

## 第7回廃炉安全監視協議会追加質問回答・計画の詳細



TEPCO

---

2022年3月15日  
東京電力ホールディングス株式会社

<No.9>

- ALPS除去対象核種62種の選定根拠とは。
- 測定対象核種の選定（62核種+C-14）根拠についても併せて説明すること。

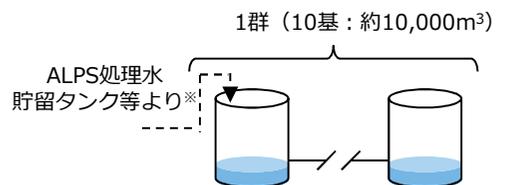
<No.9 回答>

- ALPS除去対象核種としては、核分裂生成核種（FP核種）と腐食生成核種（CP核種）を考慮しており、滞留水中に含まれる溶解性の核種の濃度が、告示濃度の1/100以上のものを除去対象として選定した。
- また、C-14については、ALPS処理の主要7核種（Cs-134/137、Sr-90、I-129、Ru-106、Sb-125、Co-60）の濃度合算値と全β濃度値に乖離があり、調査した結果、C-14の存在が確認されたことから、測定対象核種として選定した。
- なお、ALPS処理水を環境へ放出するにあたり、廃止措置や埋設施設の知見を踏まえ、改めて徹底的に検証した上で、放出前に確認する必要がある核種を選定する。本件について、2022年2月15日に行われたALPS処理水に係る原子力規制庁殿の審査会合で説明をしており、廃炉安全監視協議会でも別途説明をさせて頂く。  
⇒現在の検討状況を次ページ以降に示す。

- ALPS処理水の海洋放出では、下図に示す②測定・確認工程で希釈放出前に放出基準（ALPS処理水に含まれるトリチウム以外の放射性物質の告示濃度限度比総和が1未満）を満たしていることを確認する計画としている。
- 当該工程で確認する核種は、ALPS処理水を海洋放出するに当たり、廃止措置や埋設施設の知見を踏まえ、改めて徹底的に検証した上で、放出前に確認する必要がある核種を選定する。
- 選定の過程で、低エネルギーの放射線のため、測定が困難かつ人体への影響が小さい核種が検討対象として加わることが予想されるが、本検討を実施する中で、これらの核種がALPS処理水の線量評価に影響を与え得るかを確認する。

## ①受入工程

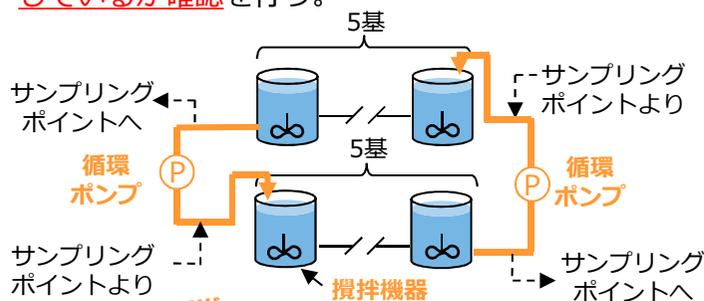
ALPS処理水貯留タンク等よりALPS処理水を空のタンク群で受入れる。



※：受入については既設の移送配管を使用

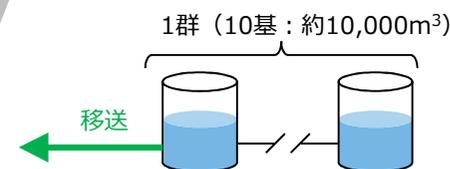
## ②測定・確認工程

攪拌機器・循環ポンプにてタンク群の水質を均一化した後、**サンプリングを行い、放出基準を満たしているか確認**を行う。



## ③放出工程

放出基準を満たしていることを確認した後、ALPS処理水を移送設備により希釈設備へ移送する。



ALPS処理水は、排水前に測定・確認用設備において、H-3及びH-3以外の放射性核種を分析し、**H-3以外の放射性核種が基準を満たしていることを確認する**とともに、H-3濃度を低減させるために、希釈設備にて海水で希釈した上で排水する  
(実施計画：Ⅲ-3-2-1-2)

- 海洋放出に当たり、福島第一原子力発電所（以下、「1F」という）の建屋滞留水等に有意に含まれる可能性のある核種について、改めて徹底的に検証する。具体的には下記の内容で検討を進める。

### 検討の方向性

- 1～3号機の燃料及び構造材を考慮して、下記の核種分析並びにインベントリ評価を実施した上で、両者の結果及び線量評価への影響を踏まえて、放出時の測定対象核種を選定する。

#### 核種分析

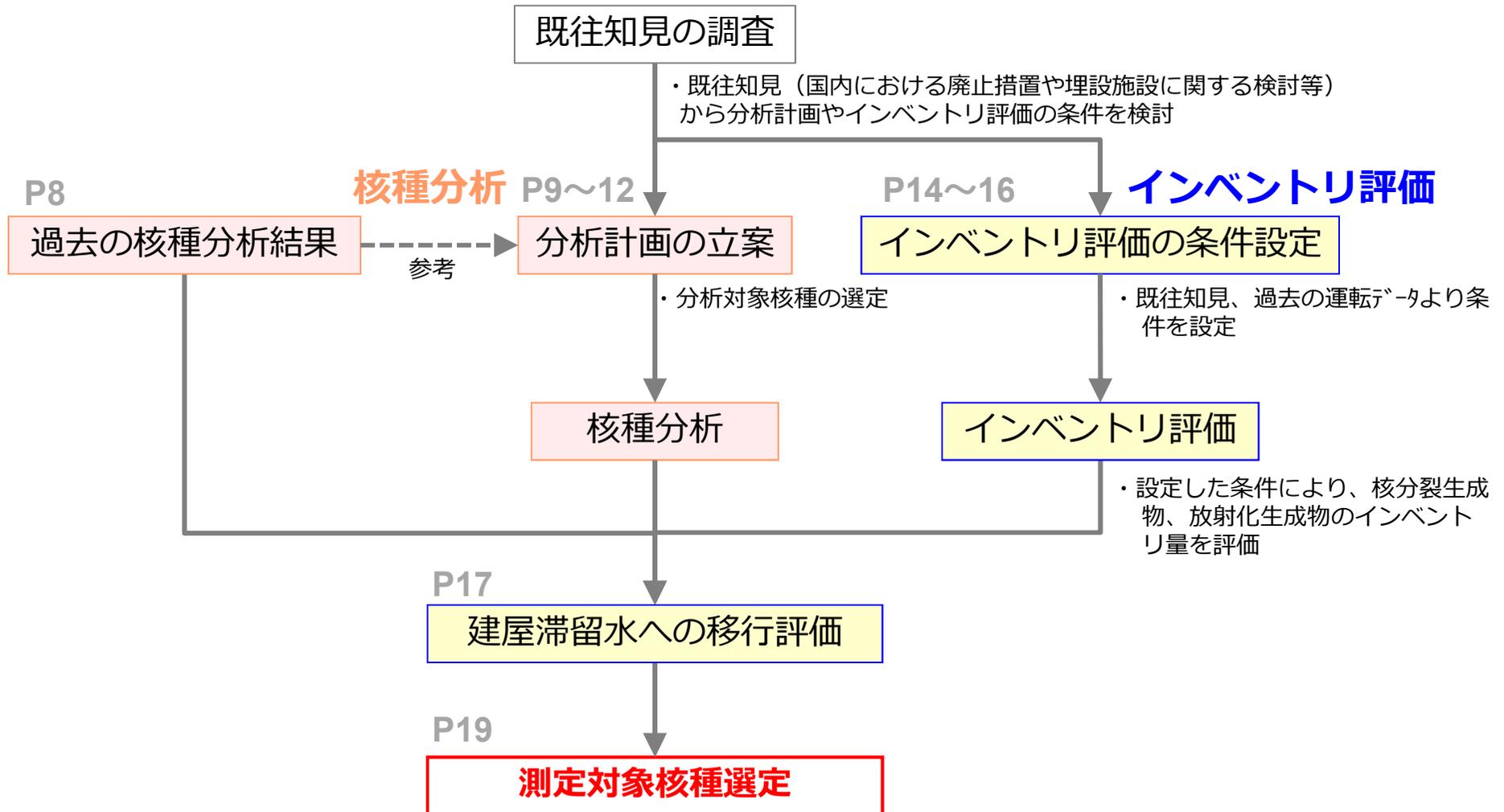
- 廃止措置や埋設施設に関する研究において評価対象としている核種が、建屋滞留水等に有意に存在するか否か、実際に分析して確認する。また、過去の核種分析結果についても確認する。

#### インベントリ評価

- ALPS除去対象核種検討時と同様に核分裂生成物のインベントリ評価を実施すると共に、廃止措置や埋設施設に関する研究を参考に、原子炉圧力容器内の構造物等の放射化により生成するインベントリ量を評価する。なお、評価に当たっては、震災後から放出までに12年経過したことを考慮して、減衰によるインベントリ量の減少を考慮する。  
上記評価結果から、水への移行しやすさ等を考慮した上で、建屋滞留水中に含まれる可能性のある核種の存在を確認する。

- なお、本検討では、 $\alpha$ 核種についても核種分析、インベントリ評価を実施するが、これは建屋滞留水に含まれる可能性のある $\alpha$ 核種の性状を確認することが目的であり、実際の運用ではこれまで通り全 $\alpha$ で測定を行う。

- 検討の方向性をまとめると下図の通り。



- ・  $\beta$ ・ $\gamma$ 核種は、告示濃度限度比を基準に測定対象核種を選定
- ・  $\alpha$ 核種は、全 $\alpha$ で測定を行うことから、全 $\alpha$ の結果に包含されることを確認

# 過去の核種分析結果



- ALPS処理水等の核種分析は、至近に当社で測定を実施しているALPS除去対象核種（62核種）、H-3、C-14以外に、JAEA殿及び当社で20核種を分析している（JAEA殿、当社にて公表済み※）。
- 測定対象核種の検討に当たっては、これら過去の分析結果を考慮すると共に、必要に応じて追加で分析を計画する。

※<https://frandli-db.jaea.go.jp/FRAnDLi/>にて公表  
（一部、当社が公表しているデータを引用して掲載）

核分裂生成物：56核種

腐食生成物：6核種 左記以外の核種：2核種

Rb-86	Sr-89	Sr-90	Y-90	Y-91	Nb-95	Tc-99
Ru-103	Ru-106	Rh-103m	Rh-106	Ag-110m	Cd-113m	Cd-115m
Sn-119m	Sn-123	Sn-126	Sb-124	Sb-125	Te-123m	Te-125m
Te-127	Te-127m	Te-129	Te-129m	I-129	Cs-134	Cs-135
Cs-136	Cs-137	Ba-137m	Ba-140	Ce-141	Ce-144	Pr-144
Pr-144m	Pm-146	Pm-147	Pm-148	Pm-148m	Sm-151	Eu-152
Eu-154	Eu-155	Gd-153	Tb-160	Pu-238	Pu-239	Pu-240
Pu-241	Am-241	Am-242m	Am-243	Cm-242	Cm-243	Cm-244

Mn-54
Fe-59
Co-58
Co-60
Ni-63
Zn-65

H-3	C-14
-----	------

64核種以外の核種：20核種

Cl-36	Ca-41	Ni-59
Se-79	Nb-94	Mo-99
Tc-99m	Te-132	I-131
I-132	La-140	U-233
U-234	U-235	U-236
U-238	Np-237	Pu-242
Cm-245	Cm-246	

## 過去の核種分析核種一覧

- 今回、改めて実施する核種分析では、廃止措置や埋設施設に関する研究において着目されている核種が、建屋滞留水等に有意に存在するか否か確認する。
- 確認した既往知見は下記の通り。

- ① 電力共同研究『BWR型原子炉の廃止措置に関する研究（その2）』（平成8年度）
- ② 東海低レベル放射性廃棄物埋設事業所 第二種廃棄物埋設事業許可申請『主要な放射性核種の選定について』（平成30年2月 日本原子力発電株式会社）
- ③ JAEAが1F放射性廃棄物性状把握のため、分析対象核種を検討した際の研究資料
  - 『低レベル放射性廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について』においてトレンチ処分、ピット処分、余裕深度処分を対象に原子炉廃棄物とサイクル廃棄物のいずれかに含まれる核種のうち相対重要度D/Cが最大となる核種に対して上位3桁までの核種
  - 『TRU廃棄物処分技術検討書－第2次TRU廃棄物処分研究開発取りまとめ』において重要核種に選定されているもの
  - 『わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ－総論レポート』において重要核種に選定されているもの
  - 『日本原燃六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センター（浅地中ピット処分）及びJPDR（浅地中トレンチ処分）の埋設事業許可申請書』

