

<資料 3>

しゃへい体等の取出し時の原子炉容器液位（案）

令和 3 年 月 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	1
2.しゃへい体等の取出しのための燃料交換設備供用時のナトリウム液位	1
3.NsL と SsL の比較	1
3.1 その 1：炉心構成要素交換作業	1
3.1.1 SsL 運用とした場合に想定される影響	1
3.1.2 設計経緯からの考察	2
3.1.3 実機での動作実績	3
3.1.4 SsL 運用とした場合に想定される影響の評価結果	3
3.1.5 操作手順からの検討	5
3.1.6 事前確認試験	6
3.2 その 2：1 次主冷却系ドレン	6
4.リスクマネジメント	8
5.事前準備、確認	8
6.まとめ	9

図

第 2-1 図	しゃへい体等の取出しのための燃料交換設備供用時の ナトリウム液位	10
第 3.1.1-1 図	ナトリウム液位と燃料交換装置の位置関係	10
第 3.1.4-1 図	SsL 運用とした場合に想定される影響まとめ	11
第 3.1.4-2 図	原子炉容器液位 SsL で 1 次主冷却系循環ポンプが停止 した際の原子炉容器内温度分布	12
第 3.1.4-3 図	原子炉容器液位 SsL での原子炉容器内温度分布	13
第 3.1.4-4 図	廃止措置第 1 段階のカバーガス純度の推移	13
第 3.1.4-5 図	原子炉容器及び 1 次主冷却系のナトリウム充填状態	14
第 3.1.5-1 図	燃料出入機本体 A グリッパ着床ストロークへの影響	15

表

第 3.1.4-1 表	浮力低下に伴う影響一覧	16
第 3.1.4-2 表	熱収縮に伴う影響一覧	16
第 3.1.4-3 表	炉外燃料貯蔵槽 1 次補助ナトリウム系休止前後のプラ ギング計酸素濃度	17

## 1.はじめに

しゃへい体等の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。

## 2.しゃへい体等の取出しのための燃料交換設備供用時のナトリウム液位

しゃへい体等の取出しのための燃料交換設備供用時のナトリウム液位は、NsL と SsL の2ケースが考えられる。NsL とは、通常運転時及び燃料交換時のナトリウム液位であり、その液位レベルは EL33050。1次主冷却系のナトリウムは充填されており、第1段階で燃料体取出しを実施した際の液位である。SsL とは、メンテナンス時のナトリウム液位であり、その液位レベルは EL29850。しゃへい体等の取出しでは炉心冷却も必要ないことから、1次主冷却系のナトリウムを全てドレンする。第2-1図に原子炉容器のナトリウム液位の比較を示す。NsL は第1段階の燃料交換と同様にしゃへい体等を取出すものであり、運用実績を蓄積しており、確実に実施可能である。一方、SsL は運用実績の蓄積はないものの、しゃへい体等取出し作業の迅速化、ナトリウム保有リスクの低減が可能である。

## 3.NsL と SsL の比較

### 3.1 その1：炉心構成要素交換作業

もんじゅでは、燃料体や中性子しゃへい体、制御棒集合体等を総称して炉心構成要素という。その1では炉心構成要素交換作業の観点から NsL と SsL を比較し、SsL 運用とした場合の影響を確認する。

#### 3.1.1 SsL 運用とした場合に想定される影響

第3.1.1-1図に燃料交換装置が燃料体をつかんだ状態で旋回中における燃料体と原子炉液位との関係を示す。NsL では燃料体はナトリウム中に浸かつ

ており、SsL の場合はブランケット部の一部が気中（アルゴンガス）に露出する。

第 2-1 図、第 3.1.1-1 図で示した通り、SsL の場合は燃料交換装置及び炉内中継装置は気中で動作する部分が拡大する。よって、装置にかかる浮力が減少する。また、ナトリウムと気中では温度環境が異なる。更に、1 次主冷却系をすべてドレンした場合、原子炉容器内のナトリウムが循環せず、ナトリウムに温度分布ができる可能性がある。

その他、SsL 運用の場合、原子炉容器からオーバフロー系にナトリウムを移送できず、オーバフロー系を介した連続的な原子炉容器ナトリウムの純化ができない。よってその影響を確認する必要がある。

### 3.1.2 設計経緯からの考察

燃料交換装置は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としている。一方、しゃへい体等の取出しでは燃料体を取り扱わず、燃料体以外の最も発熱している炉心構成要素でも 1W/体未満であり、ナトリウム中で取り扱う必要はない。

設計では、仮にナトリウムが漏えいし、原子炉容器の液位が EsL（炉心冷却に必要な冷却材の循環機能を確認できるよう、原子炉容器の 1 次冷却材出口ノズルの上端に余裕を持たせて設定した液位。大規模な漏えい事故を想定しても、この液位を確認できるよう設計されている。）に下がった場合でも、崩壊熱が一定レベル以下に低下した後に取り出すことを想定している。過去に EsL におけるフルモックアップ試験を実施し、動作性を確認している（1979 年 10 月）。試験の結果、156 体を取り扱い出来たこと、グリッパの二重管構造部で十分加温されないまま試験を実施した際、温度差による動作不良が発生しており、これを回避するには燃料交換装置据付後、約 1 日の予熱時間を要することが確認されている。

### 3.1.3 実機での動作実績

もんじゅでは、総合機能試験時にナトリウムが全くない気中の状態の常温（約 20℃）環境で作動試験を実施しており、（1991 年 7、8 月）。ナトリウムによる潤滑がない気中の状態で動作可能である。また、1992 年 4 月には原子炉容器液位が SsL の状態で動作試験を実施し、9 体分に相当するを移送動作を確認した実績がある。

### 3.1.4 SsL 運用とした場合に想定される影響の評価結果

上記 3.1.1 SsL 運用とした場合に想定される影響に対し、評価した結果概要を第 3.1.4-1 図に示す。SsL の場合、燃料交換装置や炉内中継装置は気中で動作する部分が拡大する。よって、装置にかかる浮力が減少し、燃料交換装置の吊り不吊り判定に影響する可能性がある。また、ナトリウムと気中では温度環境が異なり、SsL の場合、燃料交換装置の一部が約 160℃ の気中環境に曝されて熱収縮し、パンタグラフの開閉や炉心位置決めに影響する可能性がある。これらについては設定値を変更することで対応可能である。以下、詳細を説明する。

