

第 39 回監視チーム会合資料について

2021 年 10 月 18 日

日本原子力研究開発機構
敦賀廃止措置実証部門

1. 説明範囲

第 39 回監視チーム会合においては、第 38 回監視チーム会合「資料 2」で説明した第 2 段階作業のうち、以下の作業について説明する。

第 2 段階の完了条件とその達成に必要な主要作業

- ①バルクナトリウムの搬出
 - A) 放射性ナトリウムの搬出完了
 - B) 非放射性ナトリウムの搬出完了

- ②ナトリウム設備の解体着手の準備完了
 - C) シャヘイ体等の取出し完了

第 2 段階を安全、確実かつ速やかに行うための方策

- シャヘイ体等取出し時の原子炉容器 SsL 運用

2. 説明範囲の概略実施プロセスと申請方針

上記の説明範囲の作業に関する第 2 段階における概略実施プロセスを図 1 に示す。

来年 6 月申請予定の初回変更申請においては、第 2 段階の前半としてシャヘイ体等の取出しが完了するまでの期間を対象とするが、ナトリウム抽出設備の詳細設計等、時間を要する事項については、許認可に必要な期間を考慮してしかるべき時期に変更申請を行う。

3. 資料構成

(1) 資料1：概略実施プロセスと申請方針

上記2. の内容を資料化。

(2) 資料2：バルクナトリウムの搬出までの実施方針と作業手順

現状を整理した上で、搬出までの手順として可能性のあるオプションを示し、今後のオプション絞込み、設備整備についての方向性を示す。

なお、原子炉容器解体準備として必要なしゃへい体等の取出しは燃料交換設備を用いて行う旨記載する。

(3) 資料3：しゃへい体等の取出し

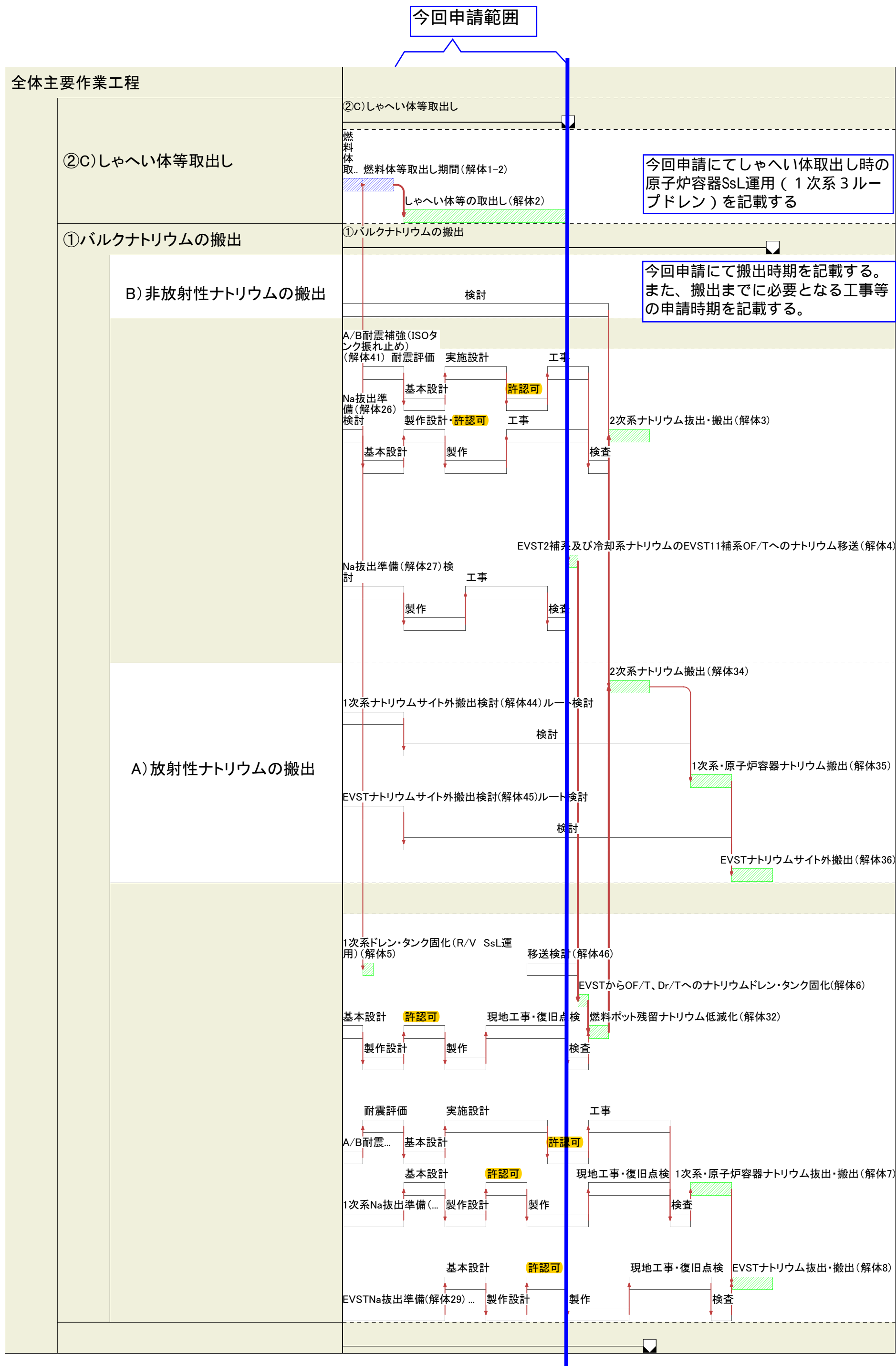
しゃへい体等の取出し対象の考え方、模擬体の取扱い、中性子源集合体の取扱い等を記載するとともに、作業を安全、確実に実施するための着手条件を説明する。

原子炉容器液位は SsL とする。(設定根拠、安全性等の詳細は資料4で説明)

(4) 資料4：しゃへい体等の取出し時の原子炉容器液位

しゃへい体取出し時の原子炉容器液位として、NsL と SsL を比較評価し、第2段階の廃止措置諸作業を安全、確実かつ速やかに遂行するため SsL を選択すること及び SsL 運用に関する事前確認、事前準備を説明する。

図1_第2段階における概略実施プロセス



しゃへい体等の取出し時の原子炉容器液位（資料4の説明骨子案）

2021年10月18日
日本原子力研究開発機構
敦賀廃止措置実証部門

- ① しゃへい体等取出しのための燃料交換設備供用時のナトリウム液位
 - ナトリウム液位としてNsLとSsLの2ケースが考えられる。
 - NsL：燃料交換と同様にしゃへい体等の取出すものであり、運用実績を蓄積しており、確実に実施可能。
 - SsL：しゃへい体取出し作業、ナトリウムリスク低減の迅速化が可能。

- ② NsLとSsLの比較（その1：炉心構成要素交換作業）
 - 炉心構成要素冷却：NsL、SsLともに常時ナトリウム中（なお、しゃへい体等は冷却の必要なし）
 - 設備作動環境：SsLでは燃料交換設備の気中動作部分が拡大。温度分布異なる。
 - ナトリウム中不純物：SsLではオーバーフロー系による純化機能なし。
 - 設計思想（燃料交換前提）を踏まえたしゃへい体取出しへの応用。
 - ナトリウム漏えい時での燃料取出しを想定した設計としており、漏えい時取出し機能はR&Dで確認済。
 - しゃへい体等取出しが確実にに行えることは、事前評価により確認済。SsLでは、炉内の温度環境が変わり、①ナトリウム化合物が生成しやすくなる。②機器が熱膨張、収縮する。③機器にかかる浮力が減少する。①に対しては、これまでと同様に不純物の持ち込み管理や機器の作動トルクを監視することで対応する。②、③は設定値を変更して対応する。
 - 燃料交換においては、RV外からの不純物持ち込みが想定されるため、純化機能を期待した設計だが、しゃへい体等取出しにおいては、燃料交換設備の据付・撤去時のわずかな空気を持ち込み以外に不純物持ち込み要因はなく、運転実績（カバーガス中窒素濃度変化）でも問題となるような変化はみられていない。
 - 第1段階の燃料体の炉心からの取出し作業完了後にSsLでの取出し確認試験を行い、設備作動状況等を確認する。

- ③ NsLとSsLの比較（その2：1次主冷却系ドレン）
 - ナトリウム保有量

NsL：約 500m³ (RV)、約 276m³ (1 次主冷却系)

SsL：約 370m³ (RV)、15m³ (1 次主冷却系)

- 潜在リスク
 - 保有量半減、漏えいの可能性のある範囲大幅減
- ナトリウム保有範囲減に伴う効果
 - 工程上の効果
 - 要員上の効果
 - ナトリウム搬出計画早期化への効果

④ リスク評価

- 安全性
 - しゃへい体等落下
 - 地震時
- 工程確実性
 - ナトリウム中不純物増加時
 - しゃへい体等のつかみ不良

⑤ 事前準備、確認

- SsL での取出し確認試験の内容
- ソフト改造及びチェック

⑥ まとめ

- SsL 運用はナトリウム漏えい時の運用として設計時から想定されており、これをしゃへい体等取出しに適用できる。
- 第 1 段階の炉心からの燃料体の取出し完了後に原子炉容器液位 SsL での取出し確認試験を実施し、安全、確実に実施可能であることを確認した上で、第 2 段階において SsL でのしゃへい体等取出しを行う。
- これにより、ナトリウム漏えいの潜在リスクを軽減するとともに、しゃへい体等取出し作業、施設保全を合理的に行うことができ、ナトリウム搬出を安全、早期に行うことができる。

「もんじゅ」廃止措置第2段階に向けた検討状況

原子炉容器液位を下げたしゃへい体等の取出し（案）

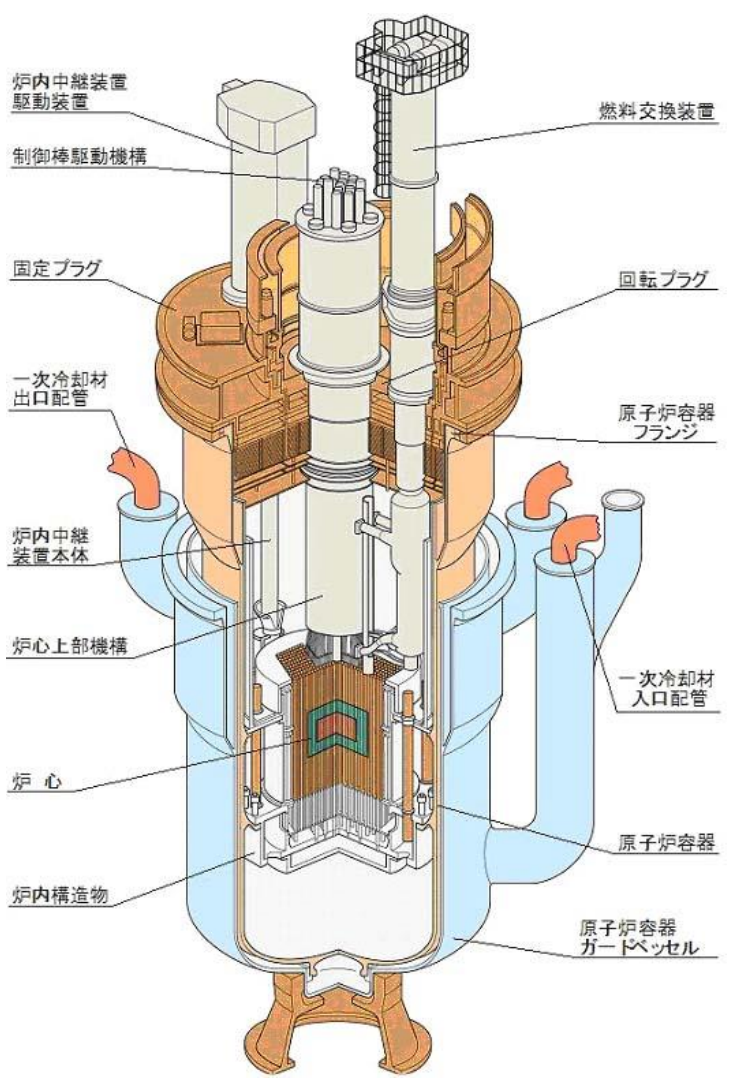
2021年 月 日

日本原子力研究開発機構（JAEA）

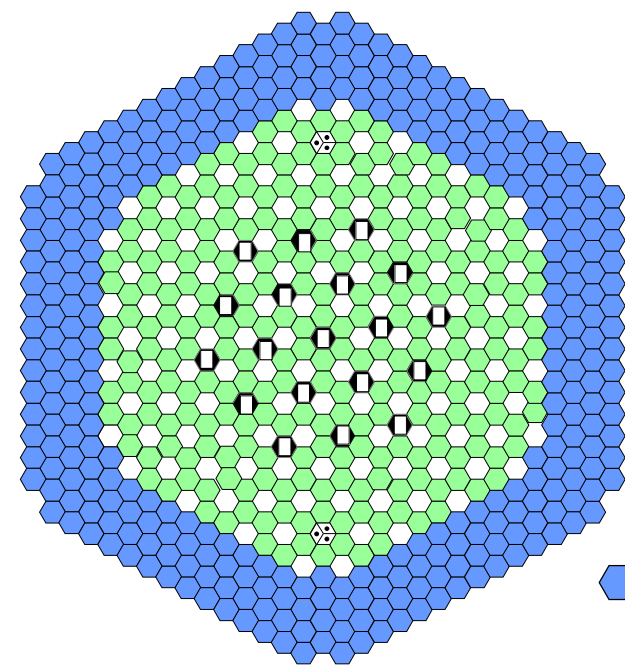
しゃへい体等の取出し






第一段階で原子炉から燃料体を取り出すが、燃料体を取り出した後も、原子炉内にはしゃへい体等（中性子しゃへい体、模擬燃料体等）が残る。原子炉容器解体前までには、しゃへい体等を原子炉から取り出すことが必要。

模擬燃料体を除き、しゃへい体等は放射化しており、これらの炉心からの取出しにはしゃへい機能を有した既設の燃料取扱設備を使用することが、安全でかつ合理的な取出し方法。



原子炉構造

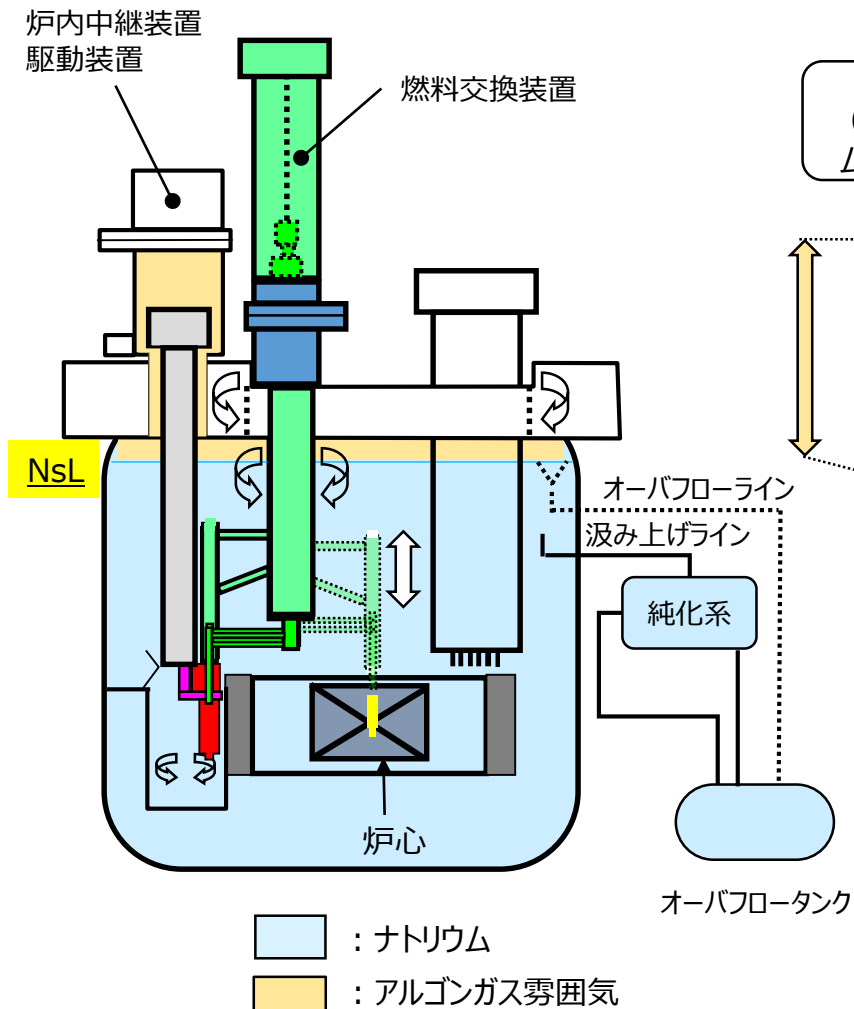


-  : 模擬燃料体 (246体)
-  : 中性子源集合体(2体)
-  : 制御棒集合体(19体)
-  : 空き箇所(124箇所)
-  : 中性子しゃへい体(316体)
サーベイランス集合体(8体)
なお炉内ラックに
サーベイランス集合体(4体)あり