- 既往知見における評価対象核種には、ALPS除去対象核種検討時に確認した核種も多く含まれることを確認。そのため、以下観点で分析計画を立案。

- 既往知見から抽出した核種のうち、これまで評価が出来ていない核種（ただし、半減期が短く、減衰によるインベントリ量が十分減少する核種を除く）

## 既往知見から抽出した分析候補核種（α核種以外）

- 先の既往知見より、α核種以外の分析対象核種を下表の通り抽出。なお、ここで抽出された核種は、現時点で当社での測定が困難な核種であるため、外部機関を利用した測定を計画。
- 下表で抽出した核種は、1Fにおいて代表的な核種であるCs-137(Ba-137m)：0.662MeV(γ線)、Sr-90(Y-90)：2.28MeV(β線)と比べると、主にエネルギーが小さい核種が抽出されている。

No.	文献 (P9)	候補核種	壊変 形式	エネルギー [MeV]	告示濃度限度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	測定方法（案）	備考
1	①～③	Cl-36	β-	0.709550	9.0E-01	前処理（分離、沈殿）後、 低バックグラウンド計数装置	分析検討中 社外にて分析実績有※1
2	①、③	Se-79	β-	0.150630	2.0E-01	前処理（分離、沈殿、再溶解）後、 液体シンチレーションカウンタ	社外にて分析実績有※1
3	①～③	Zr-93	β-	0.090800	1.0E+00	前処理（分離）後、 誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS)	
4	③	Pd-107	β-	0.034000	2.0E+01		
5	①～③	Ca-41	EC	0.003310	4.0E+00	前処理（分離、ろ過、蒸発乾固）後、 Si (Li) 検出器	社外にて分析実績有※1
6	①、②	Fe-55	EC	0.005900	2.0E+00		
7	①～③	Ni-59	EC	0.006930	1.0E+01		
8	②	Nb-93m	IT	0.016615	7.0E+00	前処理（分離）後、 低バックグラウンド光子測定装置 (LEPS)	
9	①、③	Mo-93	EC	0.016615	3.0E-01		
10	③※2	Sn-121m	β- IT	0.359800 0.026359	2.0E+00		※2：研究資料より、被 覆管等のジルカロイから Snの同位体の中で最も 生成されるため抽出
11	①、②	Ba-133	EC	0.356013	5.0E-01	ゲルマニウム半導体検出器（Ge）	

※1：Cl-36：検出限界未満（8.0E-03～1.4E-01Bq/cm<sup>3</sup>：2011～2015年）、Ca-41：検出限界未満（2.0E+01～1.7E+02Bq/L：2011～2013年）  
Se-79：滞留水では2.2E-01～8.3E+00Bq/cm<sup>3</sup>で検出（2011～2013年）、ALPS入口～出口では検出限界未満（5.0E-02～3.0E-01Bq/cm<sup>3</sup>：2013～2017年）

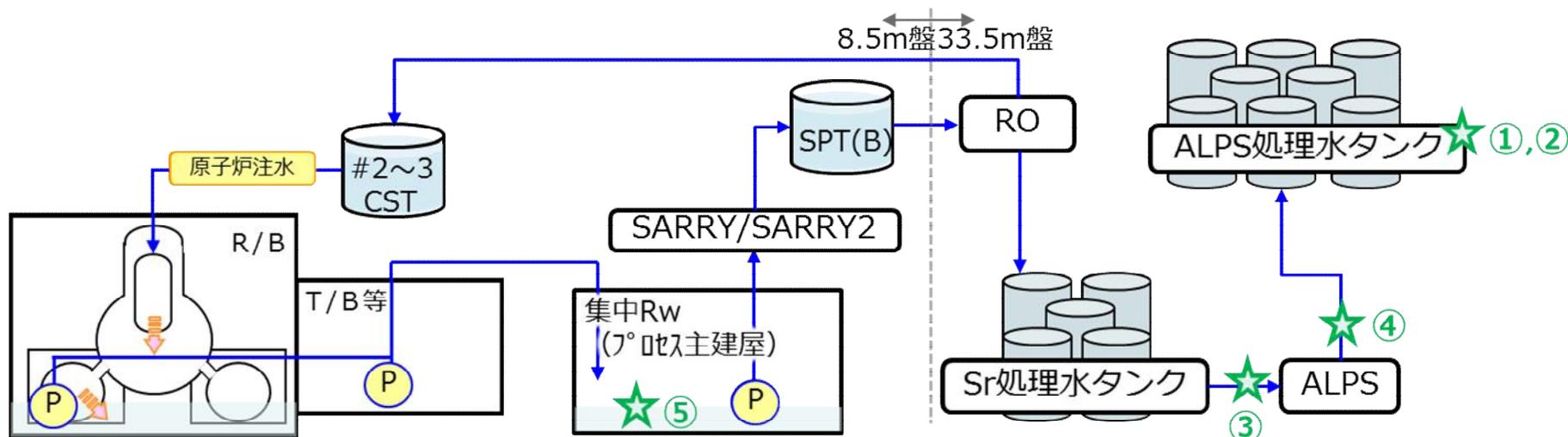
## 既往知見から抽出した分析候補核種（α核種）

- 同様に、α核種についても、既往知見から分析候補核種を抽出。なお、ここで抽出された核種は、現時点で当社での測定が困難な核種であるため、外部機関を利用した測定を計画。
- これらを分析することで、建屋滞留水中に有意に含まれる可能性のあるα核種を確認する。

No.	文献 (P9)	候補核種	壊変形式	エネルギー [MeV]	告示濃度限度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	半減期 [y]	測定方法 (案)	備考
1	③	U-233	α	4.824200	2.0E-02	1.6E+05	前処理 (分離) 後、 誘導結合プラズマ 質量分析装置 (ICP-MS)	社外にて分析実績有 (N.D.)
2	①、③	U-234	α	4.774600	2.0E-02	2.5E+05		社外にて分析実績有
3	①、③	U-235	α	4.395400	2.0E-02	7.0E+08		社外にて分析実績有
4	①、③	U-236	α	4.494000	2.0E-02	2.3E+07		社外にて分析実績有
5	①、③	U-238	α	4.198000	2.0E-02	4.5E+09		社外にて分析実績有
6	①、③	Np-237	α	4.788000	9.0E-03	2.1E+06		社外にて分析実績有
7	①～③	Pu-238	α	5.499030	4.0E-03	8.8E+01	前処理 (分離) 後、 αスペクトロメータ	Pu-238～Pu-241はALPS除去 対象核種 Pu-241は同位体により濃度 を推定
8	①～③	Pu-239	α	5.156590	4.0E-03	2.4E+04		
9	①～③	Pu-240	α	5.168170	4.0E-03	6.6E+03		
10	①～③	Pu-241	β-	0.020780	2.0E-01	1.4E+01	—	
11	①、③	Pu-242	α	4.902300	4.0E-03	3.8E+05	前処理 (分離) 後、 αスペクトロメータ	社外にて分析実績有 (N.D.)
12	①～③	Am-241	α	5.485560	5.0E-03	4.3E+02		Am-241～Am-243はALPS除 去対象核種
13	①、③	Am-242m	IT	0.018856	5.0E-03	1.4E+02	—	Am-241とAm-243はI値が 近いので合算値で測定 Am-242mは同位体により濃 度を推定
14	①、③	Am-243	α	5.275300	5.0E-03	7.4E+03	前処理 (分離) 後、 αスペクトロメータ	Cm242～Cm-234はALPS除 去対象核種 Cm-243とCm-244、Cm- 245とCm-246はI値が近 いため合算値で測定 Cm-245、Cm-246は社外に て分析実績有
15	③	Cm-242	α	6.112720	6.0E-02	4.5E-01		
16	③	Cm-243	α	5.785200	6.0E-03	2.9E+01		
17	①、③	Cm-244	α	5.804770	7.0E-03	1.8E+01		
18	③	Cm-245	α	5.361100	5.0E-03	8.4E+03		
19	③	Cm-246	α	5.386500	5.0E-03	4.7E+03		

- 前頁までに抽出した分析候補核種について、下表の試料の分析で確認を実施中。

No.	採取箇所	目的	選定理由
①	K4タンク群 (ALPS処理水)	ALPS処理水中に有意に存在しない (ALPSで除去されている) ことを 確認するため	構内に貯留されているALPS処理水で最も告示 濃度比総和が低い
②	H4-E7タンク (ALPS処理水)		ALPS処理水タンクの中で、C-14の測定値が 最も大きい
③	増設ALPS処理前 (Sr処理水)	ALPS処理前に有意に存在するこ とが確認された核種が、ALPS処理後 には除去されていることを確認する ため	ALPS処理前の水の性状を確認
④	増設ALPS処理後 (ALPS処理水)		③と同時期のALPS処理後の水の性状を確認
⑤	プロセス主建屋 (建屋滞留水)	建屋滞留水中に有意に存在する核種 を確認するため	建屋滞留水の性状を確認

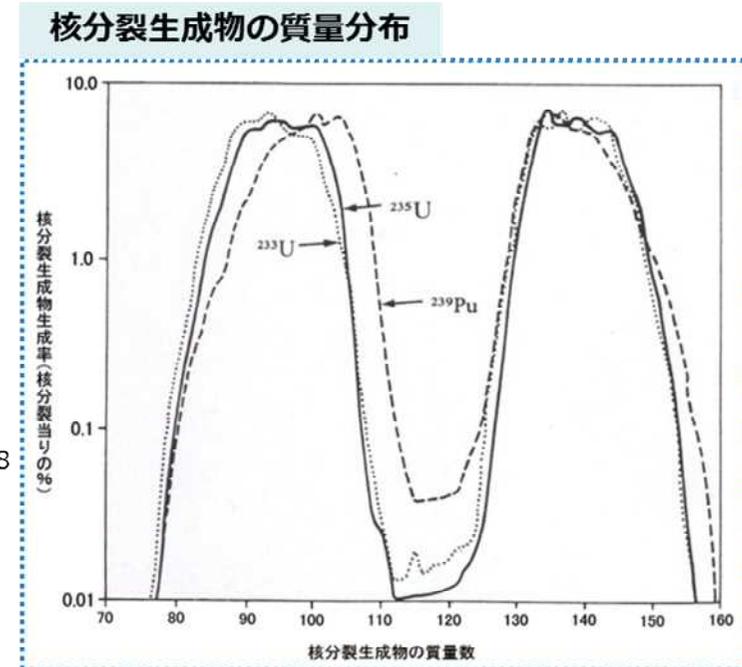
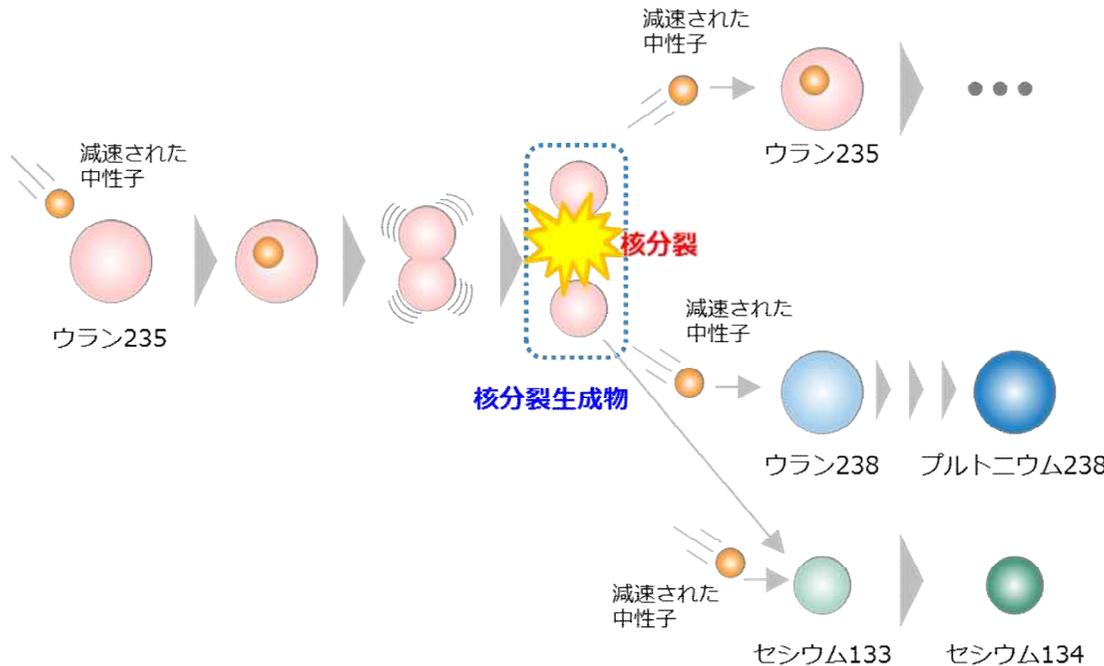