#### (1)浮力低下

昇降を伴う機器は浮力低下の影響を受ける。具体的には昇降駆動装置の燃料交換装置吊り荷重、ホールダウンアーム持ち上げ荷重及び回転プラグジャッキアップ荷重に影響を受ける。第 3.1.4-1 表にしゃへい体等の取出しで使用する各設備に対し、浮力の低下による影響を確認した結果を示す。対策として 2022 年の燃料体の取出し完了後に動作試験を行い、設定値（しゃへい体等の吊り不吊り判定値）を確認し、設定値変更が必要な場合は、変更する。

## (2)温度差

温度差は原子炉容器内のナトリウムが循環せず、ナトリウム中に温度分布ができ影響がでる可能性とナトリウム中と気中の温度差による影響の2つがあり、それぞれについて評価する。

原子炉容器内のナトリウムが循環せず、温度分布ができる可能性について評価する。過去1次主冷却系がすべて停止した状態の炉内温度の測定結果を第3.1.4-2図に示す。軸方向の温度差は高低差約2.5mで温度差は最大4°C程度できたものの、ガードベッセルの予熱ヒータ投入によって温度差は解消されており、ナトリウム中の温度分布はほぼ均一となることを確認した(第3.1.4-2図)。ナトリウム中における温度分布の差は、次に述べるナトリウム中と気中の差に比較すると小さく、燃料交換装置の動作性へ影響を与えることはないものと評価する。

ナトリウム中と気中の温度差について評価する。過去SsLの状態における炉内の温度測定結果ではナトリウム中が約200°Cに対し、気中は約160°Cとなることが確認されている(第3.1.4-3図)。よってSsLにて気中にさらされる部分は温度差による熱収縮の影響を受けるためその影響を確認する。第3.1.1-1図に原子炉容器液位と装置の位置関係を示す。第3.1.4-2表にしゃへい体等の取出しで使用する各設備に対し、温度差による影響を評価した結果を示す。熱収縮によって、燃料交換装置のパンタグラフの開閉や炉心の位置決めに影響が出るることが予想される。このため、2022年の燃料体の取出し完了後に動作試験を行い、現状の設定値(炉心位置決め、パンタグラフ開閉位置)における動作性を確認し、設定値変更が必要な場合は、変更する。

## (3) 原子炉容器内ナトリウムの純化ができないこと

当初設計において、燃料交換時は新燃料表面の不純物が原子炉容器内に持ち込まれることを想定し、1次ナトリウムオーバフロー系を介し純化系

によりナトリウムを純化する設計としている。しかし、第2段階以降は模擬燃料体を装荷しないため模擬燃料体からの不純物の持ち込みはない。

第1段階の原子炉容器カバーガス純度の推移を第3.1.4-4図に示す。燃料交換装置の据付時に窒素濃度が若干上昇しているものの、管理値（窒素濃度40000ppm。ナトリウム純度の管理基準10ppmに相当）の1/40程度。また、1次アルゴンガス系は圧力調節等により、わずかではあるが給排気にて新鮮アルゴンガスが流入する。燃料体の取出しが完了した2019.11.29の窒素ガス濃度276ppm、次回の燃料体の取出し準備作業開始前2020.12.02の窒素ガス濃度123ppmから概算すると、この期間に新鮮アルゴンガスが472m<sup>3</sup>流入したことになる。アルゴンガス供給系に含まれる新鮮アルゴンガス中酸素濃度を10ppmと仮定しても、系統内に持ち込まれた酸素量は6.74g。原子炉容器内のナトリウム保有量370m<sup>3</sup>（334t）に全て溶け込んだとして、酸素濃度の上昇は20ppb程度あり、ナトリウム純度低下に与える影響は十分小さい。また、上記期間におけるプラグギング計の酸素濃度も有意な変化は見られなかった（第3.1.4-3表）。以上より、第1段階と同様に、系統内に不純物を持ち込まないように管理することでナトリウムの純度は維持可能であり、純化する必要はないと評価する。

### 3.1.5 操作手順からの検討

燃料体取出し作業で使用した自動化操作手順書において、しゃへい体等取出し作業時に適用した場合の課題の抽出及びその対策を次の通り検討した。また、操作手順そのものに変更が無いことも合わせて確認した。

#### (a) 課題

3.1.4 SsL 運用とした場合に想定される影響の確認結果と同様に自動化操作手順書に規定している燃料交換装置等の判定値（作動トルク、荷重、旋回量、昇降ストローク等）に影響を与える可能性がある。また、SsLによって気中部分が増加し、燃料出入機本体Aグリッパの昇降用テープの熱

伸び量が減り見かけ上、送り出し量が増えることから、自動化操作手順書に規定している炉内中継装置でのグリッパ着床ストローク値に影響を与える可能性がある。(第 3.1.5-1 図)

#### (b) 対策

燃料交換装置等の判定値は、今後実施予定の事前確認試験結果を基に、しゃへい体等取出し作業開始前までに操作手順書に反映する。また、燃料出入機本体 A グリッパの昇降用テープの熱伸び量の減少を評価した結果、炉内中継装置グリッパ着床ストロークは約 11mm 増加する見込み。現在、着床ストロークは約 21960mm であり、着床停止判定 21700～22100mm を外れることはなく、自動化操作手順書に影響しないことを確認した。