燃料体取出し後の炉心部の状況

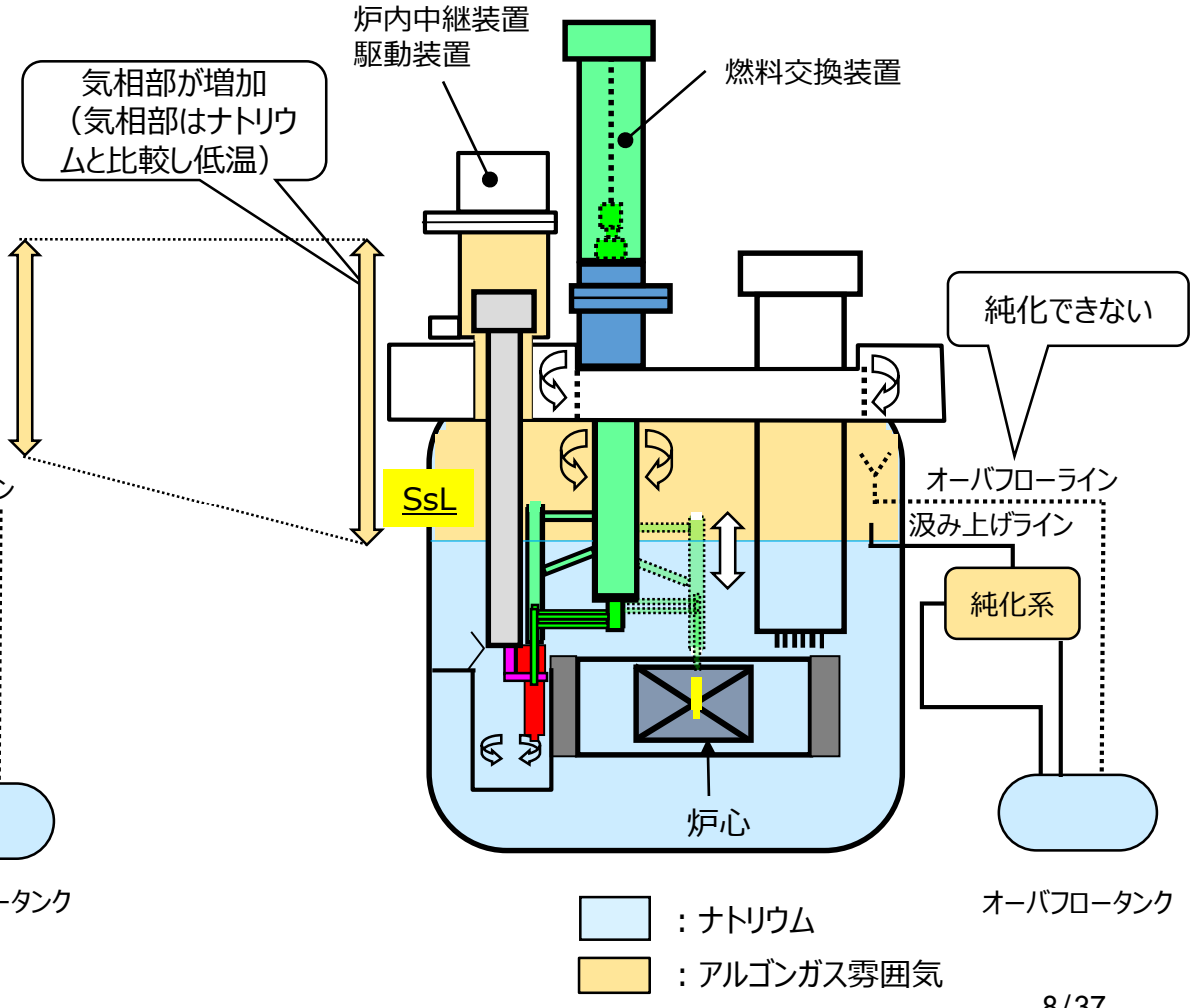
(1) NsLレベル

燃料体の取出しで運用実績のある方法

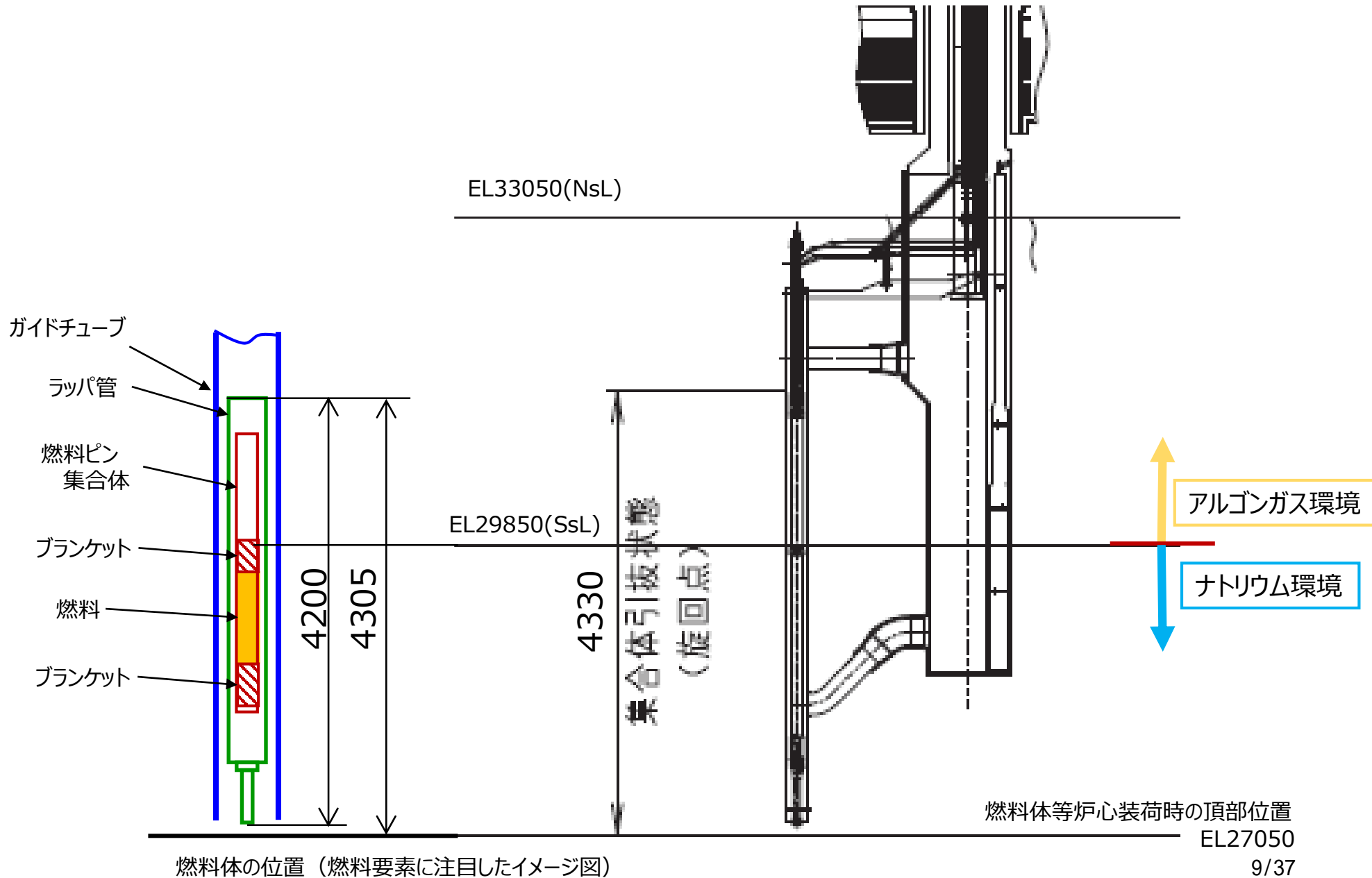


(2) SsLレベル

しゃへい体等の冷却は必要無く、ナトリウム液位を下げてしゃへい体等の取出しは可能。運用実績はないが、1次系3ループドレンによりナトリウム保有リスクの低減が期待できる。



原子炉容器液位と燃料体の位置関係 (燃料交換装置による燃料体引抜旋回時)



【燃料交換装置の設計】

停電や機器故障時に、燃料交換装置が動作を停止しても、崩壊熱を有す燃料体が冷却されるよう、燃料体はナトリウム中で取扱う設計。

また、ナトリウム漏えい事故では、原子炉容器内ナトリウム液位をNsLに上げることが出来ない。この場合、崩壊熱が一定レベル以下に下がった後に、ナトリウム液位が低下した状況下で燃料体を取り出すことを想定している。従って、原子炉容器のナトリウム液位を下げたしゃへい体等の取出しは、事前の検討をした上で実施が可能（R&Dで確認済 参考8-1～8-4参照）。

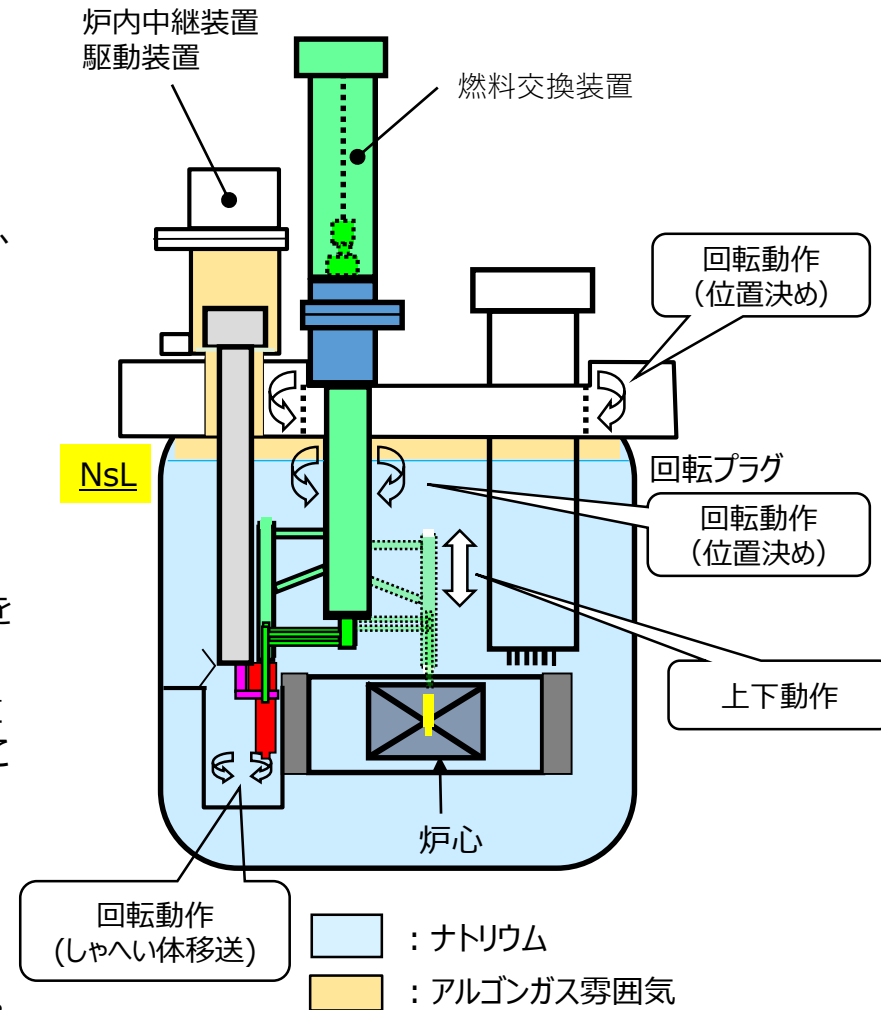
【ガス雰囲気中における燃料交換装置の動作性】

液体中とガス中という環境条件の違いによる動作性に与える影響因子は、ナトリウム化合物の付着、熱膨張・収縮、浮力の減少が考えられる。燃料交換装置のR&D、もんじゅの総合機能試験において、燃料交換装置の動作性はナトリウム中だけでなく、ガス雰囲気中の動作性も確認している。原子炉容器内のナトリウム液位をSsLに下げて、アルゴンガス雰囲気中でしゃへい体を取扱うことは技術的には可能。

一方、燃料交換装置の運転は、計算機による自動制御。燃料交換装置の動作環境が変わることの影響が出ることも予想される。動作環境が変わることによる、燃料交換装置及び炉内中継装置への制御性への影響程度を評価し、必要な設定値の見直し、監視項目の追加等を行うことで、装置の自動停止の回避する。

【ナトリウム純化系の運用停止による影響】

原子炉容器液面を下げると、原子炉内ナトリウムの純化運転は停止する。しゃへい体等の取出しでは、炉外から模擬燃料体等を持ち込まないことから、原子炉容器内のナトリウムの純度低下は起こりにくい。ナトリウム純度の低下程度を実績データをもとに評価するとともに、想定外の事象が発生し純度低下することも想定し、その対応策を用意する。



燃料体の取扱い
(ナトリウム中)

【ガス空間部の高さ方向温度分布】

メンテナンス時（ナトリウム液位SsL）を想定した、原子炉容器内の高さ方向の温度分布評価を右に示す。ガス空間部の高さ方向の温度分布は、ナトリウム液面近傍及びしゃへいプラグ下部の熱しゃへい板近傍で変化率が大きく、それ以外の雰囲気温度変化率は小さく、雰囲気温度は概ね160℃程度である。

