトリウム抜出し、残留ナトリウム回収、残留ナトリウム安定化処理及び模擬燃料体取出し影響について評価した。評価の結果、バルクナトリウム抜出し、残留ナトリウム回収及び残留ナトリウム安定化処理への影響は確認されなかった。一方、模擬燃料体取出しについては取出し方法への影響を考慮し、成立性を確認した。

今回方針では、原子炉容器開放後に模擬燃料体の状態に応じて取出し方法を選定する。模擬燃料体が健全な状態である場合は既設 FHM グリッパ構造と同等の把持装置により取出しを行う。軽微な傾きが生じた場合であっても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おり、把持装置には一定の挿入余裕が確保されている。さらに、把持装置の挿入が困難な場合は汎用把持装置による外周把持を適用し、それでも取出しが困難な場合は切断装置を用いた切断回収を実施する。加えて炉心槽内での作業が困難な場合は炉心槽解体後に回収する。また、簡易的な耐震評価として、模擬燃料体を炉心支持板に 1 本装荷した状態を対象に、炉心支持板の水平応答加速度が静的に作用し、かつ模擬燃料体の全質量が上端に集中すると仮定した評価を実施した。(別図 16,17 参照)

評価に当たっては、耐震バックチェック時に策定した基準地震動 Ss-D および軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動について、水平方向の最大加速度を用い、エントランスノズル付け根部に発生する曲げ応力を確認した。評価の結果、基準地震動 Ss-D による地震動が発生した場合、水平方向最大加速度 16.91 m/s²（NS 方向）に対し、その約 80%に相当する 13.45 m/s²で、変形開始の目安となる応力値 440 MPa（許容応力状態ⅣAs における一次応力の許容値）に達することを確認した。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ついては、水平方向最大加速度 20.57 m/s²（EW 方向）に対し、その約 65%に相当する加速度で同応力値に達することを確認した。また、変形開始の目安となる応力値 440 MPa は、「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））」および「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」等を参照して設定した。（別図 18,19 参照）

切断工法については、国内外の原子炉解体において適用実績のある機械式切断工法や非接触切断工法が存在しており、模擬燃料体の状態に応じて適切な工法を選定することが可能であり、これらの工法は既存技術及び既存装置により対応可能である。（別図 20 参照）

また、模擬燃料体の変形等による取出し困難リスクは、模擬燃料体取出し時期変更方針に固有のものではなく、従来方針においても取出し作業開始前に同様の事象が発生した場合には、切断等の対応が必要となる。したがって、本方針変更によって新たな技術課題が追加されるものではない。

以上から、地震による変形等の可能性を考慮した場合であっても、代替工法を含めた取出し対応方針を設定可能であり、ナトリウム安定化処理後取出しの成立性に影響を与えるものではない。

4.3 ナトリウム安定化処理後取出しの成立条件

模擬燃料体の取出し方法は 4.2 の概念のとおりとし、ナトリウム安定化処理後取出しの成立性については以下の条件が満足されることを確認する。

① ナトリウム回収成立性

模擬燃料体が装荷された状態であっても、バルクナトリウム抜出し及び残留ナトリウム回収に支障が生じないこと。

② ナトリウム安定化処理成立性

模擬燃料体が存在する状態であっても、残留ナトリウムの安定化処理を実施できること。

③ 放射線管理成立性

模擬燃料体が存在することによって放射線管理上の新たな制約が生じないこと。

④ 作業安全管理成立性

模擬燃料体取出しに必要な安全管理措置を設定できること。

本資料では、①から④の成立条件について順次説明し、その結果を踏まえてナトリウム安定化処理後取出し成立性を評価する。

4.3.1 ナトリウム回収成立性

(1) バルクナトリウム抜出し成立性

通常運転時、原子炉容器には大量のナトリウムが存在する。このため、まずバルクナトリウムとして抜出し、ナトリウム保有リスクの低減を図る。バルクナトリウム抜出しは、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。（別図 21 参照）

模擬燃料体は原子炉容器内に部分装荷されている状態であることから、ナトリウムの抜出し経路に干渉しない配置となっており、模擬燃料体が装荷された状態であっても、原子炉容器底部付近までナトリウム液位を低下させることが可能である。また、模擬燃料体は内部にナトリウムを保持する構造ではなく、過去に実施したナトリウム排出性確認試験においても良好な排出経路を確認しており、模擬燃料体内部にナトリウムが滞留するものではないと評価している。（別図 22 参照）

したがって、模擬燃料体の存在がバルクナトリウム抜出しに与える影響を評価した結果、バルクナトリウム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)　残留ナトリウム回収成立性

バルクナトリウム抜出し後には、後段で実施する安定化処理の負担を軽減する観点から、原子炉容器内に残留するナトリウムについて可能な限り回収を行う方針である。

原子炉容器内の残留ナトリウムについては、設備構造を踏まえ、これまでに残留が想定される箇所を抽出している。また、模擬燃料体は内部にナトリウムを保持する構造ではなく、過去のナトリウム排出性確認試験においても良好な排出経路を確認していることから、模擬燃料体に残留するナトリウムの大部分は表面付着であると評価している。（別図 22,23 参照）

残留ナトリウム回収は、滞留するナトリウムを対象として実施するものであり、模擬燃料体に付着するナトリウムは、残留ナトリウム回収の対象ではないことから、残留ナトリウム回収量への影響はない。

後段で実施するナトリウム安定化処理において、原子炉容器内のナトリウムとともに処理する予定である。

今後は、抽出した各残留箇所について調査方法及び確認方法を設定し、残留状況を把握した上で回収を実施する。

回収方法については、先行炉等の実績を参考としつつ、設備構造及び作業条件を踏まえて選定することとしており、原子炉容器本体の構造部に対して穿孔又は汲み上げを実施し、残留ナトリウム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、ナトリウム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ナトリウムを阻害することはない。バルクナトリウム抜出後の残留ナトリウム(滞留)は、炉心槽の外側に存在し、炉心槽の側面や下部の残留ナトリウムの回収治具は炉心槽外側からアクセスして実施することから、模擬燃料体は、これらの残留ナトリウム回収作業及び回収経路を阻害せず、残留ナトリウム回収方法は従来どおり適用可能である。回収実施後には状態確認を行い、回収結果を確認する。(別図 24,25,26,27 参照)

このように、原子炉容器内の残留箇所については既に整理しており、その結果を踏まえて「調査」「回収」「確認」の手順で段階的に検討を進める。

模擬燃料体の存在は、残留ナトリウム回収の成立性に影響を与えるものではない。

(3) ナトリウム回収成立性評価結果

上記(1)(2)の検討結果は以下のとおり。

- 模擬燃料体は、原子炉容器内に部分装荷されている状態であるうえ、内部にナトリウムを保持する構造ではなく、バルクナトリウム抜出し経路に影響を与えない。
- 模擬燃料体に残留するナトリウムは主として表面付着であり、残留ナトリウム回収の対象とはならず、模擬燃料体の存在によって残留ナトリウム回収の対象及び回収方法が変更されるものではない。
- 模擬燃料体は、炉心槽内のみに存在し、原子炉容器内の残留ナトリウムは炉心槽の外側に存在するうえ、残留ナトリウムの回収は炉心槽の外側からアクセスして実施する。

以上より、模擬燃料体の存在は、ナトリウム回収の成立性に影響を与えるものではない。

4.3.2 ナトリウム安定化処理成立性

(1) 安定化処理方針

安定化処理の目的は、残留ナトリウムの化学的反応リスクを低減し、原子炉容器を開放可能な状態に移行させることである。

そのため、原子炉容器内の残留ナトリウムについて、4.3.1 で示した方法により可能な限り回収した上で、未回収ナトリウムに対して安定化処理を実施する方針である。

(2) WVN 法適用の考え方

原子炉容器内の残留ナトリウム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。(別表2,3参照)

WVN法は、水蒸気と窒素を混合した処理ガスを原子炉容器内へ供給し、残留ナトリウムを水酸化ナトリウムとして安定化する方法である。生成した水酸化ナトリウムは水溶液として原子炉容器底部へ移行し、回収又は排出が可能である。

また、WVN法では既設の液体廃棄物処理設備を有効活用できる見込みであり、設備改造、廃棄物管理及び処理作業を含む廃止措置全体の合理化の観点でも有利な方法と考えている。

このため、本資料における模擬燃料体の影響評価については、現時点で最も適用可能性が高いWVN法を代表例として実施した。

(3) 模擬燃料体の影響

模擬燃料体が装荷された状態で原子炉容器内の残留ナトリウムを安定化処理する場合、残留ナトリウム回収のように局所的な対象ではなく、原子炉容器全体を対象として処理を実施することから、模擬燃料体の存在による安定化処理ガスの流動経路及び反応生成物の排出経路への影響を確認する必要がある。

一方、模擬燃料体は構造が比較的単純であり、原子炉容器内の主要な流路を閉塞するものではない。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。

このため、模擬燃料体が存在する状態であっても、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ため、安定化処理の成立性を左右するものではないと評価している。

また、WVN法により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、残留ナトリウムの安定化処理を図る。このため、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場合であっても、未反応ナトリウムは最終的に水リンスにより基本的に処理可能であり、安定化処理成立性に影響を与えるものではない。(別図28,29参照)

加えて、従来方針では既設洗浄設備において処理するとしていた模擬燃料体付着ナトリウムを、今回方針では原子炉容器内で安定化処理することとなるため、その影響についても評価した。

安定化処理では、一度に大量の反応ガスを供給して大量のナトリウムと反応させた場合、水素発生量が増加するため、水素濃度を適切に管理しながら処理を進める必要がある。このため、排気能力及び水素処理能

力とのバランスを考慮し、反応ガス供給量を段階的に調整することで反応速度を管理する。WVN 法においては、発生する水素の処理能力が実質的に処理速度を規定する要因となるが、水素処理装置による除去及び排気系による希釈により、水素濃度を安全に管理することが可能である。（別図 30,31 参照）

過去の評価結果から模擬燃料体の残留ナトリウムは付着ナトリウムのみであり、その量は約 46kg と評価している。これは模擬燃料体を除く原子炉容器内の安定化処理対象ナトリウム量約 2,300kg と比較して少量である。また、過去の安定化処理実績を踏まえ保守的に評価した結果、模擬燃料体付着ナトリウムによる処理時間増加は約 243 時間(約 10 日)程度であり、模擬燃料体付着ナトリウムに起因する処理期間の増加は全体工程の一部に留まるため、原子炉容器全体の安定化処理工程の範囲内で管理可能であると評価している。なお、安定化処理における原子炉容器全体の許容残留ナトリウム量については今後具体的に検討する必要がある。一方で、許容残留ナトリウム量は主として１箇所当たりの残留ナトリウム（滞留）の量及び処理可能な厚さに基づき設定するものであり、模擬燃料体の残留ナトリウムは表面付着のみであることから、その設定に影響を与えるものではない。(別図 32,33,34 参照)

したがって、模擬燃料体の存在は安定化処理成立性に影響を与えるものではない。

(3)-1 狭隘部の未反応ナトリウムが模擬燃料体引抜きに与える影響

WVN 法による安定化処理では、気相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残留ナトリウムの安定化を図ることから、狭隘部に存在する未反応ナトリウムについても基本的に処理可能である。(別図 35 参照)

一方、模擬燃料体の取出し成立性を保守的に確認する観点から、本評価では嵌め合い部に未反応ナトリウムが残留した場合の影響について評価した。

模擬燃料体は複数箇所で炉内構造物と嵌め合う構造となっていることから、当該嵌め合い部に未反応ナトリウムが残留し固着した場合には、将来の模擬燃料体引抜き時に抵抗力として作用する可能性が考えられる。

このため、保守的な評価として、嵌め合い部全箇所に未反応ナトリウムが残留し、全接触面に常温におけるナトリウムのせん断強度が作用すると仮定して評価した。その結果、未反応ナトリウムのせん断に必要な荷重は約 16.4kN と評価された。さらに模擬燃料体重量約 200kg を考慮した場合の総引抜荷重は約 18.4kN となり、2t 級チェーンブロックの定

格荷重（約 19.6kN）の範囲内で対応可能であることを確認した。

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。

したがって、仮に狭隘部に未反応ナトリウムが局所的に残留した場合であっても、模擬燃料体の引抜き成立性に与える影響は対応可能な範囲であり、模擬燃料体の取出しを阻害するものではないと評価している。（別図 36、37 参照）

(4) 監視項目・管理方針

安定化処理では、ナトリウムと反応ガスとの反応を制御しながら、水素発生量及び設備状態を適切に管理することにより、安全かつ確実に処理を進める必要がある。このため、反応の進行状況、ガス供給状態及び設備健全性を継続的に監視し、異常兆候を早期に検知できる管理体制の下で段階的に処理を実施する。

主な監視項目及び監視目的を以下に示す。

監視項目	監視目的
温度	反応状態の監視及び異常発熱の検知
水素濃度	反応進行状況の把握及び安全管理
湿度	反応ガス供給状態及び反応状況の確認
流量	反応ガス供給量の管理及び反応速度制御
圧力	設備状態の監視及び閉塞・漏えい等の異常検知

主な監視項目は温度、水素濃度、湿度、流量及び圧力であり、反応状態、ガス供給状態及び設備健全性を総合的に監視する。模擬燃料体付着ナトリウムを含め、水素処理能力及び排気能力とのバランスを考慮して反応ガス供給量を段階的に調整することで反応速度を管理する計画である。模擬燃料体の存在による監視管理方法の本質的な変更は不要であり、従来どおりの監視管理が適用可能である。

また、安定化処理完了後には、原子炉容器開放条件の成立を確認するため、残留ナトリウムの反応状況及び原子炉容器内状態の確認を実施する。

(5) 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ナトリウムの反応特性、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。(別図 38 参照)

① 基礎試験

安定化処理条件におけるナトリウムの反応挙動に関する基礎データを取得するとともに、反応速度、温度変化、水素発生挙動及び反応生成物の性状等を確認する。

また、処理条件の設定に必要な諸データを取得し、以降の試験計画及び評価条件に反映する。

② 実機条件を考慮した確認試験

基礎試験結果を踏まえ、実機に近い環境条件を模擬した試験を実施し、反応制御性、ガス流動経路、反応生成物の回収性等を確認する。

試験条件及び確認項目については、基礎試験結果を踏まえて設定する計画である。

③ ナトリウム機器への適用確認

実機相当又は実機のナトリウム機器を対象として WVN 法を適用し、実設備における適用性を確認する。

この段階では、試験設備で取得した知見との整合性、設備構造に対する適用性、監視及び管理方法の妥当性等を確認する。

④ 原子炉容器への適用判断

各段階の試験及び確認結果を総合的に評価し、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した上で、原子炉容器への適用可否を判断する。

また、4.3.2 のとおり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、上記の技術実証及び適用性確認の実施計画そのものを変更する必要はないと評価している。

(6) 安定化処理成立性評価結果

以上(1)～(5)の検討結果は以下のとおり。

・ 原子炉容器内の残留ナトリウムに対する安定化処理方法について整理し、WVN 法を有力候補として選定した。
・ 模擬燃料体は原子炉容器内の主要な流路を閉塞するものではなく、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。
・ WVN 法では気相反応後に水リンスを実施することから、反応ガスが到達しにくい狭隘部を含めて残留ナトリウムの安定化処理を実施可能である。仮に狭隘部に未反応ナトリウムが局所的に残留した場合であっても、模擬燃料体引抜き時の必要荷重は揚重設備により対応可能な範囲であり、模擬燃料体の取出し成立性を損なうものではない。
・ 模擬燃料体付着ナトリウム量は、原子炉容器及び炉内構造物に存在する残留ナトリウム量と比較して少量であるため、処理期間の増加は安定化処理に係る全体工程の範囲内で管理可能である。
・ 温度、水素濃度、湿度、流量及び圧力を監視項目として設定することにより、反応状態、ガス供給状態及び設備状態を総合的に把握しながら処理を実施可能であり、異常兆候についても早期検知及び対応が可能である。
・ 原子炉容器への適用に向けては、基礎試験、実機条件を考慮した確認試験及びナトリウム機器への適用確認を段階的に実施した上で適用条件、管理方法及び実施手順の妥当性を確認する計画としており、模擬燃料体の存在が当該技術実証・確認プロセスに追加的な影響を与えるものではない。

以上より、模擬燃料体の存在が残留ナトリウム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。

4.3.3 放射線管理成立性

(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、模擬燃料体取出しに伴い新たな放射線管理上の課題は生じず、炉内構造物等に由来する放射線環境を踏まえた管理措置を計画可能であることから、放射線管理は成立すると評価した。

4.3.4 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。以下にその考え方を示す。

模擬燃料体取出し作業は、バルクナトリウム抜出し、残留ナトリウム（滞留）回収及び残留ナトリウム安定化処理完了後に実施する計画である。このため、ナトリウム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、気相反応及び水リンスを経ることにより残留ナトリウム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ナトリウム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当たっては、残留ナトリウム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ナトリウム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、4.2 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
- 残留ナトリウムの監視及び反応防止対策
- 落下防止対策

特に残留ナトリウムについては、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、未反応ナトリウム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。

したがって、模擬燃料体取出し作業は、残留ナトリウム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。

5. 方針変更に係る廃止措置計画への影響

未照射の模擬燃料体 227 体の取出し時期を第 3 段階へ変更することに伴い、既認可の廃止措置計画に対する影響評価を実施した。その結果、しゃへい体等取出し作業の方法（本文五）、放射性固体廃棄物の発生量（本文十）、第 3 段階における模擬燃料体の取出しの方法（本文五）及び廃止措置工程（本文十一）に影響が生じることを確認した。

このうち、今回の変更申請では、しゃへい体等取出し作業の方法及び放射性固体廃棄物の発生量について変更する。具体的には、対象範囲から未照射の模擬燃料体 227 体を除外すること及びこれに伴う第２段階における放射性固体廃棄物の発生量の減少を反映する。

一方、第 3 段階における模擬燃料体の取出しの時期及び方法については、現時点では詳細な工程、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」に基づき、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の本文中と本文十一の「第 11-1 図 廃止措置の全体工程」に第３段階の原子炉容器解体に着手するまでに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示し、当該作業の着手までに廃止措置計画に反映して変更認可を受けることとする。

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しないことから、性能維持施設、放射線管理及び事故時評価等への影響はなく、本方針変更によって

廃止措置の安全性が損なわれるものではない。

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）

6. しゃへい体等取出し作業を継続した場合の影響

しゃへい体等取出し作業を継続する場合には、これまでの運転実績や設備の現状を踏まえると、設備の継続使用に伴い、取出し作業及びその後の工程への影響が想定される。

以下では、現在確認されている事象やこれまでの運転実績を踏まえ、取出し作業を継続した場合に想定される設備に係る影響について評価する。

6.1　設備に係る影響

取出し作業に使用する設備については、既に不具合が確認されているものや、継続使用に伴って新たな不具合が顕在化する可能性があるものがある。

特に、模擬燃料体 227 体の取出しは、経験のない規模の連続運転を伴うことから、これまでの運転実績や設備の状態を踏まえ、設備の継続使用によって取出し作業の進捗やその後の工程に及ぼす影響について、設備毎に評価する。

6.1.1　回転プラグ

回転プラグのエラストマシールについては、現在、関連する系統において圧力変動が確認されている（別図 39 参照）。

この圧力変動の原因調査には約 1 ヵ月を要する見込みである。調査の結果、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。保修が必要となる場合は、約 3 ヵ月の工期を要し、分解（交換）作業が必要となった場合には、前回の作業実績で約 18 億円の費用及び約 1.5 年の工期を要する。

このため、取出し作業を継続する場合には、調査結果によっては長期間の

設備停止が必要となり、取出し作業のみならず、その後の工程にも大きな影響を及ぼすおそれがある。

6.1.2　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、動作不良による警報（過負荷トリップ）が複数回発生している。調査の結果、電磁ブレーキの動作に一部不安定な傾向が認められている。このため、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を交換する必要がある。

6.1.3　燃料出入機（ドアバルブ）

燃料出入機のドアバルブについては、2026 年度に実施したしゃへい体の取出しにおいて全閉不良が発生（別図 40 参照）し、取出しの進捗に伴って状況が悪化した。2026 年度の作業では手動操作を併用することで運用を継続できたが、さらに状態が悪化した場合には運用継続が困難となるおそれがあった。なお、本事象はナトリウムの滴下・蓄積に起因するものであり、ナトリウム中での取扱いに伴う事象として想定されるものである。

模擬燃料体を取り出す場合には 227 体の連続運転となり、これまでのしゃへい体等取出し作業における最大の連続取出し体数である 202 体を上回るとともに、廃止措置移行後で最大の取扱体数となる。このため、同様の不具合が発生するリスクは、これまでの作業より高くなると評価している。特に、運用継続が困難な状態となった場合には、付着・蓄積したナトリウムを除去するため分解点検（保修）が必要となり、部品の納期に加えて、約 1.5 ヶ月の点検期間を要することから、工程に影響を及ぼすおそれがある。

また、炉上部で発生した場合には操作場所へアクセスできず、手動操作による対応が困難となるため、対応に先立ちアクセス用の足場設置等に約 1 ヵ月を要し、工程への影響がさらに長期化するおそれがある。

6.1.4　FHM 爪開閉アーム

FHM 爪開閉アームについては、2025 年に発生した FHM グリッパ動作不可事象の原因調査において、アームの反りが確認されている（別図 41 参照）。確認された反りは許容値内であり、運用に支障はないと判断して使用したものの、反りが発生した時期や原因は特定できていない。また、従来の点検では反りの変化量を測定していなかったことから、その進展傾向も把握できていない。

今後、模擬燃料体 227 体を取り出す場合には、廃止措置移行後で最大の処

理体数となる 227 体連続運転を行うこととなり、機械的な負荷が大きくなる。しかしながら、アームの反りに関する発生メカニズムが十分に把握できていないため、このような長期間の運転中においては、反りが進行し、つかみ・はなし不具合等が再発するおそれを否定できない。

このため、取出し作業の継続に当たっては、点検結果によって追加保修が必要となる可能性があるほか、運転中に不具合により工程が遅延するおそれがある。特に、故障した部品によっては、交換部品の製作に年単位の期間を要する場合があり、工程への影響が長期化するおそれがある。

7. 廃止措置全体最適性

4. 模擬燃料体取出し時期変更方針及び成立性の考え方で示したとおり、模擬燃料体 227 体を第 3 段階で取り出す今回方針においても、ナトリウム回収、ナトリウム安定化処理、放射線管理及び作業安全管理の各成立条件について、成立する見通しが得られており、また、安全性を損なうことはない。

上記以外の観点で、6. しゃへい体等取出し作業を継続した場合の影響を踏まえ、第 2 段階で取出し作業を継続し全数取出しを行う場合（従来方針）と模擬燃料体 227 体は第 3 段階のナトリウム安定化処理後に取出す場合（今回方針）を比較し、方針変更の合理性を整理した。

第 2 段階で取出し作業を継続する従来方針では、燃料交換装置（FHM）等の燃料取扱設備への依存が継続し、設備故障や部品調達等に起因する工程遅延リスクが継続する。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。

一方、今回方針では、燃料取扱設備への依存を早期に解消することで、設備故障等に起因する工程遅延リスクを回避し、バルクナトリウム搬出を計画どおり完遂させ、ナトリウム保有リスクを遅滞なく低減できる。また、模擬燃料体の取出し時期を第 3 段階へ変更した場合の工程遅延リスクについては、1 次系解体前処理期間において、バウンダリ解放を伴わない作業を先行して実施することで短縮が可能である。さらに、1 次系 3 ループのうち解体が完了したループのエリアを活用することで、原子炉容器残留ナトリウム回収作業と 1 次系解体撤去作業を並行して実施が可能であると考えており、これにより原子炉容器残留ナトリウム回収の早期着手が見込まれる。このため、模擬燃料体取出し（約半年）及び安定化処理（約 10 日）の期間を考慮しても、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（別図 42 参照）。

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、対応工法の見通しは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。

以上を総合的に評価すると、模擬燃料体 227 体の取出し時期を第 3 段階へ変更することは、ナトリウム回収、ナトリウム安定化処理、放射線管理及び作業安全管理の成立性や安全性に大きな影響を及ぼすものではない。また、第 2 段階における工程遅延リスクの回避により、ナトリウム保有に伴う残留リスクを遅滞なく低減できることから、廃止措置全体の着実な推進に資する合理的な方針であると評価する。

8. まとめ

本資料では、未照射の模擬燃料体 227 体について、第 2 段階での取出し対象から除外し、ナトリウム処理後に取り出す方針の妥当性について評価した。

その結果、模擬燃料体が原子炉容器内に存在する状態であっても、バルクナトリウム抜出し、残留ナトリウム回収及びナトリウム安定化処理は実施可能であり、その後の模擬燃料体取出し及び原子炉容器解体についても成立する見通しであることを確認した。また、模擬燃料体の取出しは廃止するものではなく、第 3 段階において確実に実施する計画であり、本方針変更が安全性に与える影響はない。

一方、今回方針では、未照射の模擬燃料体 227 体の取出し時期をナトリウム処理後に変更することにより、燃料取扱設備への依存期間を短縮し、設備故障、特殊部品調達等に起因する工程遅延リスクを回避することができる。