### 3.1.6 事前確認試験

3.1.4 SsL 運用とした場合に想定される影響の評価結果及び 3.1.5 操作手順からの検討を踏まえ、第 1 段階の燃料体の取出し完了後に SsL での確認試験を行い、設定変更の有無、設定後の設備作動状況等を確認する。

## 3.2 その 2 : 1 次主冷却系ドレン

その 2 では 1 次主冷却系のナトリウムをドレンすることによるメリットについて説明する。

現時点においても、原子炉容器からの放散熱は燃料体の崩壊熱を上回り、原子炉容器内のナトリウムは温度低下を防止するため、予熱ヒータにて加温しており、炉心冷却の必要性はない。したがって 1 次主冷却系による炉心冷却の必要性はなくドレン可能となる。1 次主冷却系をすべてドレンすることで原子炉容器液位は SsL となる。原子炉容器ナトリウム液位が NsL の場合と 1 次主冷却系を全ドレンし原子炉容器ナトリウム液位が SsL の場合における 1 次主冷却系を含めた熔融ナトリウムの充填状態を第 3.1.4-5 図に示す。NsL の場合は約 840m<sup>3</sup> の熔融ナトリウムを系統内に保有する。一方、SsL の場合、保有量は

約 385m<sup>3</sup> と半分以下となる。よって、ナトリウムが漏えいするリスクが大幅に下がり、また、以下の設備も休止可能となる。

- 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）

この結果、上記設備のメンテナンス期間が短縮される。また、NsL 運用時は、定期設備点検が始まると点検対象箇所（ナトリウム）をドレンし、点検が終了するとナトリウムを充填する作業を行う。一方、SsL 運用では、そもそもナトリウムを充填していないため、その期間を短縮できる。この他、しゃへい体等取出し作業は、点検期限を考慮し、一定の期間の中でしゃへい体等の取出し、しゃへい体等の洗浄処理、定期設備点検（定期事業者検査を含む）の一連の作業を繰り返す。上記充填ドレン期間短縮によってしゃへい体等の取出し、しゃへい体等の処理期間に対する裕度が生まれる。かつ、ナトリウムドレンに合わせ実施が必要であった点検工程の自由度も高まり、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。

ナトリウムの充填範囲を縮小することにより、運転員が監視する対象範囲を縮小することができる。さらに、ナトリウムの充填・ドレン操作には、多くの運転員が必要としていたが、この操作が不要となるため、運転員の負荷が軽減するとともに、メンテナンスが必要な範囲も縮小するため、保守員の負荷も軽減する。これら負荷軽減によって生まれた経営資源を、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が可能となる。

#### 4. リスクマネジメント

第1段階の燃料体取出し作業に対し、リスクマネジメントを実施している。具体的には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不確かな事象をリスクとして抽出。また、抽出したリスクに対し、リスク回避対策が講じられているか、またリスクが顕在化した場合の対応策が用意されているかをレビューし、不足があればリスク回避策、リスク顕在化後の対応策を検討・追加したうえで燃料体取出し作業に着手した。

第2段階のしゃへい体等取出し作業はバルクナトリウムの搬出開始までに達成すべき重要な作業と捉え、同様の考え方でリスクマネジメントを実施する。しゃへい体等の取出しにおいて使用する設備は、第1段階と同様であり、第1段階で実施したリスク評価を基に第2段階を評価する。特に SsL 運用にて新たに考慮すべきリスクは、ナトリウムの純度悪化、温度低下による機器の動作不良である。対応は定期的なカバーガスバウンダリの確認やナトリウム温度、燃料交換装置の動作トルクの連続監視によって温度低下、純度悪化事象の早期発見に努める。温度低下の場合はヒータ設定変更等の回復措置を実施。純度悪化の場合は①燃料交換装置の動作トルクを監視しつつ運転継続し、カバーガスのページよってカバーガス純度を回復させる。②燃料交換装置の動作トルクが高い場合は機器のナトリウム洗浄、点検を行って不純物を除去する。③上記①、②で対応できない場合は、廃止措置計画の変更を含めた対応を検討する。具体的には、純化を行う又は解体時に合わせてしゃへい体等を取り出す。といった選択肢の中から状況に応じて最適なものを選択する。

#### 5. 事前準備、確認

3.1.5 事前確認試験にて述べたように、SsL 運用開始にあたり、事前準備として、設定変更の必要性や変更する設定値が最適値となっているか実機を用いて試験を実施し確認する。この事前準備を行い、万全を期したうえでしゃへい体等の取出しを開始する。

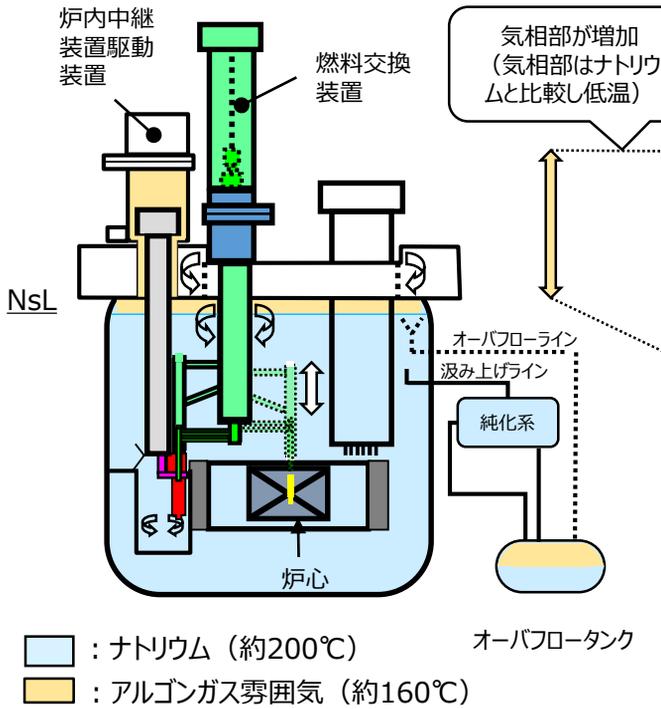
## 6.まとめ

SsL 運用はナトリウム漏えい事故後の燃料体取出しとして設計時から想定している施設運用であり、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、施設保全を効率的に行い、早期のナトリウム搬出につなげる。