- インベントリ評価では、これまで原子力発電所の安全評価で核分裂生成物を評価している（ALPS除去対象核種検討にも使用）他、廃止措置や埋設施設に関する研究では、原子力発電所内の機器の放射化計算が実施されている。
- 本検討では上記2つの評価を参考に、下表の通り検討を進める。なお、使用するコードは、過去の評価と同様にORIGEN※とする。

※：ORNL Isotope Generation and Depletion Code. 放射性物質の生成、壊変、減損について計算を行うためのコードシステム

No.	評価	内容
1	核分裂生成物評価	<p>通常の原子炉発電所の安全評価を参考（ALPS除去対象核種検討時と同様）に、1F-1～3の原子炉圧力容器内に装荷されていた燃料の条件および、各燃料の装荷期間から想定される燃焼度等の条件から、2011年3月時点のインベントリ量を評価。</p> <p>2011年3月以降は、減衰による12年間のインベントリ量の減少を計算。</p>
2	放射化生成物評価	<p>廃止措置や埋設施設に関する研究を参考に、原子炉圧力容器内及びその下部に存在する、以下4種類の機器・構造物について、炉心からの照射期間を踏まえた、2011年3月時点のインベントリ量を評価。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉内構造物</li> <li>・燃料体（核燃料物質除く）</li> <li>・圧力容器</li> <li>・ペDESTAL</li> </ul> <p>他に、原子炉冷却系統を構成している機器等の構成材料の腐食、放射化により生成される腐食生成物についても、運転時の給水金属データ等を使用して、2011年3月時点のインベントリ量を評価。</p> <p>いずれの評価においても、2011年3月以降は、減衰による12年間のインベントリ量の減少を計算。</p>

- ALPS除去対象核種検討時と同様に、核分裂により発生する生成物を評価すると共に、今回は2011年3月から12年間経過することを踏まえた減衰を考慮して評価する。
- 本評価では、主に以下の現象によって生成、壊変、減損されるインベントリ量を評価する。
  - ウラン235が核分裂する際、主に質量数95と140付近をピークに2つの核種に分裂する。
  - ウラン238が中性子を吸収して生成するプルトニウムなどの核種や、核分裂生成物が中性子を吸収して生成するセシウム134のような核種も発生する。

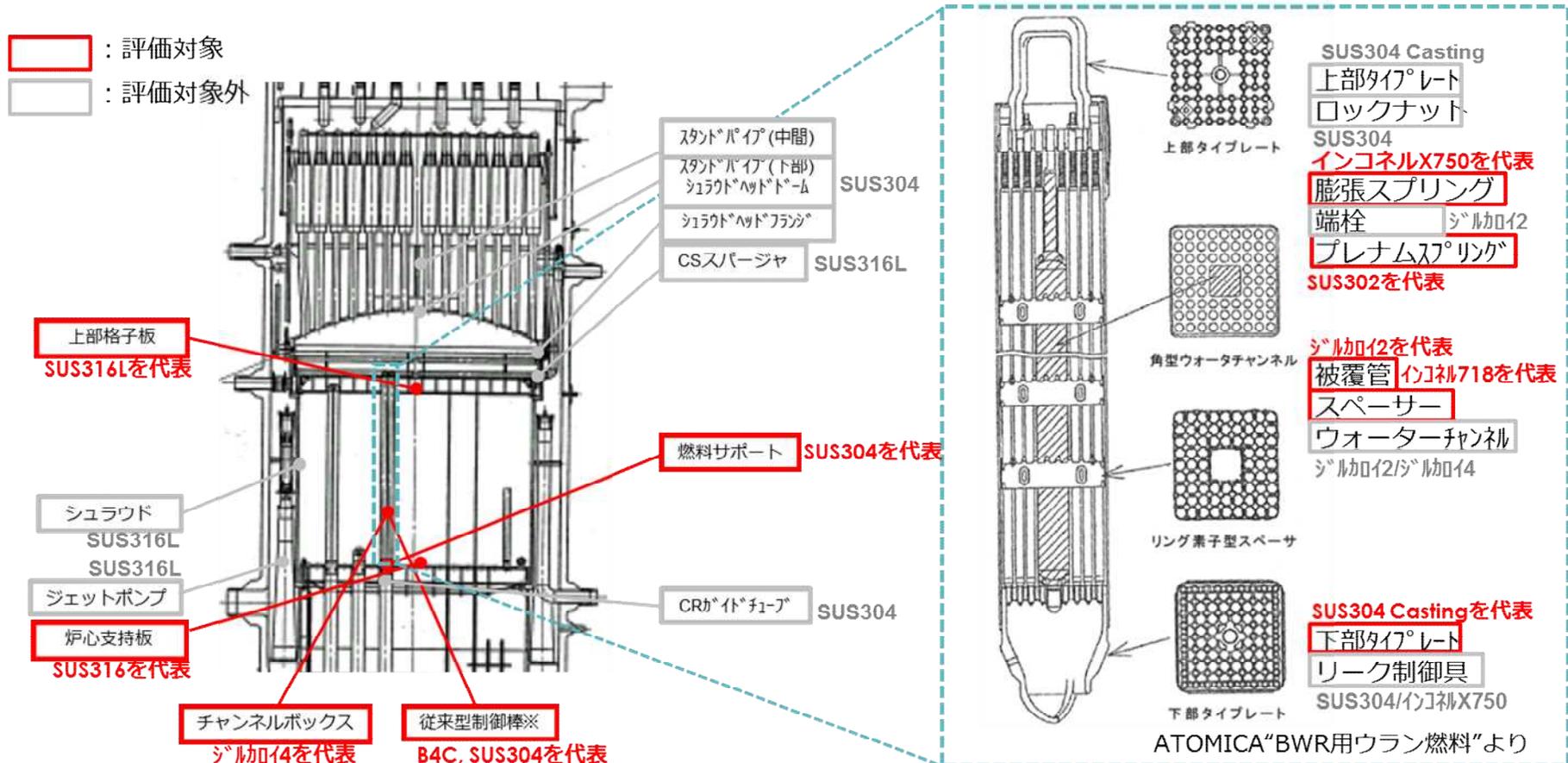


参考：エネ百科「ウランの核分裂とプルトニウムの生成・核分裂」  
環境省 原子炉内の生成物

ATOMICA「核分裂生成物の質量数分布」より  
出典：W.マーシャル編：原子炉技術の発展（上）、裳華房、P72

# インベントリ評価の概要（放射化生成物）

- 放射化生成物の評価では、材料に中性子が吸収されることによって生じる放射化を計算によって評価する。なお、本評価では、全ての機器を評価するのではなく、材料が重複する場合は、保守的に炉心に近い（放射化量が多い）ものを選定して評価を行う。



※震災時、1F-1~3の炉内にHF型制御棒が存在しないことを確認

BWR炉内構造物点検評価ガイドライン“BWR炉内構造物構造図”より

炉内構造物インベントリ評価の対象

燃料体（核燃料物質除く）の  
インベントリ評価の対象

# 建屋滞留水への移行評価

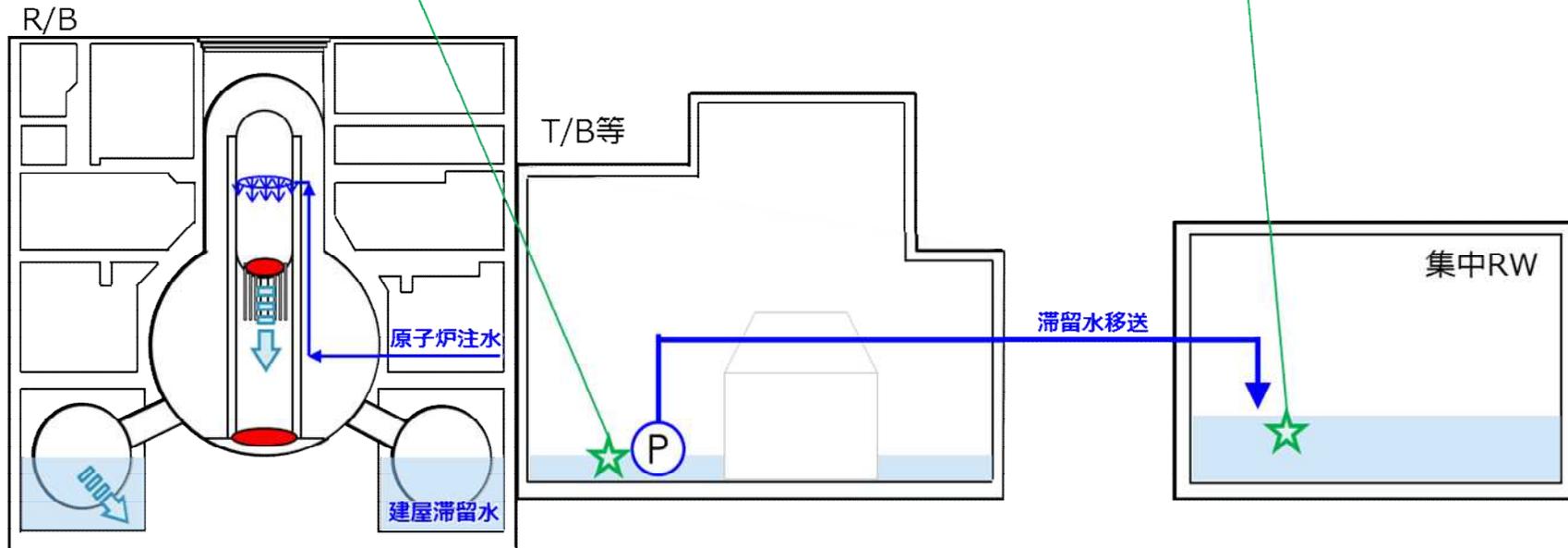
- 核分裂生成物並びに放射化生成物のインベントリ量を評価した上で、これらの放射性物質が建屋滞留水へ移行していることを踏まえて、過去の建屋滞留水の分析結果及び廃止措置や埋設施設に関する研究、その他の文献等から建屋滞留水への移行評価を行う。

過去の建屋滞留水の分析結果 [Bq/L]

建屋	日付	I-131	Cs-137	Sr-90
1号機T/B	2011.3.27	3.0E+07	1.6E+08	2.1E+04
2号機T/B	2011.3.24	2.0E+09	2.8E+08	1.4E+08
3号機T/B	2011.3.27	1.6E+09	1.6E+08	1.5E+07

過去の建屋滞留水の分析結果 [Bq/L]

建屋	日付	Co-60	Cs-137	Sr-90
PMB	2011.8.30	1.1E+04	9.6E+08	1.1E+08
PMB	2011.11.1	4.9E+03	7.4E+08	2.9E+08