以上より、未照射の模擬燃料体 227 体の取出し時期をナトリウム処理後へ変更する今回方針は、安全性を確保しつつ工程遅延リスクを回避するとともに、ナトリウム保有リスクを遅滞なく低減できることから、廃止措置全体の着実かつ効率的な推進に資する合理的な方針である。

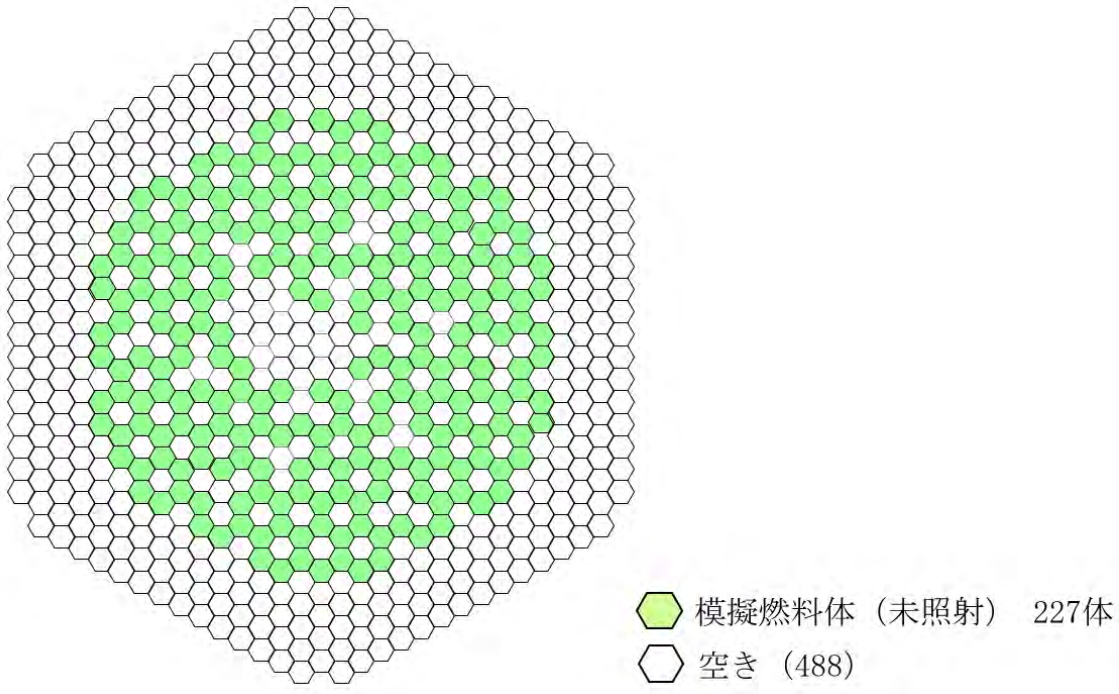
別表１　しゃへい体等の装荷及び貯蔵状況

種類	原子炉		炉外燃料貯蔵槽（ＥＶＳＴ）		燃料池	
	第２段階開始時	2026.5.25 時点	第２段階開始時	2026.5.25 時点	第２段階開始時	2026.5.25 時点
中性子源集合体	2 体	0 体	0 体	0 体	0 体※	2 体※
サーベイランス集合体	12 体	0 体	0 体	0 体	0 体※	12 体※
制御棒集合体	19 体	0 体	2 体	19 体	0 体※	2 体※
固定吸収体	6 体	0 体	0 体	6 体	0 体※	0 体※
中性子しゃへい体	316 体	0 体	2 体	129 体	0 体※	189 体※
模擬燃料体（照射）	13 体	0 体	0 体	13 体	0 体※	0 体※
模擬燃料体（未照射）	227 体	227 体	0 体	0 体	0 体※	0 体※
合計	595 体	227 体	4 体	167 体	0 体※	205 体※

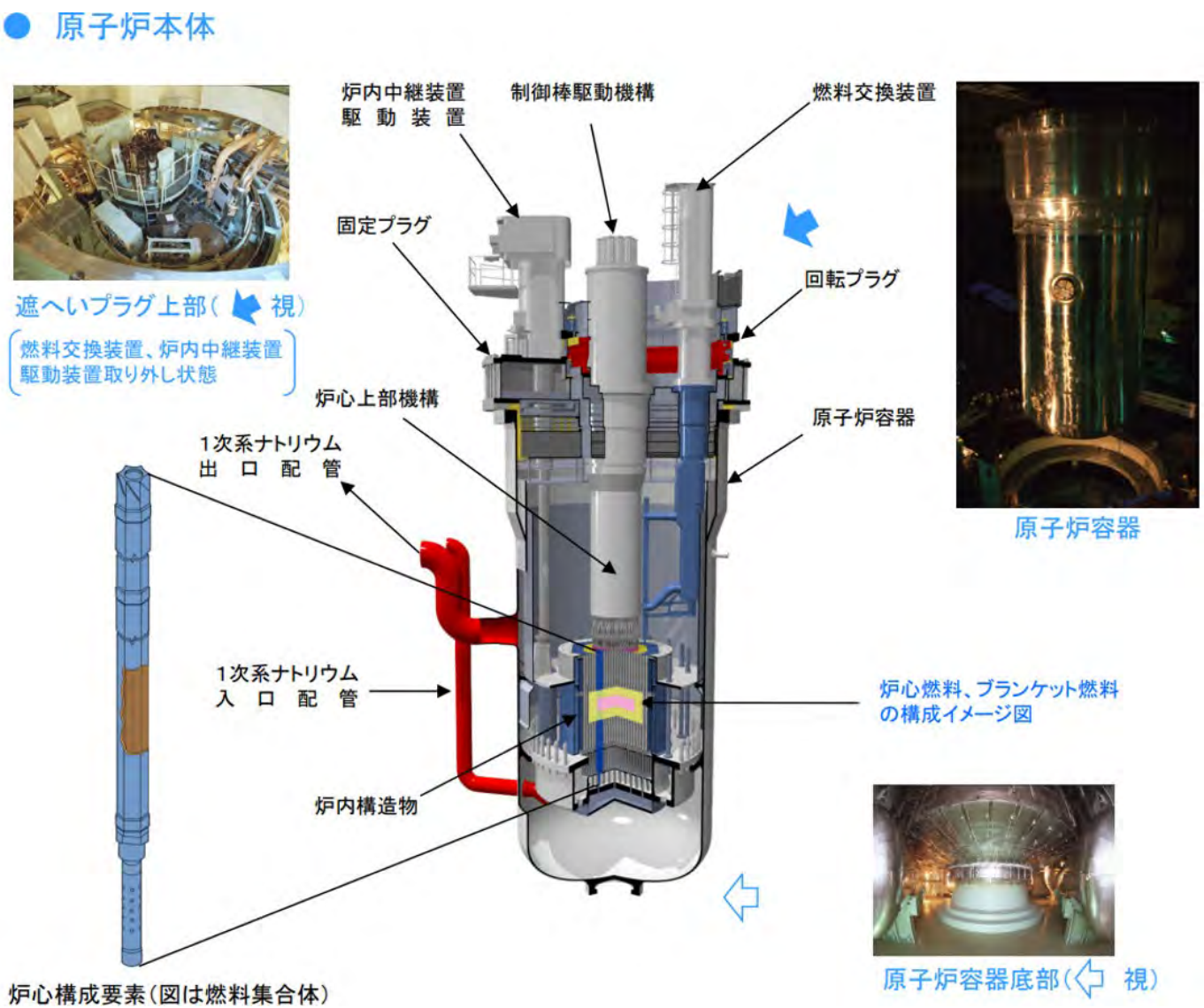
368 体取出し完了

取出し対象から除外

※：燃料池への移送体数

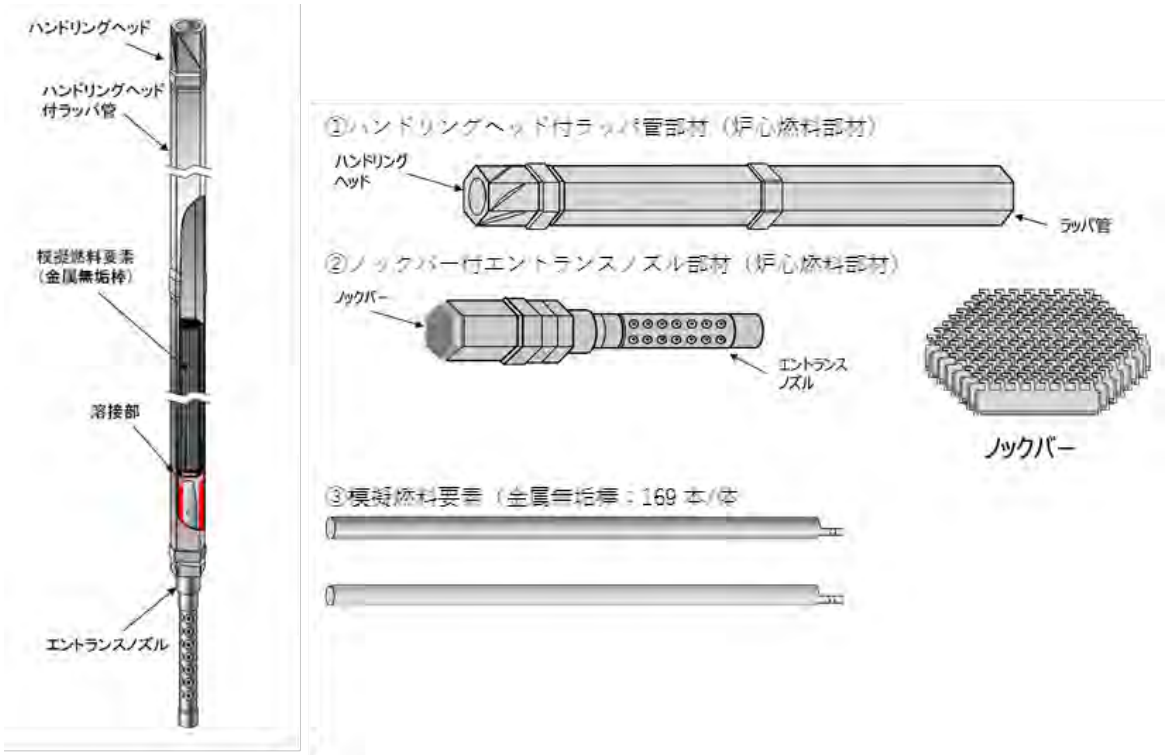


別図１　炉心配置図（未照射の模擬燃料体 227 体残存時）

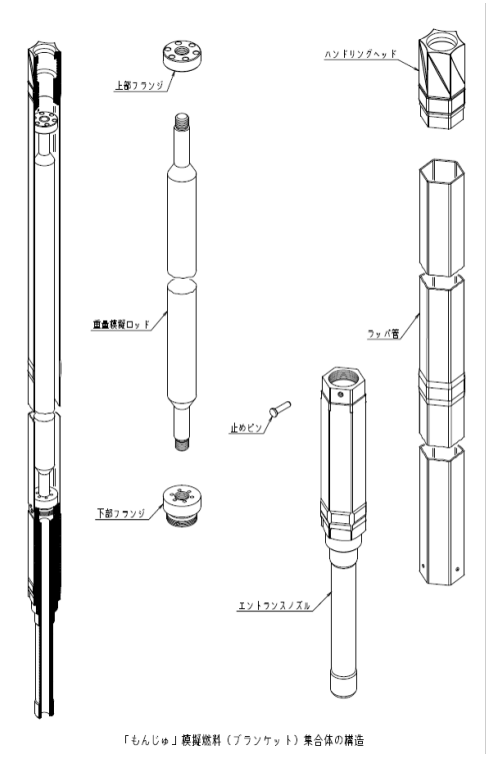


別図２　もんじゅ原子炉領域の構造

模擬燃料体（炉心領域用）



模擬燃料体（ブランケット領域用）



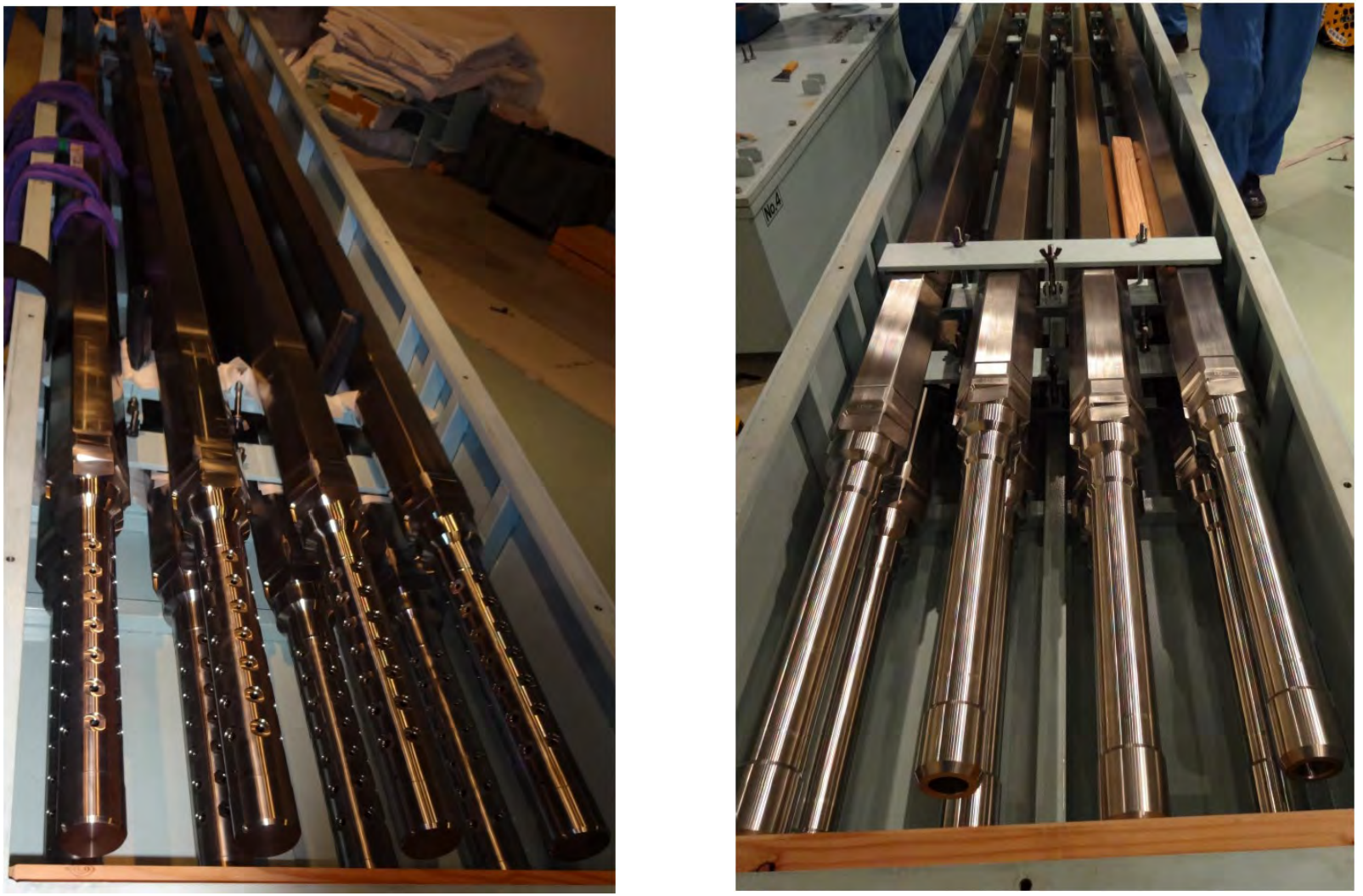
模擬燃料体の特徴

- 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

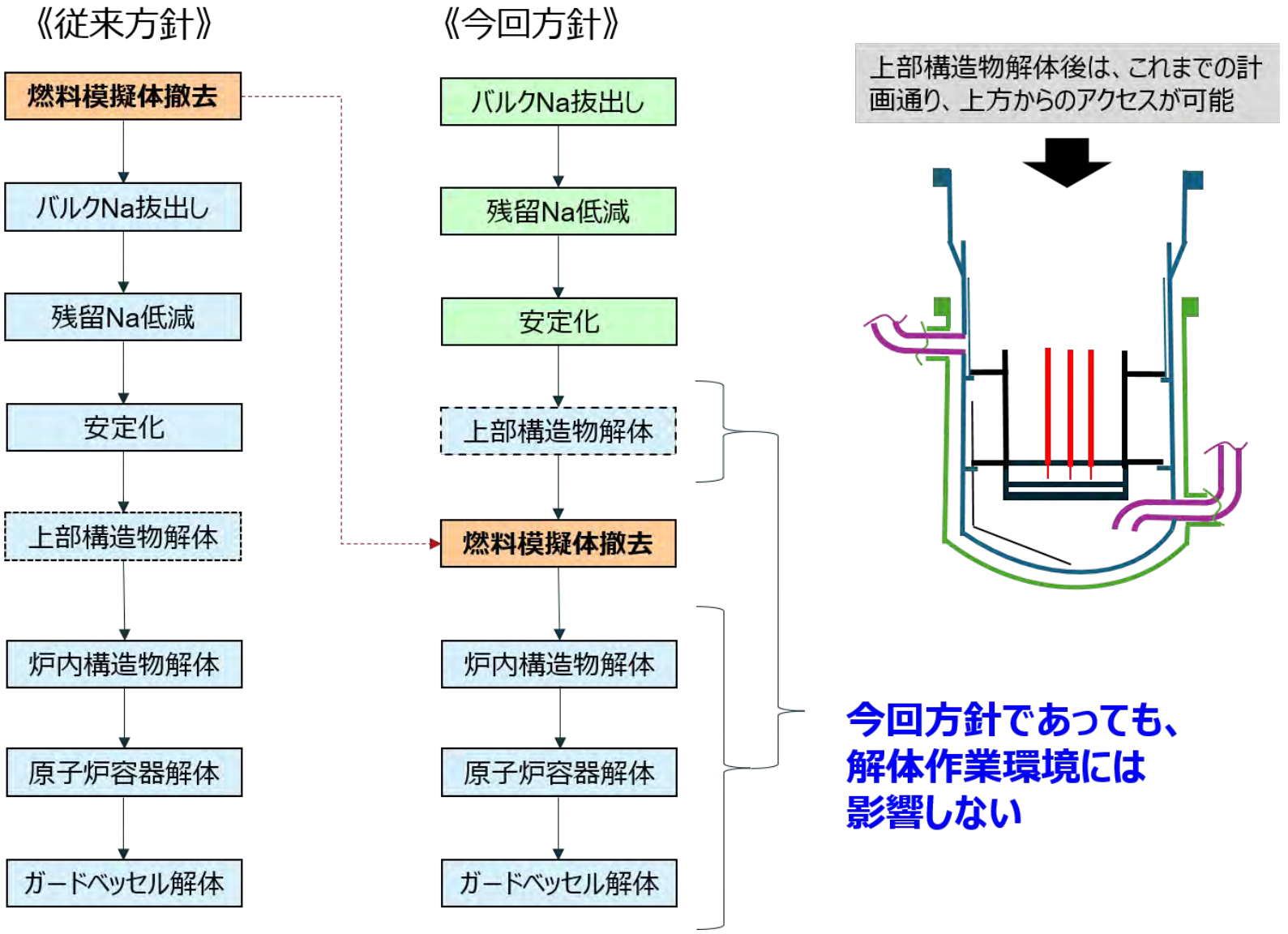
主仕様

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

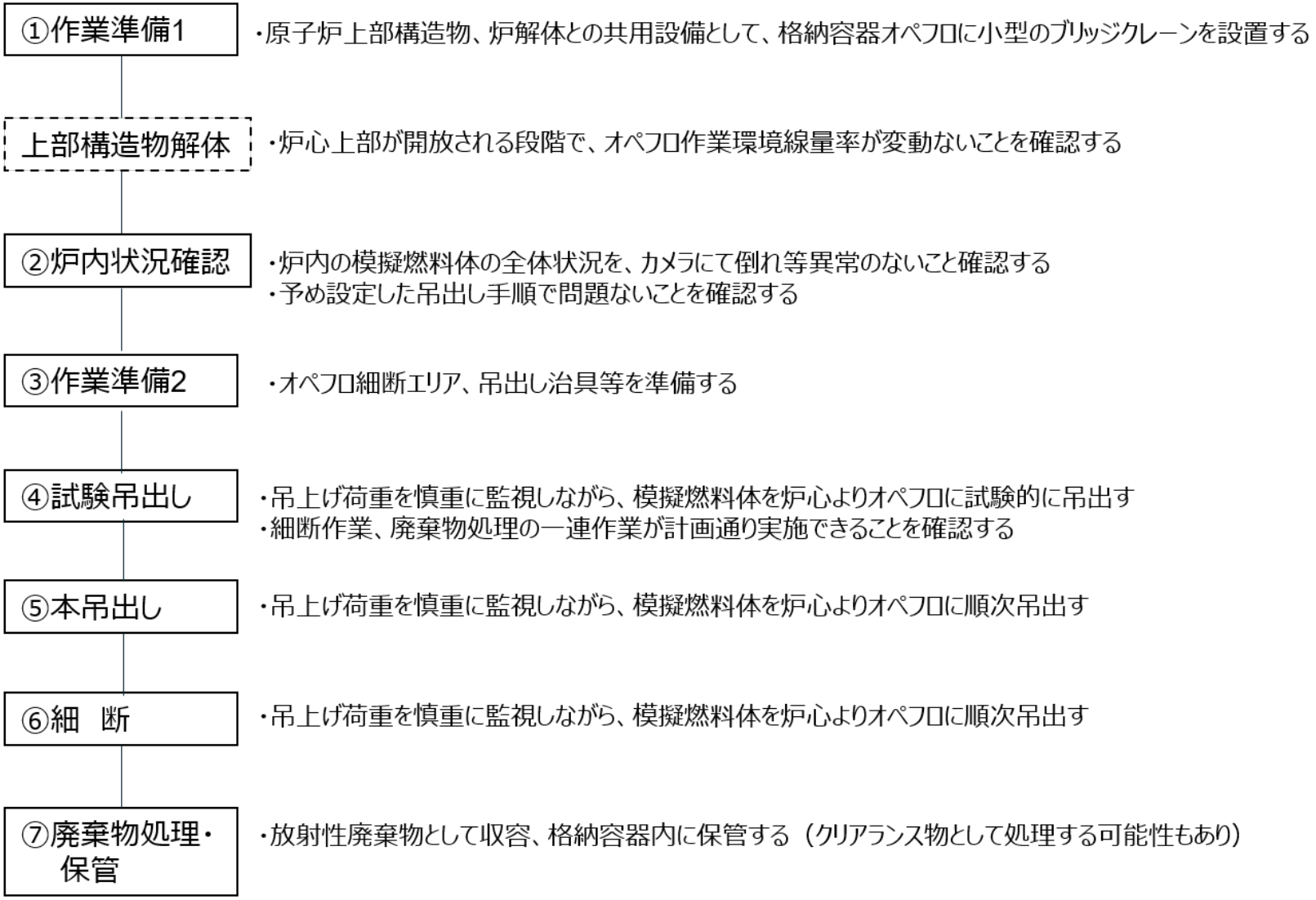
別図 3　模擬燃料体の構造と主要仕様



別図４　模擬燃料体（左：炉心領域用、右：ブランケット領域用）



別図５　原子炉解体基本フローと模擬燃料体の撤去時期

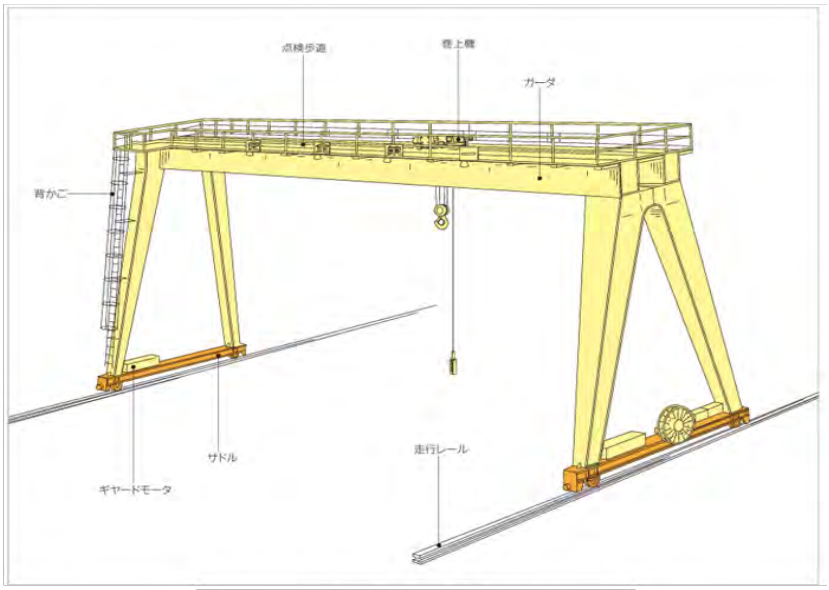


別図 6　模擬燃料体撤去作業概念（模擬燃料体撤去作業フロー案）

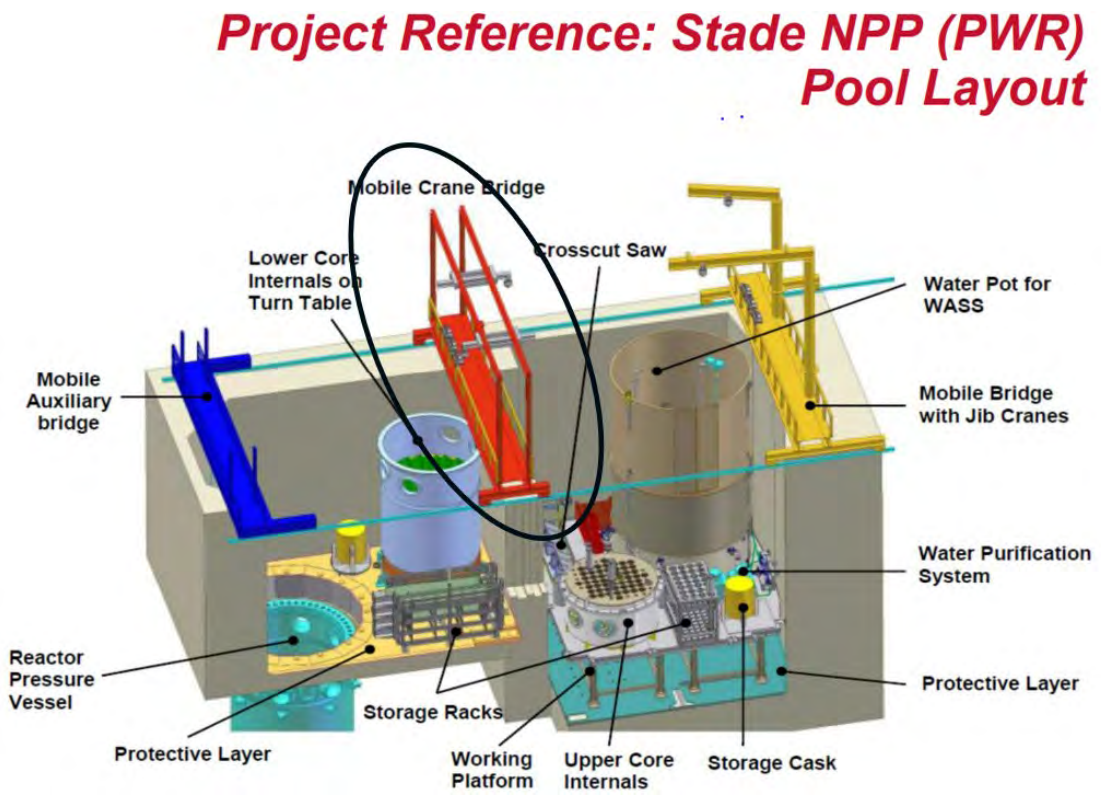
管理情報

もんじゅ原子炉上部には、商用軽水炉の様に原子炉キャビティがないため、ブリッジクレーンを配置していない。原子炉上部構造物、原子炉炉解体物の揚重を既設ポーラクレーンクレーンのみで行うと非効率となるため、予め、オペフロにレールを敷設し、小型ブリッジクレーンを仮設する。