以上

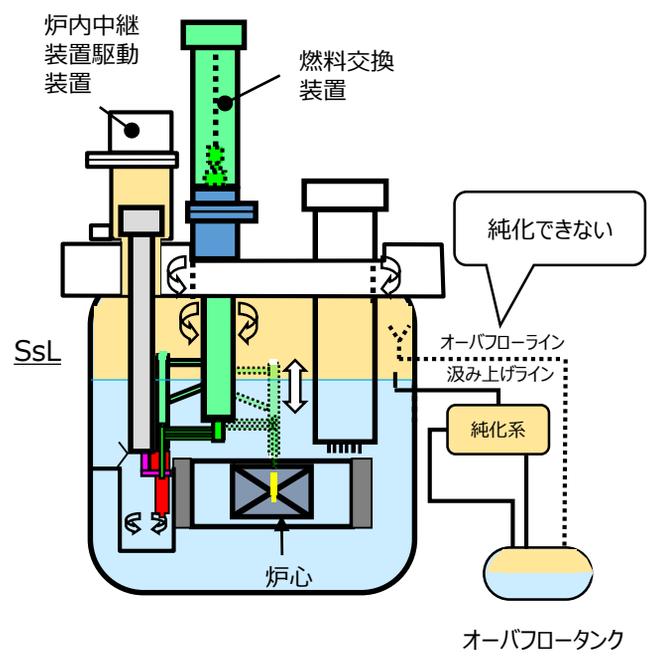
### (1) NsLレベル

燃料体の取出しで運用実績のある方法

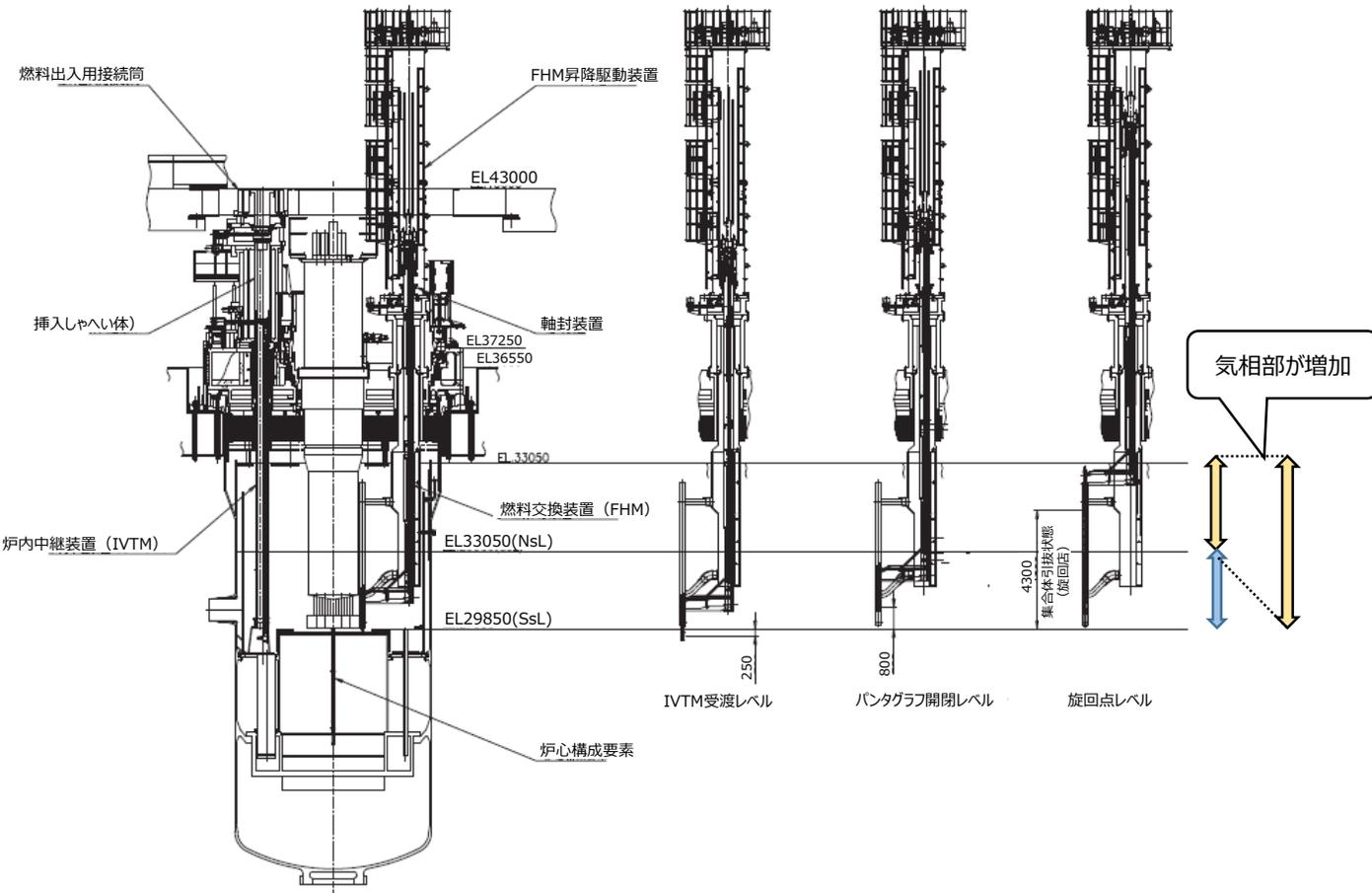


### (2) SsLレベル

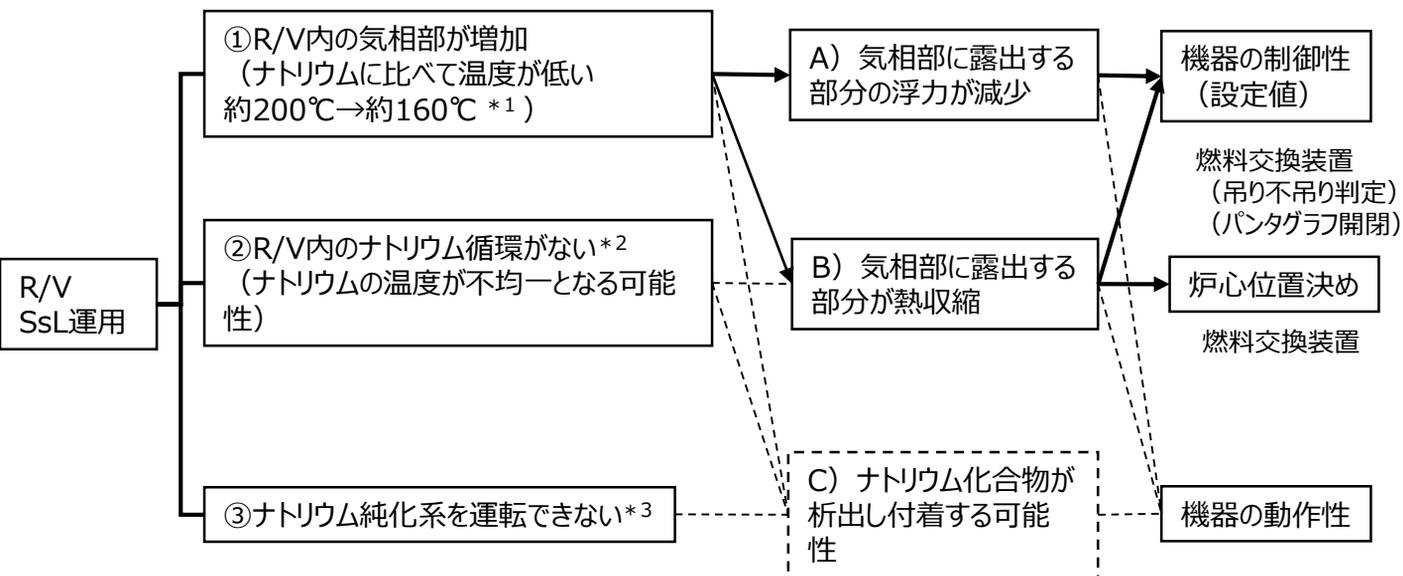
しゃへい体等の冷却は必要無く、ナトリウム液位を下げたしゃへい体等の取出しは可能。運用実績はないが、1次系3ループドレンによりナトリウム保有リスクの低減が期待できる。