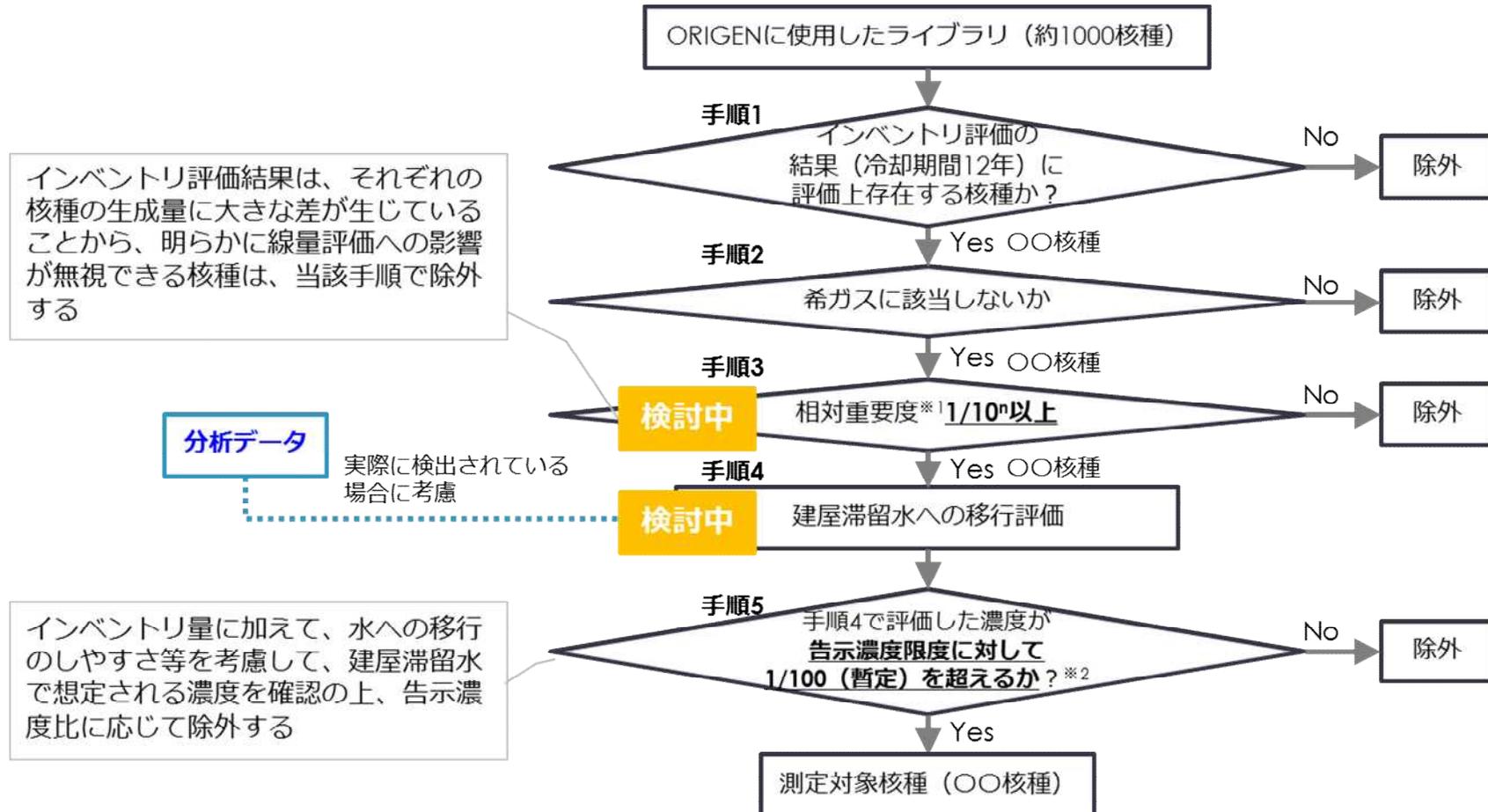


過去の建屋滞留水の分析結果と震災直後の建屋滞留水の状況（イメージ）

# ALPS処理水の測定対象核種選定の考え方（案）



- 汚染水、処理水の核種分析の結果並びにインベントリ評価の結果から、以下のフローに従い、測定対象核種を選定することを検討中。当該フローで選定された核種にて放出基準を確認する予定。
- なお、今回の測定対象核種選定において、ALPS除去対象核種が除外されたとしても、ALPSで除去されたことを確認するため、当社が自主的にこれらの核種も確認する計画。



※1：それぞれの核種のインベントリ量を告示濃度限度で除した値と、その総和に対する比により、線量評価に影響を与える核種を確認  
 ※2：α核種は全αで測定するため、α核種の全Bq数に対して、最も厳しい告示濃度（4Bq/L）に対する比により評価する

### <No.34 (追加) >

- ①緊急遮断弁のバネ付きMO弁(動作時間10秒)及び三方AO弁の構造図を示し弁動作挙動を説明のこと。②三方AO弁採用時の水撃防止効果のため緊急閉鎖時に移送水を集水タンクに排水するとしているが排水の仕方について説明のこと。③異常発生時の緊急閉鎖弁閉鎖時の流出量と環境影響評価結果について説明のこと。④緊急遮断弁(MO弁、AO弁共)の流水移遮断性能試験を実施して弁特性、健全性について確認すべき。緊急遮断弁の遮断性能の信頼性について説明のこと。

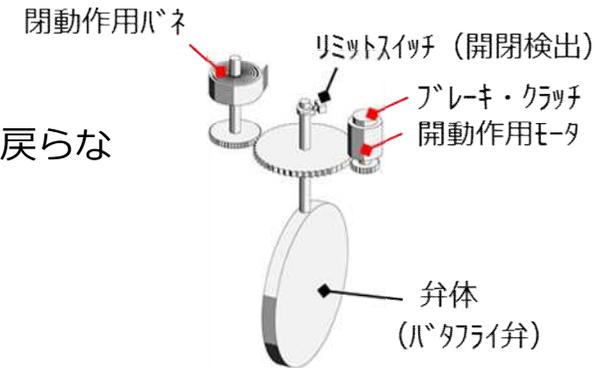
### <No.34 (追加) 回答>

- 指摘事項の①～③については次ページ以降に回答を示す。
- 指摘事項④については、弁納入時の受け入れ検査や、系統試験等で確認を行っていく。また、定期的な保全を行うことで信頼性を確保する。

## 緊急遮断弁 - 1 (MO弁)

### 電源喪失時全閉 スプリングリターン式電動緊急遮断弁

- 全開時はモータが駆動し、バネを巻き上げながら弁開にする
- 弁が全開になると内蔵されるブレーキが作動し、巻き上げたバネが戻らないよう保持する (平常時)
- 電源の遮断によりブレーキが開放され、バネの力により弁閉となる
- 開→閉：10秒以内

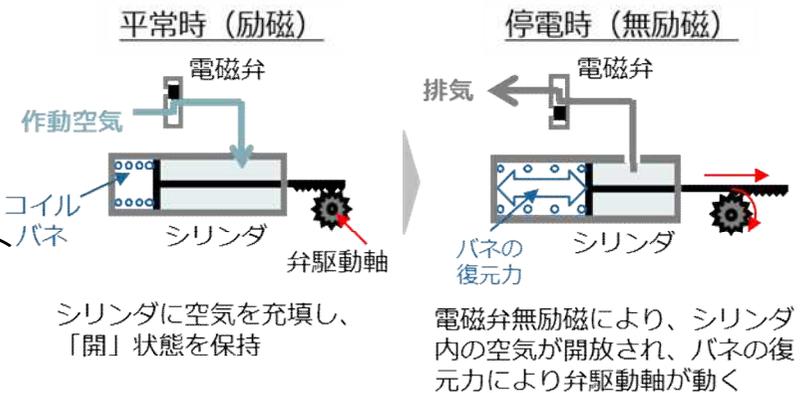


緊急遮断弁-1の構造概略

## 緊急遮断弁 - 2 (AO弁)

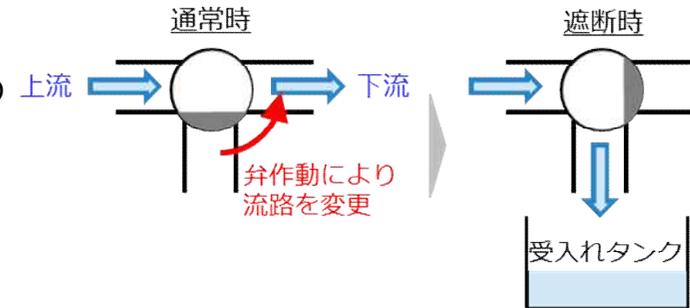
### 電源喪失時全閉 空気作動緊急遮断弁

- シリンダ内のピストンを加圧し、ピストンの移動により発生する直線運動を回転運動 (弁駆動) に変換
- コイルバネを内蔵し、停電時に作動空気の電磁弁が無励磁になることにより、シリンダ内のエアを開放してピストンを動かす
- 開→閉：約2秒

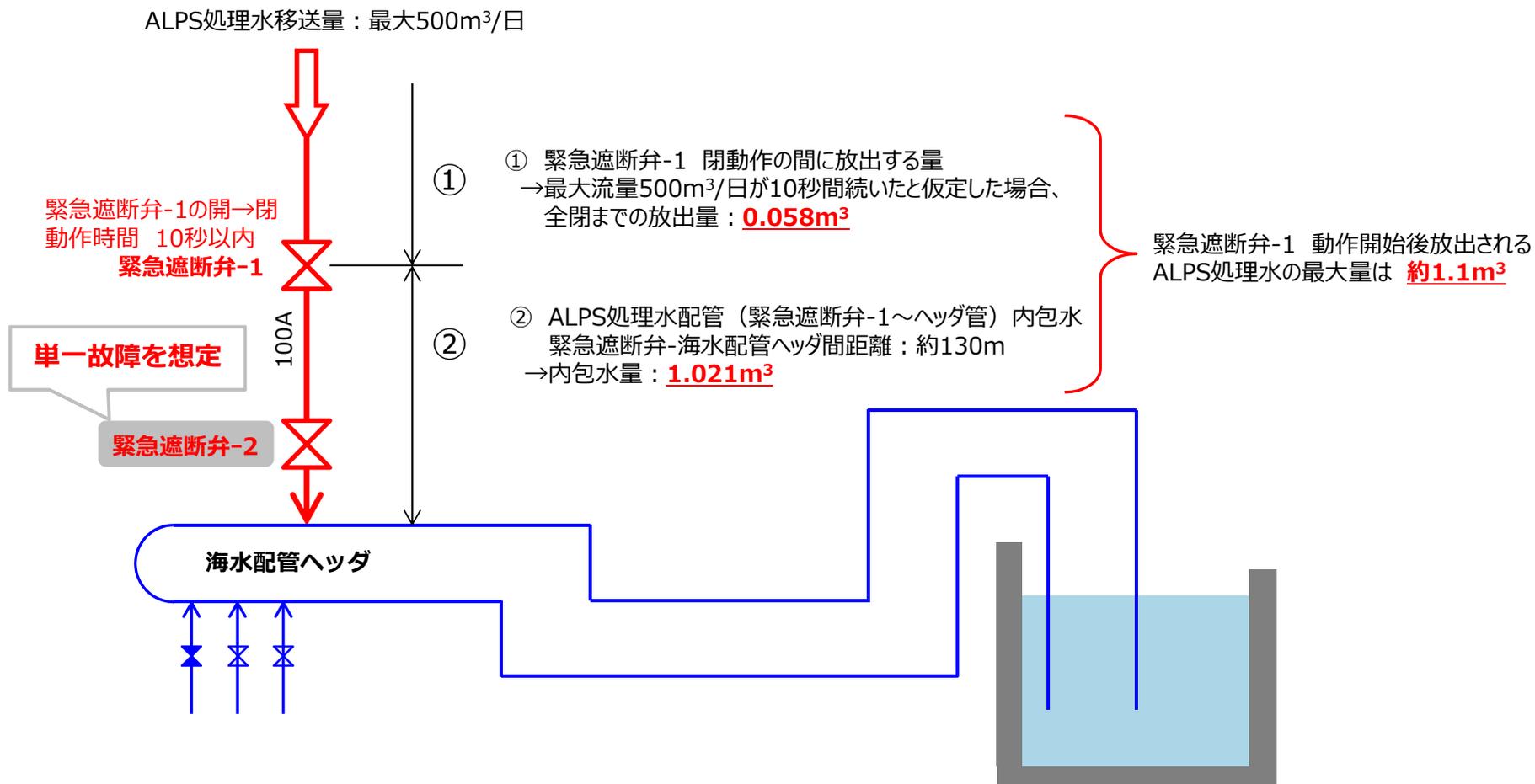


### ウォーターハンマー対策

- 緊急遮断弁-2は、可能な限り素早く放出を遮断する設計としたため、ウォーターハンマー対策が必要となり、この対策として三方弁を採用。
- 受入れタンクは、緊急遮断弁-1が閉となる移送量と緊急遮断弁-1～緊急遮断弁-2までの配管の内包量の約1.1m<sup>3</sup>以上の容量を準備することを計画。



# 緊急遮断弁-2の単一故障時の放出量評価



### <No.35 (追加) >

- ALPS処理水移送配管が地震等で損傷してALPS処理水漏えい事象が発生した場合の対応（対処に必要な設備、体制及び手順）及び漏えい量を評価して環境への放射線影響について説明すること。