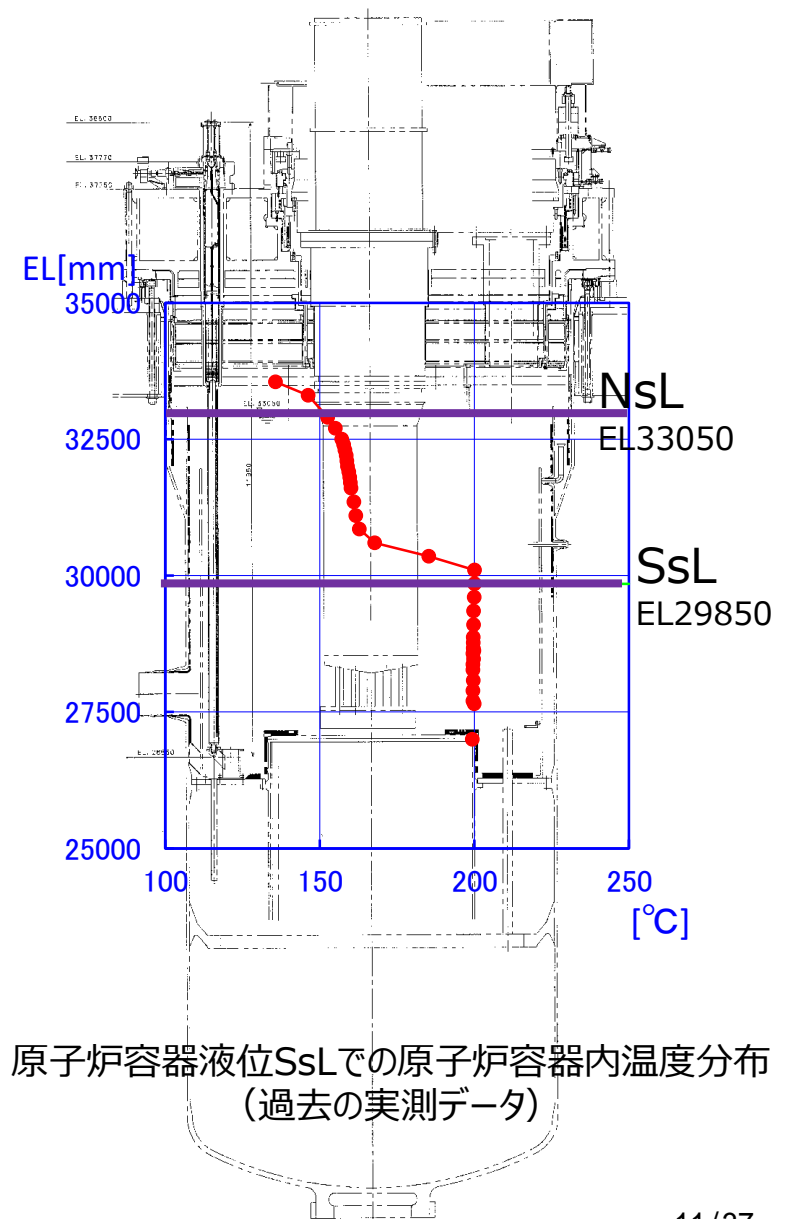
また、熱しゃへい板底面の温度も130℃程度と、ナトリウムの凝固点98℃を超える。従って、ナトリウム液位SsL状態において、燃料交換装置を上下させても、付着したナトリウムがガス中で固化することはない、燃料交換装置の摺動部がナトリウムの固化により固着することもない。

【原子炉容器の温度変化と温度分布】

循環ポンプ運転による炉内のナトリウム循環がなくなることから、原子炉容器内への入熱は、原子炉容器廻りの予熱用ヒータからの入熱のみとなり、ヒータのオン、オフによって原子炉容器内の温度は制御される。循環ポンプを停止した時の、ヒータ入熱のみの条件下における原子炉容器の温度変化の測定実績は、最大の温度変化幅13℃において、3日程度で温度が低下、その後ヒータオン状態となり、10日程度で温度が上昇。予熱ヒータのオン、オフによる温度変化は緩慢であることを確認している。また炉内構造物の温度測定結果は炉内構造物上部支持板と炉内支持構造物上面との間（高低差約2.5m）で最大4℃程度と、ガス空間部の温度変化率に比べ小さい。

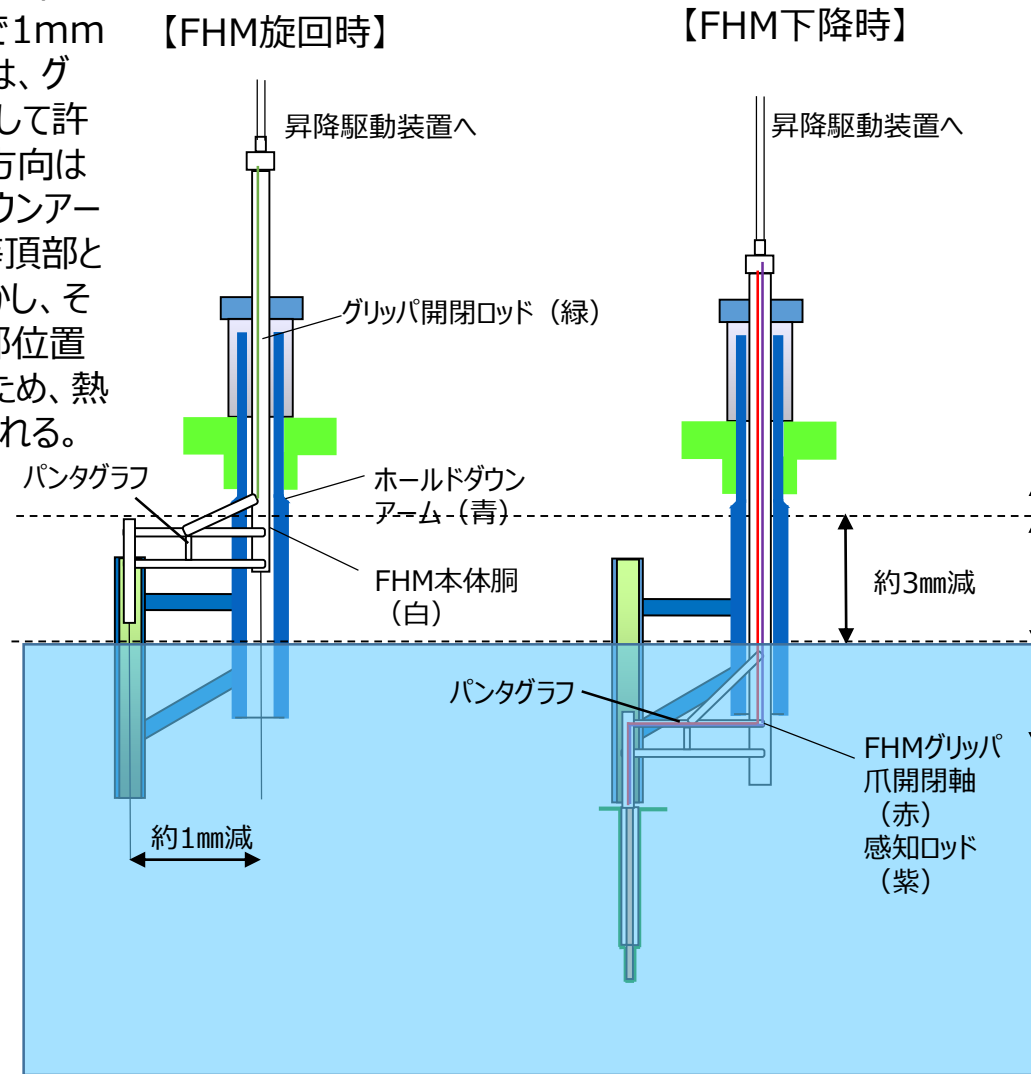
【ガス空間部に温度勾配があることに対する配慮】

ガス空間中とナトリウム中では温度差が40℃程度あるため、熱膨張差による影響が現れることが予想される。特に、燃料交換装置据付のため、最初にナトリウム中へ浸漬した場合は、ナトリウム中とガス中に温度差が大きいことを考慮して、一定時間その状態を保持してから動作させる配慮が必要となる。



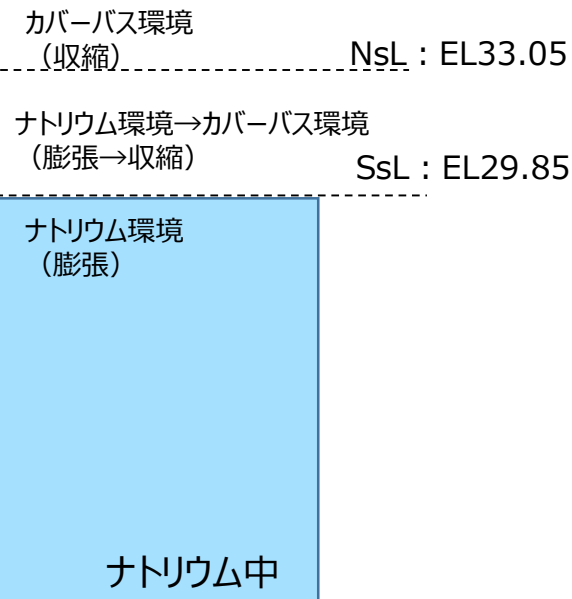
熱膨張差の影響

ガス雰囲気中の温度が、ナトリウム中に比較して40℃低下。熱膨張差は水平方向で1mm程度。この程度の変位は、グリッパの位置決め精度として許容範囲内。また、鉛直方向は3mm程度。ホールダウンアーム下降時、しゃへい体等頂部との隙間が大きくなる。しかし、その隙間はしゃへい体頂部位置をゼロ点として調整するため、熱膨張差の影響は解消される。



浮力の影響

ナトリウム中への浸漬範囲が減り浮力が減少。機器上昇時の荷重が増加する。その荷重増加程度は駆動力に比較し小さいため、上昇動作への影響は内。しかし、しゃへい体等の吊り上げ判定荷重に対する影響は相対的に大きく、設定値の見直しが必要となる可能性が有る。



【燃料交換装置の動作環境】

次頁の図に示すように、燃料交換装置のパンタグラフ部は、ナトリウム中とアルゴンガス中と異なる環境を上下方向に移動する。摺動部の抵抗は、液中と気中では差があり、一般的に液体による潤滑効果の期待できない気中が大きくなる傾向にある。

【グリッパ動作への影響】

次頁の図に示すように、しゃへい体等の掴み、離しの動作は全てナトリウム中で行われることから、グリッパ爪の開閉動作はナトリウム液面を下げた影響を受けにくい。

【パンタグラフ動作への影響】

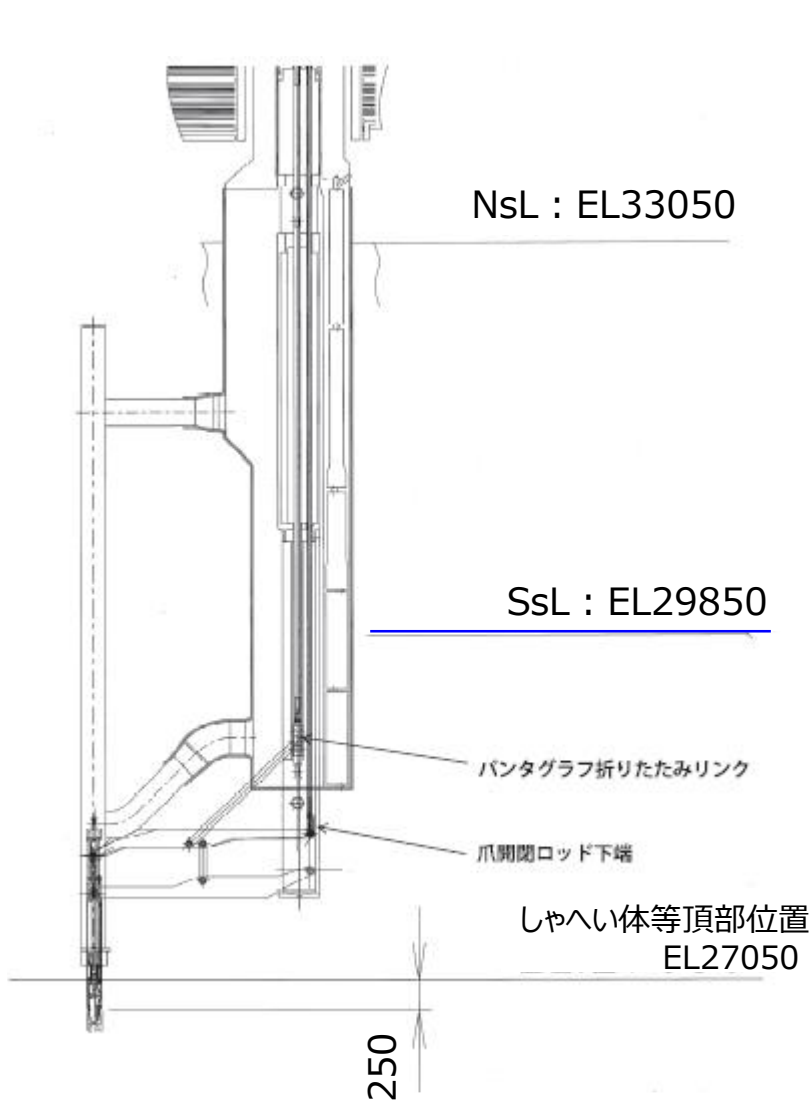
次頁の図に示すように、パンタグラフ開閉位置はしゃへい体等の接続位置に比べ800mm上方にあり、パンタグラフ折りたたみはガス雰囲気中に出ることから、ナトリウム液面を下げた影響を受けやすい。

【ロッド動作への影響】

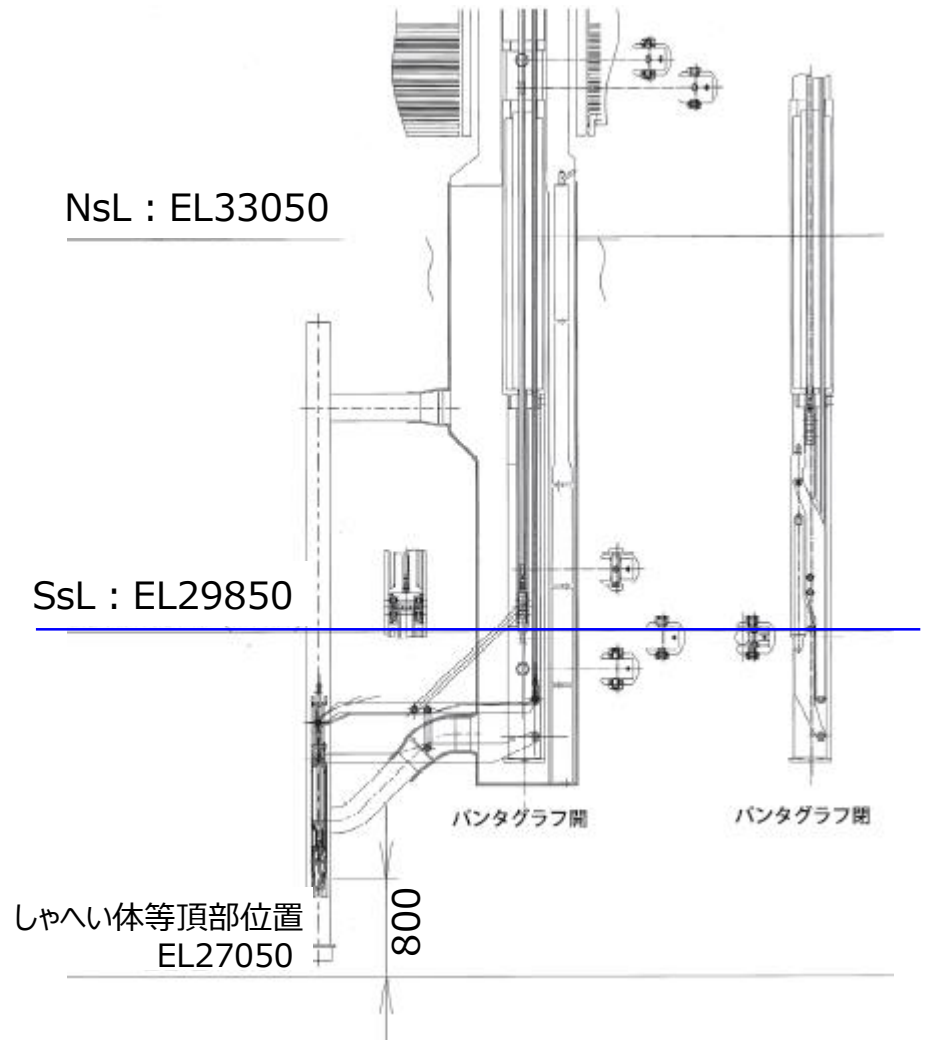
グリッパ爪を開閉するロッド及び接続を感知するロッドは、ナトリウム中とアルゴンガス中と異なる環境を上下方向に移動する。ナトリウム表面に浮遊する酸化物がロッド表面に付着し、その付着物が成長した場合、狭隘部におけるロッドの動作性に影響を与える。

【対応方策】

このような、摺動部や狭隘部の動作状況を考慮し、燃料交換装置のグリッパ動作時の駆動力（トルク）を監視し、傾向を把握することで摺動部や狭隘部の動作不良（固着）を防止する。また、パンタグラフの折りたたみ不良事象も想定し、パンタグラフを強制的に引き上げる治具を準備する。