第2-1図 しゃへい体等の取出しのための燃料交換設備供用時のナトリウム液位



第3.1.1-1図 ナトリウム液位と燃料交換装置の位置関係

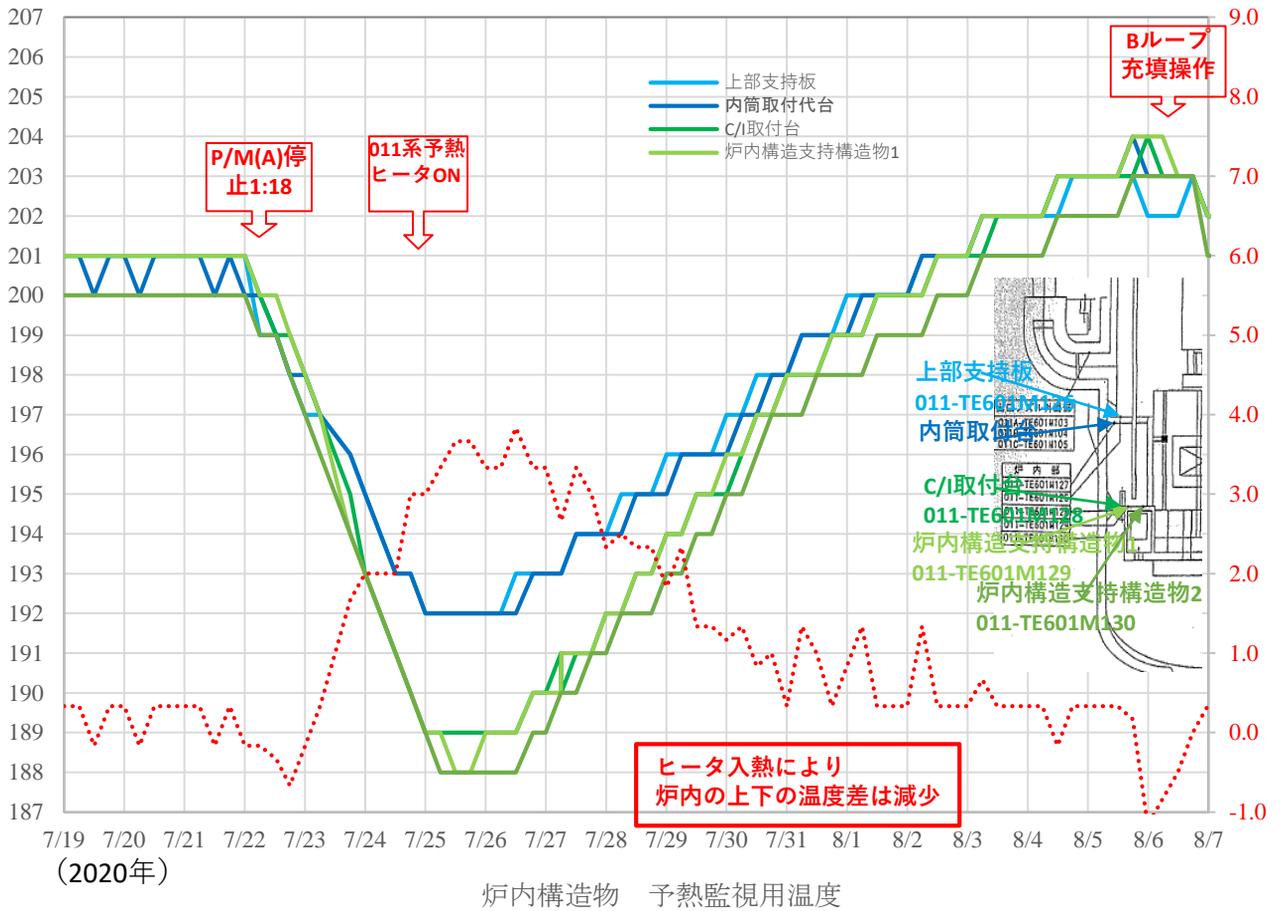


\* 1 過去の測定実績から気相部は約160℃

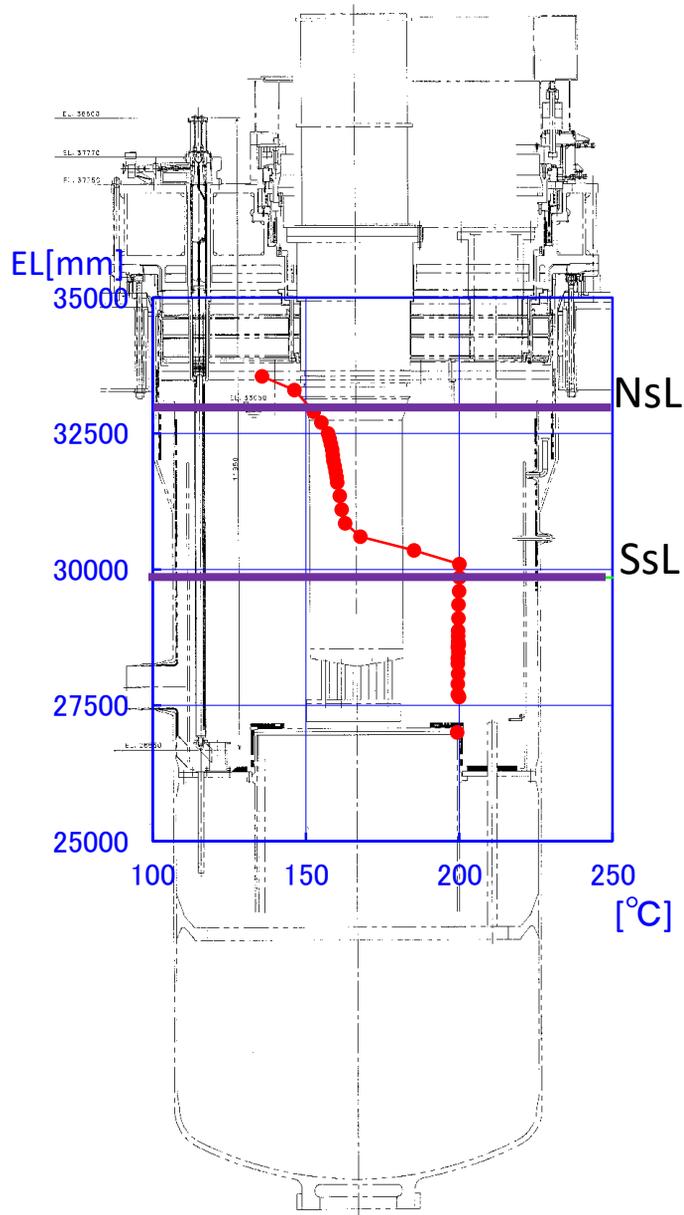
\* 2 R/V内のナトリウム循環がない場合でも、ヒーターの「ON」、「OFF」だけでナトリウムの温度はほぼ均一に保たれることを確認済み。