もんじゅ格納容器オペフロ（EL.43m）



ブリッジクレーン例示

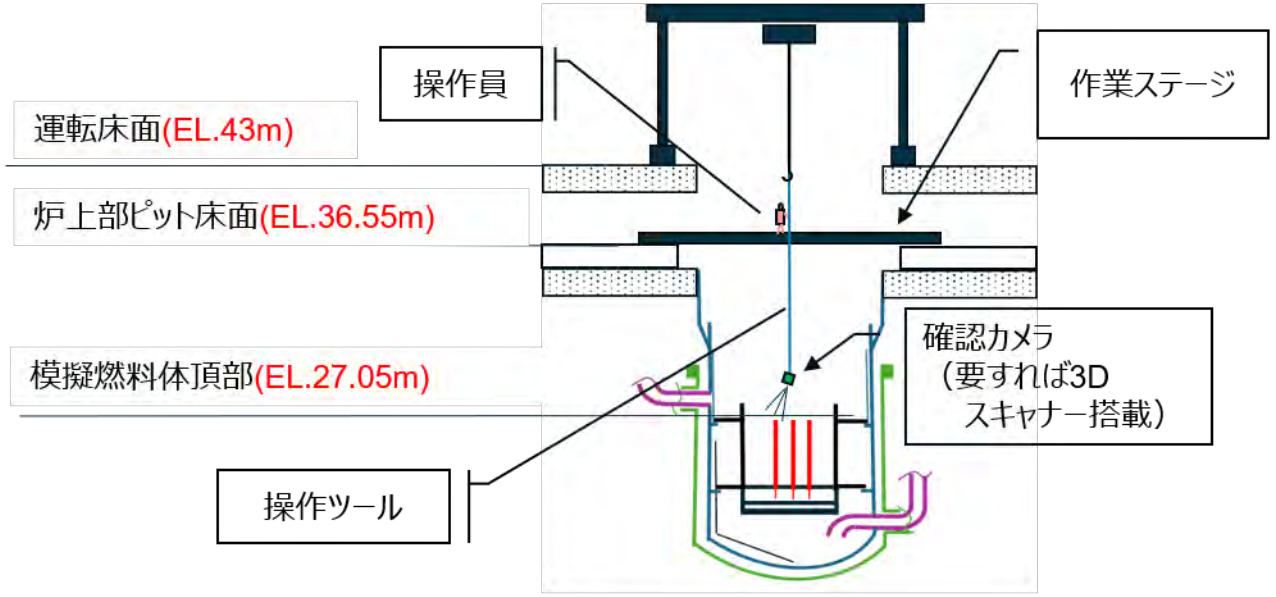


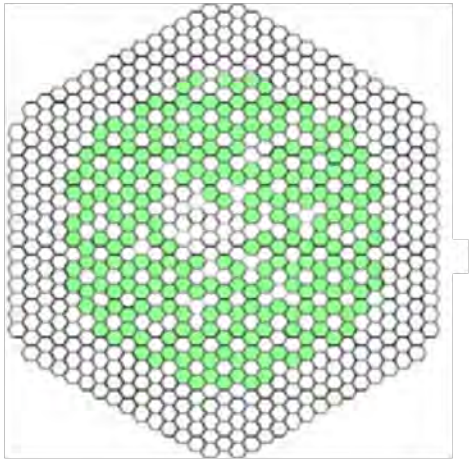
商用軽水炉解体作業時のブリッジクレーン配置状況

出典：原子力デコミッショニング研究会 RANDEC 渋谷氏資料集より

別図７　模擬燃料体撤去作業概念（作業準備１）

・炉上部ピット床面上に作業ステージを組立て、模擬燃料体の状態を操作員がカメラを案内して確認する。
・既存FHMのグリッパ機構は傾斜角10°（=倒れ量約615mm)まで挿入可能なため、そのような大きな傾きがないことを確認する。
・なお、模擬燃料体保管中に大きな地震を経験した場合、要すれば3Dスキャナーにより、ハンドリングヘッドの変形等異常な模擬燃料体がないことを確認する。





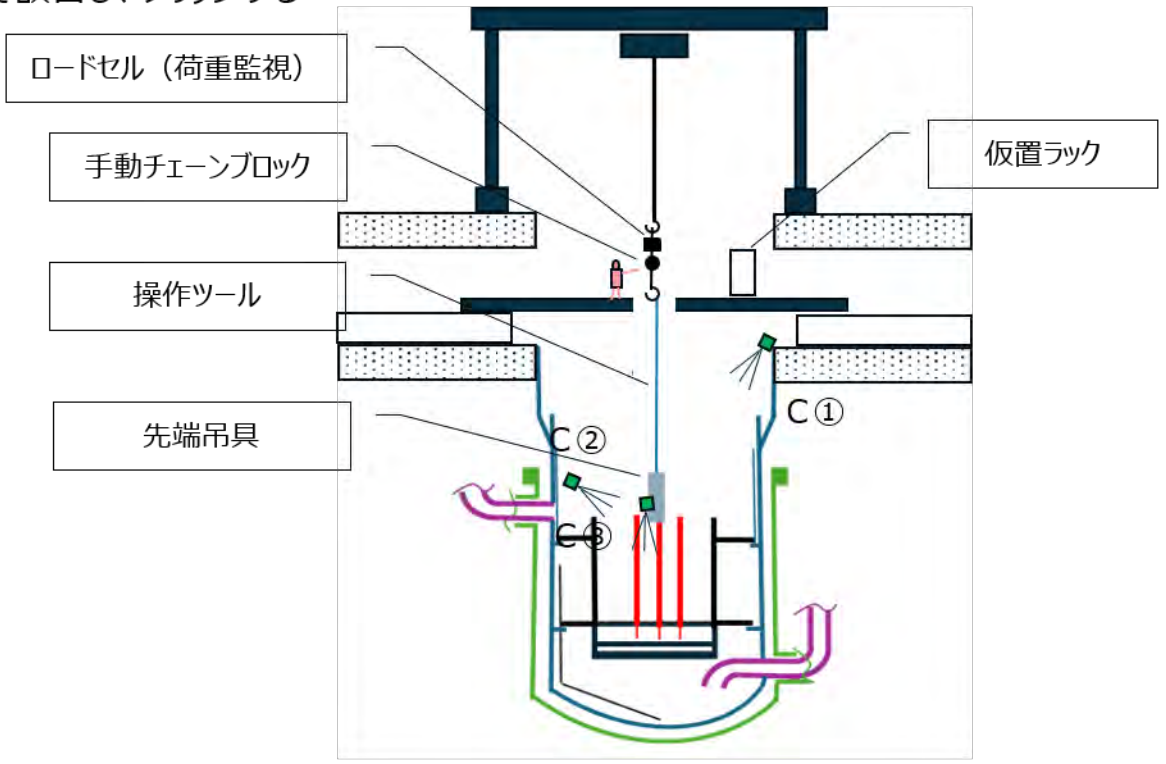
模擬燃料体の炉内配置図

別図 8　模擬燃料体撤去作業概念（炉内状況確認）

模擬燃料体取出しの準備を行う
- 細断作業機材
- 廃棄物収容容器
- 模擬燃料体仮置きラック：吊上げた模擬燃料体の落下防止のため、早期に仮置きできる様にする
- 炉内監視カメラ：C①全景、C②模擬燃料体頂部、C③先端嵌合治具搭載の3台配置する
- 手動チェーンブロック：炉心支持板とエントランスノズル固着リスク用として、初期吊上げを手動で行える様にする
- ロードセル（荷重監視）：吊上げ荷重を監視する
- 先端吊具：ハンドリングヘッドで嵌合し、グリップする

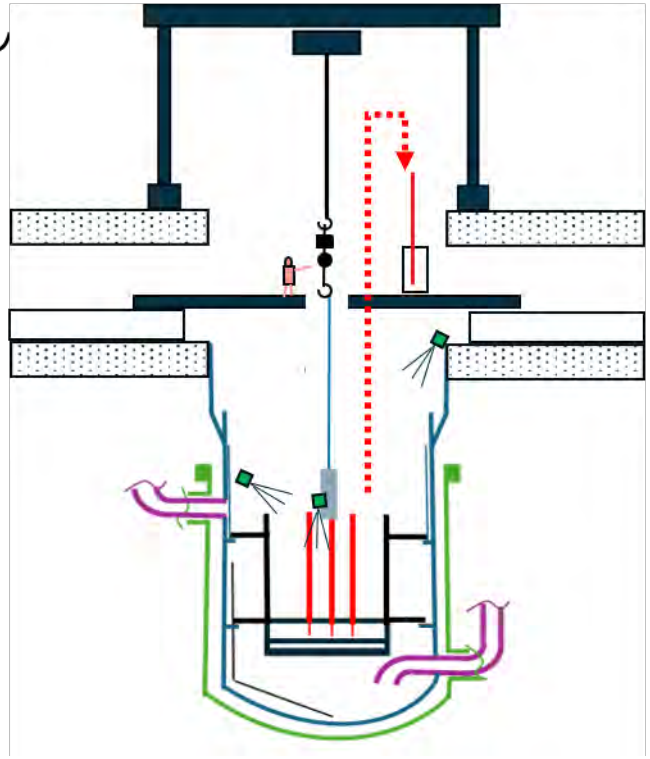


先端吊具用既存FHMグリッパ構造



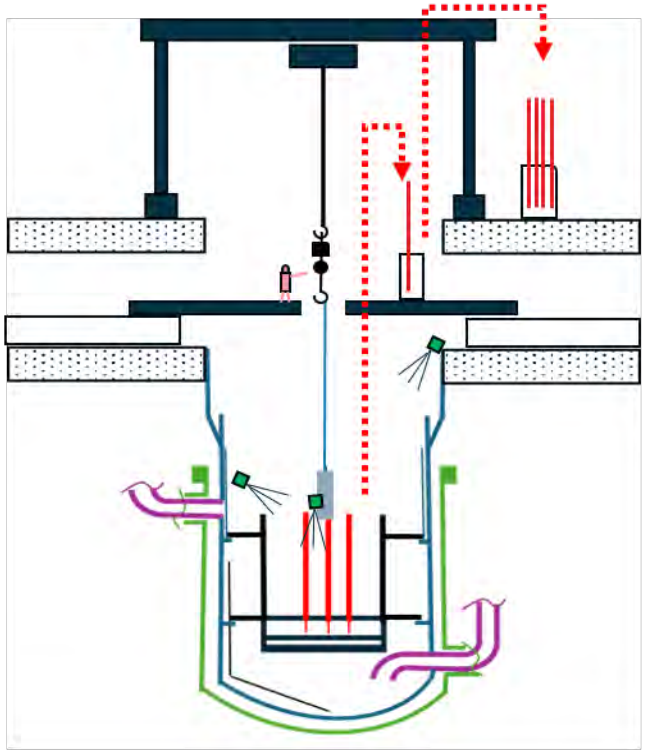
別図９　模擬燃料体撤去作業概念（作業準備２）

・ブリッジクレーンを下降、操作ツールを操作しながら、模擬燃料体のハンドリングヘッドに先端吊具を挿入、荷重「0」kgでグリップする
・手動チェーンブロックを利用して、模擬燃料体のエントランスノズルが炉心支持板から抜ける高さまで、荷重に注意しながら手動で巻きあげる
・ブリッジクレーンで炉心から模擬燃料体をつり出し、作業ステージ上の仮置きラックに模擬燃料体を仮置き、先端吊具を切り離す
・仮置きラックを既設ポーラクレーンを利用しオペフロに吊り上げる
・模擬燃料体を横倒しし、細断する
・廃棄物収容容器に充填する



別図 10　模擬燃料体撤去作業概念（試験吊出し）

・吊出し順序に従い、模擬燃料体を順次吊り上げる
・仮置きラックを、オペフロに既設ポーラクレーンで吊り上げる
・予備の仮置きラックを既設ポーラクレーンで作業ステージに吊り込み、模擬燃料体の吊り上げを引き続き行う
・仮置きラックから模擬燃料体を全数取出し、オペフロ細断エリアに仮置きする
・全数の取出しが終わるまで、繰り返し行う

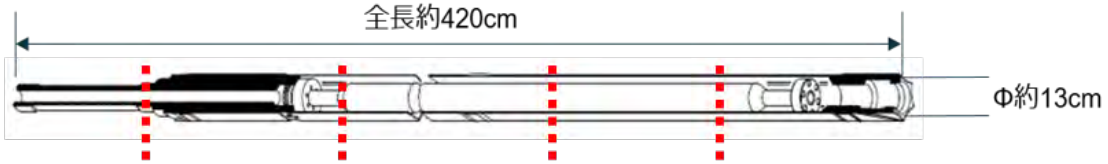


別図 11　模擬燃料体撤去作業概念（本吊出し）

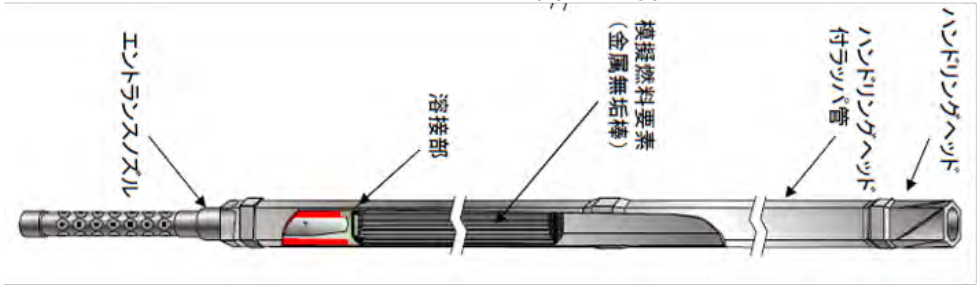
管理情報

・細断エリアの丸鋸台の上に、模擬燃料体を横倒しする
・予め設定した長さ*で、模擬燃料体を細断する

*廃棄物収容容器の大きさに合わせて、分割数を決める
1.6m角型容器に収容しようとすると、４～５分割程度となる。



模擬ブランケット燃料集合体



模擬炉心燃料集合体

(注）右写真にある通り、模擬燃料要素169本
（金属無垢材）が内部に挿入されている



もんじゅ格納容器オペフロ（EL.43m）



別図 12　模擬燃料体撤去作業概念（細断）

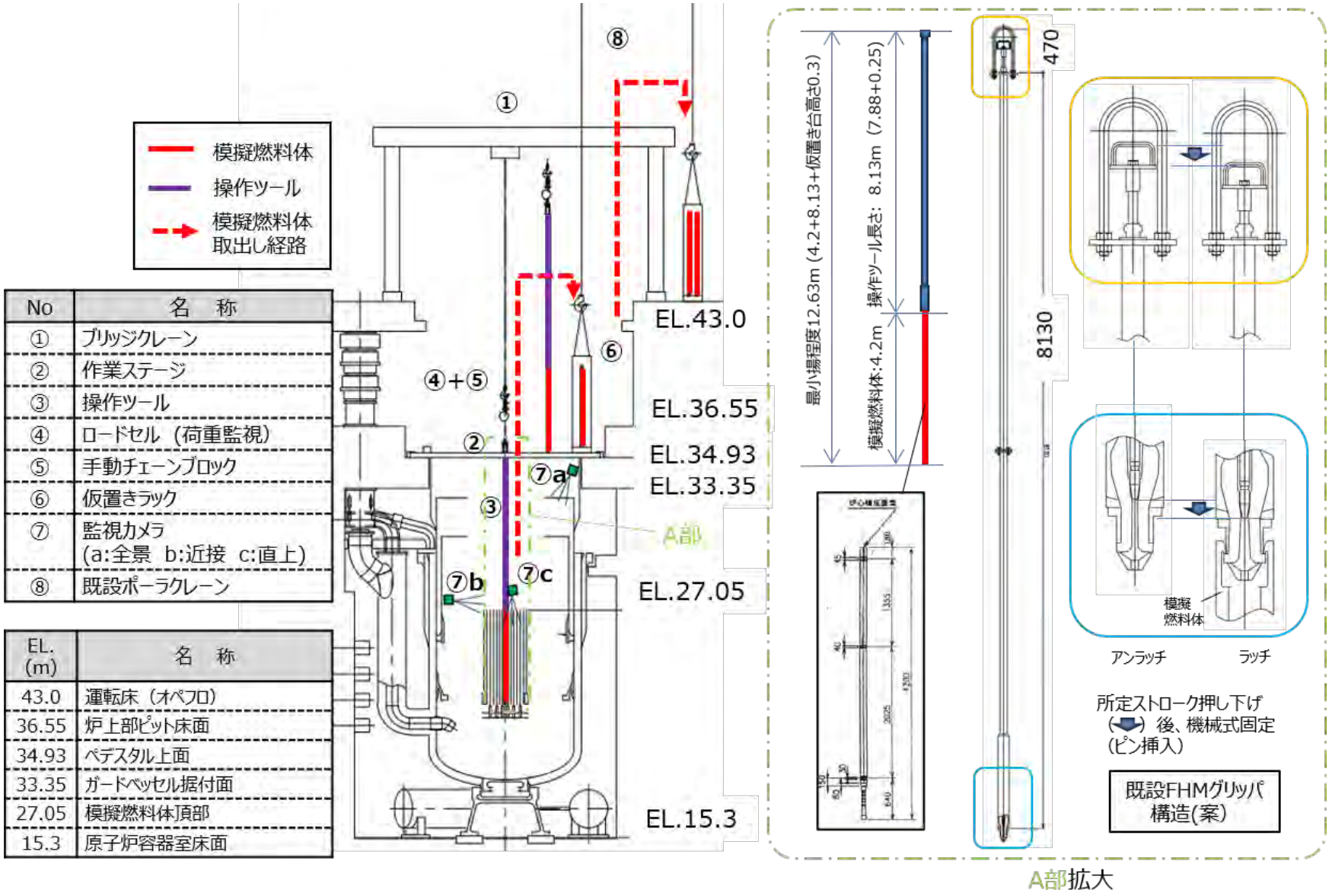
管理情報

・原子炉廻りの解体は、補助建屋内の炉外燃料貯蔵槽(EVST)と併行になることから、現時の物流計画として、原子炉廻りの解体撤去物の仮置きは、格納容器で行うことで考えている。
・具体的には、1次系機器が解体撤去された跡地の活用が有効で、下図にあるループ室底を候補地にしている。
・原子炉廻りの解体撤去物は、凡そ1,120ton(原子炉容器:約500ton、ガードベッセル:約400ton、炉内構造物:約220ton)に対して、模擬燃料体は約55ton（0.2ton/本×227本）で保管容量は1.05倍に過ぎず、保管場所の影響は殆どないと考える。