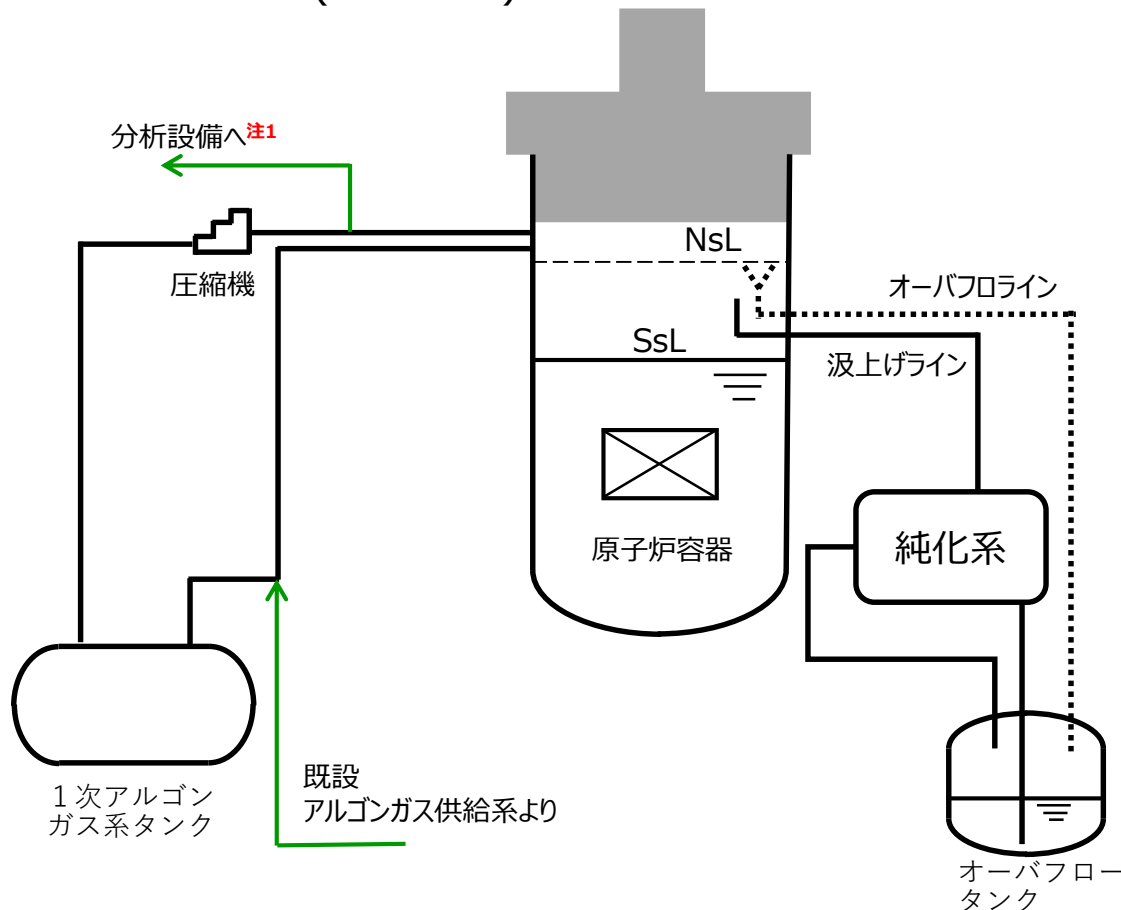


しゃへい体等への接続位置



パンタグラフの開閉位置

原子炉容器内のナトリウムは、オーバフローラインからナトリウムをオーバフロータンクへ導き、ナトリウムを汲上げる際に純化系を通し、不純物（酸素・水素）を除去したナトリウムを原子炉容器へ戻す。このような循環により、ナトリウムの純化を行う。原子炉容器液位を下げると容器内ナトリウムのオーバフローが無く、純化系による原子炉容器内ナトリウムの純化運転ができない状況となる。原子炉停止中は、不純物が持ち込まれる経路は、ナトリウムを覆うカバーガスからに限られるが、カバーガスには高純度アルゴンガス（酸素濃度 2 ppm以下）が使用されており、ナトリウムはほとんど汚れない(次頁参照)。



注1：純化系による原子炉容器内ナトリウムの純度監視はできない。しかし、1次アルゴンガス系には分析ラインが接続されており、ガス中の不純物濃度の監視が可能。
ナトリウム純度低下の原因となる空気が混入すると、酸素はナトリウムと反応し消費されるが、窒素は反応しない。このため、窒素ガス濃度を監視することで、空気の混入を判断することができる。

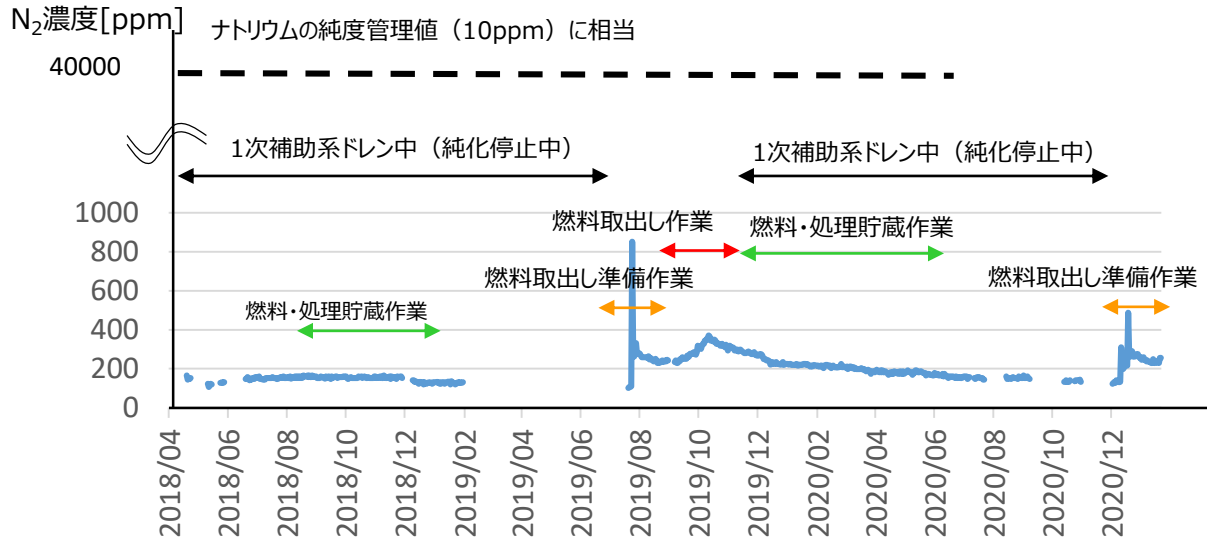
窒素ガス濃度監視結果からのナトリウム純度低下の推定

1次アルゴンガス中の監視実績を示す。燃料交換装置等の据付・撤去の際に空気が持ち込まれ、窒素濃度が上昇する。窒素ガス濃度が高くなるとアルゴンガス置換を行う。その後は、系統内の圧力変動に応じて1次アルゴンガスが排気され、一方ではアルゴンガス供給系からアルゴンガスが供給される。この供給量に応じて系統内の窒素ガス濃度が低下する。1次補助系ドレン期間中の窒素濃度C(t)の低下傾向を、

$$C(t) = C_0 \exp(-Q t/V)$$

C_0 : 初期濃度、 Q : アルゴンガス補給率、 t : 時間 V : ガス保有量

とみなせば、窒素ガス濃度の変化から、アルゴンガス供給系から供給されたアルゴンガス総量が概算できる。系統内のアルゴンガス保有量を585m³（標準状態）とすれば、2019.11.29の窒素ガス濃度276ppm、2020.12.02の窒素ガス濃度123ppmから、この間に供給されたアルゴンガス総量は472m³と算定される。アルゴンガス供給系に含まれる酸素濃度は10ppmとしても、系統内に持ち込まれた酸素量は4.72 l、即ち6.74 g。原子炉容器内のナトリウム保有量370m³（334 t）に全て溶け込んだとして、酸素濃度の上昇は20ppb程度。



廃止措置第1段階のカバーガス純度の推移

純化系休止前後の酸素濃度の分析データ

| | 分析日 | 測定値ppm |
|------------|------------|--------|
| 燃料取出し作業完了後 | 2019.11.26 | 1.5 |
| | 2019.11.27 | 1.5 |
| | 2019.11.28 | 1.4 |
| | 2019.11.29 | 1.5 |
| 燃料取出し準備前 | 2020.11.29 | 1.6 |
| | 2020.11.30 | 1.5 |
| | 2020.12.01 | 1.5 |
| | 2020.12.02 | 1.5 |

燃料取出し作業完了後と燃料取出し準備作業前の2019年と2020年におけるナトリウム中の酸素濃度を比較。酸素濃度に有意な増加は認められない。

SsL運用におけるしゃへい体等の取出しは技術的に可能とはいえ、もんじゅでは総合機能試験の事前動作確認の中で実施しただけであり、運用実績は乏しい。したがって、しゃへい体等の取出し作業開始までに想定外の事象に至ることが無いよう抜け落ちの無い検討を行う上で、第1段階の燃料体の取出し完了後に以下の確認試験を実施する。確認試験結果を反映した上で、実際のしゃへい体等の取出し作業に着手する。

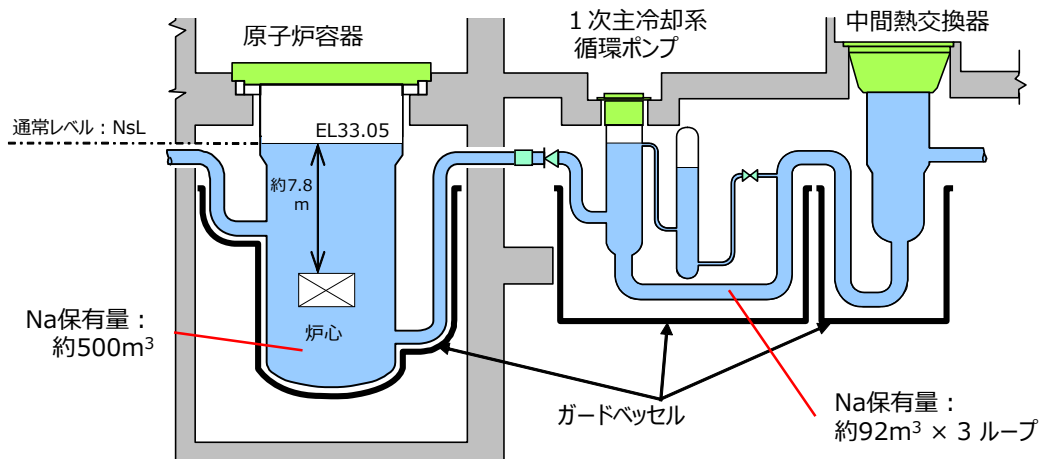
①燃料交換装置の動作確認

- ・パンタグラフ開閉動作確認
- ・本体昇降動作確認
- ・グリッパ爪開閉確認

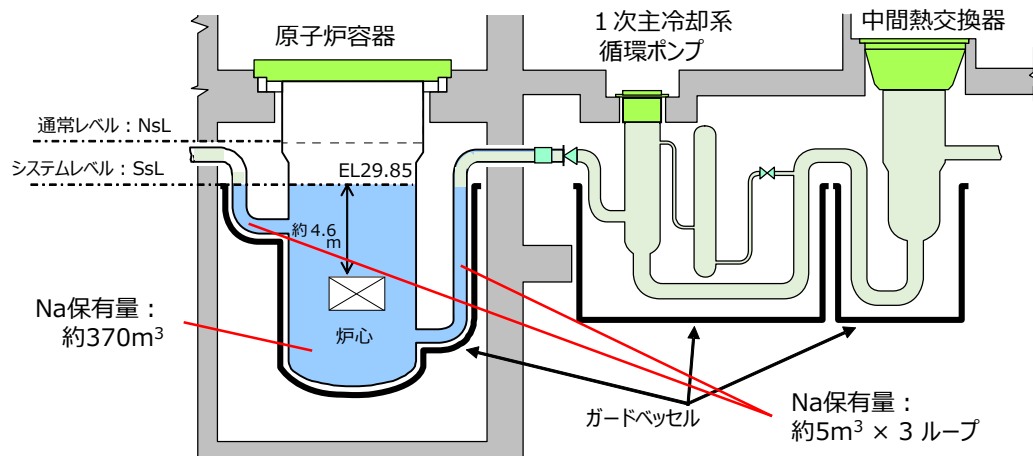
②しゃへい体等へのアクセス性(アドレス位置) 確認試験

注：現在検討中の試験項目であり、今後見直されることもある

SsL運用により溶融ナトリウム保有量を低減



通常運転時の原子炉容器ナトリウム液位NsL : EL33.05



点検時の原子炉容器ナトリウム液位SsL:EL29.85

1次系のナトリウム保有量は200℃換算で約840m³。

原子炉容器のナトリウム保有量は、NsL時：約500m³、
SsL時：約370m³。

1次主冷却系のナトリウム保有量は、NsL時：1ループ
当たり約92m³（3ループで合計約276m³）。
SsL時：1ループ当たり約5m³（3ループで合計約
15m³）。

従って、原子炉容器の液面をSsLに下げ、1次主冷却
系のナトリウムをドレンし、ナトリウムを固化することで、溶
融ナトリウム保有量は半分程度に（約776m³ ⇒ 約
385m³）低減。

ナトリウム漏えいが発生した場合の化学的影響が、溶融
ナトリウム保有量に比例するとした場合、ナトリウムを保
有することによる潜在リスクは半減する。

大量のナトリウム漏えいが発生する可能性は極めて低い
が、1次主冷却系のドレンし原子炉容器液位を下げる
ことはナトリウム保有リスクの低減につながる。

しゃへい体等の取出しでは、燃料体とは異なり冷却機能
要求がないことから、原子炉容器のナトリウム液位を下げ
たしゃへい体等の取出しは可能な状況。SsLレベルにお
けるしゃへい体等の取出しはナトリウム保有リスクの低減
に寄与する。

安全に廃止措置を進めるため、性能を維持すべき設備に対し定期的を実施する点検や監視、サーベランス等の作業が必要となる。一般的に化学的に活性なナトリウムを冷却材に使用する高速炉は、化学的に安定な水を冷却材に使用する原子炉施設に比べ作業量が増える傾向にある。例えば、ナトリウムを溶融状態としておくためには、電気ヒータによる予熱が必要。また、ナトリウムが溶融していることで、ナトリウム漏えい監視設備の運用が必要となるとともに、ナトリウム漏えい対策設備の性能維持も必要となる。

高速炉の廃止措置では、ナトリウム内包機器を安全に解体する技術だけでなく、ナトリウム特有設備の維持範囲をプラント状態に合わせて縮小することも、主要な開発課題。しゃへい体等の取出しを原子炉容器液位をSsLに下げて実施する方式を採用することで、以下の設備の休止が可能となる。

- ① 1次主冷却系設備、
- ② 1次ナトリウム補助設備（オーバフロー系、純化系、充填ドレン系）、
- ③ メンテナンス冷却系設備（1次メンテナンス冷却系）、
- ④ 上記設備に関連する設備（ナトリウム漏えい監視設備、予熱保温設備、計測制御設備）、
- ⑤ ナトリウム機器を冷却する設備（機器冷却系設備：電磁ポンプ冷却ブロワを追設すれば運用停止も可能）

この結果、点検工程の自由度が高まり、プラント運用を含めた全体計画策定における裕度が向上する。また、上記設備の点検時の作業負荷も減り、人的資源にも余裕が生まれる。これらの経営資源を、ナトリウム搬出に向けた検討や第3段階の施設解体の検討に振り向けることで、廃止措置を安全かつ着実に推進することに繋がる。原子炉容器液位をSsLに下げしゃへい体等を取り出す方式の採用は、廃止措置を安全かつ着実に進める上で最適な選択と判断する。