\* 3 新たに模擬燃料体は持ち込まれず。これまでの運用実績から純度を適切に維持できる見通しあり。

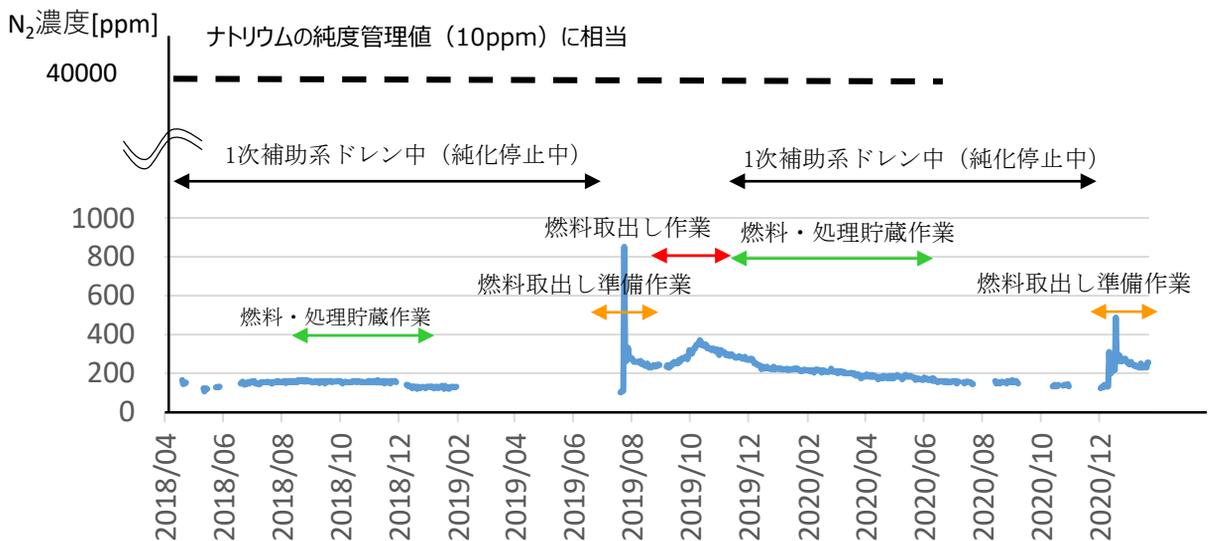
第3.1.4-1図 SsL運用とした場合に想定される影響まとめ



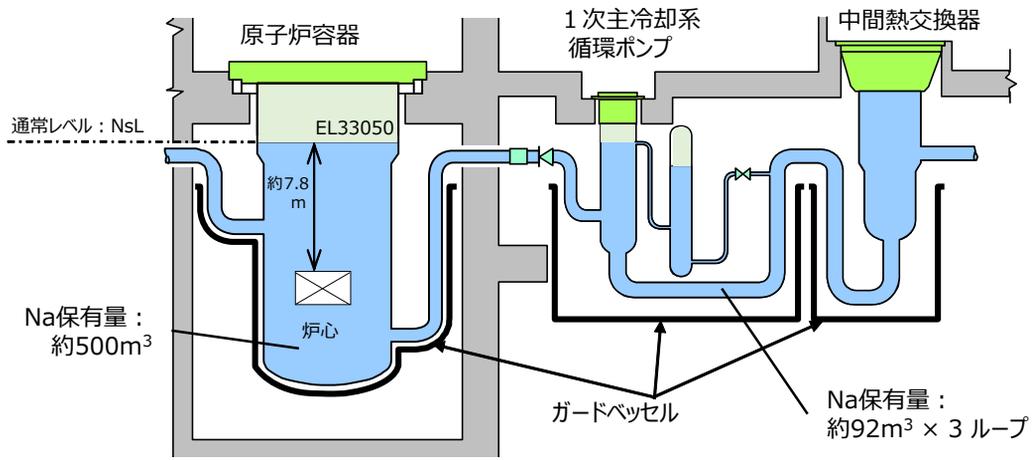
第3.1.4-2図 原子炉容器液位SsLで1次主冷却系循環ポンプが停止した際の原子炉容器内温度分布