### <No.35 (追加) 回答>

- 原子力規制庁殿より耐震設計の考え方が示されており、**設備等の機能喪失による公衆への放射線影響の程度**により、クラス分類とすることが適当とされている。
- ALPS処理水希釈放出設備のうち測定・確認用設備については、K4タンク群（約35,000m<sup>3</sup>）の機能喪失を想定して、直接線・スカイシャインによる公衆への放射線影響及びトリチウムの気中移行による公衆への放射線影響を評価した結果、何れも50μSvを十分下回るとして耐震Cクラスとしている。
- 一方、ALPS処理水移送配管については、設備等の機能喪失により約8m<sup>3</sup>の漏えいが想定されるが、その量はK4タンク群より十分低く、公衆への放射線影響もK4タンク群より低い。
- ALPS処理水移送配管からの漏えい事象が発生した場合の機動的対応等を図る。
- なお、放射線影響評価において、潜在被ばくとして、5100m<sup>3</sup>のALPS処理水を希釈なしに海洋へ放出した場合を評価しており、評価値は7.3E-05mSvであり環境への影響は十分低い。

**「14. 設計上の考慮 ②自然現象に対する設計上の考慮」 (地震)**

3. 1 Fにおける安全上の観点からの耐震クラス分類と適用する地震動

(1)耐震クラス分類

現在の1 Fにおいては、通常の実用発電用原子炉の耐震クラス分類ではなく、核燃料物質を非密封で扱う燃料加工施設や使用施設等における耐震クラス分類を参考にして、**設備等の機能喪失による公衆への放射線影響の程度**<sup>※5</sup>により、以下のクラス分類とすることが適当と考える。加えて、Bクラスについては、1 Fの状況に鑑み、以下に記載する3つの条件のいずれかに該当する設備に対して、B+クラスというより耐震性の高い分類を設けることが適当と考える。

Sクラス：5mSv < 敷地周辺の公衆被ばく線量

B+クラス：50μSv < 敷地周辺の公衆被ばく線量 ≤ 5mSv

- ・ 恒久的に使用する設備
- ・ 耐震機能喪失時にリスク低減活動や放射線業務従事者の被ばく線量に大きな影響を与える設備
- ・ Sクラスの設備に対して波及的影響を与える可能性のある設備<sup>※6</sup>

Bクラス：50μSv < 敷地周辺の公衆被ばく線量 ≤ 5mSv

**Cクラス：敷地周辺の公衆被ばく線量 ≤ 50μSv**

※5：耐震クラス分類を行う際の影響評価のうち、液体の放射性物質の放出による影響評価の妥当性を示すことが困難な場合には、影響評価の対象からは除外し、その上で、多核種除去設備等で処理する前の液体等、放出による外部への影響が大きい液体を内包する設備については、機能喪失したとしても海洋に流出するおそれのない設計とすることを求める。また、多核種除去設備等で処理した後の液体等、放出による外部への影響が比較的小さい液体を内包する設備は、上記の設計対応をすることが望ましいが、それが困難な場合には、例えば機能喪失時の仮設ホースによる排水等の機動的対応等の放出時の影響を緩和する措置を求める。

※6：事故後当初、Sクラスである原子炉格納容器や使用済燃料プールに波及的影響のある設備はBクラスに適用する地震力に加えてSs600に対する機能維持を求めてきたが、現在の1 Fは通常の実用発電用原子炉施設とは異なり、使用済燃料やデブリ中の放射性核種の崩壊が進み潜在的な放射線リスクが低くなっているため、念頭に置くべき外部への影響の程度を勘案し、燃料取り出し設備等のSクラスの設備に波及的影響のある設備はB+クラスに分類することとする。

「14. 設計上の考慮 ②自然現象に対する設計上の考慮」（地震）

- 原子力規制委員会（2021年7月7日）にて「耐震設計の考え方」が示されたことを受け、改めて核燃料施設等の耐震クラス分類の考え方を参考に「設備等の機能喪失による公衆への放射線影響の程度」に基づき分類する。
- 放射線影響評価や機能的対応を検討の結果、**耐震クラス分類は「Cクラス」が適当**と考えている。

【想定される設備等の機能喪失】

- 地震による測定・確認用タンクの滑動等により連結管等が損傷。当該損傷部からALPS処理水が漏えい。  
→ 測定・確認用タンクの機能喪失による公衆への放射線影響の評価結果： $<1\mu\text{Sv}/\text{年}$   
漏えいした水の気中移行による公衆への放射線影響の評価結果： $0.4\mu\text{Sv}$

【機動的対応等】

- 震度5弱以上の地震発生時、連結弁が開状態となっているタンクについて、優先的に現場確認を行い、漏えいが確認された場合は速やかに連結弁を閉とする。
- 地震により耐震Cクラスのタンク等が損傷し、貯留水が敷地外へ著しく漏えいすることを防止するために**基礎外周堰を設置**する。当該堰については耐震Bクラスとし、Bクラスの構築物に要求される水平方向設計震度に対して、必要な強度を確保する。
- 貯留水が漏えいし、基礎外周堰内に溜った場合には、**仮設ポンプ・高圧吸引車等**にて漏えい水の回収を行う。回収した漏えい水は、健全なタンク・建屋に排水を行う。

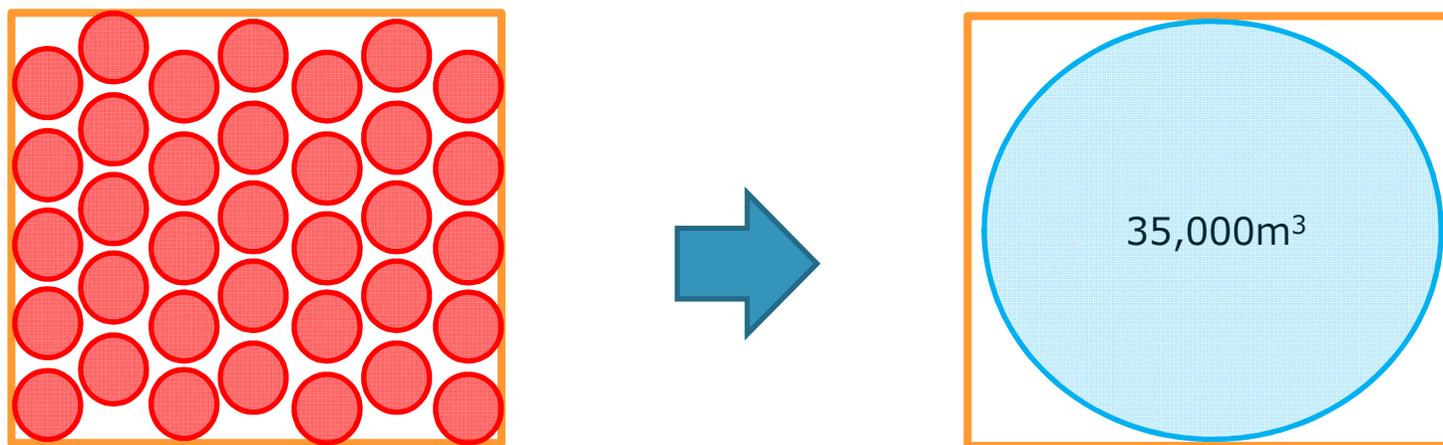
【公衆への放射線影響の程度】

- 測定・確認用タンク※の機能喪失による公衆への放射線影響を評価した結果は、下記の通り。

- 条件

※：ここでの評価は2.5章 多核種処理水貯槽5基を含む

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷。当該損傷部からALPS処理水が漏えい。タンク内包水全てがタンク外に漏えい（タンク群と体積・高さが同じとなる1つの大型円柱形状で存在し続けると仮定）した場合の公衆への放射線影響。



$1,000\text{m}^3 \times 35\text{基} = 35,000\text{m}^3$

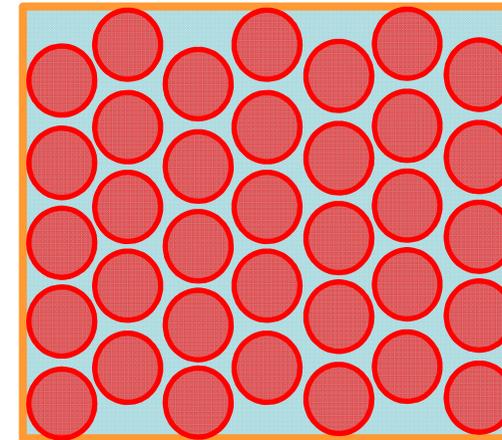
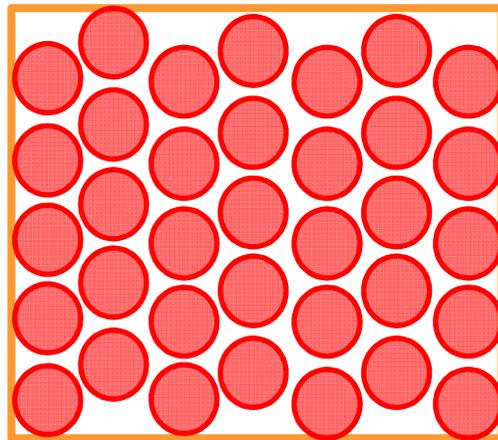
直接線・スカイシャイン線による被ばく評価： $<1\mu\text{Sv/年}$ （最寄り評価点：No.70）

※：概算となるが、タンクの遮蔽が無くなった場合、1.25～2.0倍程度、敷地境界に与える影響が上昇すると想定。保守的に2.0倍で計算しても最寄り点への影響は軽微。

## 【公衆への放射線影響の程度】

- 測定・確認用タンク※1の機能喪失による公衆への放射線影響を評価した結果は、下記の通り。
  - 条件 ※1：ここでの評価は2.5章 多核種処理水貯槽5基を含む

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷。当該損傷部からALPS処理水が漏えい。タンク堰内の貯留可能面積全域に水が広がり、トリチウムを含む水から蒸発した水蒸気が拡散。敷地境界（最寄り評価点）に居住する人が呼吸により摂取したトリチウムによる内部被ばくを評価。  
(2週間以内※2に回収したと仮定した場合の放射線影響。)



タンク貯留可能面積 (2,201m<sup>2</sup>)

気中移行による被ばく評価：0.4μSv (最寄り評価点：No.70)

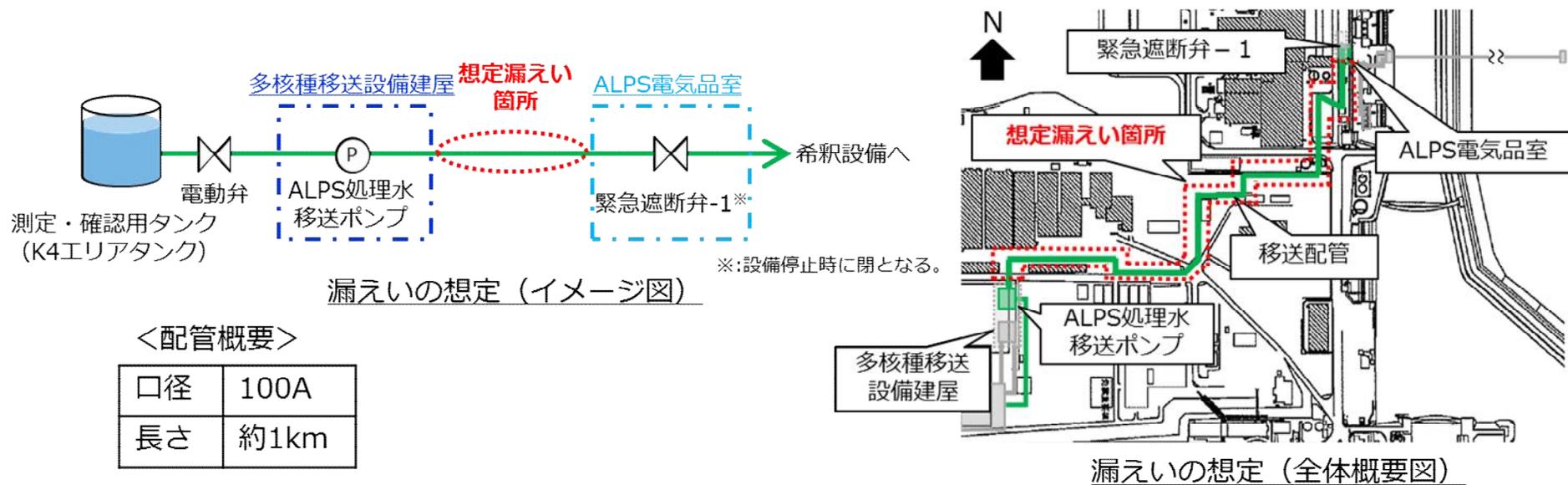
※2：30m<sup>3</sup>/hの仮設ポンプを使用して24時間体制で回収を行った場合、約3日間で回収可能である。準備作業を考慮しても約1週間と想定しているが、保守的に2週間と設定した。