燃料体取出しの開始にあたっては、予め原子炉等から燃料体を取り出すという目的に対し、その目的達成を阻害するリスク^{注1}を抽出し、リスク事象の影響評価後、リスク回避策、リスク顕在化後の対応策を策定したリスクマネジメントを実施。

注1：ISO31000では、リスクとは「目的に対して不確かさが与える影響」と定義

燃料体取出しに対するリスク影響度が高い事象から整理すると次頁のように整理される。このうち、事故事象に対しては、リスクが顕在化する確率は低いものの、顕在化した場合の影響が大きい。これらについて顕在化回避策、あるいは顕在化した場合の影響緩和策を策定し、事象が発生した場合の対応フローを整理しており、代表例を以下に示す。

このようなリスクマネジメントの整理結果は、燃料体の取扱いは無いものの、基本的にはしゃへい体等の取出しにおいても同様である。

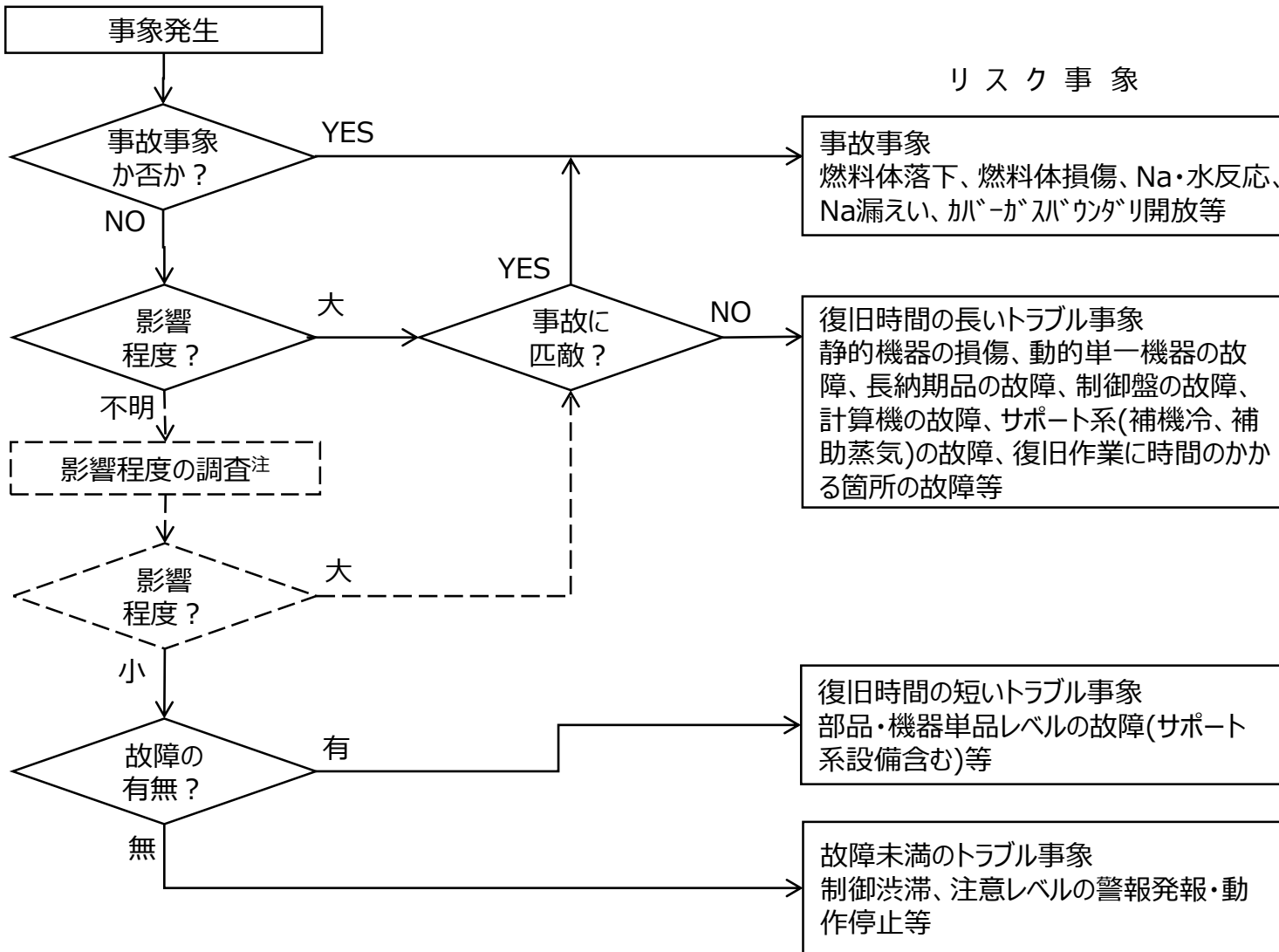
【燃料体等の落下事象】

燃料体等が落下しても、機器に貫通損傷がないこと、あるいは衝撃緩衝器が装備され（燃料洗浄槽、缶詰缶装置）、そのよう貫通事象に至らないことを確認。また、燃料体等落下時事故時の対応フローを整理した。その一例を例1に示す。

【地震事象】

地震発生時の対応に関しては、対応マニュアルが整備されており（例2）、そのマニュアルに従って対応することになる。また燃料取扱貯蔵設備の耐震安全性を評価しており、Sクラス地震に対しても耐えられる設計であることを確認（参考9）。

また、SsL運用に伴い炉内環境が悪化（純度悪化、温度低下）するリスクに対し、評価を実施した。このうち、純度悪化に対する対応策（案）を例3に示す。

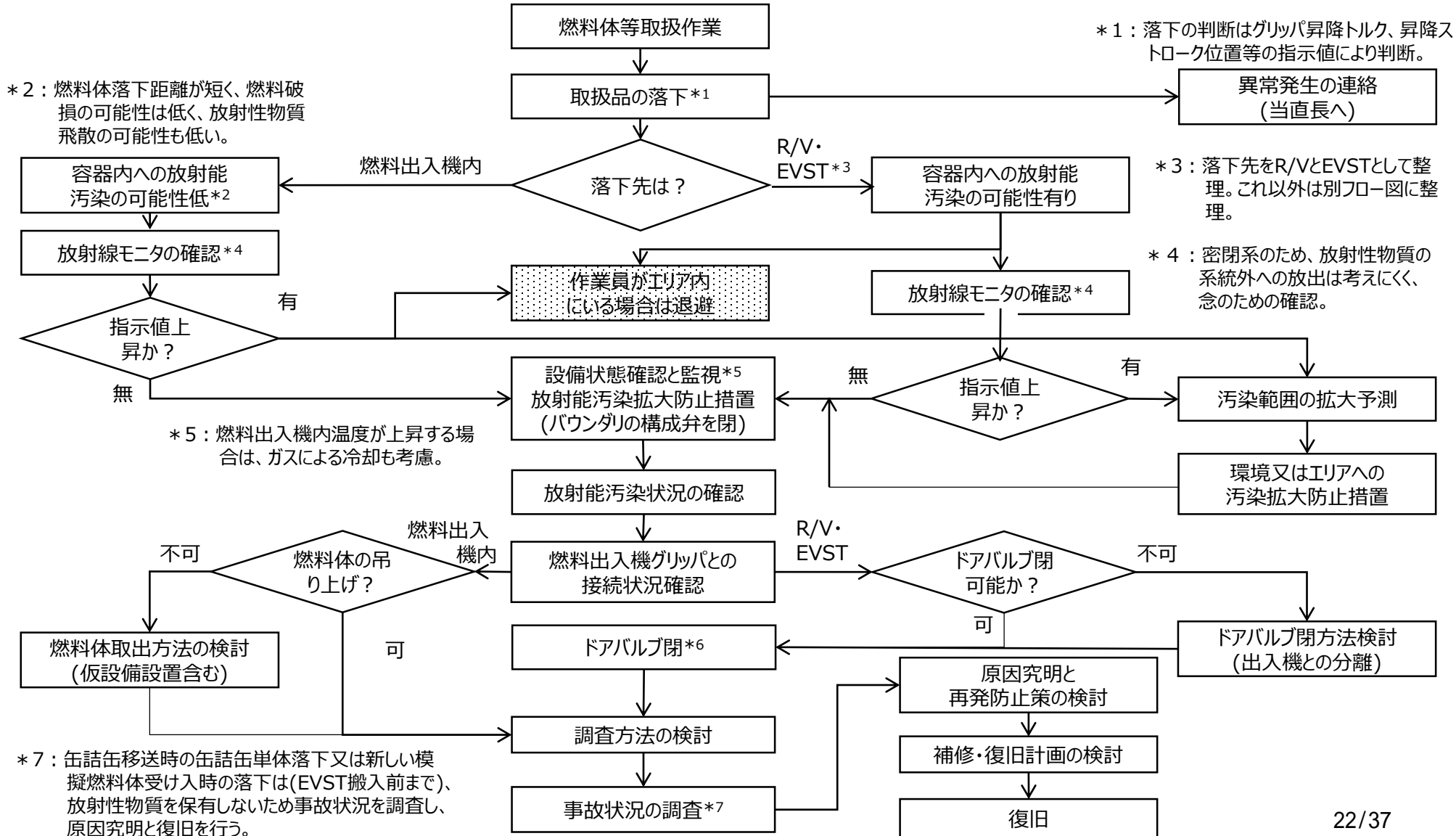


注：状況が不明な場合調査結果を見て判断

制御渋滞：何らかの要因によって次に動作する機器の起動条件が整わずシーケンス動作が停止する事象（例えば、弁動作の動作タイミングによって、一時的に流量が変動し、一定時間内に条件を満足しない場合など）

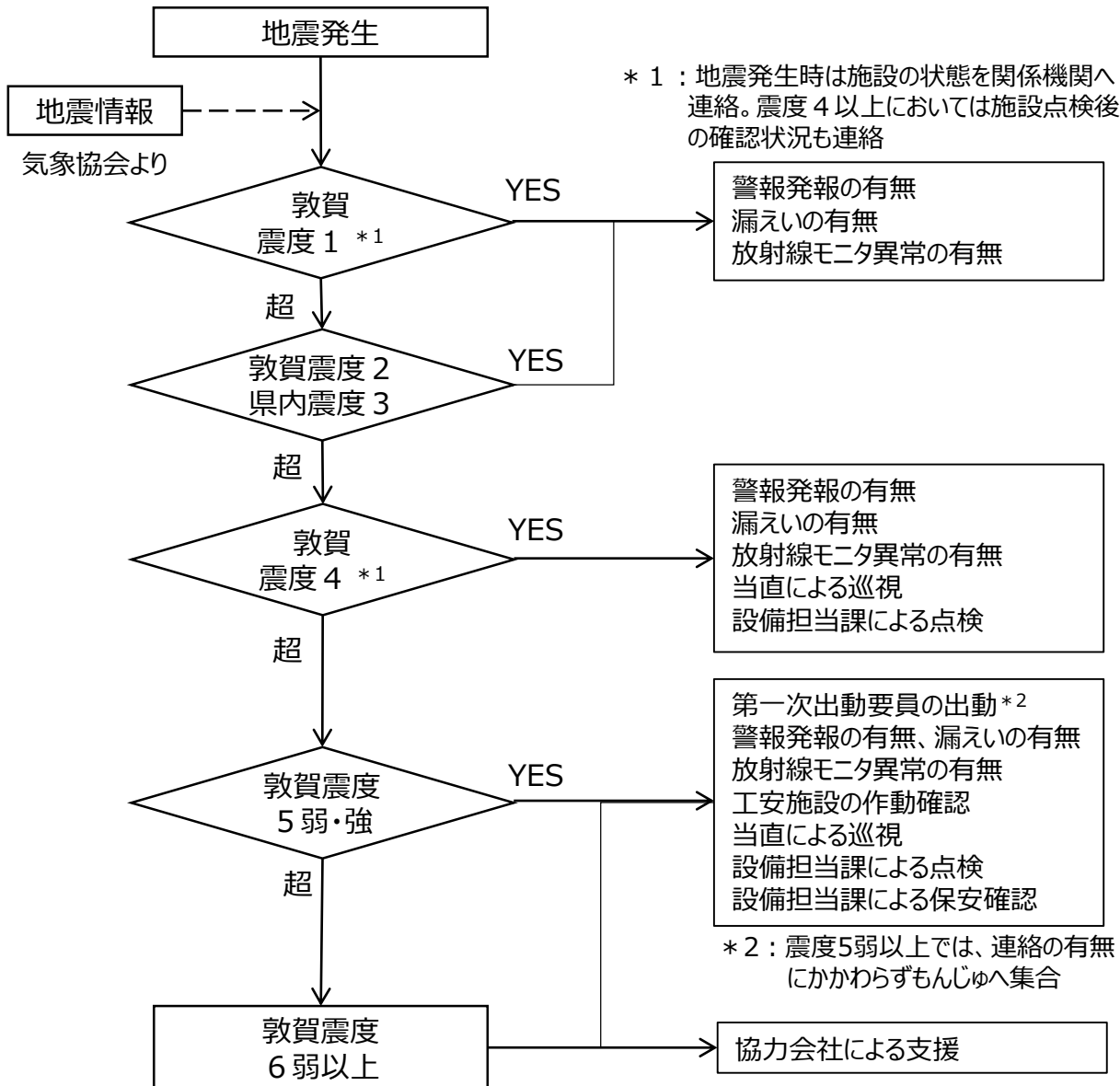
例1 燃料出入機における燃料体等落下事故対応基本フロー

- 本事象は原子炉容器液位に関わらず発生し、対応は変わらない。
- 今後対象物が燃料体からしゃへい体等に代わることで「事故事象」から「復旧時間の長いトラブル事象」として取り扱う



例2 地震発生時の対応フロー概要

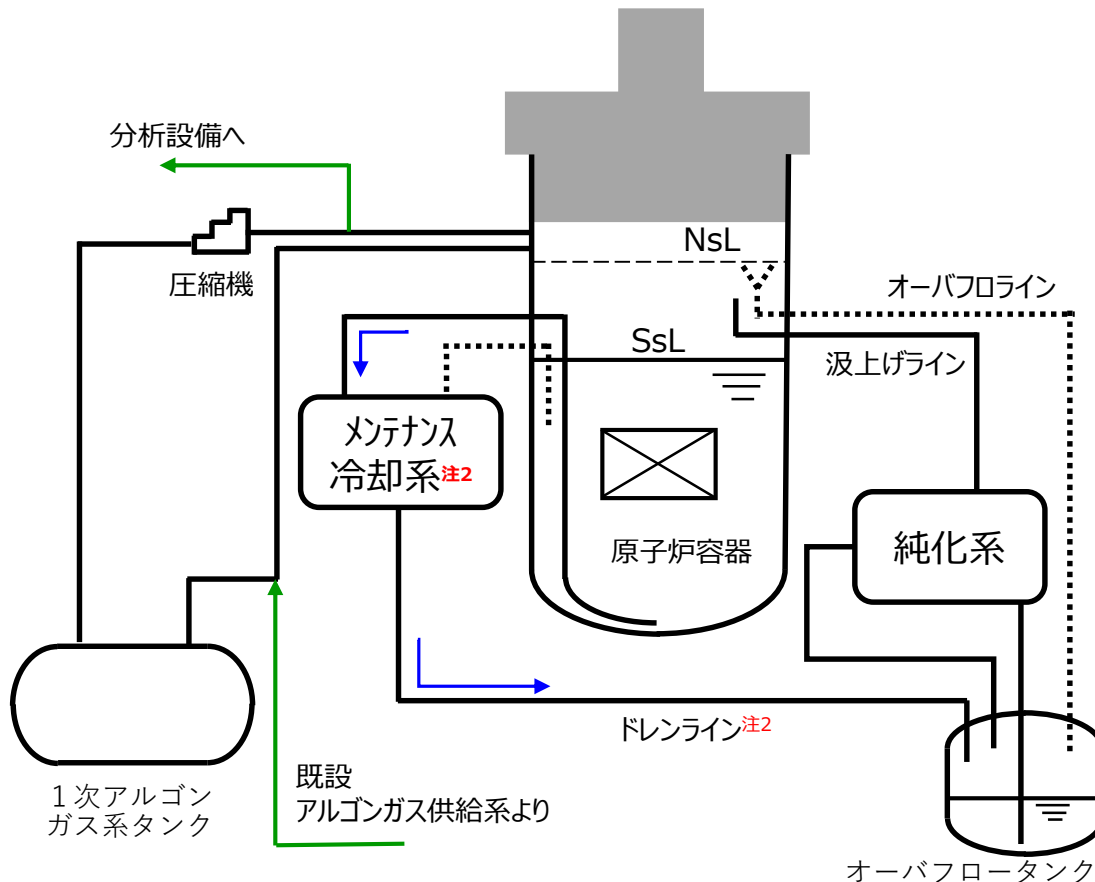
- 本事象は原子炉容器液位に関わらず発生し、対応は変わらない。



- ① 原子力施設は地震に対し、耐震重要度 (S、B、C) を区分し、重要度に応じた設計を行い、耐震安全性を確保。
- ② 現有施設の耐震安全性は、旧原子力安全・保安院から平成18年度に指示を受けて実施した耐震バックチェックにより、基準地震動を見直しを含め確認済み。
- ③ また、廃止措置計画認可申請の際に、近隣の発電所の基準地震動を参考に設定した地震動に対しても、耐震安全性を確認。
- ④ 地震発生に際しては、地震時発生時対応要領に従い対応 (左図参照)。記載のない事項は災害対策管理要領等関係する要領に従い対応。
- ⑤ 平成19年の中越沖地震、平成23年の東北地方太平洋沖地震の知見を反映し、火災発生時の対応及び津波発生時の対応を強化。
- ⑥ また、想定を超える自然災害に対しても対応体制も整備。