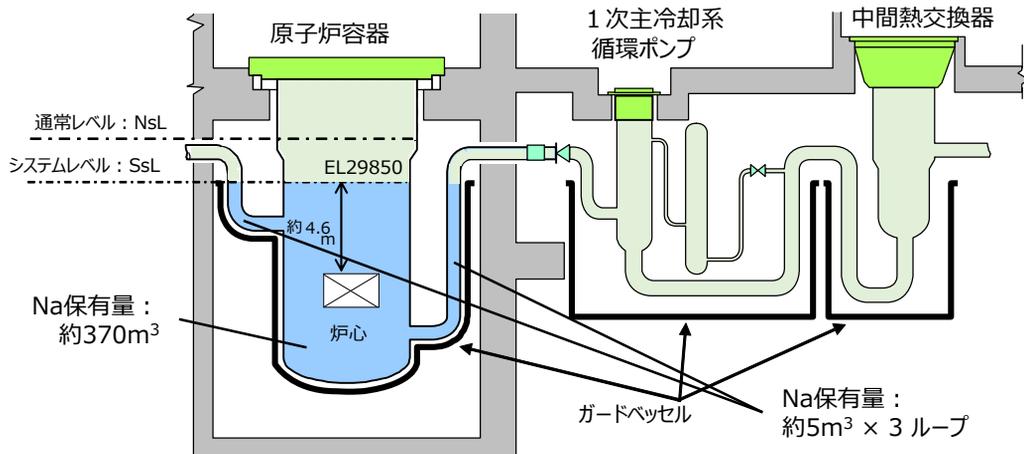
第3.1.4-3図 原子炉容器液位SsLでの原子炉容器内温度分布



第3.1.4-4図 廃止措置第1段階のカバーガス純度の推移

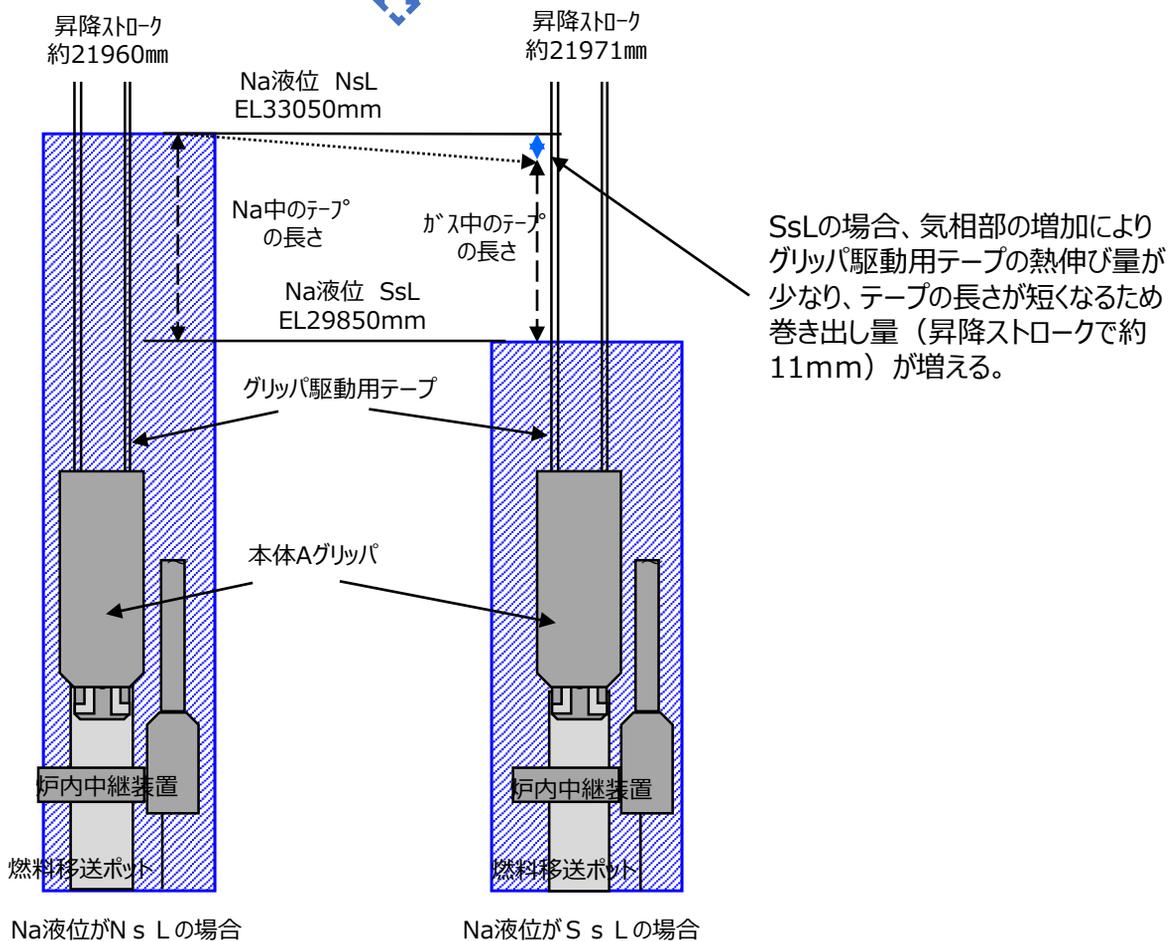
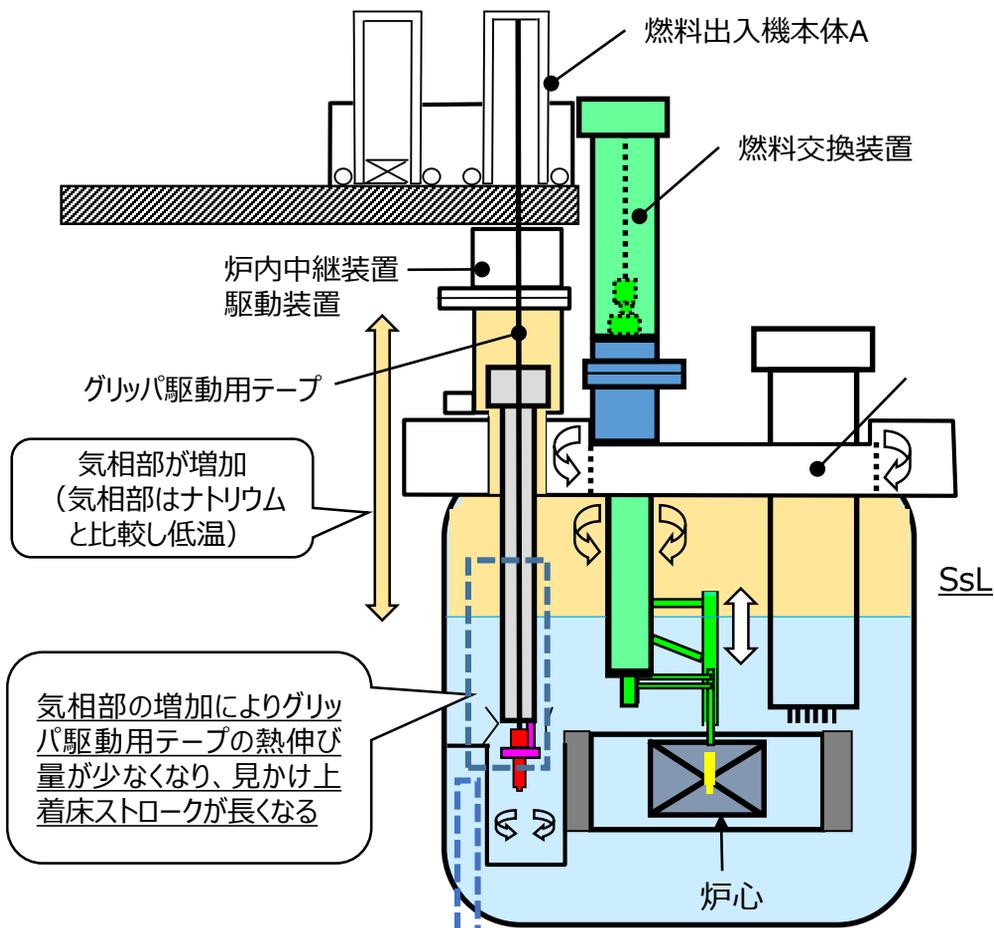