- 測定・確認用タンクより下流の設備が機能喪失した際の影響を評価した結果は、下記の通り。

➤ 条件

測定・確認用タンクより下流の設備において、最もALPS処理水を内包する量が多い屋外の移送配管が地震により損傷。処理水移送ポンプ出口～緊急遮断弁-1入口の配管の内包水が全て漏えいした場合の影響について確認。

なお、震度5弱以上の地震発生時は海洋放出を停止するとともに、測定・確認用タンク出口の電動弁を閉とする運用であることから、評価には本運用を考慮した。

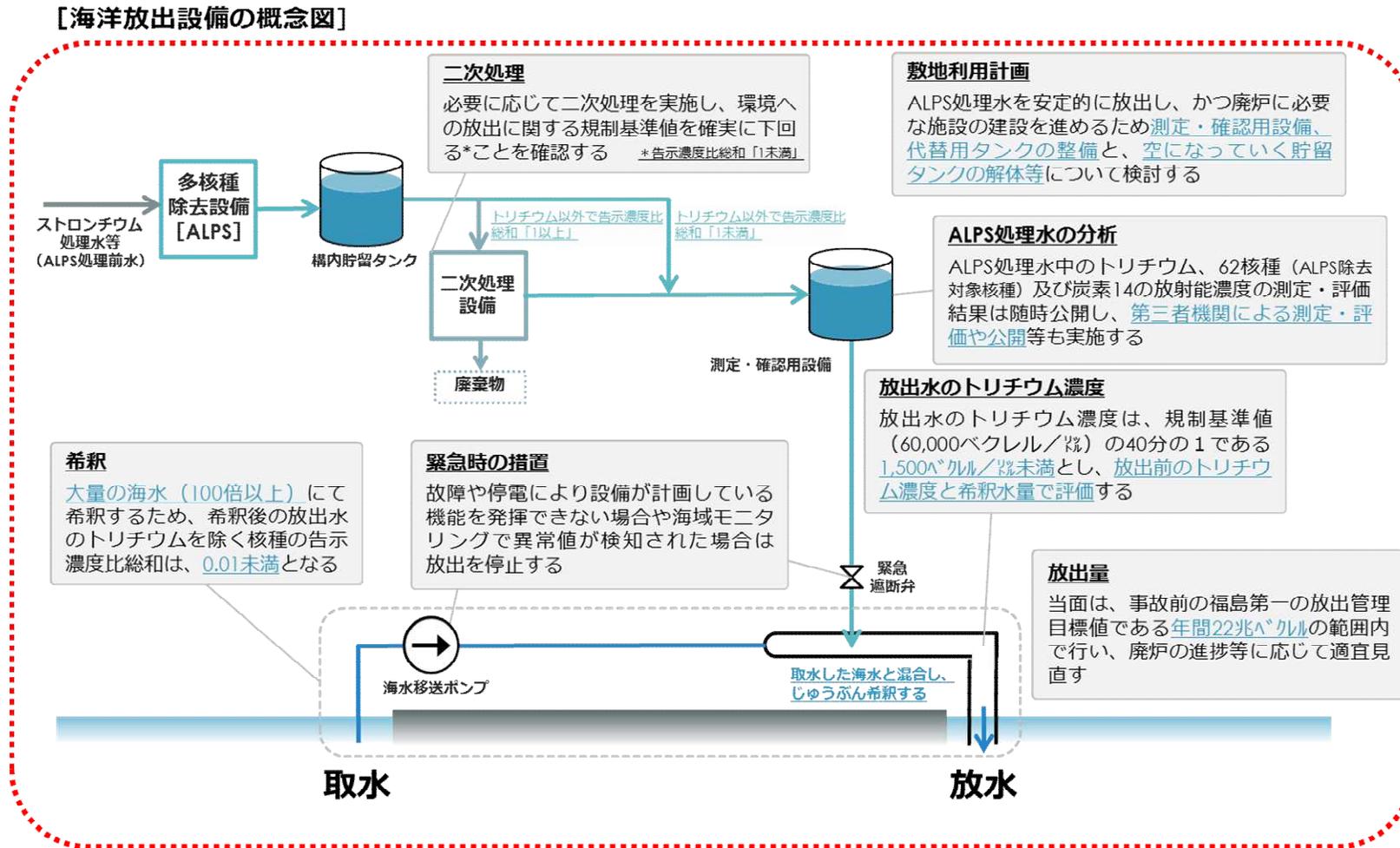


- 測定・確認用タンクより下流の設備からの最大の漏えい量は約8m<sup>3</sup>であり、測定・確認用タンクで想定した漏えい量より十分少ないことから、**ALPS処理水希釈放出設備の機能喪失時による公衆への放射線影響は測定・確認用タンクの評価で代表できる**と考える。

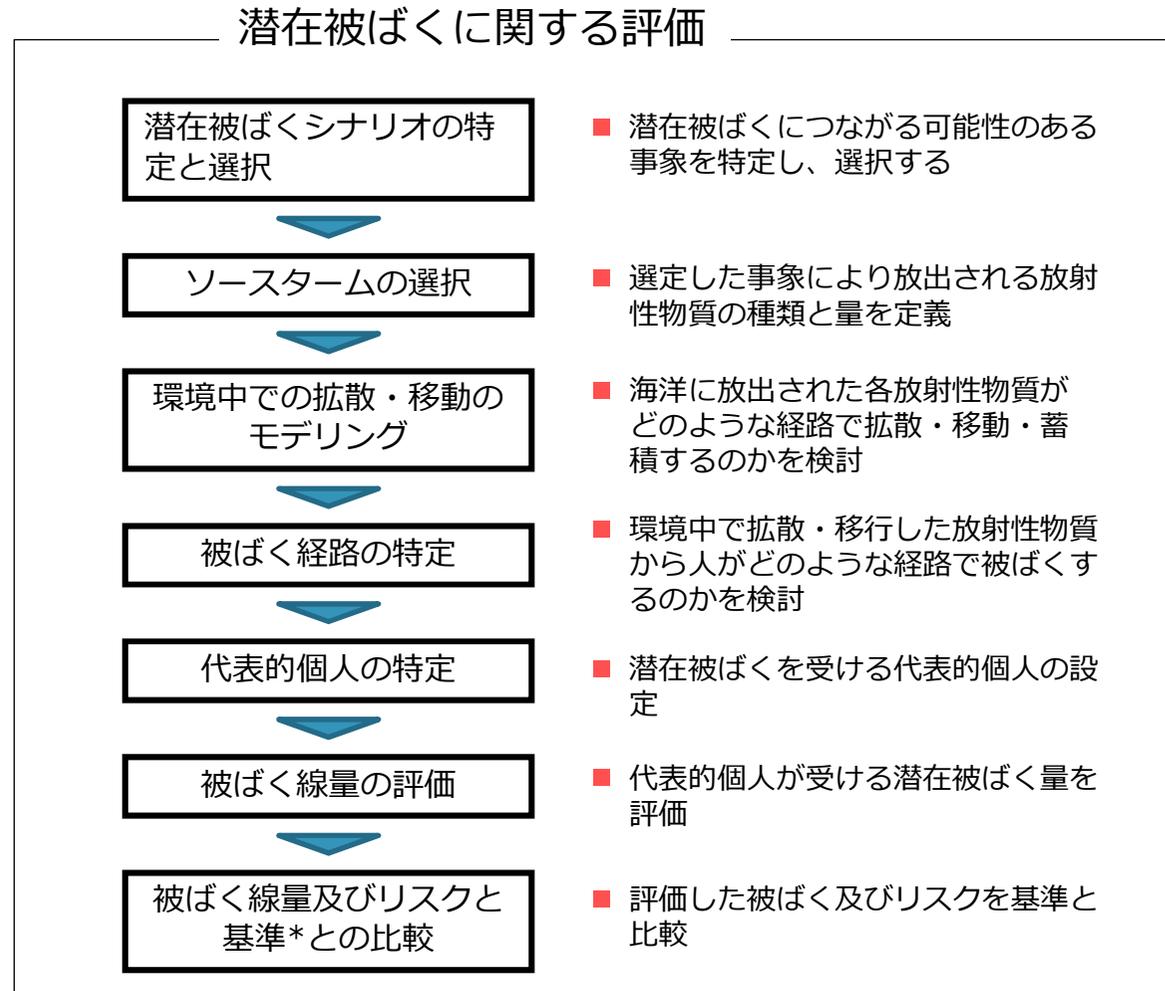
【機動的対応等】

- 震度5弱以上の地震発生時は、海洋放出を停止すると共に、測定・確認用タンク出口の電動弁を閉とし、タンク水位による漏えい確認を実施する。更に、地震後、屋外の移送配管を含む全ての設備の重点パトロールを行い、設備の異常の有無を確認する。
  - 屋外に敷設される移送配管について、ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は融着構造とすることで、漏えい発生防止を図る。また、ポリエチレン管は材料の可撓性により、耐震性を確保する。
- ⇒ 2021年2月13日に発生した福島県沖を震源とする地震によって、福島第一原子力発電所構内に敷設されているポリエチレン管の損傷は確認されていない。
- 移送配管の近傍に車道がある箇所は柵等を設置し、外的要因による設備の損傷を防止する。
  - 移送配管は排水路から可能な限り離隔するとともに、排水路を跨ぐ箇所はボックス鋼内等に配管を敷設し、ボックス鋼端部から排水路に漏えい水が直接流入しないように土のうを設ける。

- 潜在被ばくの評価について、IAEA GSG-10のフロー図と同様の手順で評価を実施
- 潜在被ばくシナリオの検討にあたって対象となる設備は下図の測定・確認用設備より下流の設備



- IAEA GSG-10に示されている潜在被ばくに関する評価の手順は以下の通り。



\* IAEA GSG-10では、比較すべき基準として 1~数ミリシーベルト（通常 5mSv）が示されている。

- 放出されるALPS処理水の核種組成を仮想したALPS処理水とし、以下のとおりソースタームの設定を行った。

- ✓ 海水面からの外部被ばくにおいて、最も影響が大きいTe-127の放出率が最大となるケース（H-3濃度が10万Bq/Lの場合）で評価した。
- ✓ 対象核種Te-127
- ✓ 濃度5000Bq/L（告示濃度限度）
- ✓ 放出率は、10万Bq/LのH-3濃度を、希釈用海水34万m<sup>3</sup>/日で1,500Bq/Lまで希釈する際（67倍希釈）のALPS処理水の流量5,100m<sup>3</sup>/日から、

$$5,000\text{Bq/L} \times 5,100\text{m}^3/\text{日} \times 1000\text{L/m}^3 = 2.6\text{E}+10\text{Bq/日}$$

- ✓ なお、設計上の放出量は最大500m<sup>3</sup>/日であり、5,100m<sup>3</sup>/日は極めて保守的な設定となっている。

- 拡散評価は、通常の放出と同じシミュレーションモデルを使用した。
- 移行経路としては、海流等による移流、拡散を対象とした。短期的な放出のため、通常の被ばく評価で選定した船体や海浜の砂、漁網への付着、魚介類等海洋生物による濃縮は考慮しないこととした。
- 被ばく経路としては、長時間被ばくを受ける可能性のある海水面からの被ばくを対象とした。

- 潜在被ばく評価の対象となる代表的個人を以下の通り想定した。
  - ✓ 異常な放出が発生した際に発電所周辺で漁業等の作業を行う船舶の乗組員
  - ✓ 発電所付近では南北方向の流れが多いことを考慮し、日常的に漁業が行われていないエリア外で放水口から北に最も近い場所（約1km北側）で作業を行っているものとした。
  - ✓ 異常な放出が発生した際には、作業を中止して退去するものと考え、被ばくする期間を1日（24時間）とした。
- 評価に使用する海水中の放射性物質濃度は、2014年と2019年の2年間の計算結果から、放水口からの距離1kmで最大となる1日の日平均濃度を算出した。
- 被ばく評価方法は、通常運転時の人への海水からの外部被ばくと同じ方法とした。