原子炉容器内に空気が混入しナトリウム純度が低下した場合、1次主冷却系を復旧。原子炉容器内にナトリウム充填し、純化運転を行う。これが対応策。しかし、空気混入の規模によっては、そこまでの対応は必要ない。メンテナンス冷却系配管を復旧することで、原子炉容器内のナトリウムは、オーバフロータンクへ導くことができ、純化系を循環させることで、ナトリウムの純度測定、純化運転が可能となる。休止中設備の復旧範囲も限定的であり、トラブル発生時の対応として比較的短期間で対応が可能となる。

なお、実施に当たっては、状況に応じて作業内容を決定し、廃止措置計画を変更して対応する。



注2：炉心には燃料が無い場合、原子炉容器の液面を下げる事が可能。空気が大量に混入した場合、原子炉容器内のナトリウムをメンテナンス冷却系の配管を利用しオーバフロータンクに導くことで、ナトリウム中の酸素濃度の分析は可能。
また、オーバフロータンクのナトリウムは純化系を循環させることで、劣化したナトリウムの純化が可能。

1次系を3ループドレンし、原子炉容器液位をSsLに下げた状態におけるしゃへい体等の取出しまとめ

- ◆ しゃへい体等は燃料体と異なり、必ずしもナトリウム中で取扱う必要が無く、原子炉容器のナトリウム液面をSsLまで下げた状態で取出すことが可能。
- ◆ 原子炉容器液位をSsLに下げてしゃへい体等を取出す場合、燃料交換装置をガス雰囲気中で動作させる、原子炉容器内の温度分布が変わる、ナトリウムが循環しない、ナトリウムの純化ができない等の課題がある。
- ◆ これら設備運用上の課題について検討・確認した結果、原子炉容器液位をSsLに下げてしゃへい体等を取出す設備運用は、技術的に成立する見通しがあることを確認した。
- ◆ 一方、SsLでのしゃへい体等の取出しは、1次主冷却系内のナトリウムをドレンし、固化することが可能となることから、化学的に活性なナトリウム保有するリスクを低減する。
- ◆ さらに、1次冷却系設備の運用を一時的に休止することが可能となり、設備点検の負荷が減り、人的資源に余裕が生まれる。
- ◆ この余裕をナトリウムの搬出や第3段階の施設解体の検討に振り向けることにより、廃止措置を安全かつ着実に進めたい。
- ◆ よって、しゃへい体等の取出しは、原子炉容器液位をSsLに下げた状態で実施する方向とし、この設備運用を確実に実施できるよう、抜け落ちが無いよう検討を進める。
- ◆ その上で、実機による確認試験を実施した上で、しゃへい体等の取出し作業に着手する。

【二つの選択肢】

- ① ナトリウムを施設外に搬出した後にしゃへい体等を取り出し
- ② 先にしゃへい体等を取り出し、その後ナトリウムを施設外へ搬出

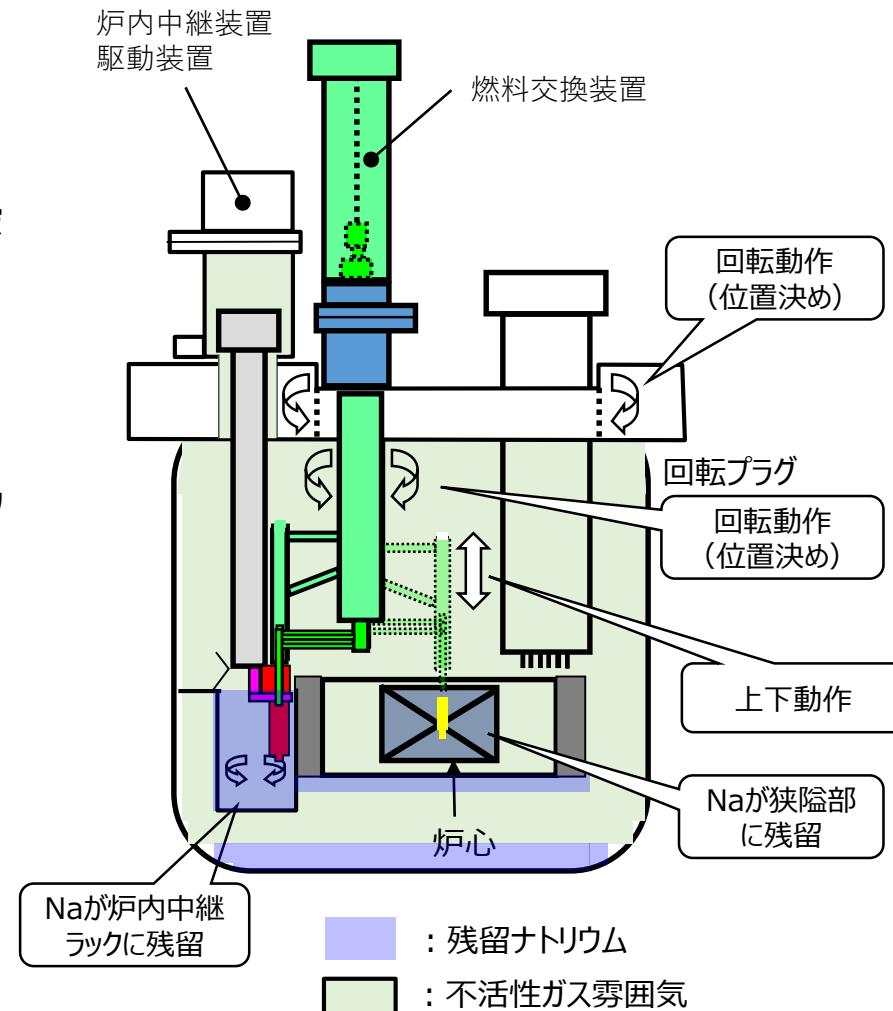
【検討結果】

- 1) もんじゅが保有するナトリウム量は約1665トン。ナトリウム搬出には、搬出設備の設計検討・設置工事等が必要。その作業量を考えると、一時期に集中して全ナトリウム搬出する場合、搬出時期は遅れる方向。
- 2) 2次系ナトリウムを先に搬出し、その後1次系ナトリウムを搬出。作業ピークを平坦化してナトリウムを施設外へ搬出することが、着実かつ安全にナトリウム保有リスクを低減する方策。
- 3) しゃへい体等の取出しでは1次主冷却系のナトリウムをドレンし、ナトリウム漏えいリスクを低減することが可能。
- 4) 気中におけるしゃへい体等取出しには検討すべき技術課題が多い。
 - ・ 燃料交換装置はナトリウム中で燃料体等を取扱うことを前提に設計された設備（気中使用時の課題確認と対応策の実施）
 - ・ ナトリウムから気体になることによる原子炉容器内の温度維持への影響（炉内構造物等の温度分布評価とその影響対策の実施）
 - ・ ナトリウムドレンでは、器の形状をした炉内中継ラック等にナトリウムが残留（残留ナトリウム抜き出しには専用の装置が必要）

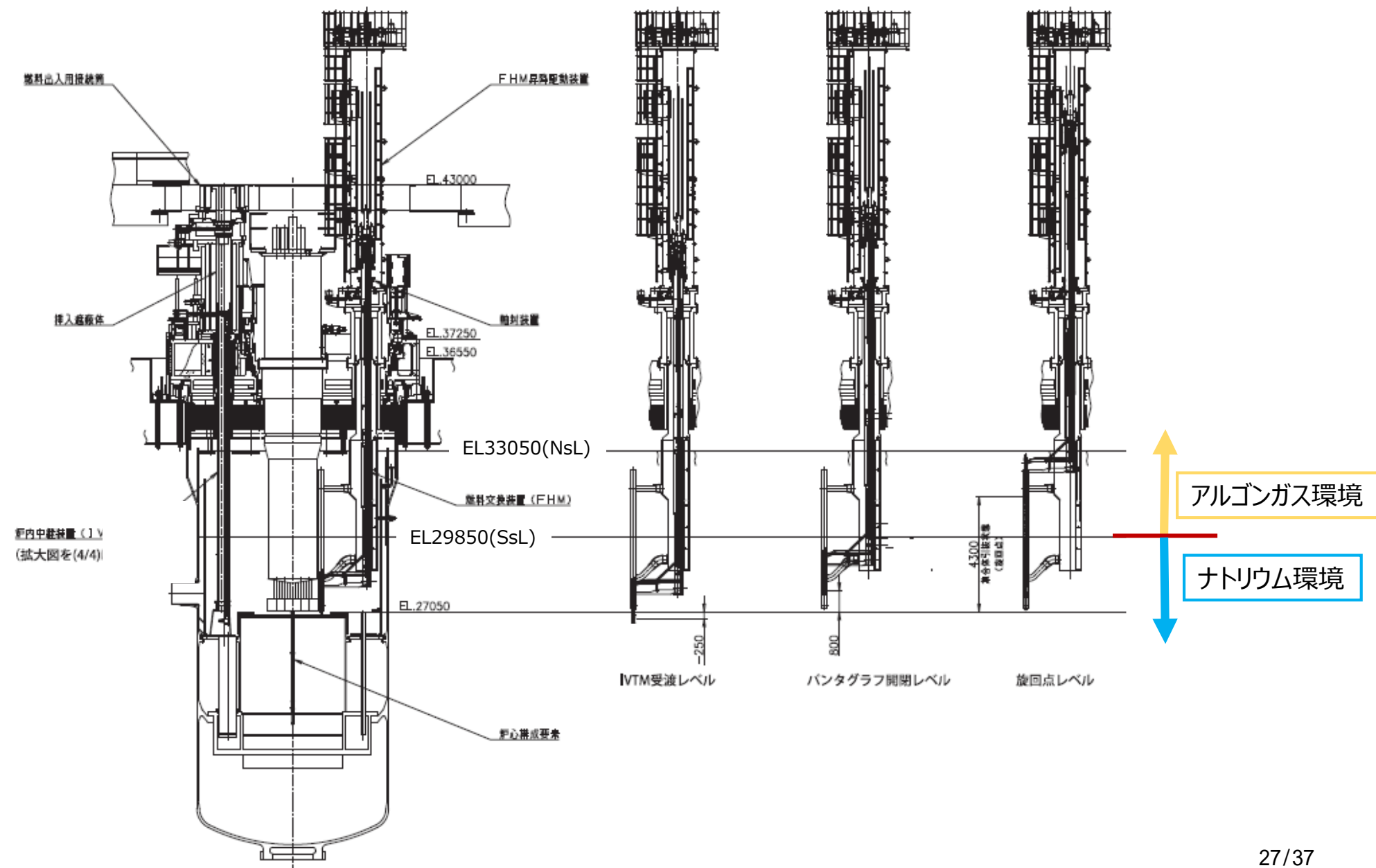
等

【結論】

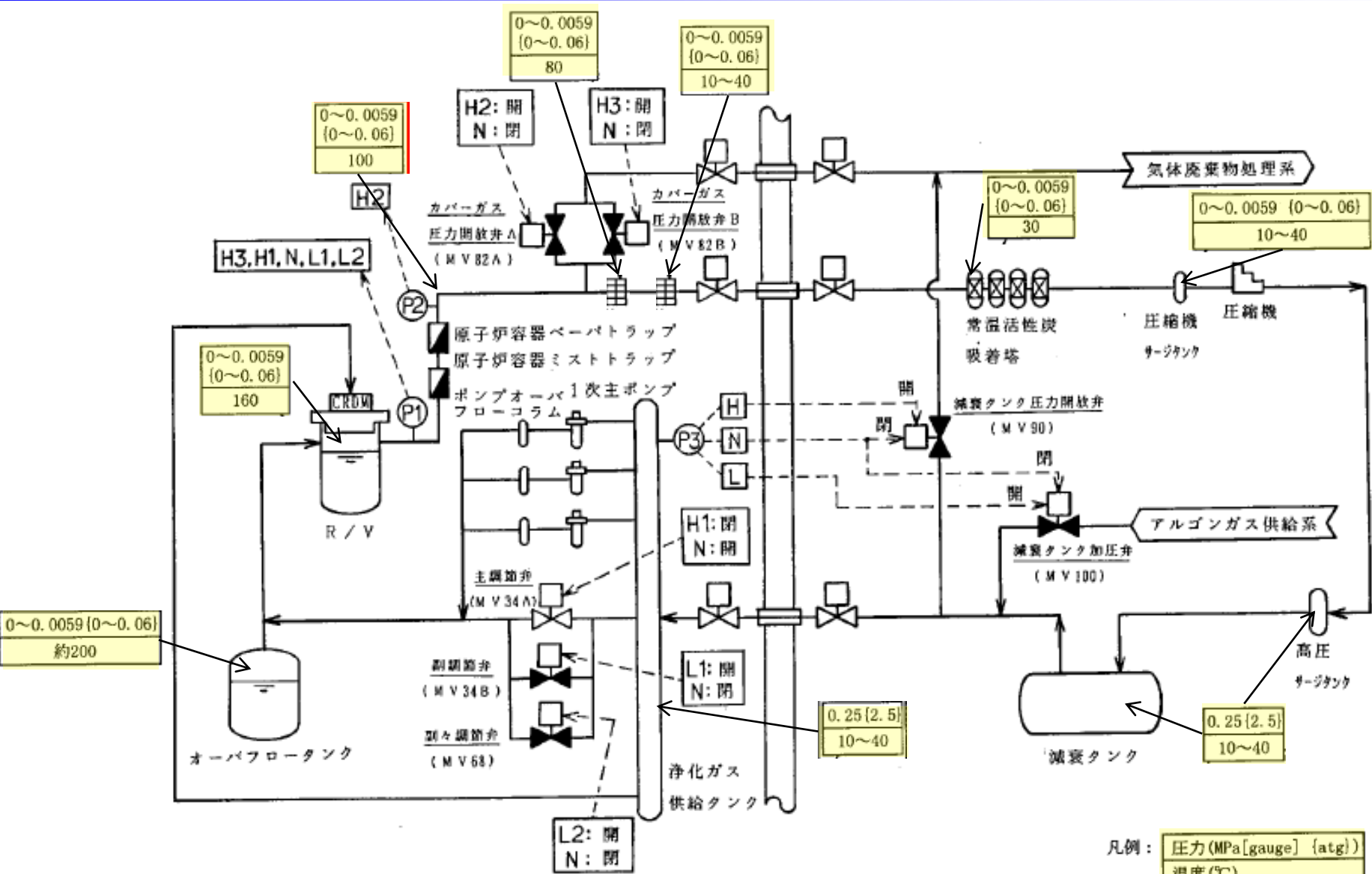
しゃへい体等取出しを優先し、その後1次系ナトリウム搬出設備を準備し、ナトリウムを施設外に搬出する。