通常運転時の原子炉容器ナトリウム液位NsL：EL33050



点検時の原子炉容器ナトリウム液位SsL:EL29850

第3.1.4-5図 原子炉容器及び1次主冷却系のナトリウム充填状態



第3.1.5-1図 燃料出入機本体Aグリッパ着床ストロークへの影響

第3.1.4-1表 浮力低下に伴う影響一覧

設備	動作	浮力低下に伴う影響
燃料交換装置	昇降機構	有 燃料交換装置の浮力が減少し、重量は見た目60kg（計算値）増加する。浮力減を考慮したしゃへい体等の吊り不吊り判定値を変更し、動作試験で検証する計画。
	ホールドダウンアーム上下	影響は無視できる ホールドダウンアームの持ち上げ荷重増加量は3.5%程度。NsL時のホールドダウンアーム持ち上げ荷重は約12.5Nmに対し、持ち上げ用電動機の定格トルクは20.7Nmであり、十分な裕度がある。
回転プラグ	持上げ	影響は無視できる NsL時では約506tの荷重がかかっている。SsLの場合は回転プラグの持ち上げ荷重は0.7%増加し、約510tとなる。750tの荷重を持ち上げできるであり、十分な裕度がある。

第3.1.4-2表 熱収縮に伴う影響一覧

設備	動作	熱収縮に伴う影響
燃料交換装置	グリッパ爪開閉	影響は無視できる 爪開閉ロッド伝達部、FHM本体胴共に同程度短くなり、互いに干渉しない。
	感知ロッド動作	影響は無視できる 感知ロッドの伝達部とFHM本体胴が同程度短くなり、互いに干渉しない。
	パンタグラフ開閉	有 パンタグラフが約1mm短くなり、パンタグラフが開ききらない可能性あり。「開」の設定値を変更し、動作試験で検証する計画。
	昇降機構	影響は無視できる 本体胴が収縮し、グリッパの炉心頂部着床位置が約3mm上方にずれるが、第1段階と同様に据付時に着床位置を再設定することで対応可能。
	ホールドダウンアーム上下	影響は無視できる 下限位置が約3mm上方となり、しゃへい体等が約3mm浮き上がる可能性あり。但し、グリッパは負荷荷重を指標に下降してしゃへい体等をつかむため、浮き上がったしゃへい体等は押し込まれつかむことができる。
炉内中継装置	ホールドダウンアーム回転	影響は無視できる 旋回前に50mm上昇するため、約3mm浮き上がったしゃへい体等と干渉することはない。しゃへい体等旋回時、炉心頂部から130mm離れており、干渉しない。
	回転ラック旋回	影響は無視できる 収縮分（約3mm）はユニバーサルジョイント部で吸収される
燃料交換装置+回転プラグ	位置決め	有 約1mm減少。許容偏心量20mm範囲内。動作試験で検証する計画。

第3.1.4-3表 炉外燃料貯蔵槽 1次補助ナトリウム系休止前後のプラグニング計酸素濃度

	日付	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 作業準備前	2020.11.29	1.6
	2020.11.30	1.5
	2020.12.01	1.5
	2020.12.02	1.5