## ■ 評価の基準

- ALPS処理水は、トリチウム以外の放射性物質を告示濃度比総和 1 未満となるまで取り除いていること、及びALPS処理水の放出はタンク群毎の放出のため、事故時に放出される放射性物質は限定されることから、評価結果と比較する事故時の基準としては、GSG-10に通常使われる基準値として記載のある 5 mSv とした。

## ■ 被ばく評価の結果

- 被ばく評価の結果は、 $7.3E-05$ mSvとなり、事故時の判断基準 5 mSvと比べて非常に小さい値となった。

## &lt;No.37 (追加) &gt;

- 循環攪拌試験の結果を受けた連結弁の運用方法について説明してください。「震度5弱以上の地震発生時、連結弁が開状態となっているタンクについて、優先的に現場確認を行い、漏えいが確認された場合は速やかに連結弁を閉とする。」としているが連結弁を閉とする迄にどの程度の時間を要し、どの程度の水が漏えいすることを想定しているのか。大津波警報がでている場合でも対応が可能か。また、対応するための訓練は計画されているか。

## &lt;No.37 (追加) 回答&gt;

- 「震度5弱以上の地震発生時、連結弁が開状態となっているタンクについて、優先的に現場確認を行い、漏えいが確認された場合は速やかに連結弁を閉とする。」ことについては、マニュアルに反映済み。
- 連結弁の閉時間は、漏えい個所数にもよるが、弁1個の閉時間は5分～10分程度と想定している。ただし、連結管が完全に破断した場合等、弁近傍の接近が困難なことも想定され、時間を要す可能性もある。
- また、測定・確認用タンクは33.5m盤に設置されているため、大津波警報が出ていても対応は可能である。
- なお、タンクの連結弁は、当直員が通常に操作を行っている弁であり、日々のパトロールにおいて状態を確認している。そのため、特別な訓練は不要と考えている。

<No.43>

- 測定・確認用設備で均一にしたALPS処理水の測定・評価を行う第三者機関について、具体的に説明願いたい。（民間測定機関、JAEA、その他）

<No.43 回答>

- 第三者分析機関は株式会社 化研を予定しています。
- 同社は、ISO/IEC17025（JIS Q 17025）の認定を取得しています。
  - 放射性セシウム（Cs-134, Cs-137）
  - 放射性ヨウ素(I-131)
  - トリチウム(H-3)
  - ストロンチウム90(Sr-90)

ISO/IEC17025（JIS Q 17025）：試験所及び校正機関の能力に関する一般要求事項

【参考】株式会社化研 会社紹介

<http://www.kakenlabo.co.jp/iso17025.html>

<No.44>

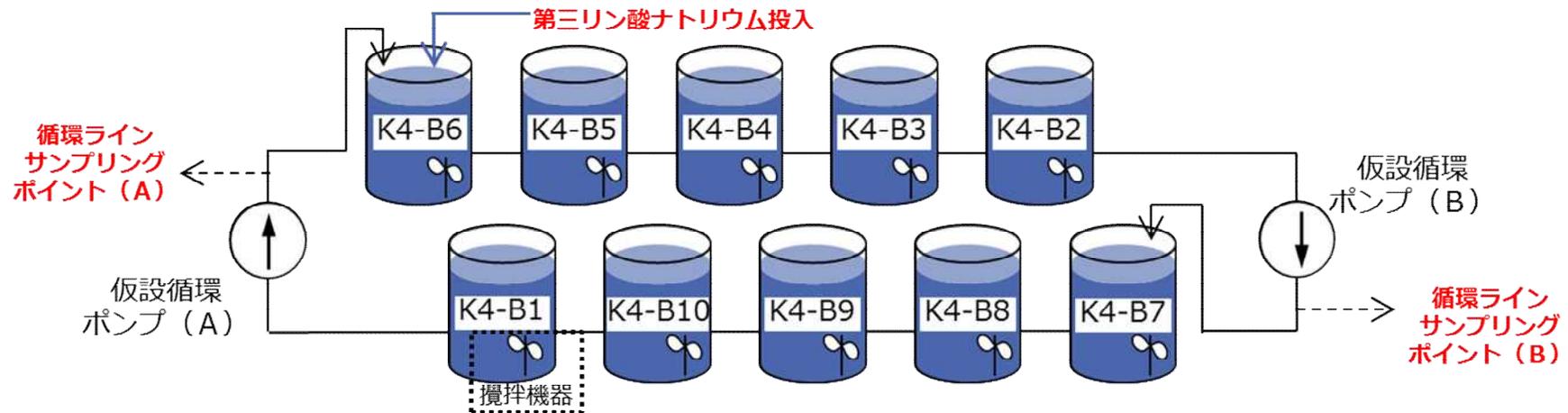
- 2月に実施した循環実証試験の結果を示し、タンク内処理水の放射能濃度の均質化が十分図られていることを実証（確認）できたことを詳細に説明のこと。また、攪拌実証試験ではタンク内に投入する試薬で攪拌効果を確認し、2月の循環実証試験では8核種及び試薬を分析対象として実施するとしているが、その妥当性、技術的な根拠について説明すること。
- また、放射性物質の内粒子状のタンク底部や連絡管弁や継手部等への沈降・残留が発生しないか、発生した場合の対策について説明のこと。

<No.44 回答>

- 循環攪拌実証試験の内容・結果、タンク内の粒子状物質への対応について、次ページ以降に示す。

## タンク内のALPS処理水の放射能濃度の均質化について

- ALPS処理水希釈放出設備では、タンク10基を1群として放出操作を行うことから、放出前にタンク内のALPS処理水が放出基準を満足していることを確認するため、サンプリングを実施する。
- 測定・確認用設備では、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に基づきタンク群の放射性物質濃度を均一にするため、攪拌機器でタンク単体を攪拌すると共に、循環ポンプによりタンク群全体の水を循環し、代表的な試料が得られるようにする。
- 2021年11月に実施したタンク1基での攪拌実証試験により、タンク1基での攪拌による均一の効果を確認できたことから、2022年2月にタンク10基を連結した循環攪拌実証試験（下図参照）を行い、当該設備構成によるタンク10基での均一の効果を確認する。



攪拌実証試験 : 2021年11月実施済  
循環攪拌実証試験 : 2022年2月実施済

- 循環攪拌実証試験では、下表の計画にてリン酸とトリチウム濃度の均一の効果を確認する。

実施日	2022年2月7日～2022年2月13日		
試験時間	約144時間		
対象タンク	K4-B群（10基）		
試薬※1	第三リン酸ナトリウム※2（K4-B6タンク天板マンホールから投入）		
サンプリング	試験前	試験中※3	試験後
採取ポイント	K4-B1～B10 タンク中(5m)	循環ライン 2箇所	K4-B1～B10タンク 上(10m)・中(5m)・下(1m)
採取量	各1ℓ、計10サンプル	各1ℓ※5、計28サンプル	各6ℓ、計30サンプル
分析対象	リン酸※4	リン酸※5	リン酸+主要7核種※6+トリチウム

※1：タンク内に存在しない試薬をタンクに投入し、濃度分布を確認

※2：第三リン酸ナトリウム投入量は福島県条例に定める排水基準（リン含有量「日間平均8ppm」）の1/100を目安とするため、環境への影響はない

※3：試験開始～24時間は6時間毎にサンプリング、24時間～144時間は12時間毎にサンプリングを実施する

※4：試験前の主要7核種（Cs-134,Cs-137,Sr-90,I-129,Ru-106,Co-60,Sb-125）+トリチウムは測定済みのため、分析対象としていない

※5：6/72/144時間後のみ各6ℓ採取し、分析対象としてリン酸の他に主要7核種+トリチウムを加える

※6：主要7核種（Cs-134, Cs-137, Sr-90, I-129, Ru-106, Co-60, Sb-125）

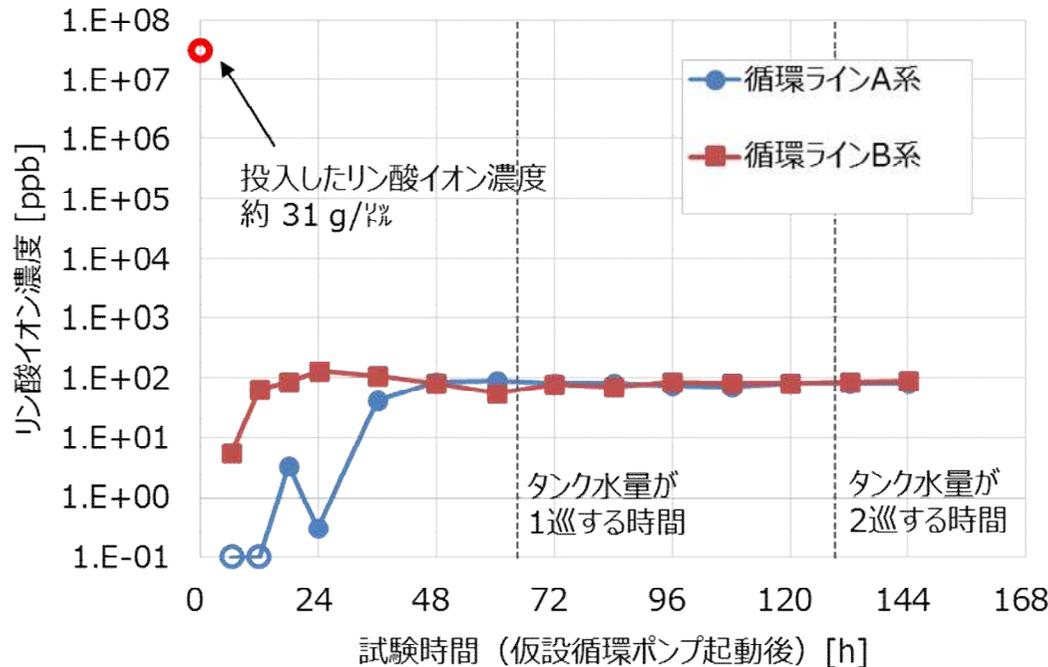
**今回報告するのはリン酸及びトリチウムの結果**

# 循環攪拌実証試験の結果（サンプリングによるリン酸イオン濃度）



- 循環攪拌実証試験では、K4-B6タンクへ投入した第三リン酸ナトリウム溶液約23.7ℓに含まれるリン酸イオン濃度は約31g/ℓであり、K4-B群タンク（約9168.7m<sup>3</sup>）で希釈されたときのリン酸イオン濃度の理論値は約80ppb。
- 仮設循環ポンプ起動後の、サンプルに含まれるリン酸イオン濃度の結果は下記の通り。
  - 試験開始から約65時間が経過した（タンク水量が1巡する時間※1）以降では、平均は80ppb。  
（試験開始72h以降のデータの平均値。標準偏差は5ppb）
  - 試験開始から約130時間が経過した（タンク水量が2巡する時間※1）以降では、平均は84.5ppb。

※1：試験時に計測した仮設循環ポンプの最小流量142m<sup>3</sup>/h, タンク水量9168.7m<sup>3</sup>より評価



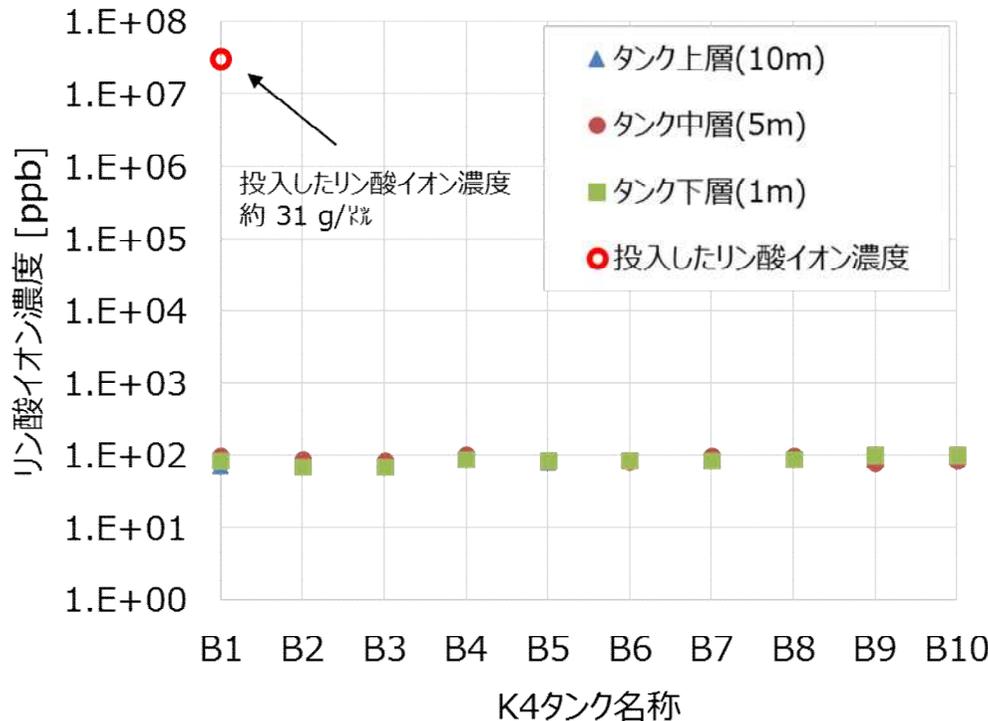
試験時間[h]	リン酸イオン濃度 (A系)	リン酸イオン濃度 (B系)
6.4	0.1	5.4
12	0.1	65
18	3.3	85
24	0.3	131
36	43	109
48	84	82
60	91	56
72	81	77
84	80	72
96	73	84
108	71	82
120	83	82
132	82	84
144	82	90