気中におけるしゃへい体等の取出しイメージ
(ナトリウムドレン後)



参考3：1次アルゴンガス系の運転圧力・温度



運転圧力・温度 (低温停止、燃料交換、メンテナンス時)

凡例： 圧力(MPa[*gauge*] [*atg*])
温度(°C)

(注) 原子炉容器ベーパートラップ類圧力損失が無視し得る状態を示す。

1次アルゴンガスを保有する空間容積と保有量Vの概算

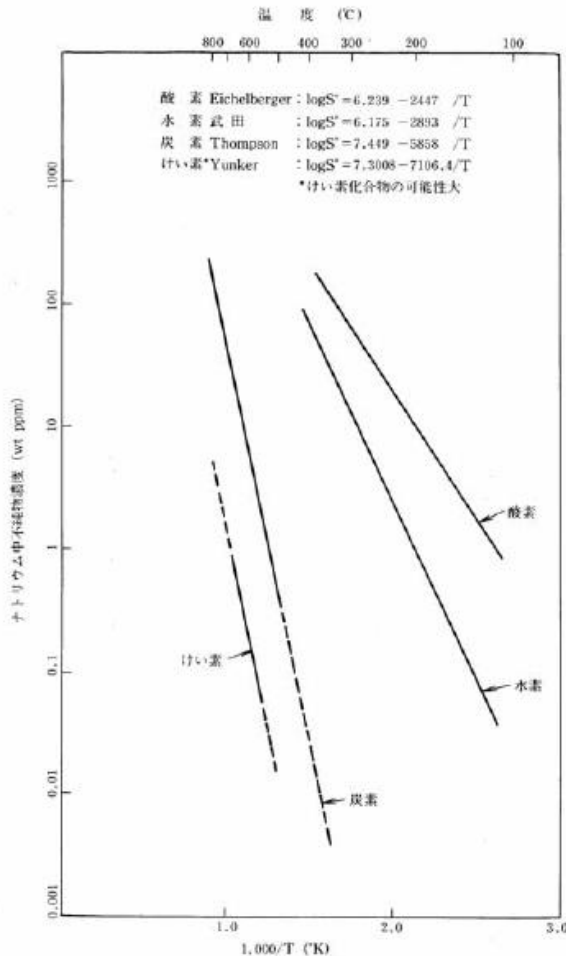
| 領域 | 空間容積 | 温度・圧力 | アルゴンガス体積 標準状態換算 | 備考 |
|--------------|--------------------|------------------|--------------------|--------------------------|
| 炉容器・1次主冷却系廻り | 332 m ³ | 160℃、5.9kPa[G] | 222m ³ | 1ループドレンを想定し、その空間内はアルゴンガス |
| オーバフロータンク廻り | 100 m ³ | 約200℃、5.9kPa[G] | 61m ³ | タンク内のナトリウム保有量により容積は変わる |
| 常温活性炭吸着塔廻り | 31 m ³ | 30℃、5.9kPa[G] | 30m ³ | 活性炭吸着塔はバイパス運転を考慮せず |
| 減衰タンク廻り | 87 m ³ | 10～40℃、250kPa[G] | 272m ³ | 圧縮機出口から浄化ガス供給タンクまでの範囲 |

1次アルゴンガス系は1次冷却系統内の圧力をほぼ一定に保つため、系統内ガス圧が設定圧力より高くなると排気され、圧力設定圧力より低くなるとガスが供給される。排気によって減るガスは、アルゴンガス供給系から供給される。アルゴンガス供給系から供給されるガス中に含まれる窒素ガス濃度はほぼゼロ。従って、系統内のガス中の窒素ガス濃度は、アルゴンガスが供給された分、窒素ガス濃度は下がる。一定期間に供給されるアルゴンガス量の変動を少ないと仮定し、その供給率を $Q\text{m}^3/\text{月}$ とすれば、窒素ガス濃度の経時変化 $C(t)$ は、以下の式に従い低下する。ここで C_0 は初期の窒素ガス濃度、 α は置換効率、 t は時間、 V は系統内に保有するガス量（体積）である。

$$C(t) = C_0 \exp(-\alpha Q t / V)$$

上式と1次アルゴンガス系の窒素ガス濃度データとを比較することで、1年間にアルゴンガス供給系から1次冷却系統内に供給されたアルゴンガス量の総量が概算できる。なお、置換効率 α はアルゴン供給系から供給されたガスと、系統内のガスは十分混合すると仮定し、 $\alpha = 1$ とする。

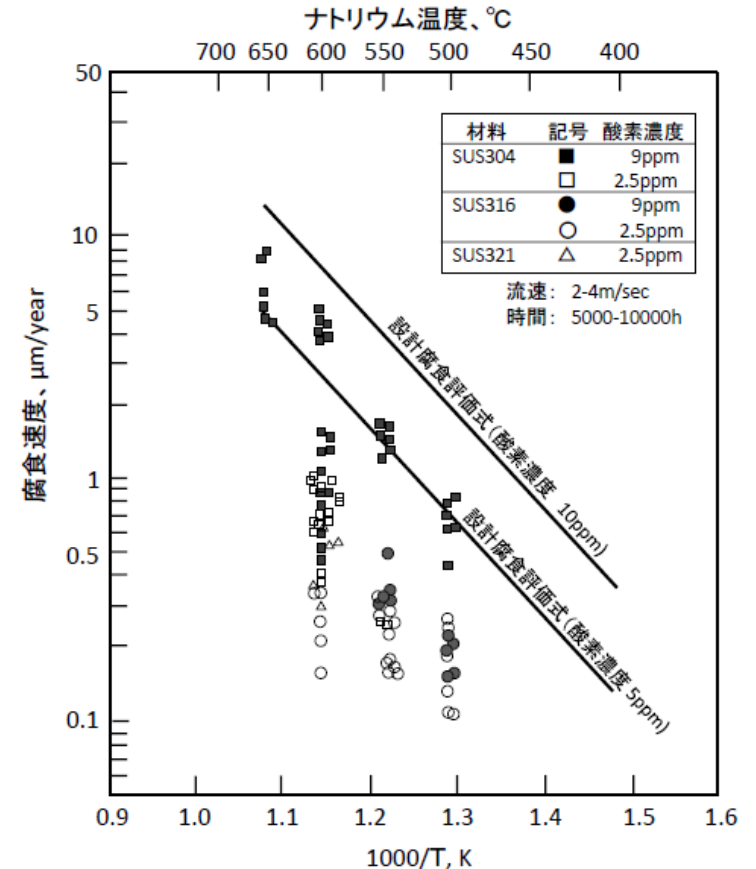
ナトリウム中の酸素溶解度は、200℃において10ppm程度。過飽和の酸素は温度の低い部位にNa₂Oとして析出するので、ナトリウムの純化を行わなくてもナトリウム中酸素濃度の上限は10ppm程度。



ナトリウム中酸素、水素、炭素、ケイ素の溶解度⁷⁾

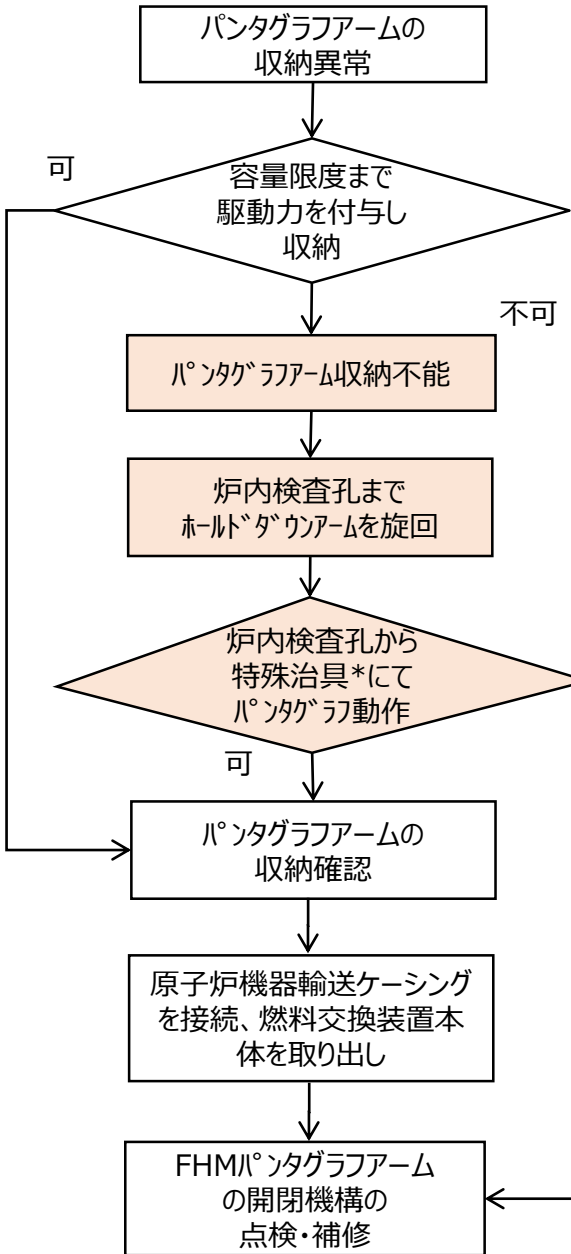
右図には200℃の腐食速度は示されていないが、400℃で約0.4μm/year。200℃ではこれ以下の腐食速度と推定される。構造材の腐食抑制の観点からは、ナトリウム中の細かな酸素濃度管理までは必要ない。

ステンレス鋼のナトリウム中における腐食速度は酸素濃度に依存。1次冷却材中の酸素濃度は、肉厚が薄い燃料被覆管(0.47mm)を考慮し、3ppm以下に管理。第2段階では炉内に燃料はなく、ナトリウム温度も200℃と低く、腐食速度も遅い。



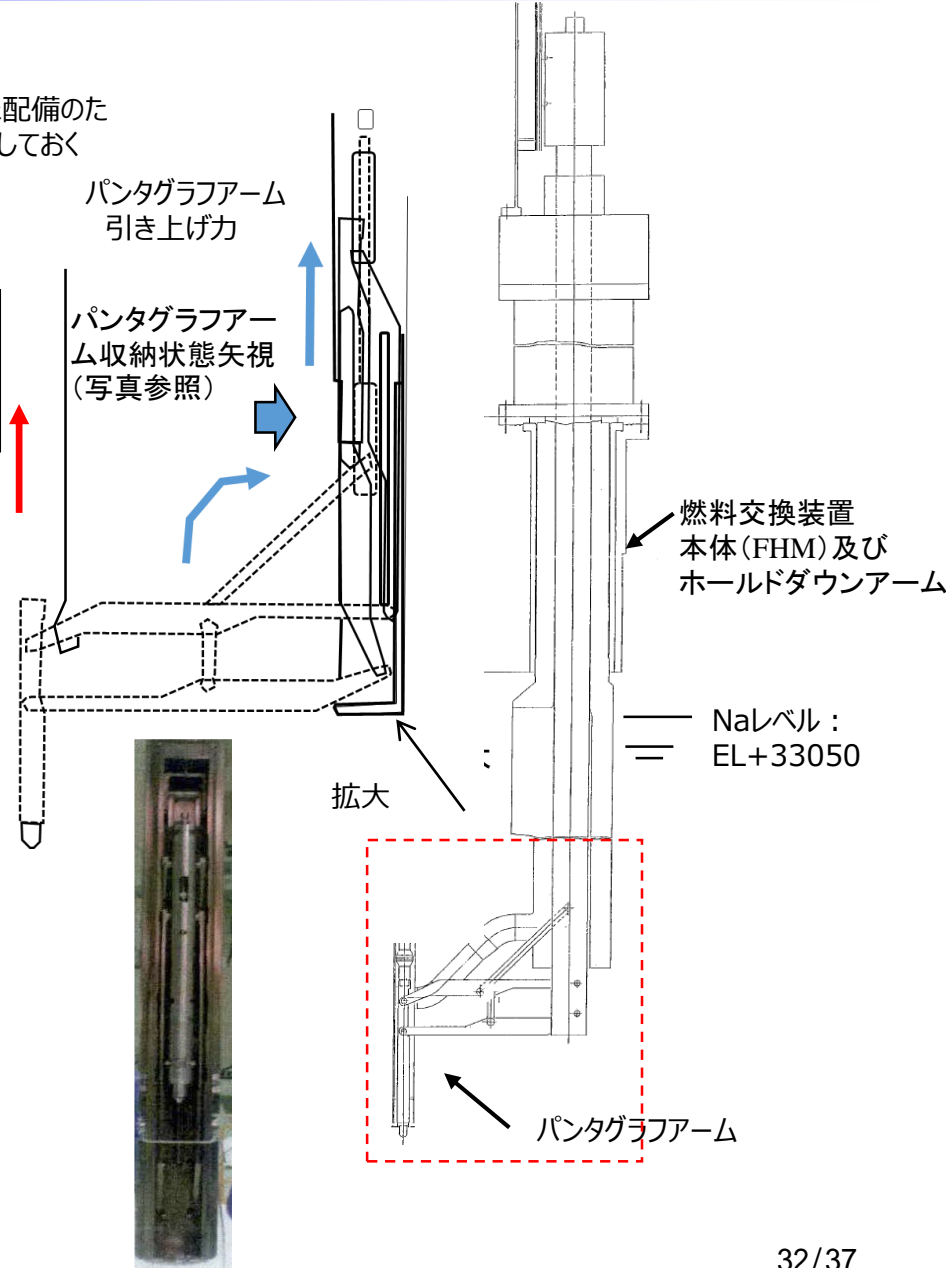
SUS304, SUS316 および SUS321 と設計腐食代との比較

参考7：パンタグラフアームの収納不能時の対応（例）



*炉内検査孔からの特殊治具は未配備のため、リスクマネジメントとして準備しておく

炉内検査孔から
特殊治具*により、
パンタグラフを、
可動収納。



1. 概要

「もんじゅ」で設計されている燃料交換機は、必ず原子炉容器内ナトリウム液面が高レベル（交換機の機構部がナトリウム中に浸漬されている）状態での運転が計画されている。しかし原子炉の一次冷却系配管において万一破断によるナトリウムリークが発生した場合、炉内のナトリウム液面が EsL* まで低下すると考えられ、この場合の配管補修は炉内の燃料を一旦炉外へ取出してから行なうと思われることから、燃料取扱い時の交換機はガス中・ナトリウム中の両雰囲気での動作になると考えられる。

以上のことからFHMナトリウム試験装置の試験容器内ナトリウム液面を実機EsL相当分に設定してFHMによる燃料取扱い操作を行ない試験容器内におけるFHM各機構に対する温度不均一の影響および高温ガス中での動作等、ナトリウム低液面での燃料取扱い操作の運転可否確認を目的として試験が実施された。

試験時における試験容器内の状態を図-35に示す。図中Iは通常燃料取扱い時の液位を表わしており、またIIは本試験での液位で、通常液位より4500 mm下で燃料頂部から2300mm上に位置する。従ってカバーガス中でのFHM露出部はおよそ5000mmとなり、この場合、グリッパ爪開閉時にはグリッパおよびパンタグラフはナトリウム中にあるが、パンタグラフの開閉動作はカバーガス中で行なわれることになる。

*Emergency System Level

実機における原子炉内容融ナトリウムの最低液位。このレベルでも炉心燃料はナトリウム中に没している。

2. 試験方法

(1) 試験条件

(a) FHM

先に実施した「省洗浄試験」に引き続き使用したことから、前試験時における付着ナトリウムの除去（洗浄）および分解点検は実施していない。（つまり低液位動作試験は省洗浄試験の特殊ケースと言える。）