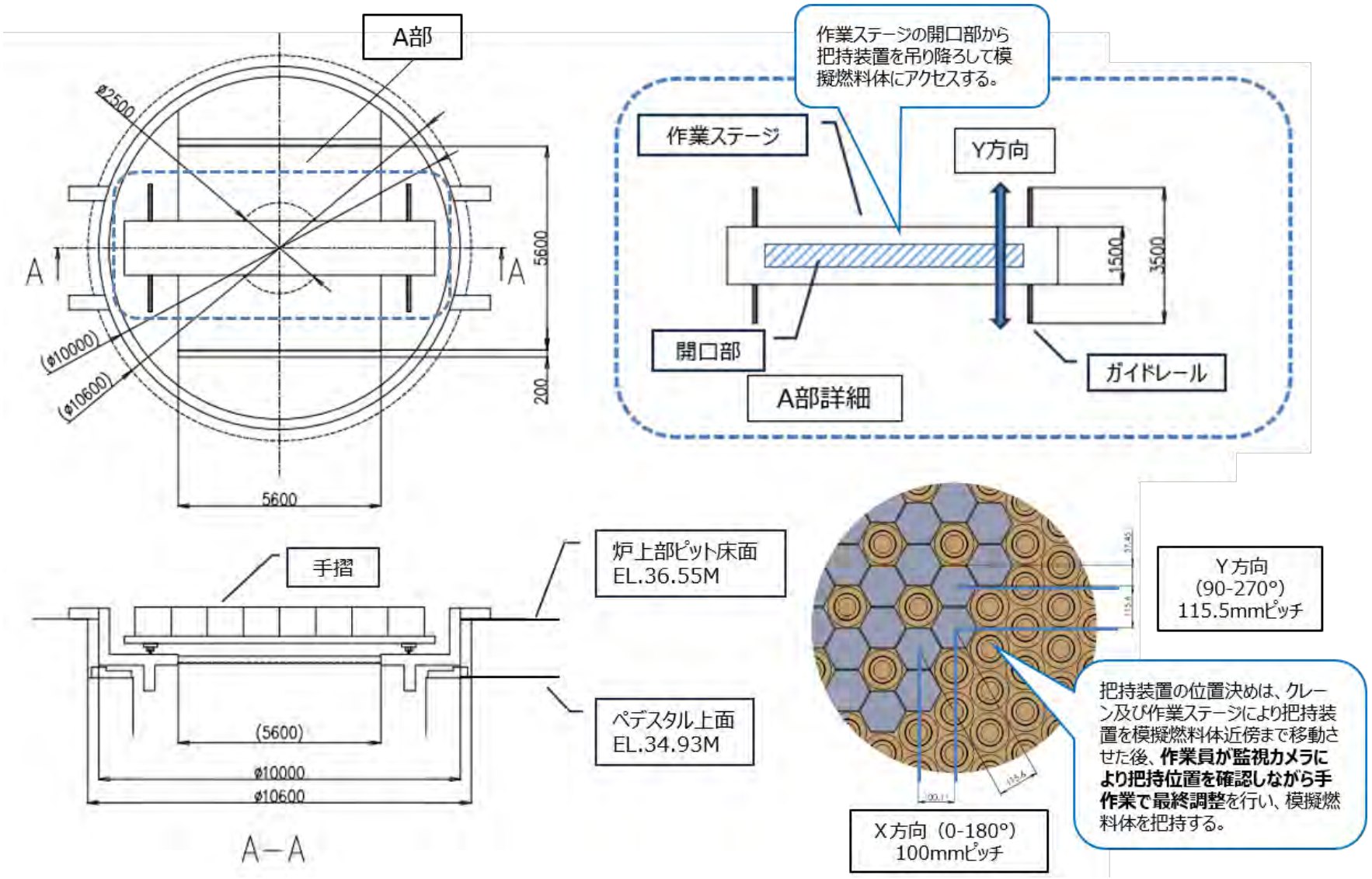


原子炉廻り解体
廃棄物仮置きエリア

別図 13　模擬燃料体撤去作業概念（廃棄物処理・保管）



別図 14　模擬燃料体取出し仮設備　全体構成



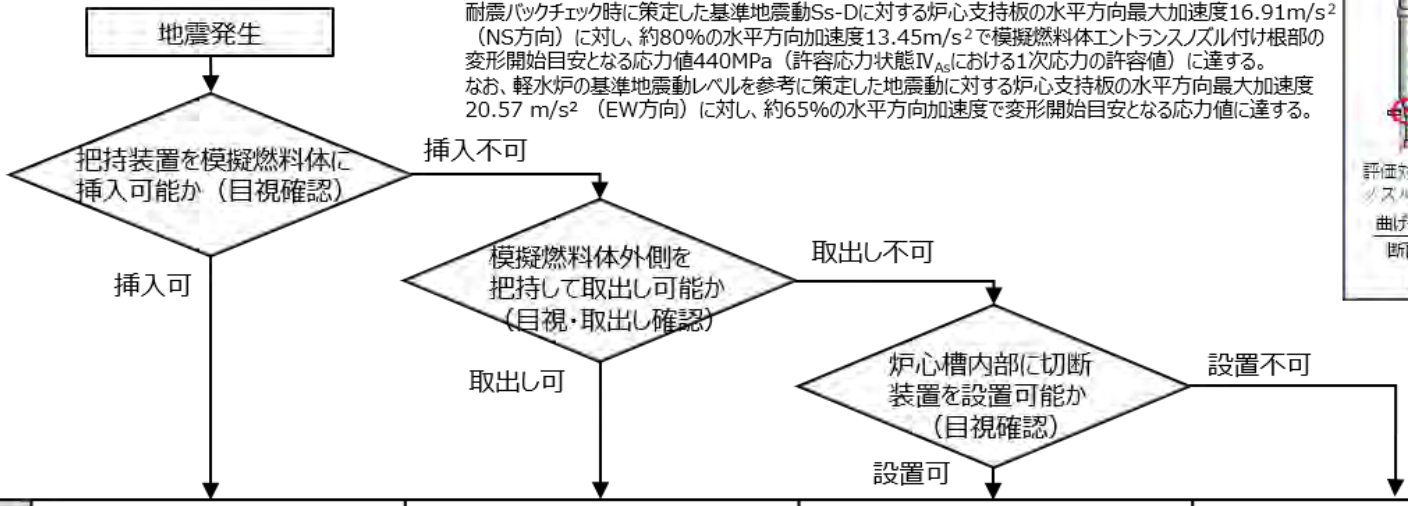
別図 15　作業ステージ 配置・構造イメージ

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

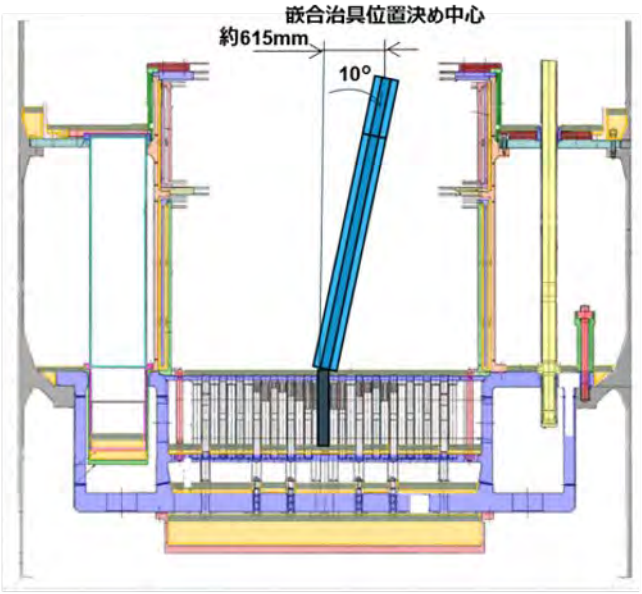
※ 模擬燃料体を炉心支持板に１本装荷。評価モデルは保守的に模擬燃料体上端に全質量を集中。
地震荷重は、右図の様に上端の質点に炉心支持板の水平応答加速度が静的に作用したと仮定して簡易評価を実施。
耐震バックチェック時に策定した基準地震動Ss-Dに対する炉心支持板の水平方向最大加速度16.91m/s²（NS方向）に対し、約80%の水平方向加速度13.45m/s²で模擬燃料体エントランスノズル付け根部の変形開始目安となる応力値440MPa（許容応力状態$\mathrm{IV}_{\mathrm{AS}}$における1次応力の許容値）に達する。
なお、軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動に対す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

別図 16　模擬燃料体変形等による取出し方法フロー図



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】

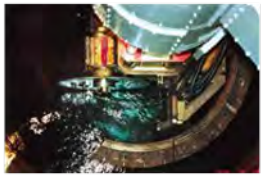


吊り用クランプ
（イーグルクランプ株式会社）



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。

別図 17　変形した模擬燃料体の吊出し

➢ 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

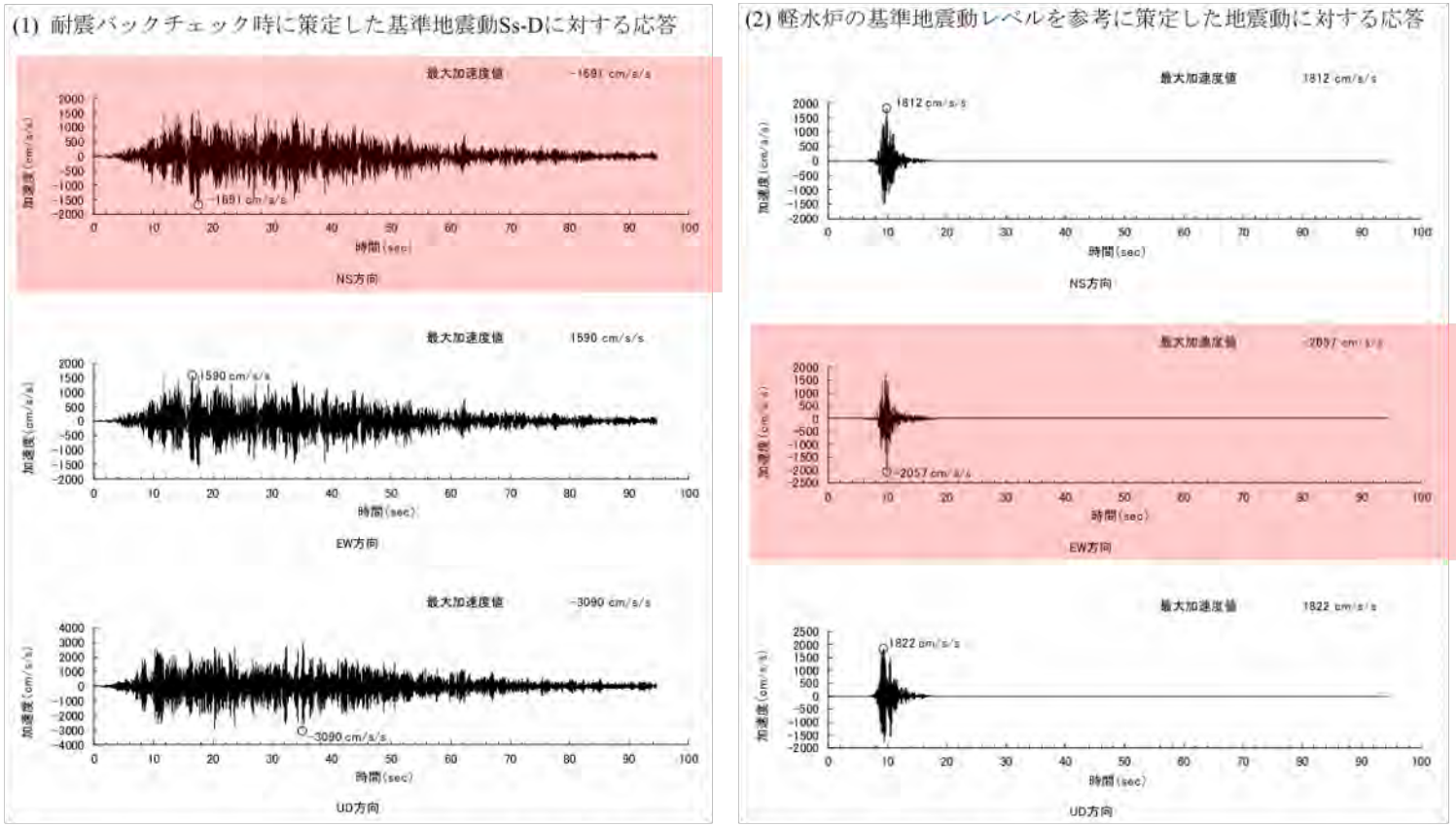


図21　炉心支持板の加速度応答時刻歴波形

（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）

別図 18　炉心支持板の加速度応答時刻歴波形

➢ 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 圧縮応力	特別な応力限界 純せん断応力	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
$\mathrm{I}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$	高温*	1.2 Sm	1.2 Ks Sm	$\langle \mathrm{Sn}^{*} \rangle \leq 3\,\mathrm{SmH}$ 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及び試験状態と荷重組合せクリープ疲労損傷を評価する。	軸圧縮＋曲げ座屈の評価 $\frac{Fc}{A}+\frac{D_0 M}{2yI}\leq\frac{Sy}{I_0}$	0.6 Sm	(3) Sy (1.5 Sy)	0.8 Sm	注 (1) 告示第96条第1項第1号の規模荷重の下限に基づく評価（ただし，$\mathrm{I}_{\mathrm{A}}\mathrm{S}$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) $X_s=\langle P_L+P_b \rangle/1.5\,\mathrm{SmH}$，$Y_s=\langle \mathrm{Sn}^{*} \rangle/1.5\,\mathrm{SmH}$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。
	供用**	(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*	$\mathrm{SmH}=\frac{2}{3}\mathrm{Su}$ オーステナイトステンレス鋼及び高ニッケル合金については$\frac{2}{3}$Suと2.4Smの小さい方。	Ks SmH	(4) メカニカルラチェットの制限 $\langle \mathrm{Sn}^{*} \rangle \leq \beta_3 (3\,\mathrm{SmH})$	—	軸圧縮＋曲げ座屈の評価。 $\frac{Fc}{A}+\frac{D_0 M}{2yI}\leq\frac{Sy}{I_0}$	—	—	—	
	供用**	(1) $\frac{2}{3}$Su。ただし，オーステナイトステンレス鋼及び高ニッケル合金については$\frac{2}{3}$Suと2.4 Smの小さい方。	(1) 左欄の1.5倍の値	—	—	—	(2) 1.2 Sm	(2) 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

別図 19　変形開始目安となる応力値算出過程（1/2）

➢ 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】= **293.5 MPa**

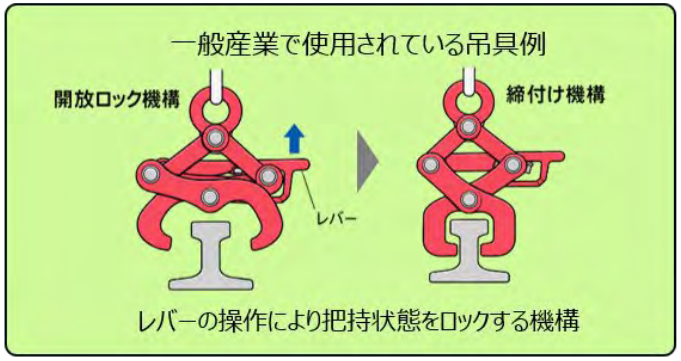
➢ **変形開始目安となる応力値:**
1次一般膜応力の1.5倍 = 293.5 ×1.5 = 440.25 ≒ **440 MPa**

別図 19　変形開始目安となる応力値算出過程（2/2）

【把持方法】

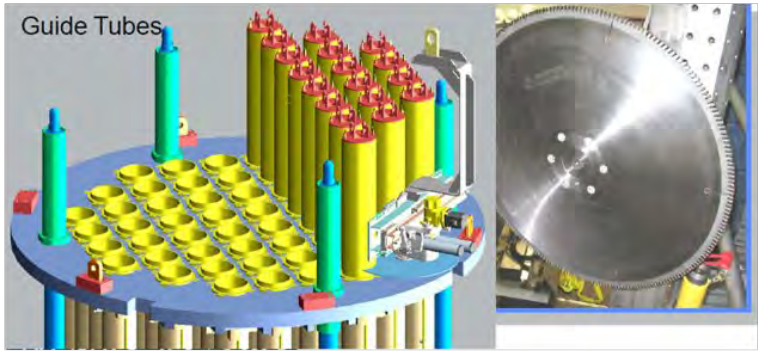
模擬燃料体の把持には把持部形状（六角形）に対応した専用先端形状が必要となる。一方で、海外原子炉解体では厚肉鋼材（約150mm級）を遠隔で把持・吊り上げた実績があり、一般産業においても類似の把持・吊り上げ技術が広く使用されていることから、既存技術の応用により対応可能と考えられる。





【切断方法】

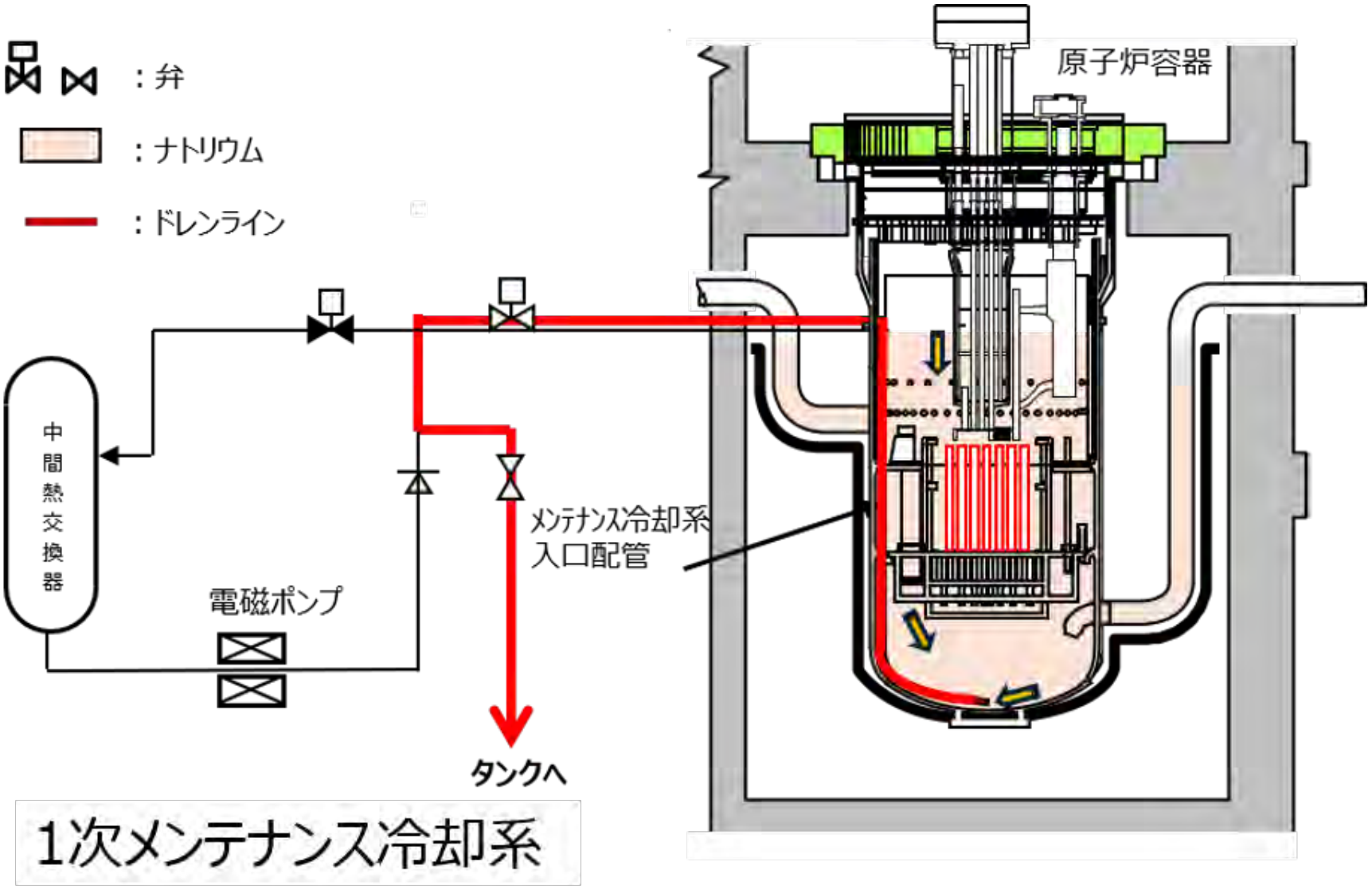
海外原子炉解体では、水中環境下において制御棒案内管等の林立構造物を遠隔で切断した実績があり、炉内構造物切断技術は既に実用化されている。もんじゅ模擬燃料体は端部固定状態ではないため、機械式切断では切断時の振動や変位により作業性が低下する可能性がある。このため、プラズマ切断やアブレシブウォータージェット等の非接触型切断工法を適用候補として検討するが、既存の原子炉解体技術を応用することで切断対応は可能と考えられる。





（出展）Braun Decommissioning Technologyより

別図 20　模擬燃料体の把持・切断方法



別図 21　原子炉容器バルクナトリウム抜出し経路

炉心構成要素のナトリウム付着量評価の考え方

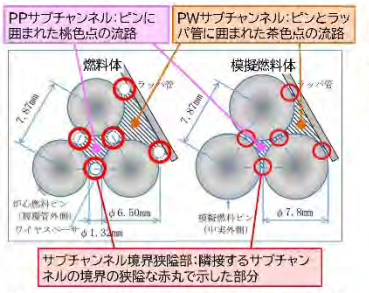
3

炉心構成要素の構造上の観点

- 取出し作業において気中直立状態で取り扱われる炉心構成要素の表面に付着するナトリウムを3種類に分類する。(表4、図3)

表4 取出し作業中の炉心構成要素に付着するナトリウムの分類(燃料体の例)

	代表的な場所	ナトリウム付着量に関する評価
開放鉛直表面	燃料ピン及びラッパ管表面(狭隘部除く)	表面全般に薄い付着が見られるが、総量としてはわずかと考えられる。
鉛直狭隘部	燃料ピン同士又は燃料ピンとラッパ管に囲まれた狭隘部	ギャップが小さい部分において、長手方向にナトリウムが連続して残留する。炉心燃料用模擬体の試験(図4)では、クラスタ下端部にサブチャンネルの閉塞が観察された。
非鉛直部	部材上面の滞留・残留しやすい箇所等	付着量は、局部構造とナトリウムの濡れ性に大きく影響を受けるため、洗浄実績又は試験による確認が必要。



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

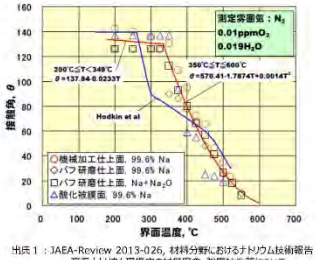


炉心燃料用模擬体の集合体試験後の状況

図4 試験体のナトリウム付着状況

ナトリウム物性上の観点

- 付着ナトリウム量は、部材表面上のナトリウム液滴の接触角で表される濡れ性に大きく影響を受ける。
- 接触角θが0°に近いほど濡れ性がよく、180°に近いほど濡れ性が悪い。
- 炉心構成要素取出し作業のナトリウム温度条件(約200℃)においては、濡れ性は悪く、付着しにくい。
- ステンレス部材が高温を経験すると、ナトリウム濡れ性がやや良くなる。



出典1:JAEA-Review 2013-026, 材料分野におけるナトリウム技術報告 −高温ナトリウム環境中の材料腐食・強度特性等について−

材質、温度により液体ナトリウムとステンレス部材の間の表面張力は変化する。ステンレス上で液体ナトリウムの接触角θは、温度200℃で約130度、500℃で約30度と減少し、濡れ性が良くなる。
ステンレス部材が一旦高温状態を経験すると表面の自由エネルギーが変わり、ナトリウム濡れ性がやや良くなる。

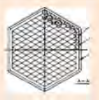
図5 液体ナトリウムの接触角の温度依存性

炉心構成要素のナトリウム付着量の評価

4

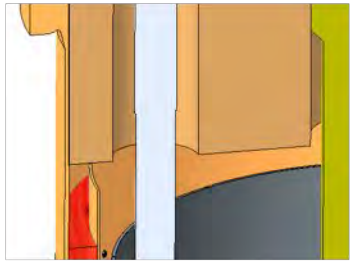
- 炉心構成要素の集合体構造の特徴と洗浄実績をもとに集合体種類毎にナトリウム付着量を評価した。
  - 各集合体の全長、全幅、外形構造は概ね共通。
  - 断面形状は集合体種類毎に異なるが、多数本クラスタ型、少数本クラスタ型及び単体構造型の3つのグループに大別でき、少数本クラスタ型及び単体構造型については、グループ内の構造類似性をもとに実績値からナトリウム付着量を評価。
  - 模擬燃料体については、ナトリウムが付着し易い狭隘部が多いにも拘らず洗浄実績がないこと、今後の洗浄予定数が多いことから、模擬燃料体の実機洗浄試験(参考参照)を実施し、その結果をもとにナトリウム付着量を評価。

表5 今後洗浄処理を行う炉心構成要素各集合体の構造、洗浄実績等に基づくナトリウム付着量評価

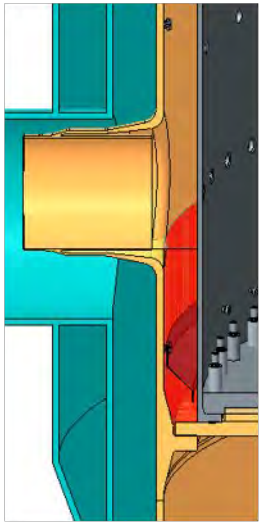
	炉心燃料集合体	ブランケット燃料集合体	模擬燃料体	制御棒集合体	サーベイランス集合体	固定吸収体	中性子しゃへい体試験用しゃへい体	ブランケット燃料用模擬体	中性子源集合体
集合体構造	多数本クラスタ型			少数本クラスタ型			単体構造型		
集合体断面									
集合体構造の特徴	169本クラスタ	91本クラスタ	169本クラスタ ピンが太く、ピン間ギャップ等にNa残留の可能性(図3)	19本クラスタ	18本クラスタ	7本クラスタ	クラスタ束を有さず、集合体部材を同心円状の配置。クラスタ型に比べ狭隘部が少ないことからナトリウム付着量は小さいと考えられる		
表面積概算	14.6 m²	10 m²	9.8 m²	5.9 m²	4.6 m²	4.7 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】	−	燃料体処理時に実施(13体) 【129/155】注1	−	−	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	19体	12体	6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	240 g 炉心燃料集合体の実績より、強制冷却無しの場合は付着量が1.5倍になると想定し、強制冷却有の実績値ベース(155×1.5=232.5)を包絡			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		

注1 強制冷却状態の燃料出入機に炉心構成要素が収納された。今後の炉心構成要素取出し作業は、移行量が多くなる傾向の強制冷却無しの状態で燃料出入機に収納の予定。

別図 22　炉心構成要素のナトリウム付着量の評価

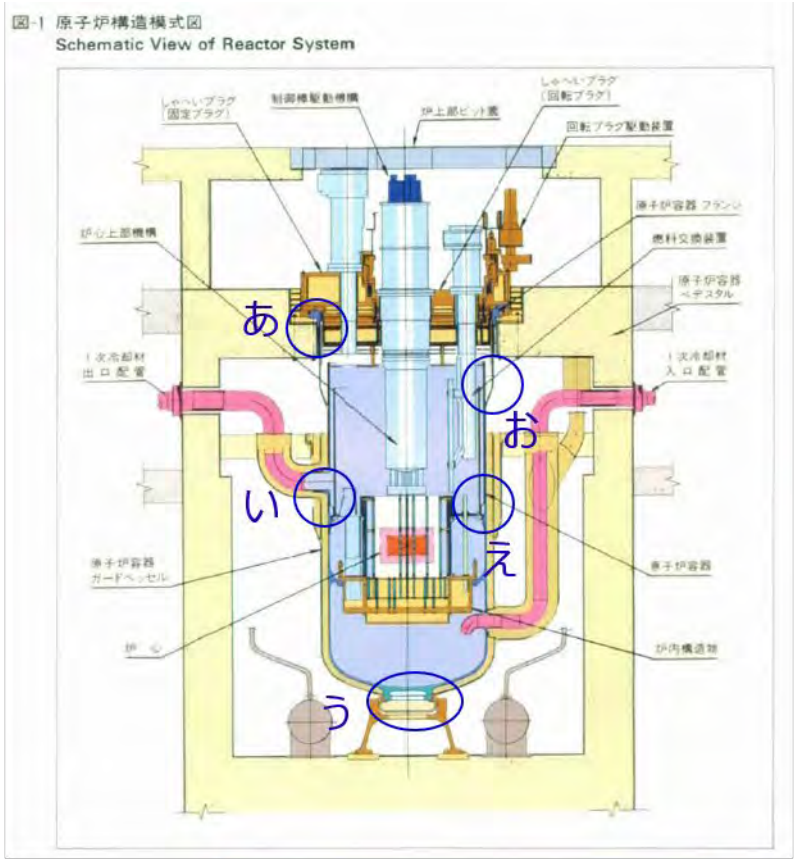


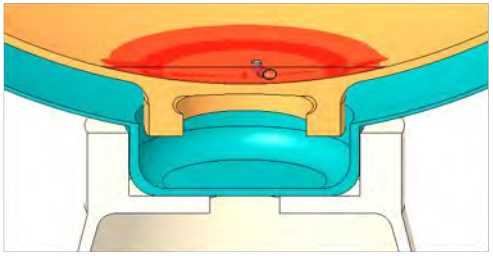
あ（参考）



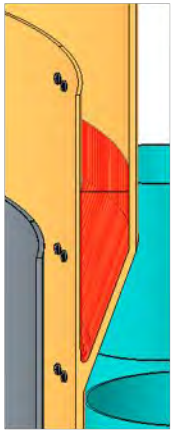
い

赤色で塗った範囲がナトリウム
残留箇所である。

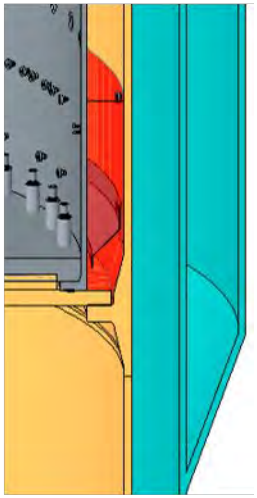




う

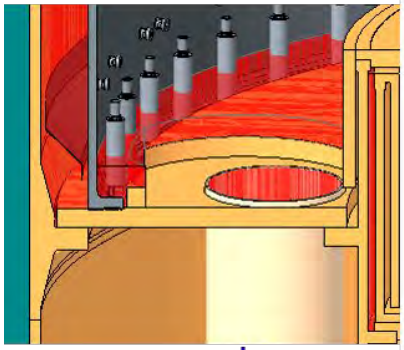


お

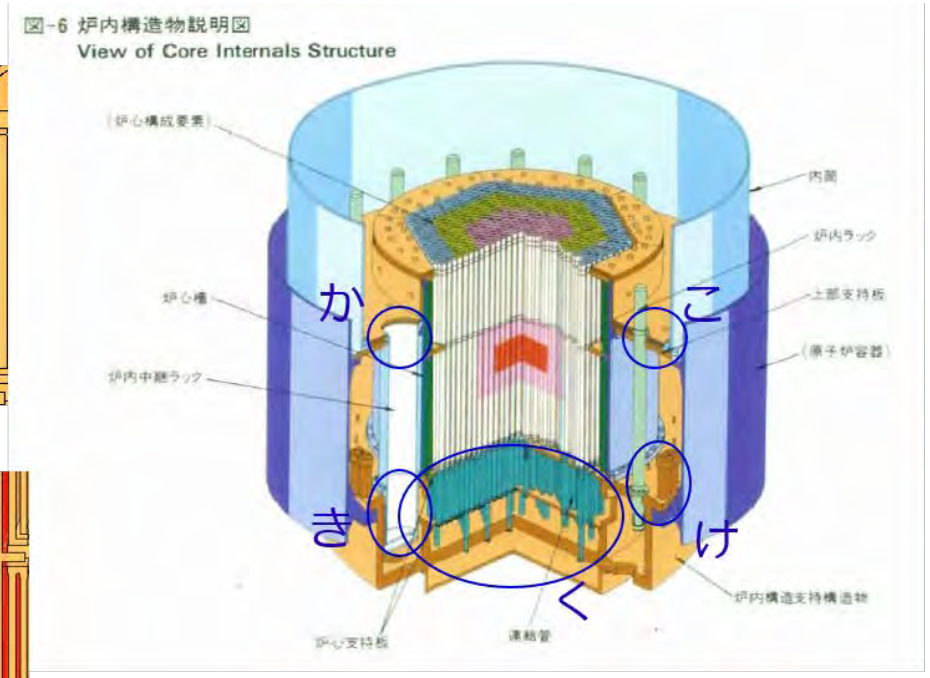


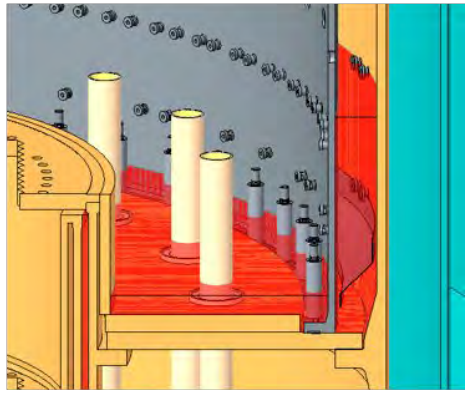
え

別図 23　原子炉容器残留ナトリウム位置（1/2）

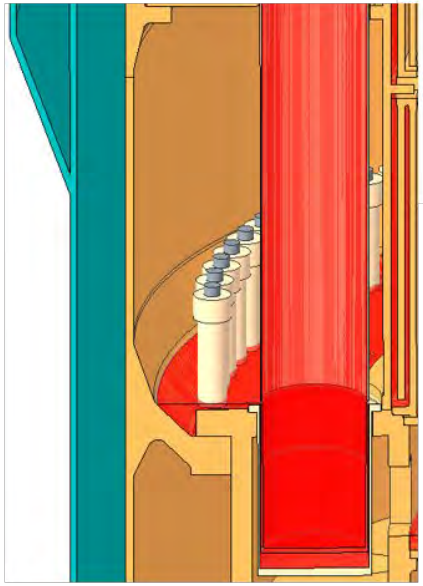


か

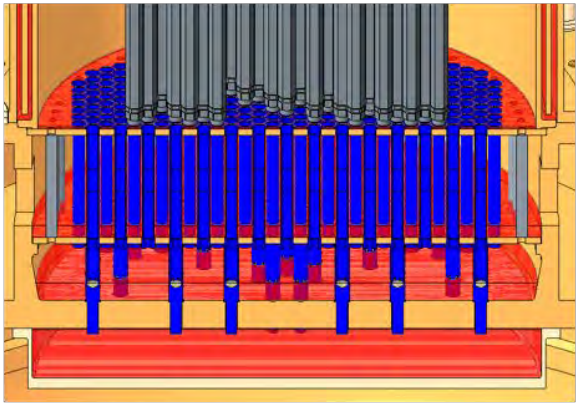




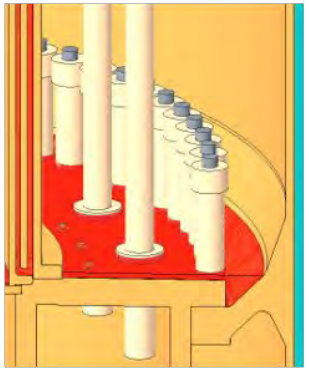
こ



き



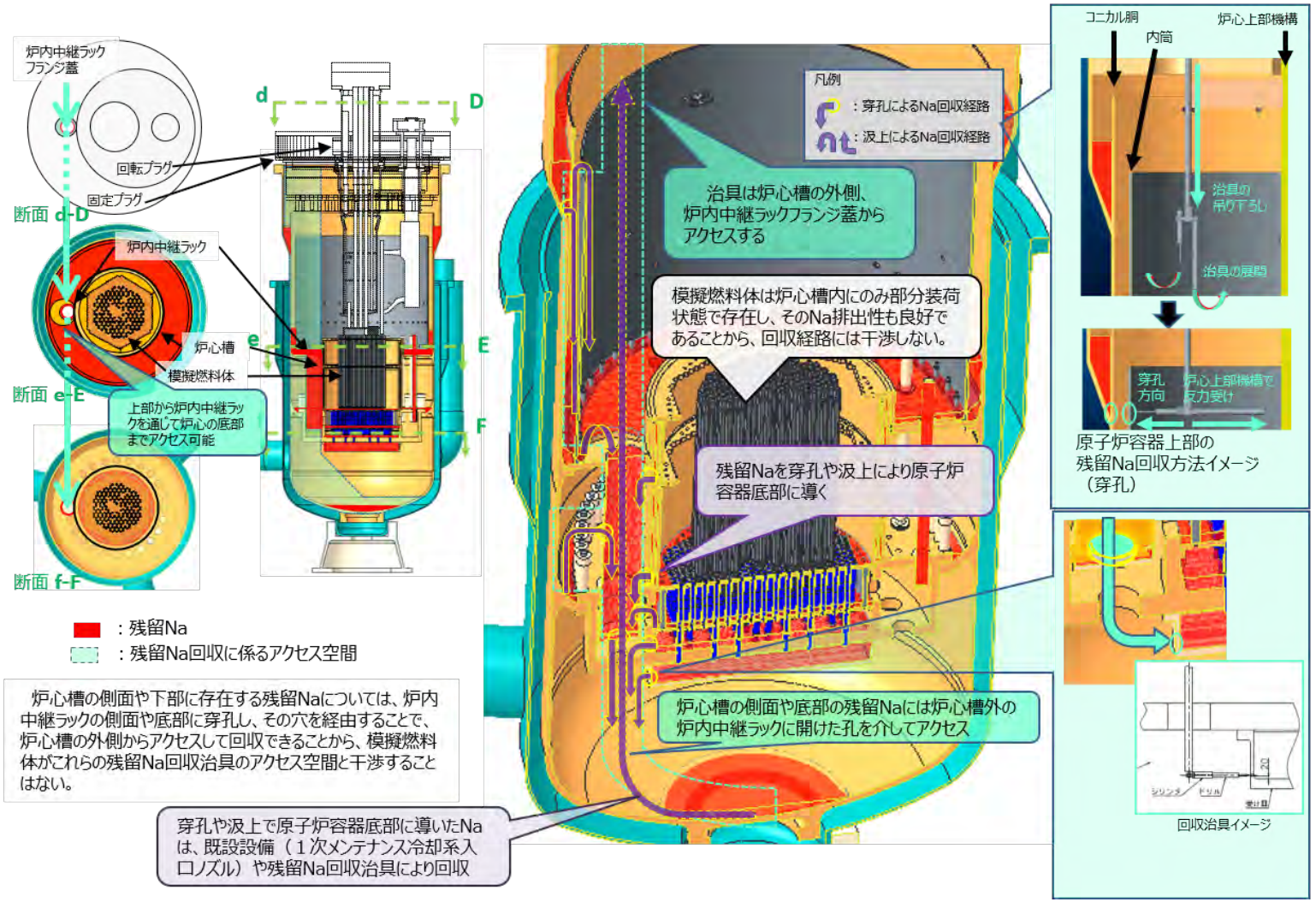
く



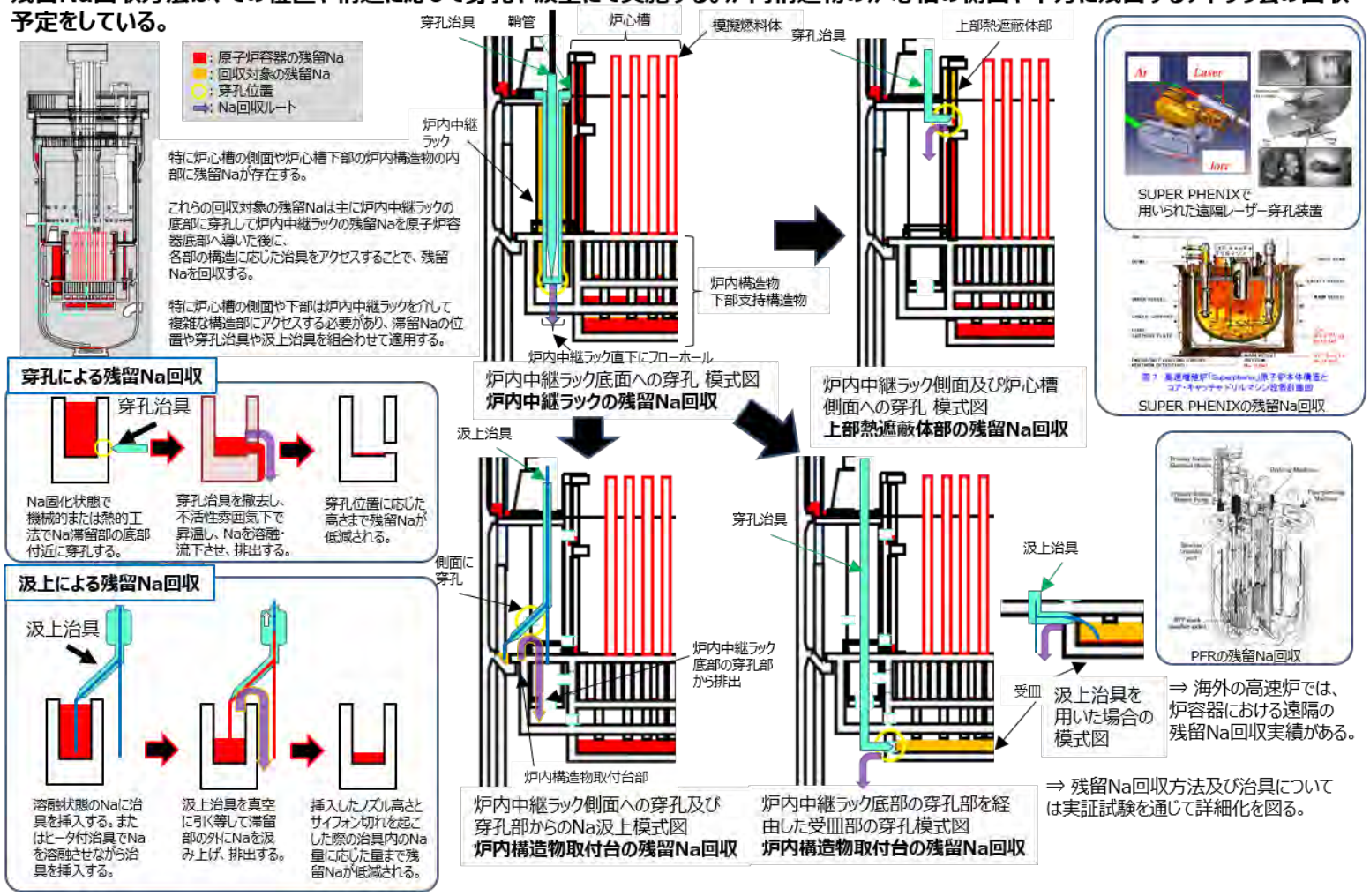
け

赤色で塗った範囲がナトリウム残留箇所である。

別図 23　原子炉容器残留ナトリウム位置（2/2）



別図 24　残留ナトリウム(滞留)とその回収イメージ

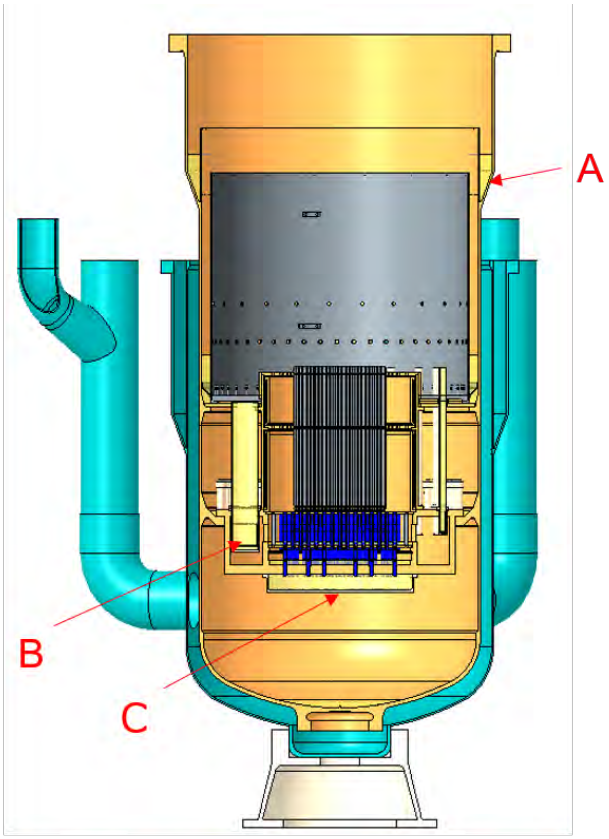


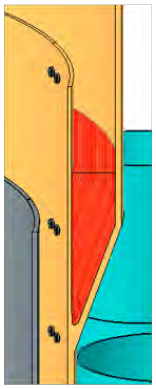
別図 25　炉心槽近傍の残留ナトリウムの回収方法

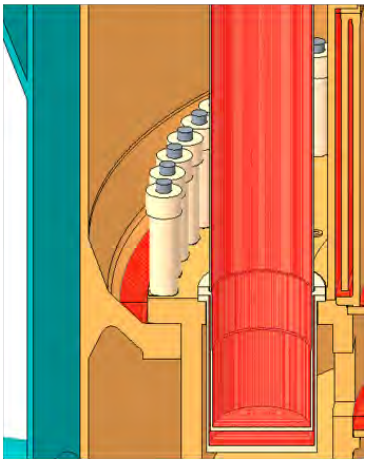
検討対象	残留Ｎａ量（kg）	治具（上段：成立性評価、下段：残留量）				
		目視治具	穴あけ治具	汲み上げ治具① 真空式	汲み上げ治具② 桶式	汲み上げ治具③ オーバーフロー式
コニカル胴～プロテクションライナ (A)	約6000	○ Ⅰ	○ 約13 Ⅱ	○ 約73	—	—
炉内中継ラック (B)	約1100	○	△ 約0	△（多段式） 約9 （多段式の為、増加する可能性大） Ⅲ	○ 約2 （底部蓋構造により増加する可能性大） Ⅳ	○ 約580 （金属棒の形状、入れ方により低減する可能性大）
受け皿 (C)	約3600	○	○ 約190 Ⅴ	×（多段式＋案内管の経路確保困難）	—	—

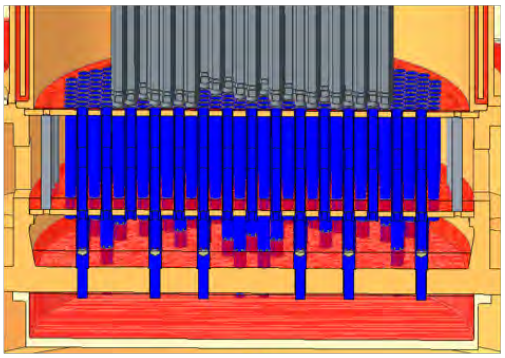
成立性評価：
○⇒検討課題を抽出、モックアップ試験により検討継続
△⇒検討課題を抽出、やや成立性低い、モックアップ試験により検討継続
×⇒検討課題を抽出、成立性は極めて低い