(b) ナトリウム試験装置

- | | |
|-----------------|----------------|
| i. 試験容器内ナトリウム液面 | 燃料頂部上+ 2300 mm |
| ii. ナトリウム温度 | 200 °C一定 |
| iii. ナトリウム純度 | プラグ温度 150 °C相当 |
| iv. 主循環ナトリウム流量 | 400 ℓ/min |

(2) 試験方法

前述のとおり本試験はナトリウム低液位での燃料取扱い動作試験であり、試験容器内での温度不均一による影響が懸念されることから、下記の方法で試験を実施することにより低液位下における燃料取扱い操作の可否を判断することとした。

(a) 位置決め試験

FHMの高温ガス雰囲気中で生じるであろうグリッパと燃料との相対的な位置ずれを、燃料上部の中心を基点として仮想したx、y軸上を10mm刻みでグリッパを挿入することにより調査する。

(b) 動作試験（燃料取扱い）

試験頭初はFHMの動作状況を観察するために機構単体を手動にて操作（単体動作）し、各機構の信頼性を確認してから自動（連続）運転に切換えて試験を進める。

(c) 再現性試験

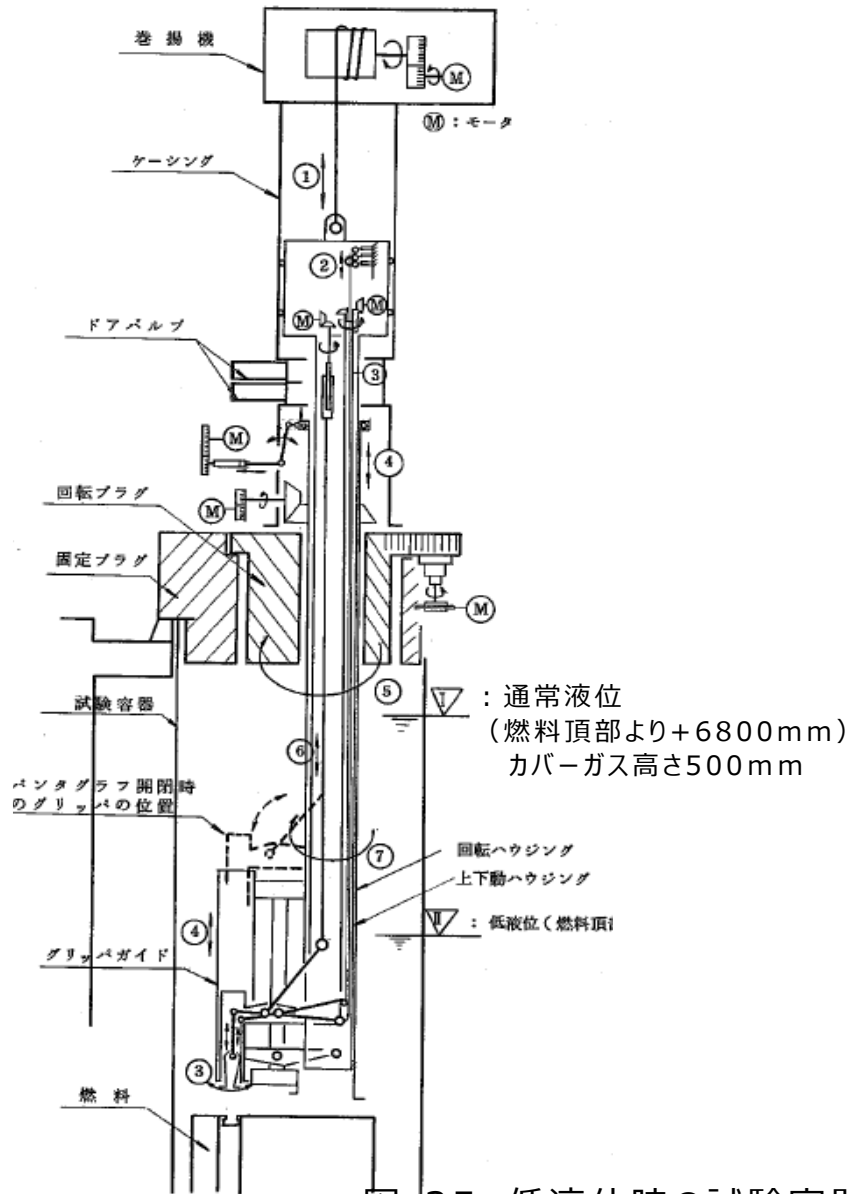
(b)の試験初期におけるFHM動作特性の再現性の有無を確認する。ここでは特にFHMを試験容器内に挿入してからの状態に注目する。

(d) カバーガス温度差試験

(a)～(c)までは試験容器壁全体が200℃であったのに対し、この試験ではナトリウム充填域のみを200℃としてカバーガス層に該当する容器壁ヒータをOFFとして動作試験を実施し、(b)の時と比較を行なう。

3. 試験結果

- (1) FHMの各機構の動作はおおむね良好であり、低液位でも正常に機能することがわかった。また本試験では156体分（実機燃料取いの約40%相当）の燃料取扱いが達成できた。
- (2) パンタグラフの開閉動作は高温ガス中にもかかわらず正常に動作した。
- (3) しかしながら動作試験初期においてグリッパ爪開閉機構の過負荷警報による爪開不良、感知機構の信号喪失の両現象が発生した。原因はこれらの機構が2重管構造を成していること、さらに上下動ハウジング・回転ハウジング等に覆われていることから多重管構造部における熱膨張差により生じたものと判断された。グリッパ爪開閉トルクの波形変化を図-36に示すが、FHMが試験容器内に挿入されてから24時間経過後には正常に動作していることから、結局FHMを低液位で運転するには約1日の予熱時間を要することがわかった。



- ① 上下動巻揚動作
ワイヤロープ巻取式、
ストローク12700/4295mm (収納/燃交)
3/0.3m/min (高速/低速)
- ② 感知機構動作
リミットスイッチ検出、3点 (準備点、つかみ完了、
つかみ不良)、フルストローク30匹、爪ロック機能
あり
- ③ グリッパ爪開閉動作
スクリーナット方式、2本爪、ストローク 80 mm
感知機構と2重管
- ④ ホールドダウン動作
パワーシリンダリンク機構、ストローク 50 mm
- ⑤ 回転プラグ回転動作
回転角度180°、0.172/0.025 rpm (高速/低
速)
- ⑥ パンタグラフ開閉動作
ボールスクリー方式、ストローク1385 mm
- ⑦ パンタグラフ旋回動作
1/0.1rpm (高速/低速)

図-35 低液位時の試験容器内状態と機構動作

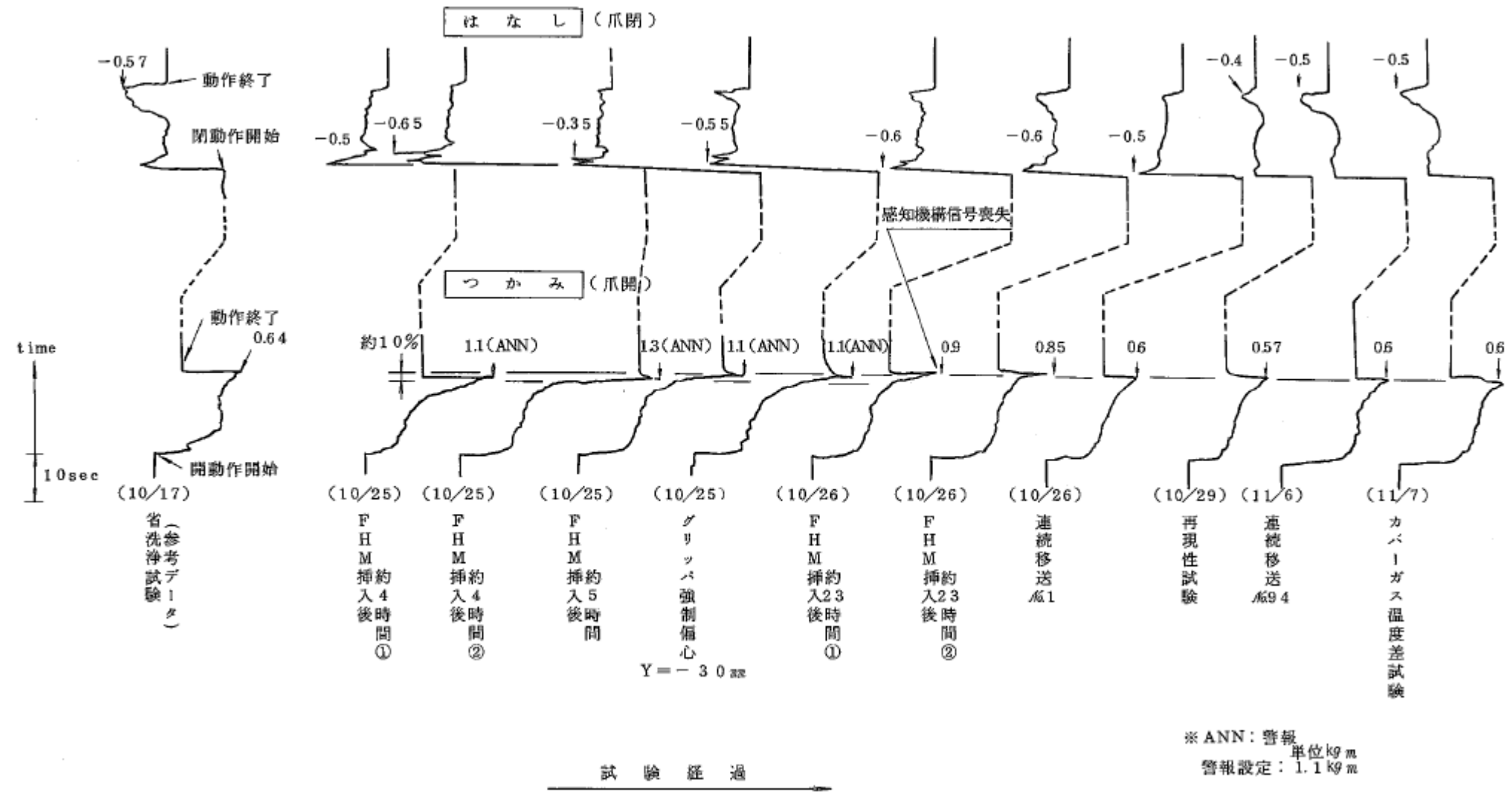


図-36 グリッパ爪開閉トルクの波形変化

参考9：燃料取扱貯蔵施設の耐震安全性評価概要

炉外燃料貯蔵設備冷却系配管

| 1次アルゴンガス系配管 | | |
|-------------|-----|-------|
| バックチェック | 1.4 | 応答倍率法 |
| 軽水炉参考地震動※1 | 1.6 | 応答倍率法 |

燃料出入機本体 A

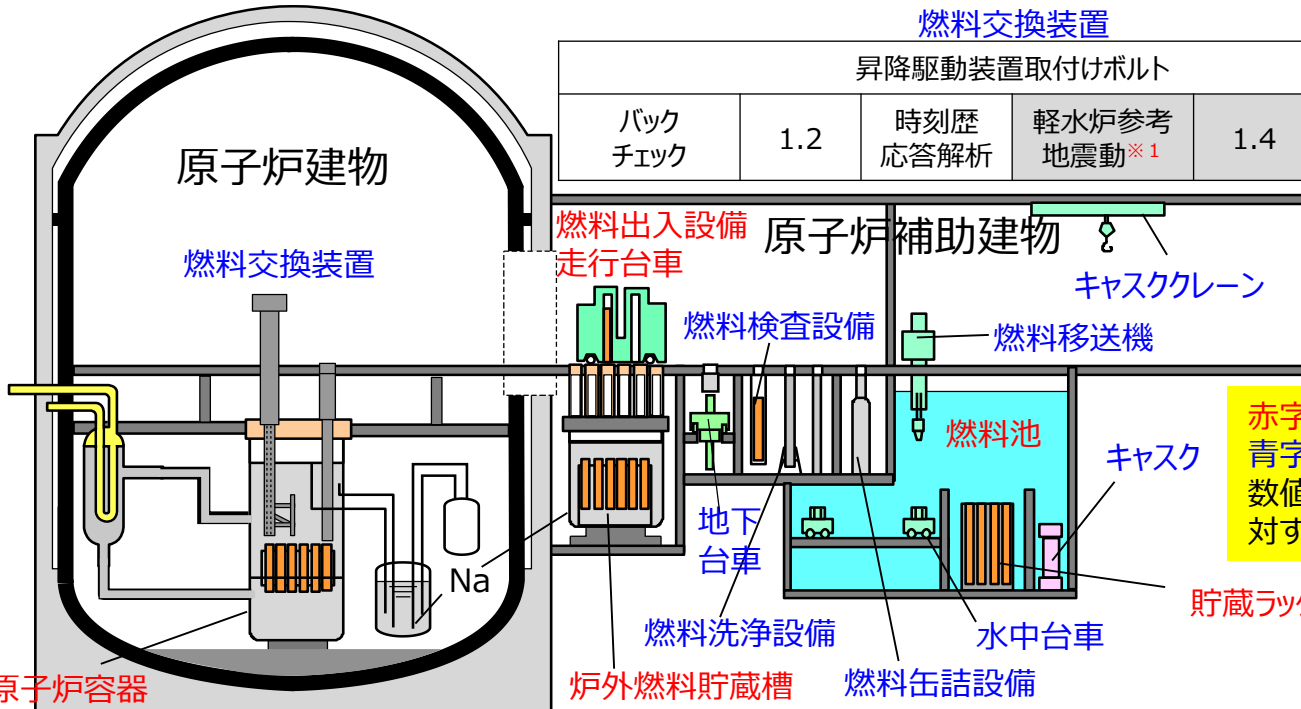
| 支持円筒 | | |
|------------|-----|-------|
| バックチェック | 1.2 | 応答倍率法 |
| 軽水炉参考地震動※1 | 1.4 | 応答倍率法 |

走行台車

| ローケーピン | | |
|------------|-----|---------|
| バックチェック | 1.2 | 時刻歴応答解析 |
| 軽水炉参考地震動※1 | 1.8 | 応答倍率法 |

燃料出入機冷却装置

| 本体 A 間接冷却系ダクト | | |
|---------------|-----|-------|
| バックチェック | 4.0 | 応答倍率法 |
| 軽水炉参考地震動※1 | 6.4 | 応答倍率法 |



燃料交換装置

| 昇降駆動装置取付けボルト | | | | | |
|--------------|-----|---------|------------|-----|-------|
| バックチェック | 1.2 | 時刻歴応答解析 | 軽水炉参考地震動※1 | 1.4 | 応答倍率法 |

水中台車

| 外筒 | | |
|------------|-----|-------|
| バックチェック | 7.6 | 応答倍率法 |
| 軽水炉参考地震動※1 | 7.6 | 応答倍率法 |

赤字：耐震Sクラス
青字：耐震B,Cクラス
数値は評価基準値に対する余裕を示す

燃料移送機

| 横行台車サイドロー軸 | | |
|------------|-----|---------|
| バックチェック | 2.0 | 時刻歴応答解析 |
| 軽水炉参考地震動※1 | 1.7 | 応答倍率法 |

燃料池

| ライナ固定部 | | |
|------------|-----|-------|
| バックチェック | 2.1 | 応答倍率法 |
| 軽水炉参考地震動※1 | 1.4 | 応答倍率法 |

炉外燃料貯蔵槽

| 外容器ボルト | | |
|------------|-----|---------|
| バックチェック | 1.6 | 時刻歴応答解析 |
| 軽水炉参考地震動※1 | 1.6 | 応答倍率法 |

炉外燃料貯蔵設備冷却系配管

| 冷却系配管ティ | | |
|------------|-----|-------|
| バックチェック | 1.3 | 応答倍率法 |
| 軽水炉参考地震動※1 | 1.1 | 応答倍率法 |

貯蔵ラック

| 基礎ボルト | | |
|------------|-----|---------|
| バックチェック | 1.2 | 時刻歴応答解析 |
| 軽水炉参考地震動※1 | 1.2 | 応答倍率法 |

※1：軽水炉の基準地震動レベルを参考に策定した地震動に基づく評価