Ⅰ～Ⅴは個別低減方法に対応









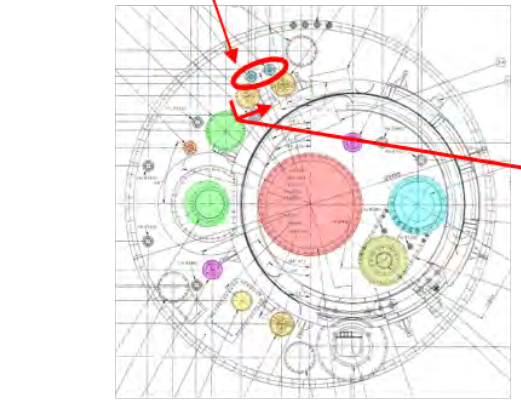
A：コニカル胴～プロテクションライナ部
B：炉内中継ラック部
C：受け皿

赤色で塗った範囲がナトリウム残留箇所である。

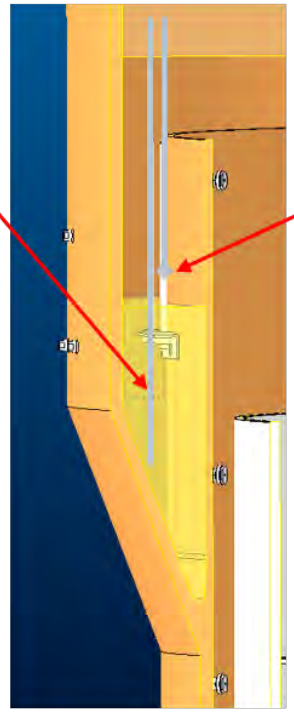
別図 26　原子炉容器残留ナトリウム低減方法（1/6）

目視治具　イメージ　　I

パケット内液面計プラグの２本のうち1本を利用してを設置する。
（他1本は穴明け，汲上治具を設置）

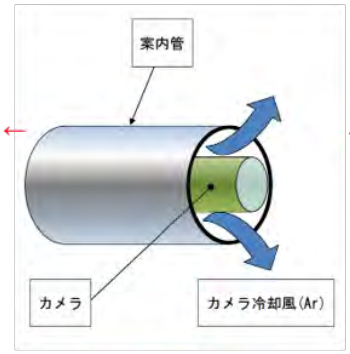


しゃへいプラグ　平面





ファイバースコープ



冷却ガスのイメージ

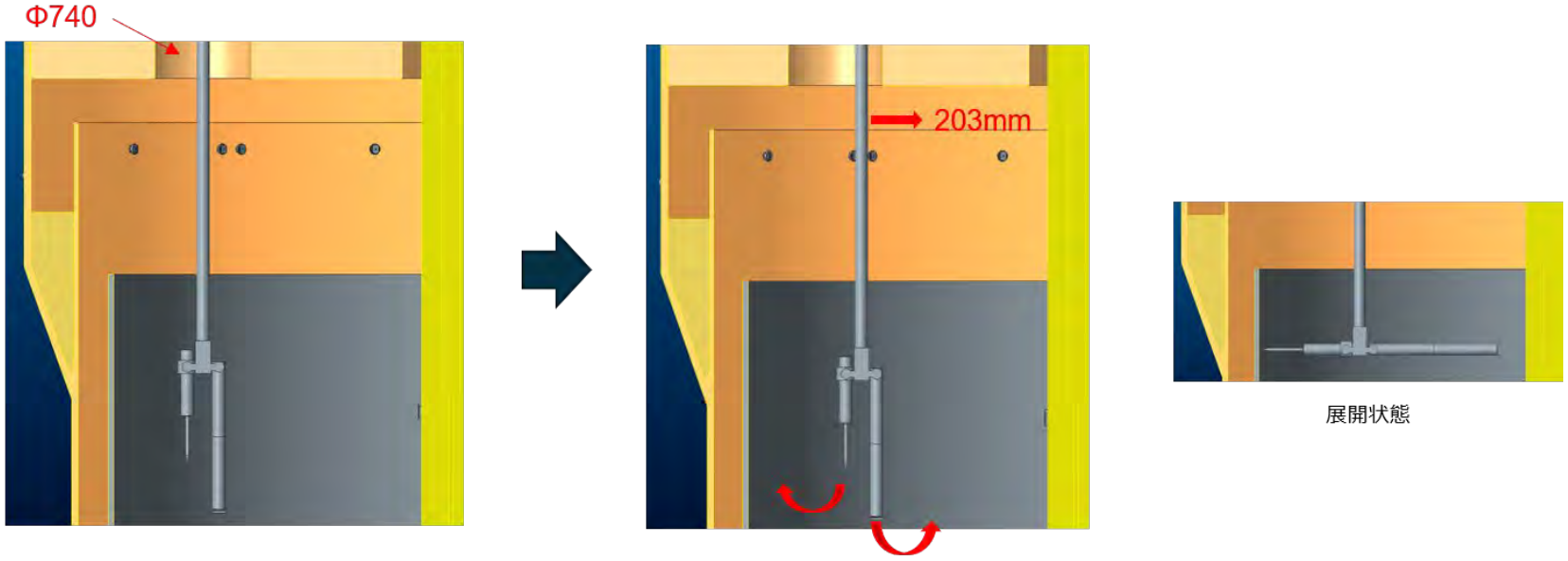
コニカル胴～プロテクションライナ（A）

別図 26　原子炉容器残留ナトリウム低減方法（2/6）

穴あけ治具　イメージ　　Ⅱ

・目視治具と同様にオペフロからのアクセスとする。

・炉内中継装置取付用穴（Φ740）から所定の位置まで降して設置する。



穴あけ治具を炉内中継装置穴上に設置し
下ろしていく。（治具の軸は穴中心）

展開時の干渉を回避するため上部炉心機構側へ
203mm移動させ、展開する

展開状態

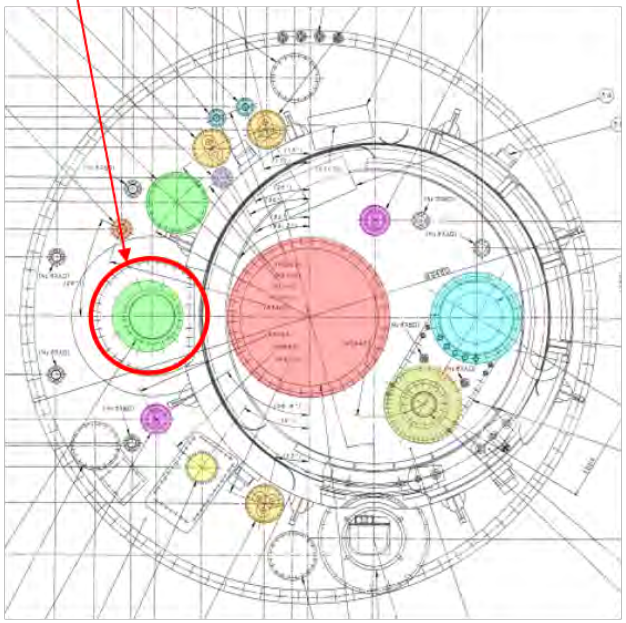
コニカル胴～プロテクションライナ（A）

別図 26　原子炉容器残留ナトリウム低減方法（3/6）

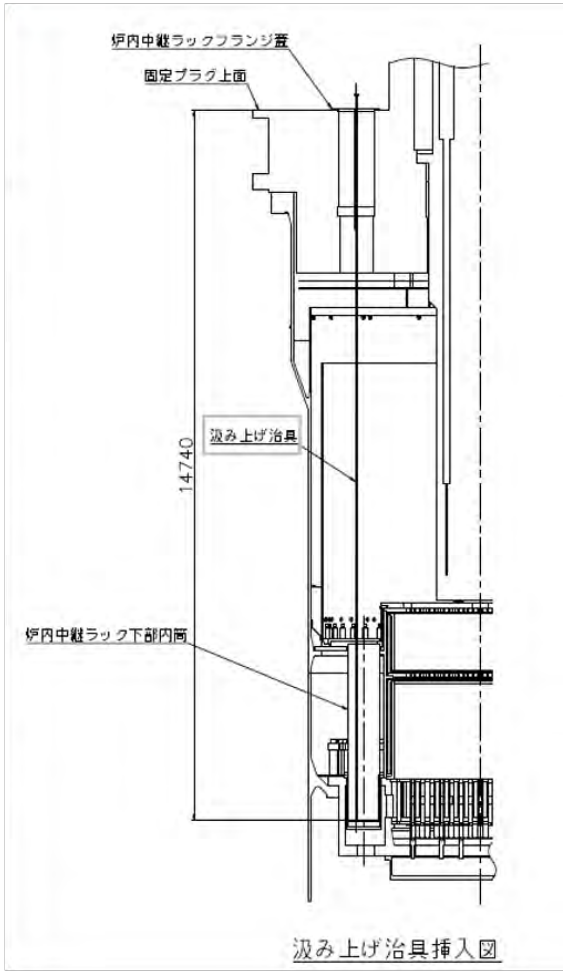
汲み上げ治具（真空式）　イメージ

Ⅲ

炉内中継装置用穴



しゃへいプラグ　平面

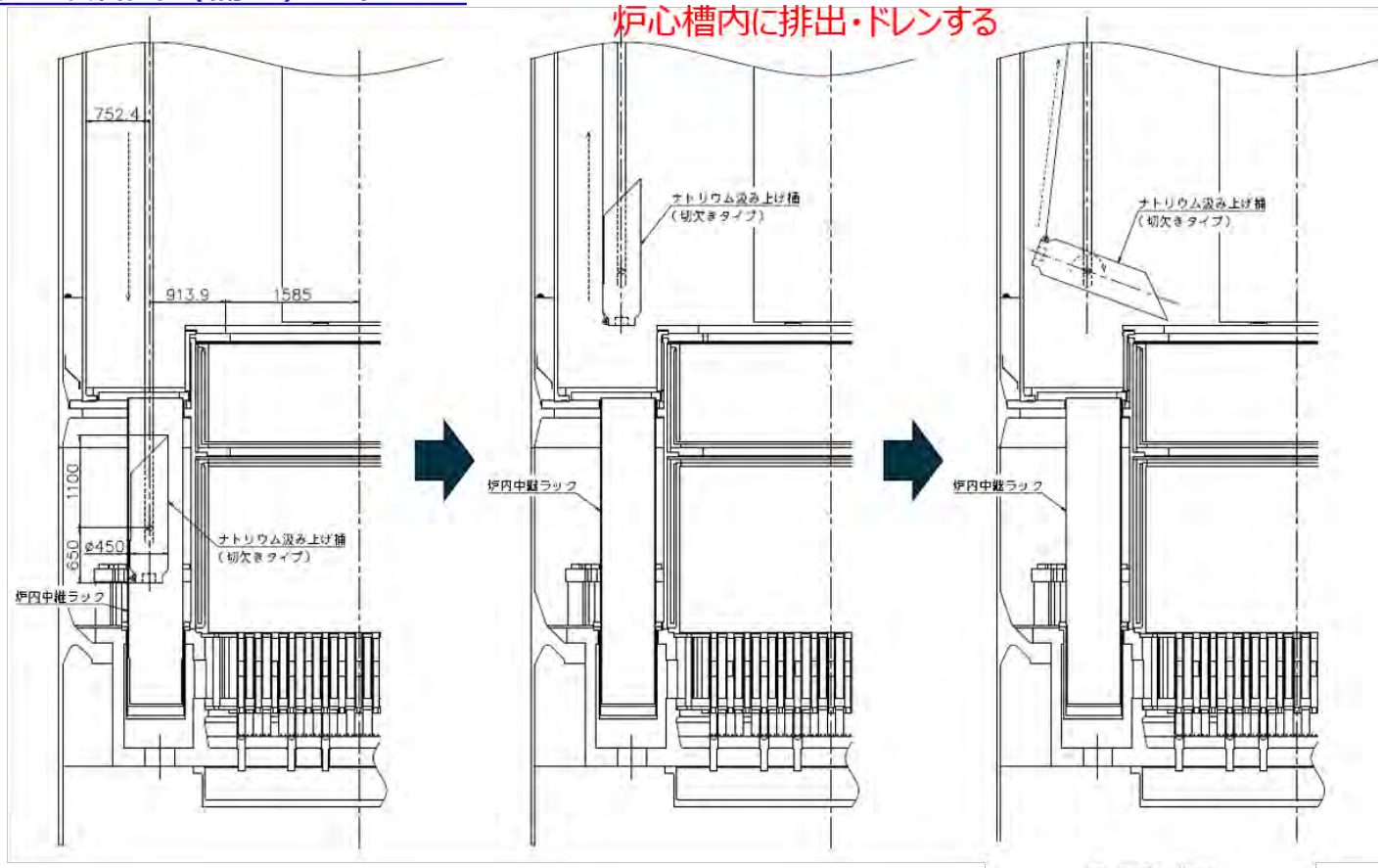


炉内中継ラック（Ｂ）

別図 26　原子炉容器残留ナトリウム低減方法（4/6）

汲み上げ治具（桶式）　イメージ

Ⅳ・中継ラックからナトリウムを汲み上げ、
炉心槽内に排出・ドレンする

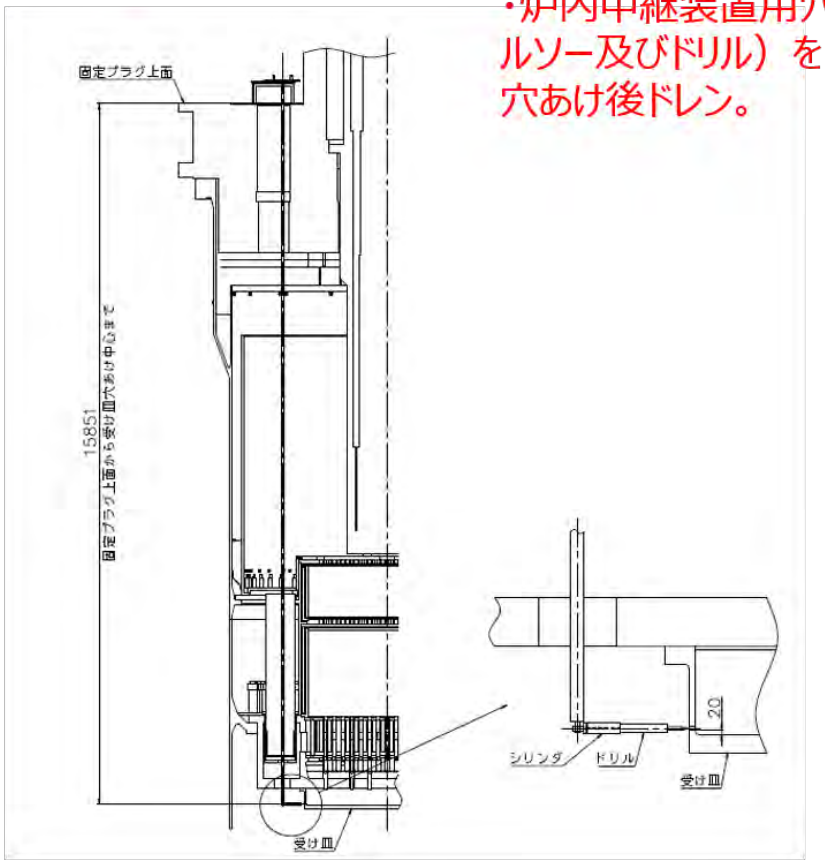


炉内中継ラック（Ｂ）

別図 26　原子炉容器残留ナトリウム低減方法（5/6）

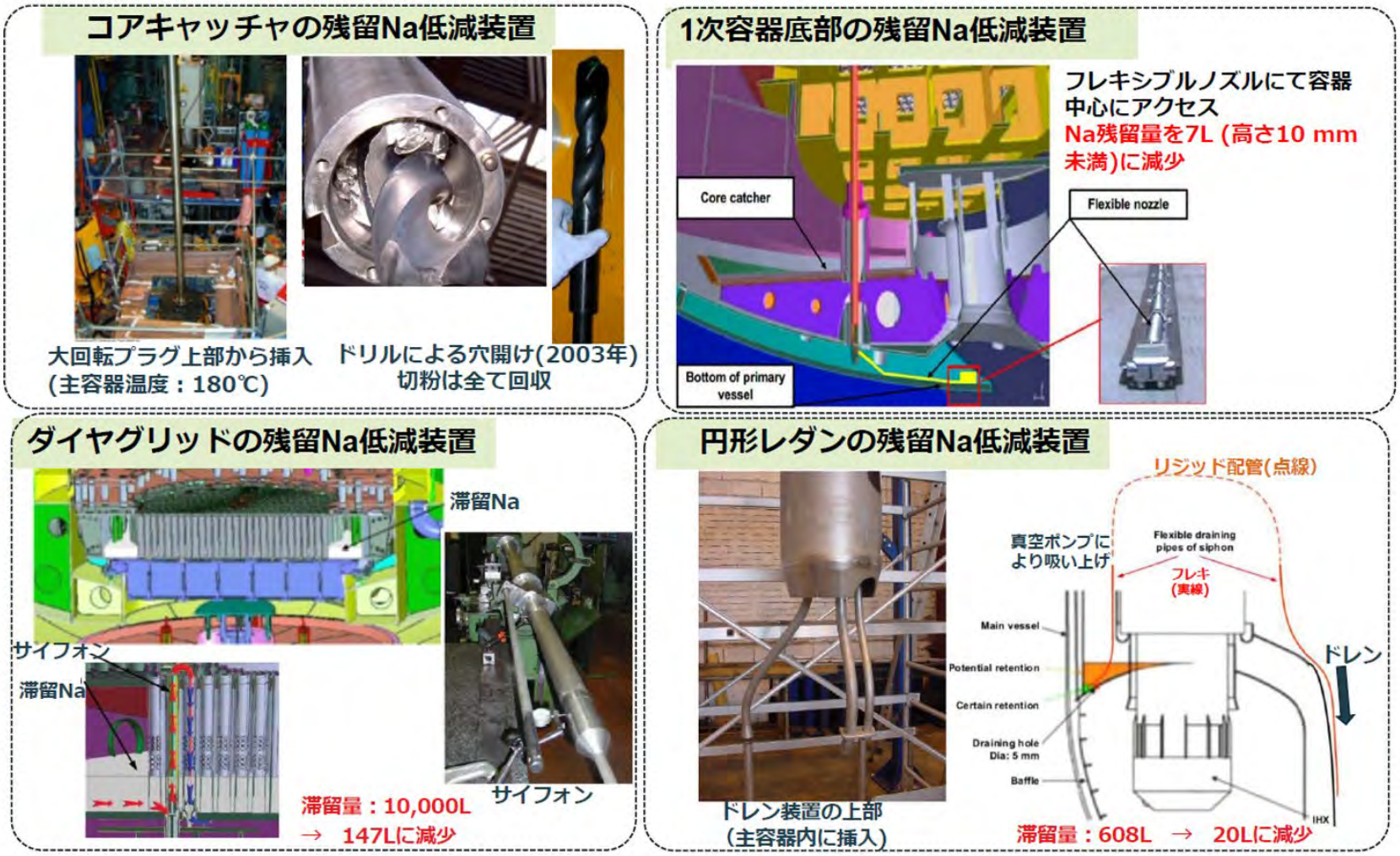
穴あけ治具　イメージ　　V

・炉内中継装置用穴から穴あけ治具（ホールソー及びドリル）を中継ラック内に挿入し、穴あけ後ドレン。



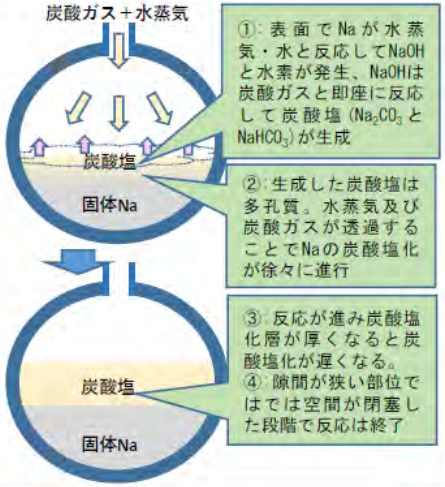
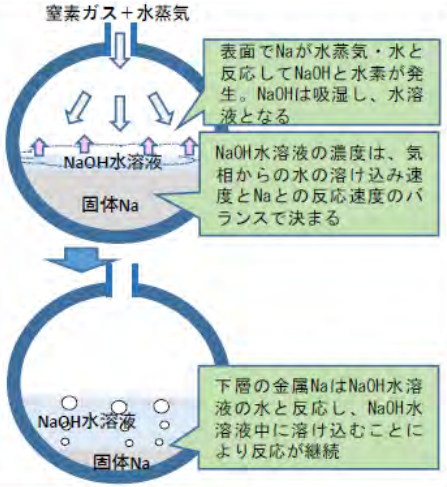
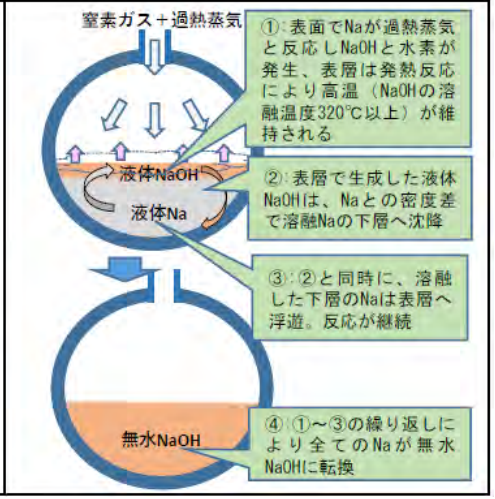
受け皿（C）

別図 26　原子炉容器残留ナトリウム低減方法（6/6）



別図 27　残留ナトリウム低減方法（スーパーフェニックス技術）

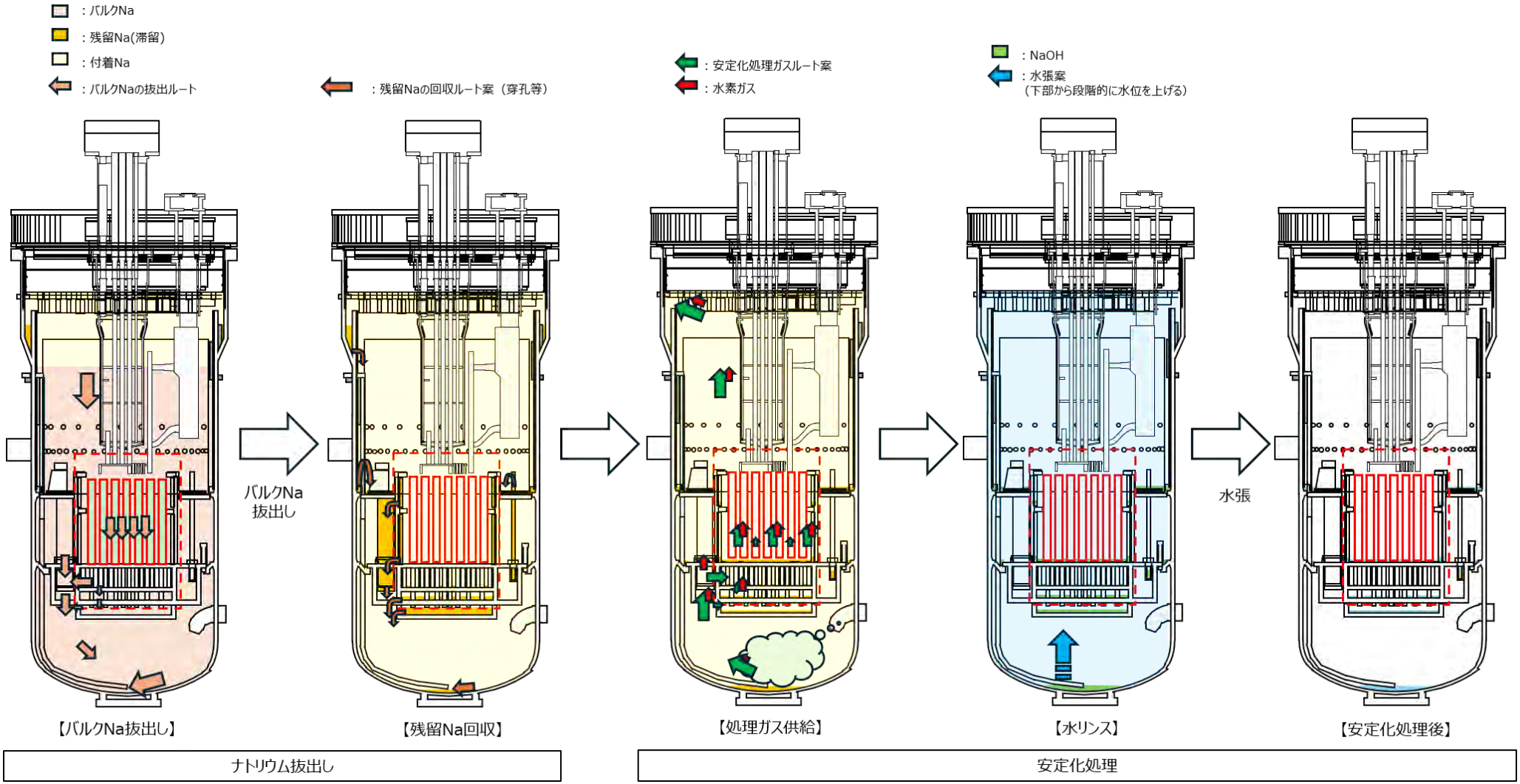
第 50 回 もんじゅ廃止措置安全監視チーム会合 資料 1 を基に一部見直し

処理方式	炭酸塩化法（湿り炭酸ガス法）	WVN法（湿り窒素ガス法 Water Vapor Nitrogen法）	SHS法（過熱蒸気法、Super-Heated Steam法）
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の燃焼を抑制する。	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の燃焼を抑制する。（燃料処理等で実施している蒸気洗浄と同等）	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の燃焼を抑制する。
処理の化学式	(1)：$Na+H_2O \rightarrow NaOH+(1/2)H_2$ (2)：$2NaOH+CO_2 \rightarrow Na_2CO_3+H_2O$ (3)：$NaOH+CO_2 \rightarrow NaHCO_3$	$Na+H_2O \rightarrow NaOH+(1/2)H_2$	$Na+H_2O \rightarrow NaOH+(1/2)H_2$
長所	• 比較的穏やかに反応が進み、急激な反応は起こりにくい。 • 基本的にNaOH水溶液は残らない。	• 厚い残留ナトリウムに対して炭酸化よりも効率的に処理可能。	• 厚い残留ナトリウムに対しても効率的に処理可能。 • 処理速度が速い。
短所	• 生成物の体積が増加する。 • 生成物の厚さ増加に伴い反応速度が低下する。 • 厚い残留Naの処理に対しては非効率。 • 処理速度が遅い。 • H_2が発生する。	• 表層の水溶液とNaの急激な反応が起こることがある。 • 処理速度は湿り炭酸化法と同等かそれ以上であるが、SHS法よりも遅い。 • NaOH水溶液の管理が必要。 • H_2が発生する。	• 温度制御が不十分であるとNaOHが表層で固化し、反応が停止、その後、水溶液が溜まる可能性がある • 加熱が必要。 • NaOH蒸気の管理が必要 処理速度に比例してH_2が発生する。
処理イメージ			

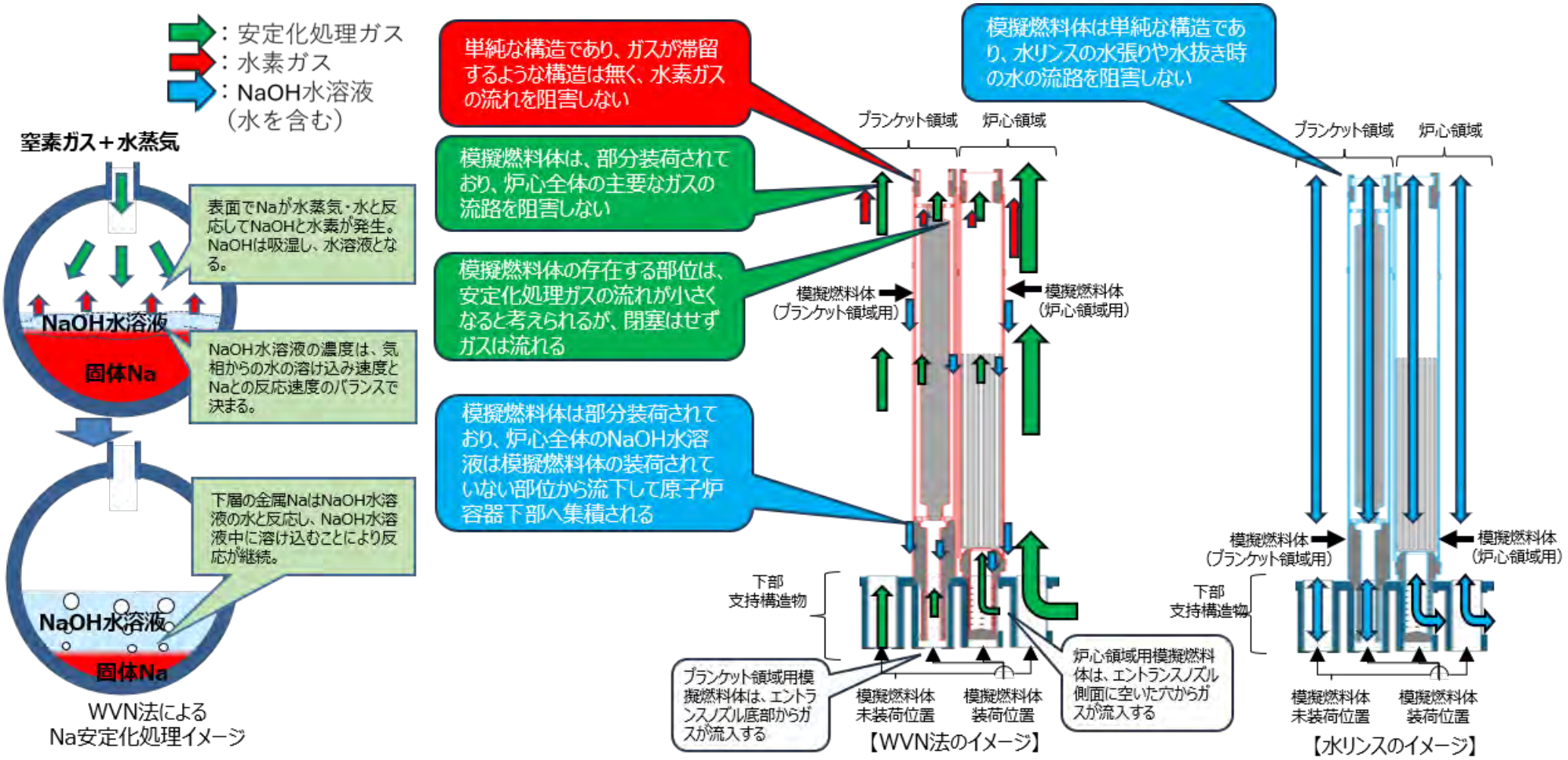
別表 2　ナトリウムの処理方式

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、未反応Naに対する影響が少ない。 ・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ヒータ等により、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、未反応Naに対する影響が少ない。 ・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。

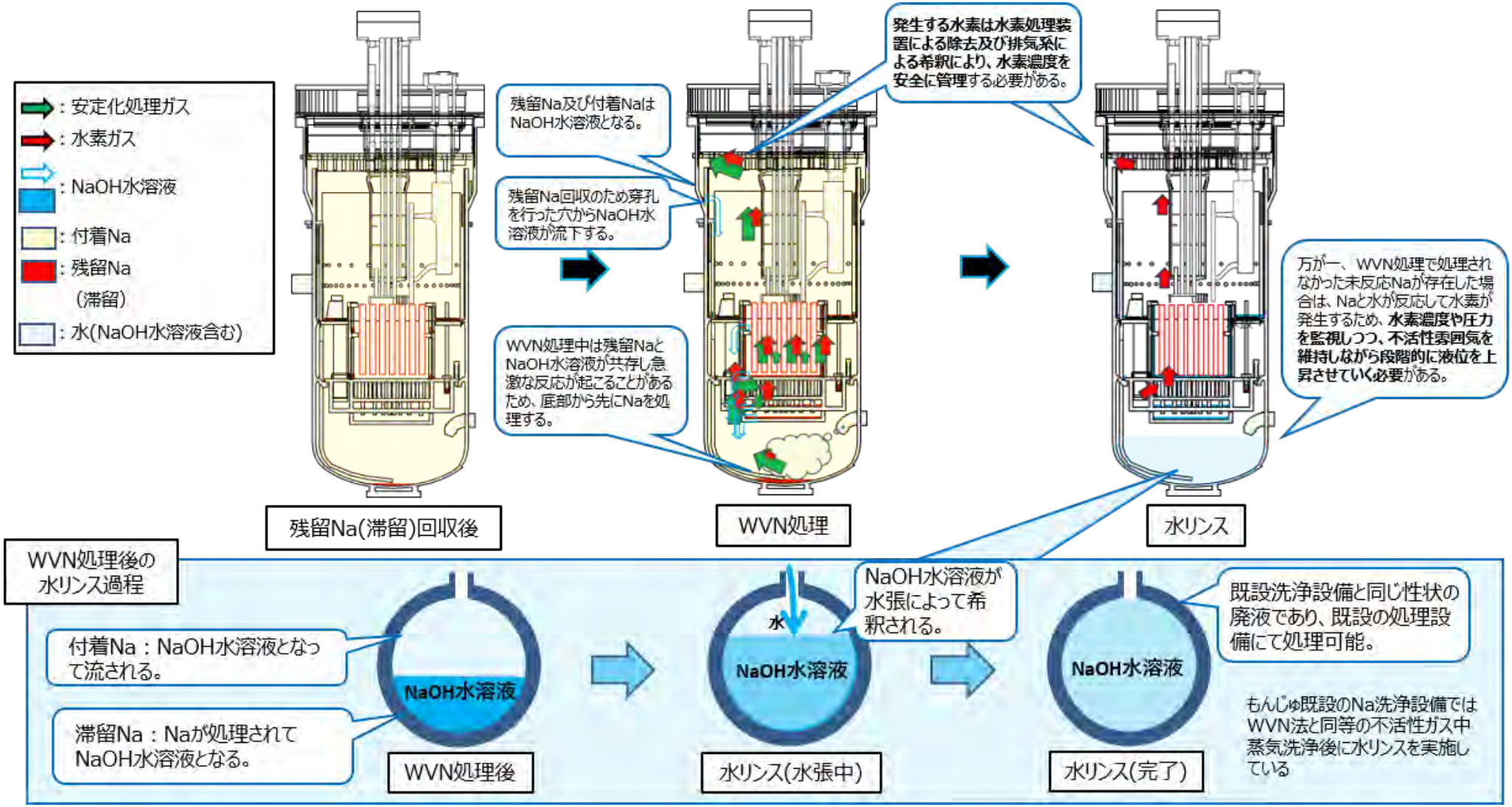
別表３　安定化処理方式の原子炉容器への適用性



別図 28　安定化処理（WVN 法）に係る作業フロー

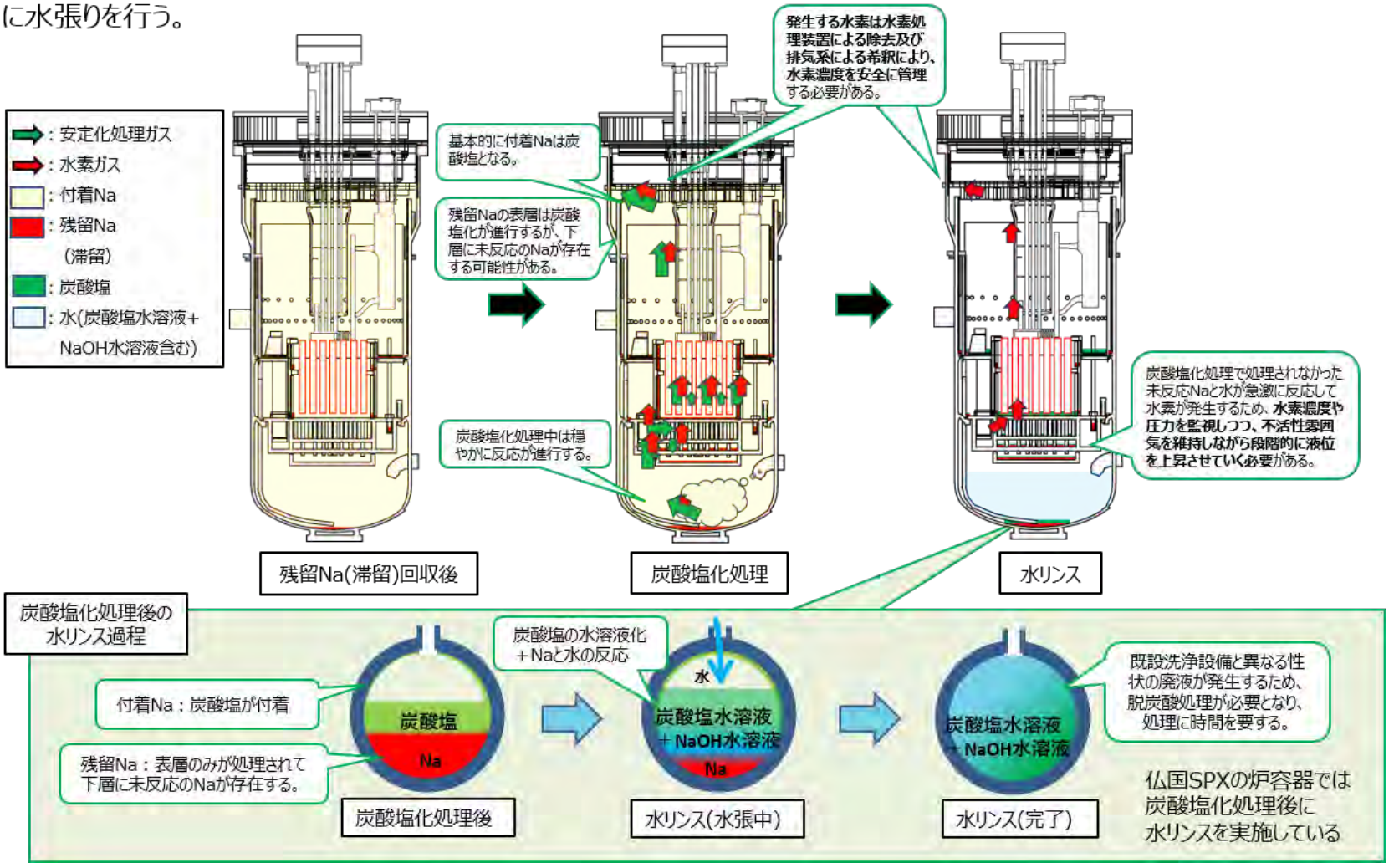


別図 29　残留ナトリウム安定化処理方法(WVN 法)



別図 30　WVN 法による残留ナトリウム安定化処理方法（水リンス含む）

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。



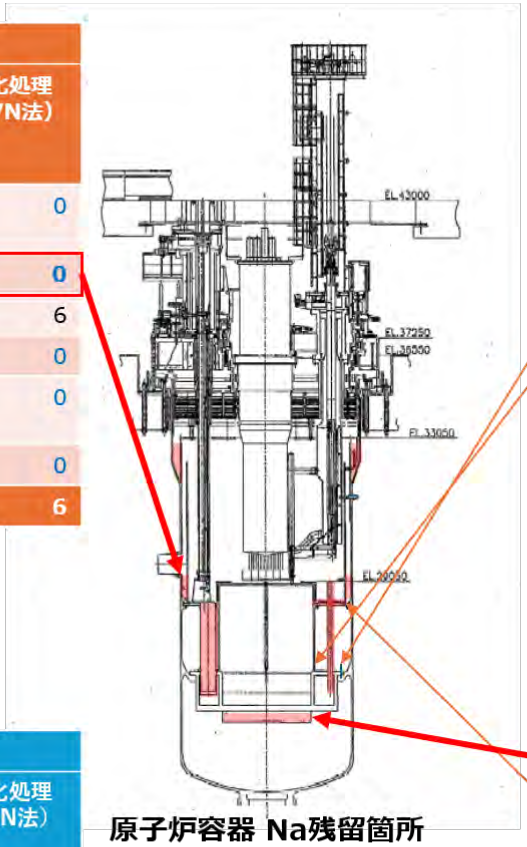
別図 31　炭酸塩化法による残留ナトリウム安定化処理方法（水リンス含む）

【構造上滞留するナトリウム／原子炉容器】

箇所	残留ナトリウム量（kg）		
	バルクナトリウム抜出後（130℃）	残留ナトリウム回収後（SPX技術適用）	安定化処理（WVN法）後
(1) コニカル胴～プロテクションライナ	6,310	20	0
(2) 中間胴～内筒部	5,070	20	0
(3) 内筒取付ボルト部	6	6	6
(4) 下部鏡板底部	1,060	10	0
(5) 熱遮蔽板取り付けスタッド部	6	6	0
(6) 内筒胴ボルト孔	1	1	0
合計	12,453	63	6

【付着ナトリウム】

箇所	残留ナトリウム量（kg）		
	バルクナトリウム抜出後	残留ナトリウム回収後（SPX技術適用）	安定化処理（WVN法）後
原子炉容器	256	256	0
炉内構造物	55	55	0
模擬燃料体	46	46	0
合計	357	357	0

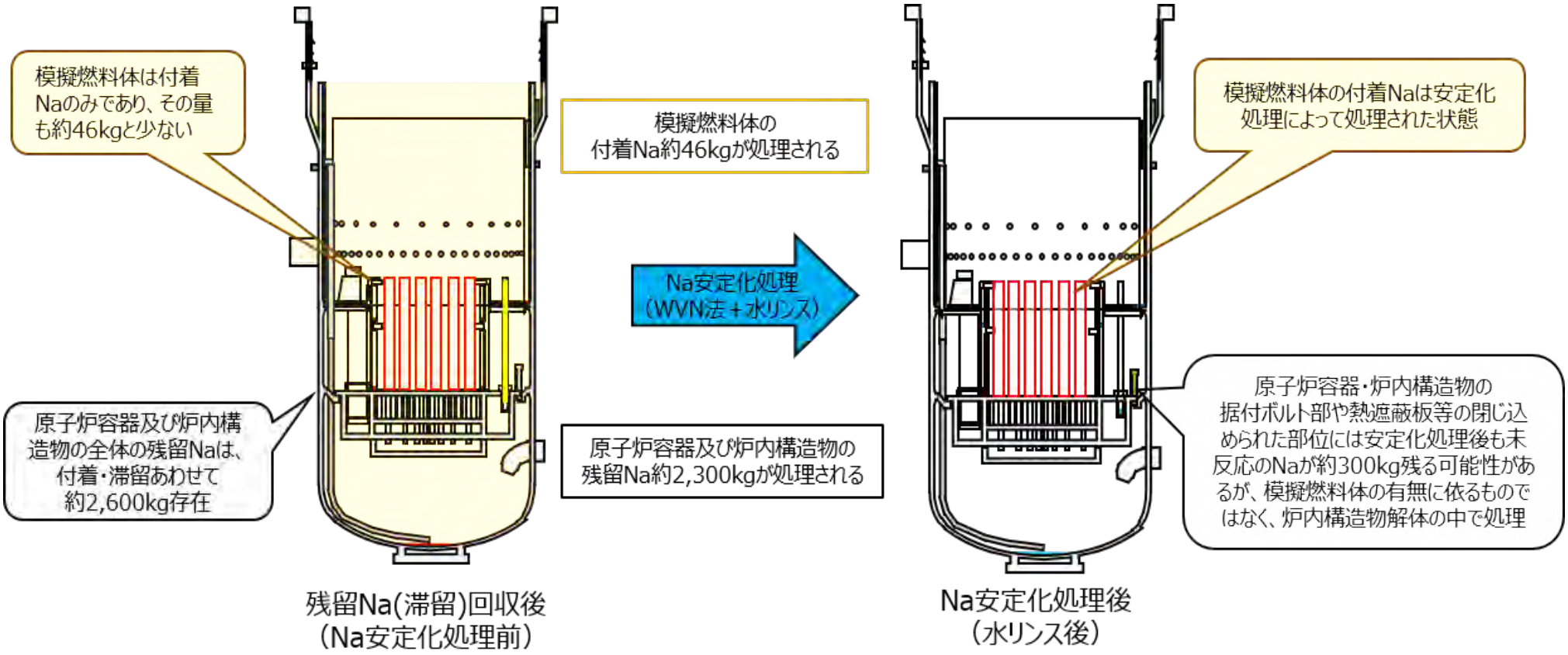


原子炉容器 Na残留箇所

【構造上滞留するナトリウム／炉内構造物】

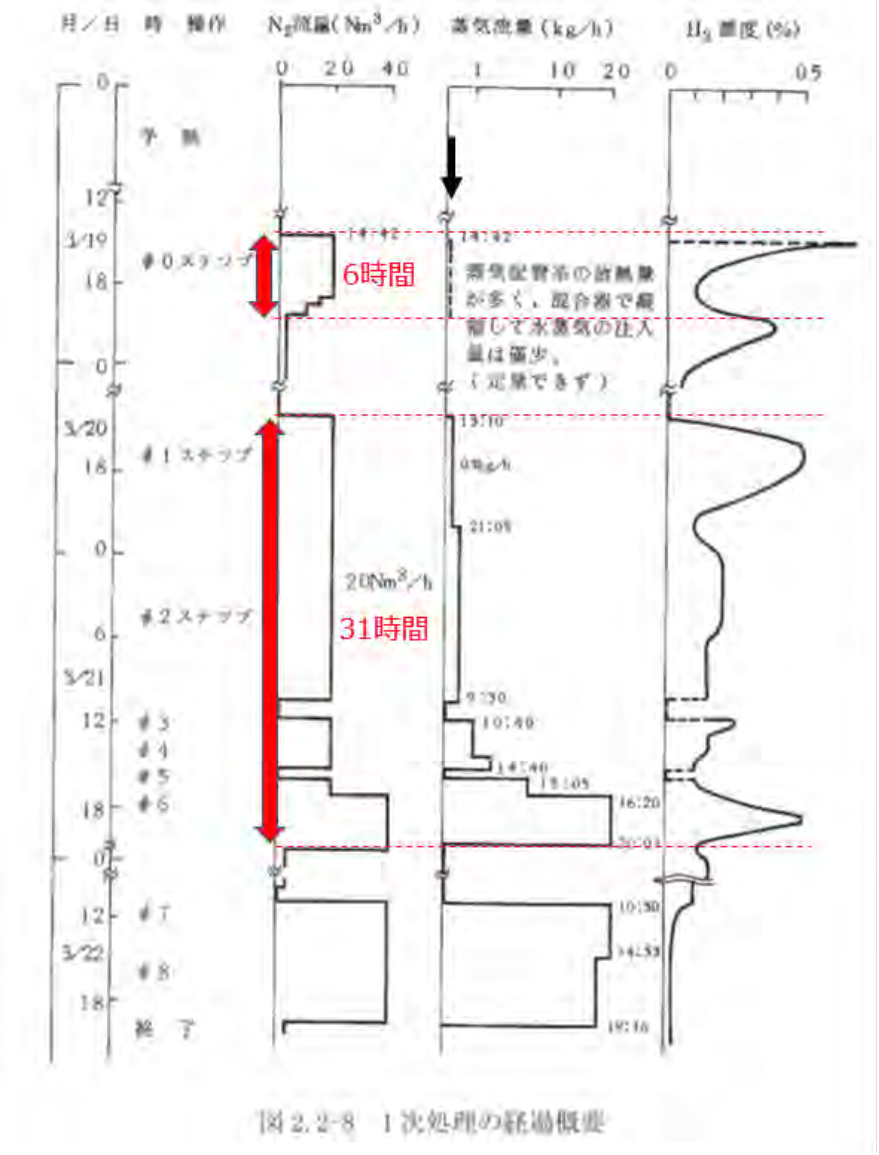
箇所	残留ナトリウム量（kg）		
	バルクナトリウム抜出後（130℃）	残留ナトリウム回収後（SPX技術適用）	安定化処理（WVN法）後
(1) 炉内中継ラック部	1,130	10	0
(2) 炉内ラック部	760	760	0
(3) 据付ボルト部	220	220	220
(4) 上部遮蔽体部	540	10	0
(5) 下部遮蔽体部	1,510	10	0
(6) 上部炉心支持版部	35	35	0
(7) 炉内構造物取付台～炉内構造物	390	10	0
(8) 下部炉心支持板部	510	100	0
(9) 炉心燃料集合体用連結管部	4	4	0
(10) 中性子遮蔽体用連結管部	10	10	0
(11) 炉心構造支持構造物下部	1,180	150	0
(12) 受皿部	3,760	100	0
(13) 上部遮蔽体熱遮蔽体部	1,800	100	**100**
(14) 炉内NIS案内管部	50	50	0
(15) 炉内構造支持物上面部	650	650	0
合計	12,549	2,220	320

別図 32　原子炉容器内残留ナトリウム量



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。

別図 33　模擬燃料体付着ナトリウム量



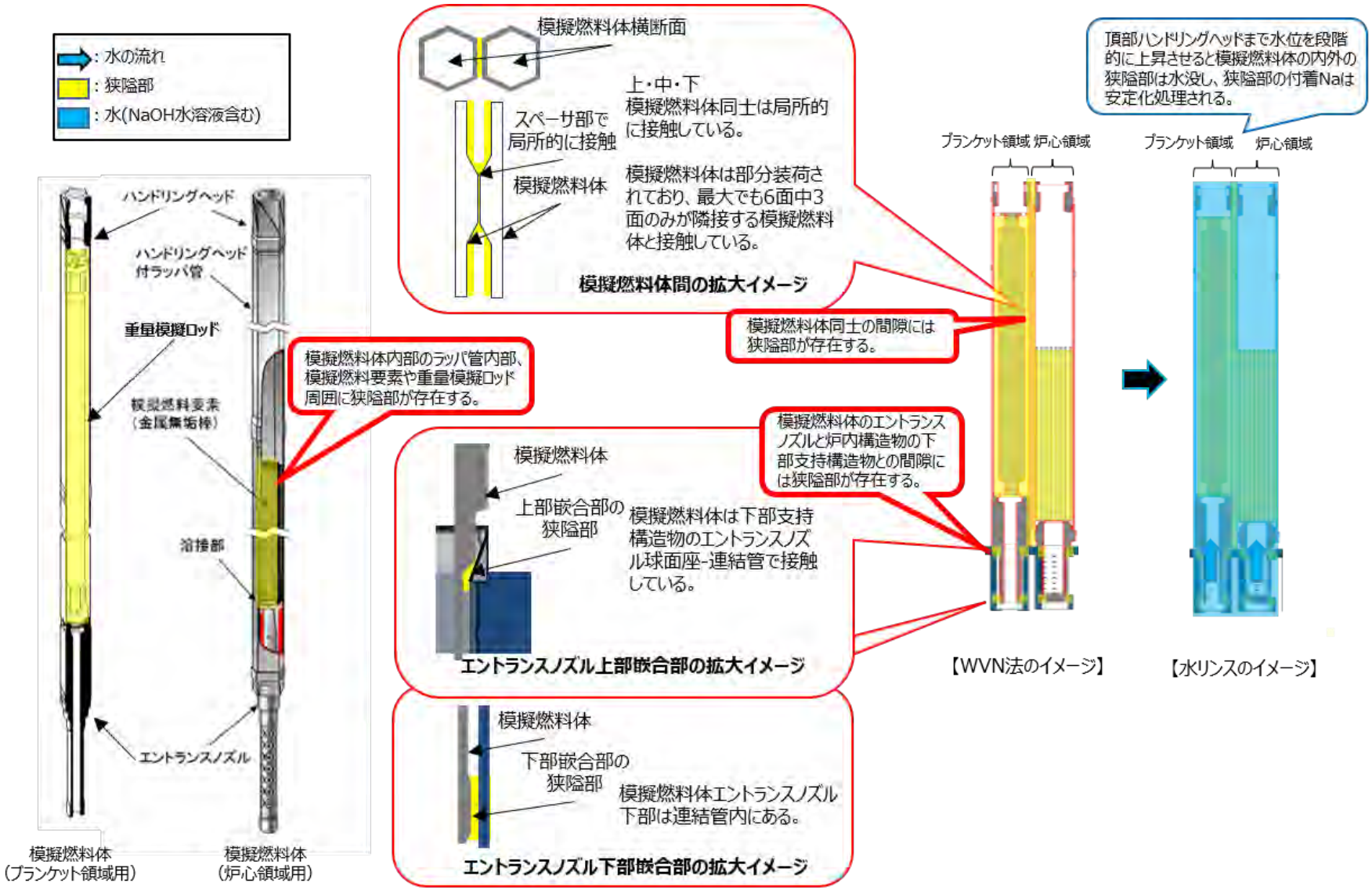
大洗原子力工学研究所では50MW蒸気発生器の約7kgの付着NaをWVN法と同様の不活性ガス中蒸気洗浄で、約37時間で処理できている。

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。

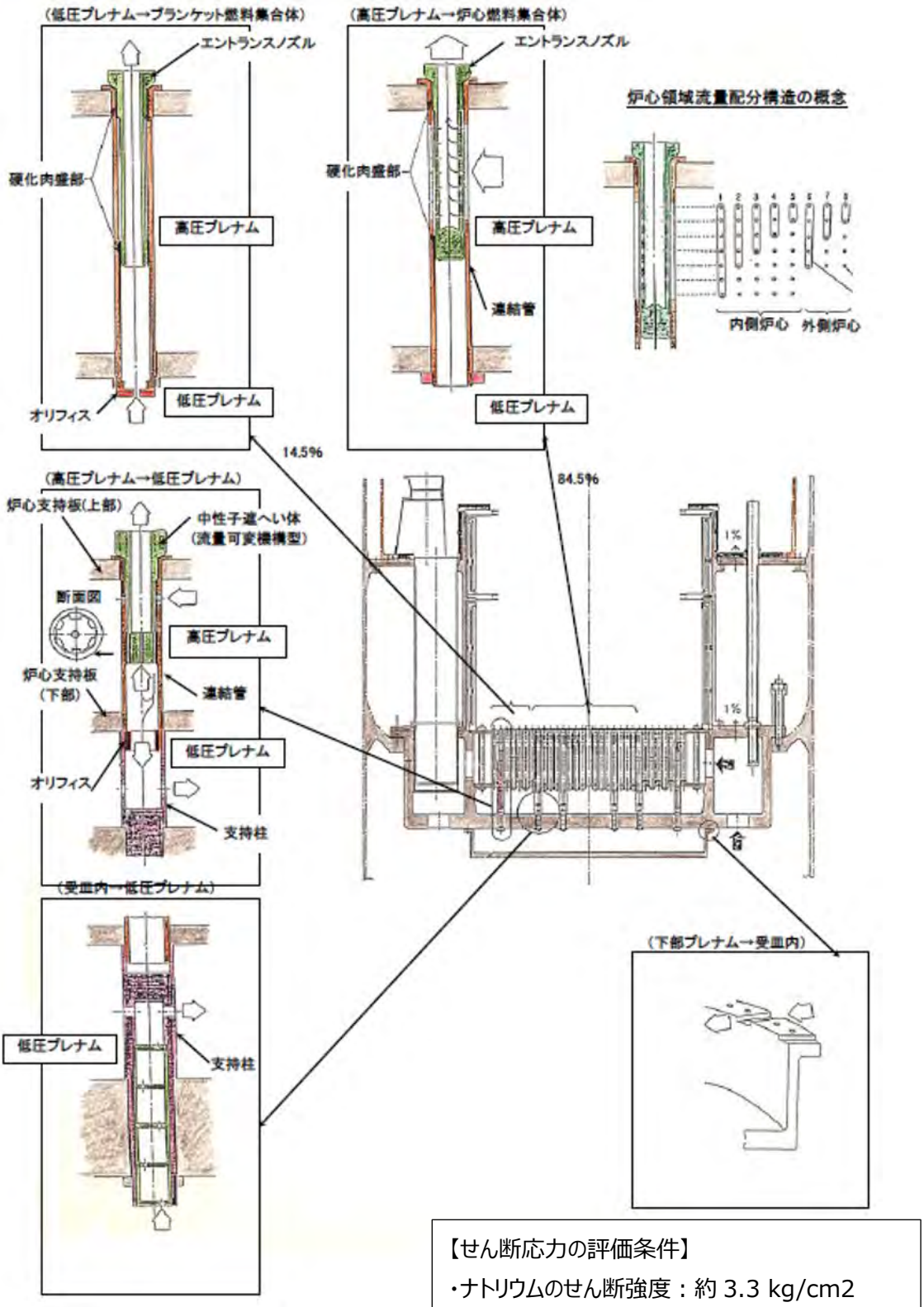
$$46\text{kg} \times \frac{37\text{時間}}{7\text{kg}} = 243\text{時間} \fallingdotseq 10.1\text{日}$$

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。

別図 34　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

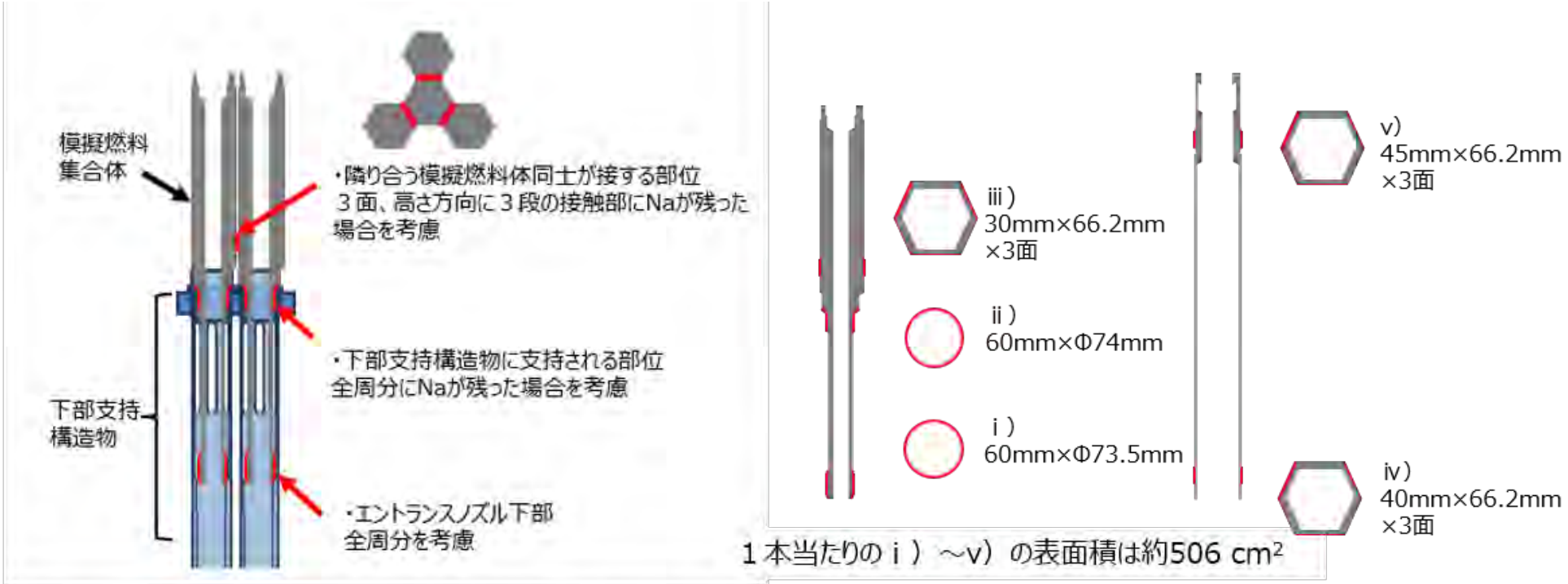


別図 35　模擬燃料体狭隘部の残留ナトリウム安定化処理方法（水リンス含む）



【せん断応力の評価条件】
・ナトリウムのせん断強度：約 3.3 kg/cm2
・評価温度：20 ℃
・評価面積：約 506 cm2

別図 36　炉内構造物 減圧機構部



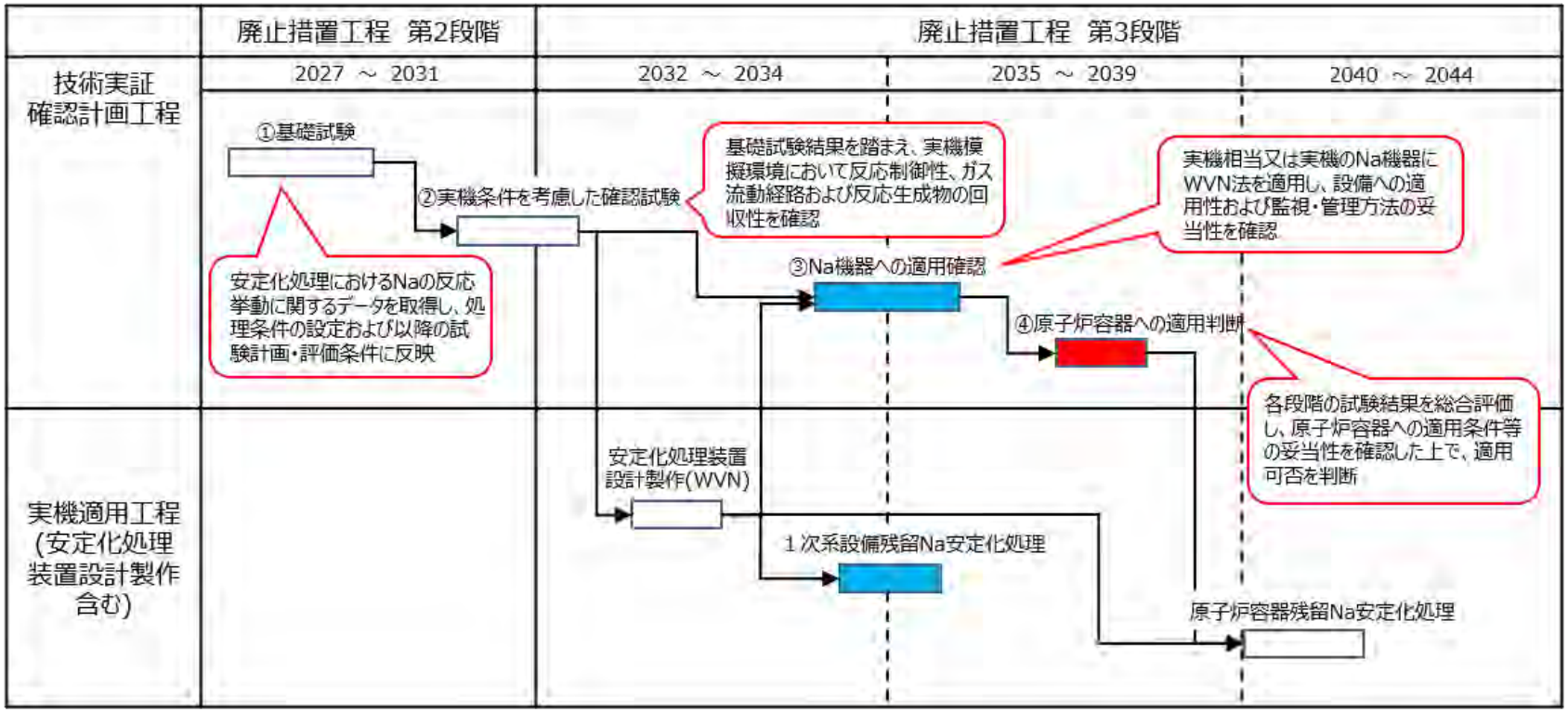
安定化処理後も、模擬燃料体同士、模擬燃料体と下部支持構造物との間隙でNaが固着すると仮定し、Naによるせん断応力が3.3kgf/cm²で掛かるものとして評価すると、模擬燃料体全体のNaに対するせん断に必要な力は約16.4kNとなる。
また、模擬燃料体表面にナトリウムが付着した状態で取り出す場合には、付着ナトリウムの状態及び量に応じて、アルコールを湿らせたウエスによる拭取り、機械的な除去（削取り）等によりナトリウムを回収し、適切に処理することを想定している。これらの作業は、従来のナトリウム取扱作業においても実施している管理方法と同様であり、既存の安全管理体系の下で実施可能である。

別図 37　ナトリウムにより固着する可能性のある箇所

WVN法の技術実証・確認計画

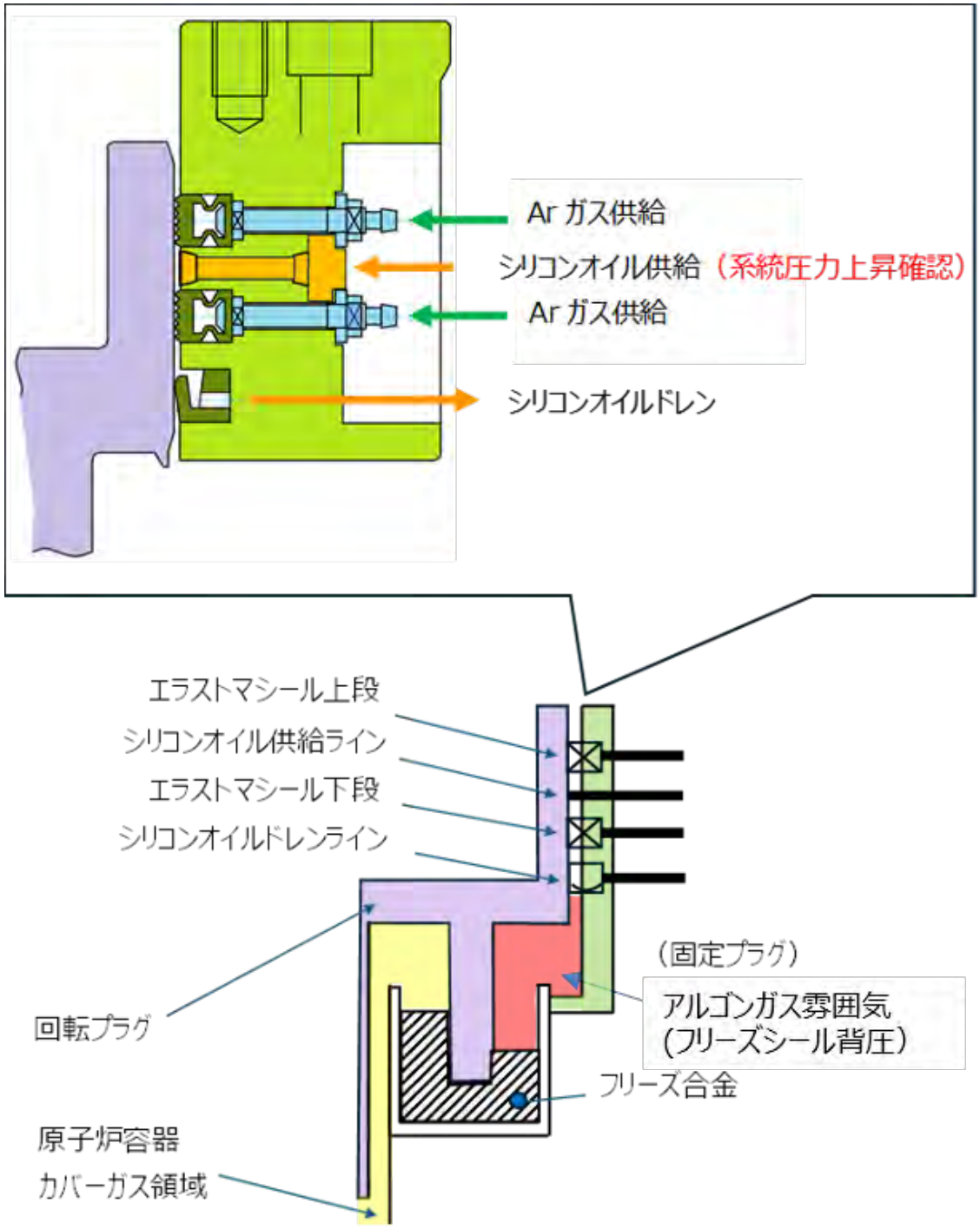
WVN法の原子炉容器への適用に当たっては、安定化処理を安全かつ確実に実施するため、段階的な技術実証及び適用性確認を実施する計画である。これらの技術実証は、原子炉容器内に残留するNaの反応特性、反応制御性、反応生成物の処理性及び設備適用性を確認することを目的として実施するものであり、模擬燃料体の有無にかかわらず実施が必要な確認項目である。

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。

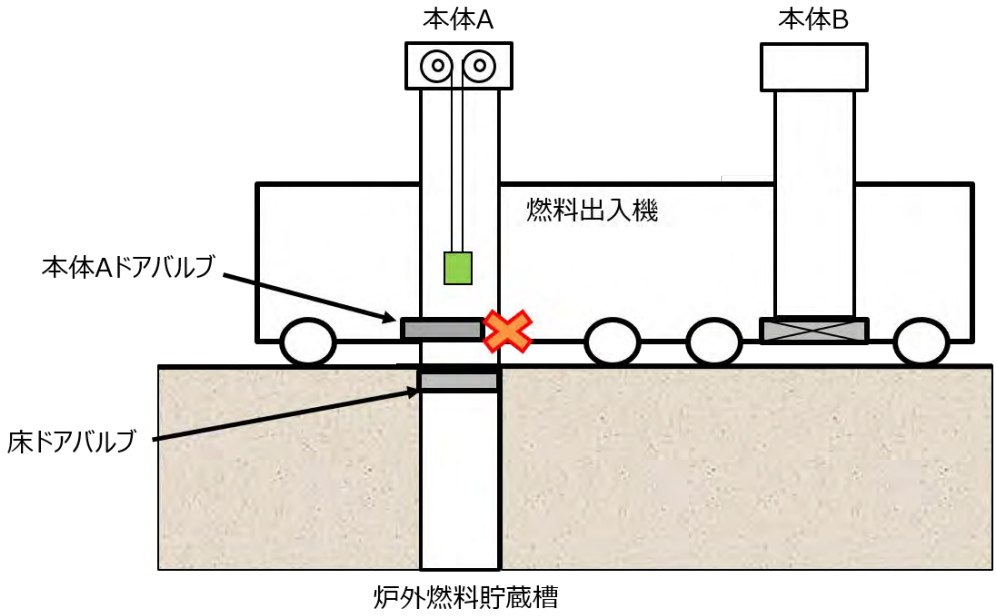


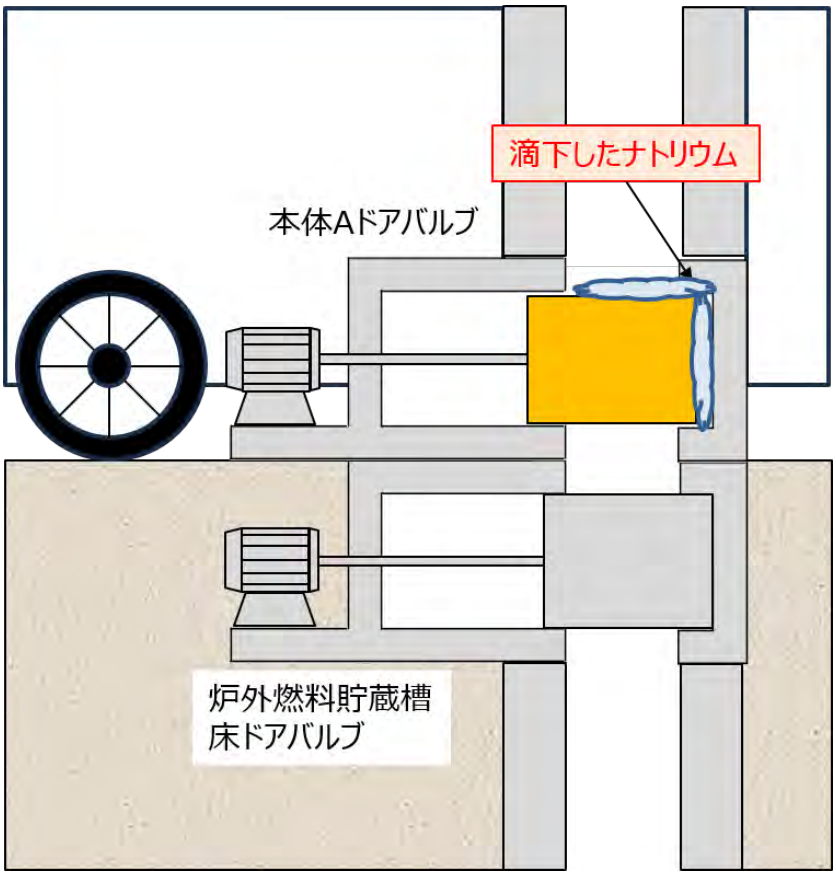
なお、模擬燃料体は安定化処理ガスの流動経路、反応生成物の排出経路及び監視管理方法に本質的な影響を与えるものではないことから、上記の技術実証・確認計画そのものを変更する必要はないと評価している。

別図 38　WVN 法の技術実証・確認計画工程



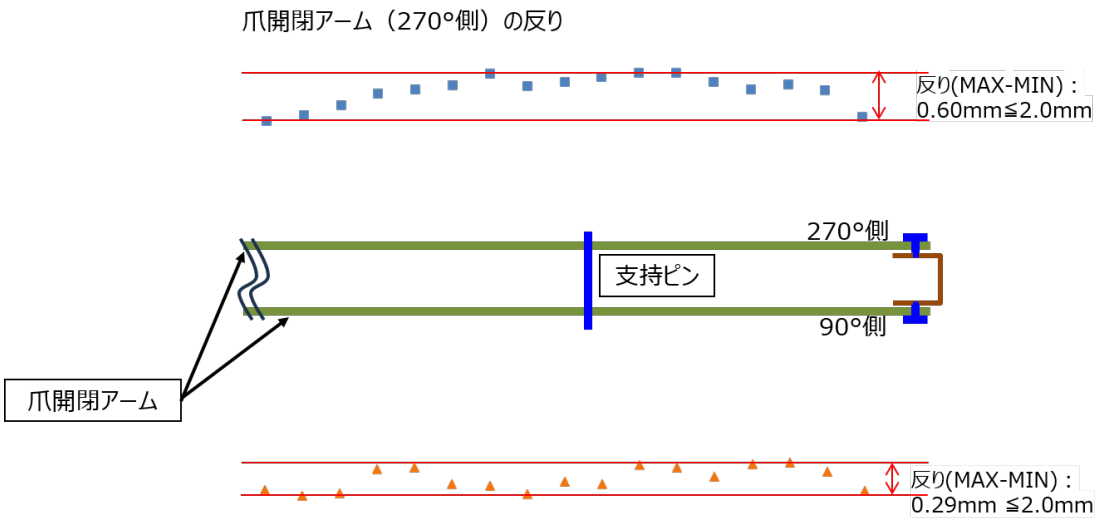
別図 39　回転プラグ（エラストマシール）関連系統の圧力上昇

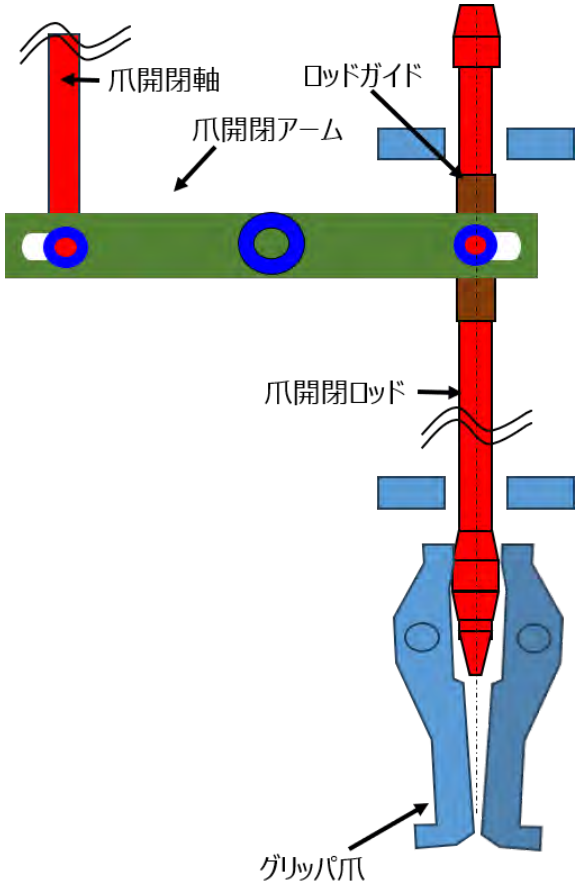




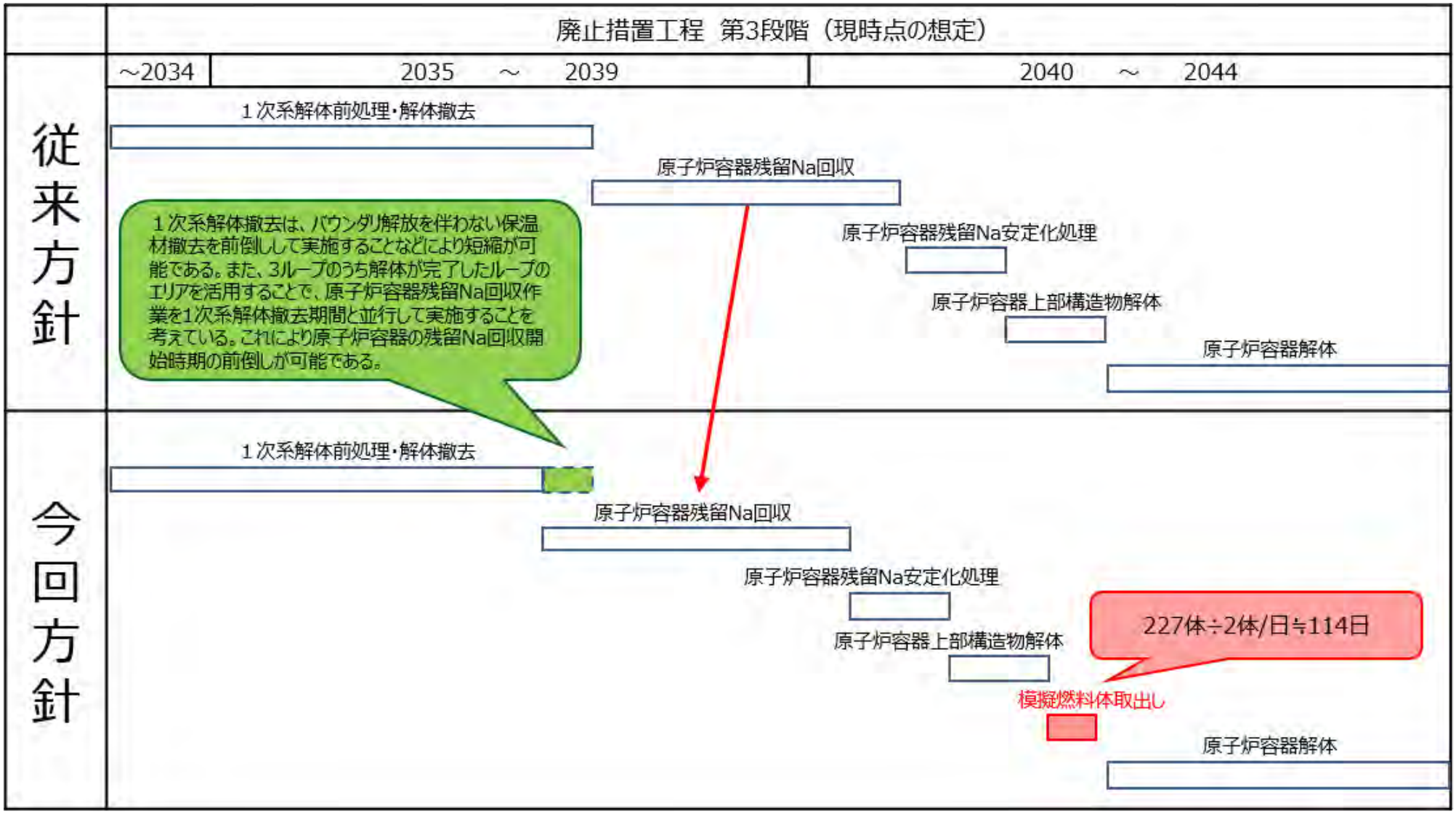
別図 40　燃料出入機ドアバルブ全閉不良

爪開閉アームの反り量判定基準値：2.0 ㎜以下





別図 41　FHM 爪開閉アームの反り



別図 42　従来方針と今回方針による工程の比較