# 循環攪拌実証試験の結果（試験終了後のタンク内のリン酸イオン濃度）



- 仮設循環ポンプ起動後144時間が経過した段階で、タンク10基の上層(10m)・中層(5m)・下層(1m)から採取した試料に含まれるリン酸イオン濃度は、若干のばらつきが存在するものの、個々のタンクに含まれるリン酸イオン濃度の平均は、理論値の80ppbに近い86ppbとなっており、タンク全体としては、リン酸が行きわたっていることを確認。



タンク名称	タンク上層(10m)	タンク中層(5m)	タンク下層(1m)	平均値
K4-B1	69.0	98.0	84.0	83.7
K4-B2	82.0	88.0	69.0	79.7
K4-B3	68.0	85.0	71.0	74.7
K4-B4	85.0	101.0	87.0	91.0
K4-B5	79.0	82.0	85.0	82.0
K4-B6	84.0	82.0	85.0	83.7
K4-B7	82.0	99.0	85.0	88.7
K4-B8	89.0	98.0	88.0	91.7
K4-B9	83.0	77.0	102.0	87.3
K4-B10	95.0	85.0	101.0	93.7

全体の平均値：86ppb

標準偏差：9ppb

相対標準偏差：10.5%

※：単位はppb

循環攪拌実証試験の結果（試験終了後のタンク内のトリチウム濃度分布） **TEPCO**

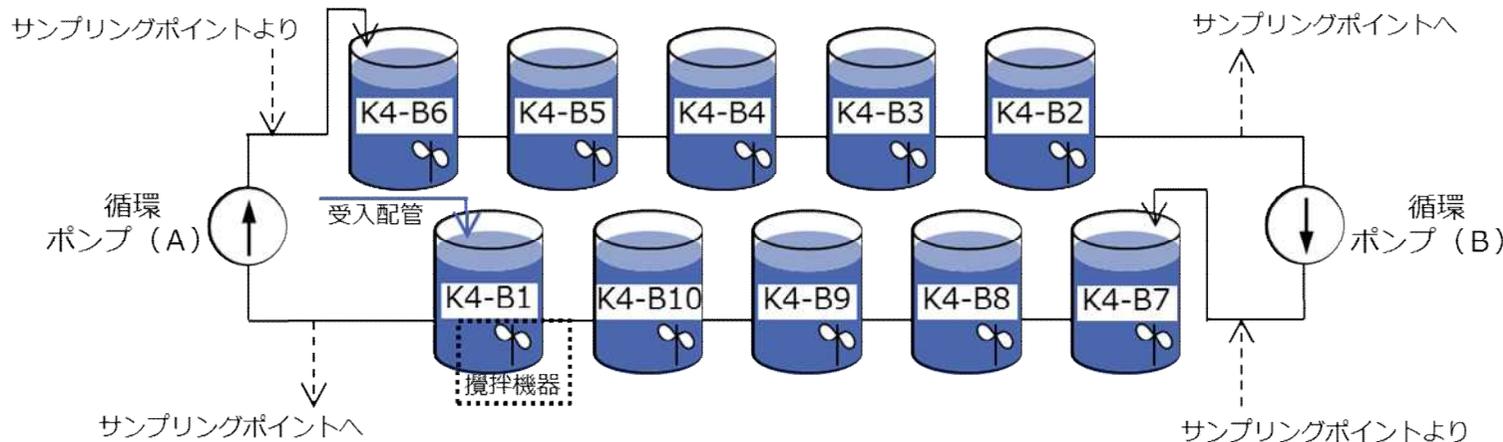
- トリチウム濃度については、過去にタンク10基をサンプリングした結果は平均 $1.61 \times 10^5$  Bq/l、標準偏差 $0.13 \times 10^5$  Bq/lであったものが、循環攪拌実証試験（144h）後では平均 $1.51 \times 10^5$  Bq/l、標準偏差 $0.029 \times 10^5$  Bq/lとなっており、攪拌機器と循環ポンプの組合せ運転によりタンク10基のトリチウム濃度について均一の効果を確認。

タンク名称	試験前※ トリチウム濃度 ( $\times 10^5$ ) [Bq/l]	試験後タンク下層 トリチウム濃度 ( $\times 10^5$ ) [Bq/l]	試験後タンク中層 トリチウム濃度 ( $\times 10^5$ ) [Bq/l]	試験後タンク上層 トリチウム濃度 ( $\times 10^5$ ) [Bq/l]	試験後タンク内平均 トリチウム濃度 ( $\times 10^5$ ) [Bq/l]
K4-B1	1.94	1.53	1.51	1.54	1.53
K4-B2	1.63	1.51	1.42	1.50	1.48
K4-B3	1.49	1.51	1.53	1.48	1.50
K4-B4	1.54	1.53	1.48	1.51	1.51
K4-B5	1.67	1.53	1.47	1.55	1.52
K4-B6	1.69	1.52	1.51	1.52	1.52
K4-B7	1.58	1.45	1.53	1.49	1.49
K4-B8	1.50	1.49	1.50	1.48	1.49
K4-B9	1.44	1.50	1.52	1.54	1.52
K4-B10	1.61	1.51	1.54	1.55	1.53
<b>平均</b>	<b>1.61</b>	<b>1.51</b>			—
<b>標準偏差<math>\sigma</math></b>	<b>0.13</b>	<b>0.029</b>			—
<b>相対標準偏差</b>	<b>8.1%</b>	<b>1.9%</b>			—

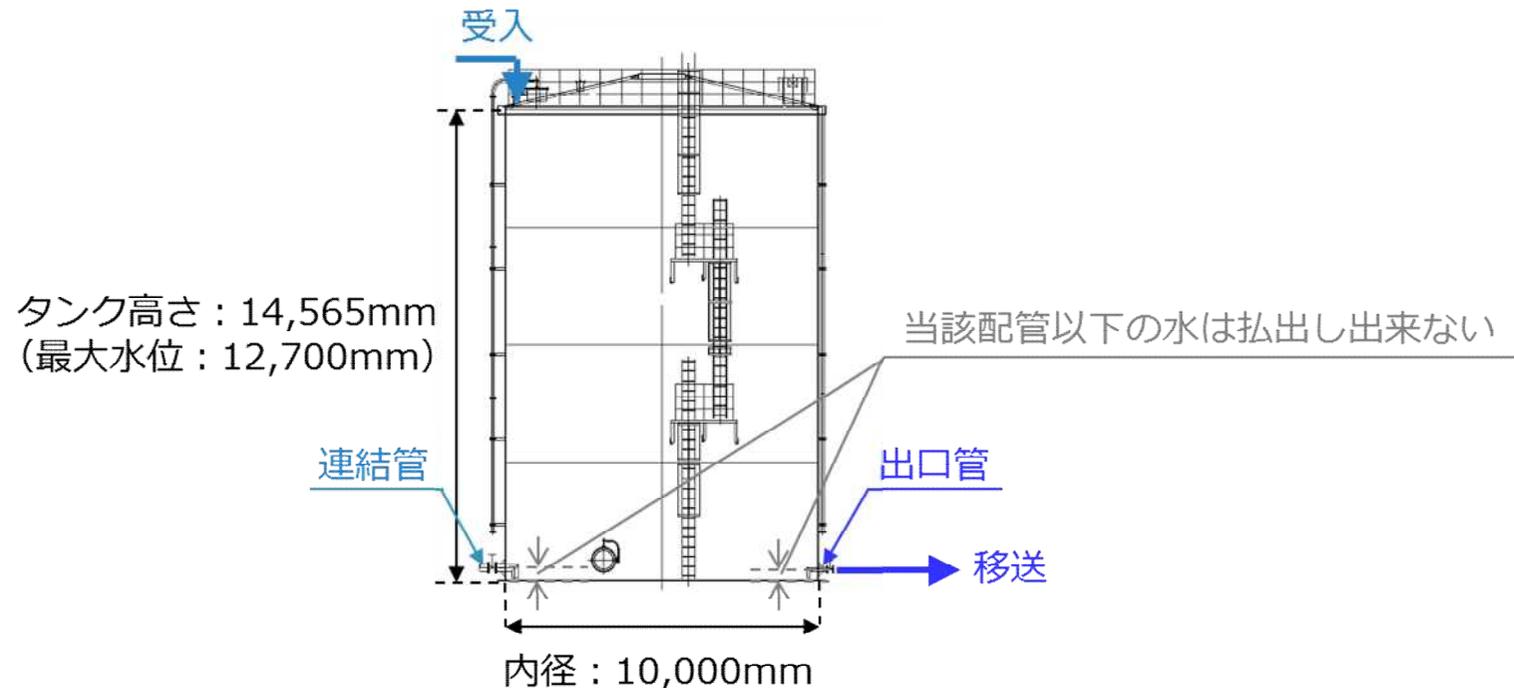
※：K4-B1タンクは2020/5/22、K4-B2~B10タンクは2021/6/9~6/22の期間でタンク中層からサンプリングを実施

- 今回の循環攪拌実証試験の結果を踏まえ、循環攪拌運転により代表試料を採取できると判断。
  - 本試験では、試験開始前にタンク1基（K4-B6）に第三リン酸ナトリウムを全量を投入した、非常に保守的な初期状態で開始したものの、タンク水量が2巡した以降に循環ラインサンプリングポイント（A）,（B）から採取した水に含まれるリン酸の平均濃度が、理論値80ppbとほぼ等しい84.5ppbであったこと。
  - 一方、保守的な初期条件により、タンク内から採取した水に含まれるリン酸濃度の平均は86ppb、標準偏差9ppbとなり、若干のばらつきが確認されたものの、タンク内のトリチウム濃度の平均は $1.51 \times 10^5$  Bq/l、標準偏差 $0.029 \times 10^5$  Bq/lとなっており、循環攪拌運転により均一の効果が確認されたこと。

- 試験結果を踏まえて、設備構成は下図の通り今回の試験と同様とし、循環攪拌の運転時間は、放出開始後の当面の間はタンク水量の2巡以上確保する運用とする。
- なお、循環攪拌の運転時間は、必要に応じトレーサを用いた検証を実施し、最適な運転時間を確認する。



- ALPS処理水の海洋放出における通常の運用では、測定・確認用タンクの出口管・連結管以下の水を払い出すことが出来ないため、元々貯留していたALPS処理水が残った状態で、新しいALPS処理水を受け入れる計画。
- そのため、これらのALPS処理水をよく混合させるために、循環攪拌運転の時間は、放出開始後の当面の間はタンク水量の2巡以上確保する（P8参照）。
- なお、沈降性の物質に対する懸念については、ALPS処理水等貯留タンクから測定・確認用タンクへALPS処理水を受け入れる際は、念のためフィルタに通水した後に受け入れる計画とすること、今回測定・確認用タンクに転用するK4タンクはタンク内の清掃を実施することで対策を行う。



測定・確認用タンク（K4タンクを受払いタンク）

<No.46>

- 実施計画に濃度確認方法は社内マニュアルによるとあるが、各核種の分析方法、検出限界値について説明のこと。

<No.46 回答>

回答

- 放出前のALPS処理水の分析方法、目標検出限界値を次ページ以降に示します。
- これらの方法は、2021年に実施した二次処理性能試験における64核種の分析方法と同じ方法となります。
- また、No.9の説明の通り、ALPS処理水を環境へ放出するにあたり、廃止措置や埋設施設の知見を踏まえ、改めて徹底的に検証を行います。新たに放出前に確認する必要がある核種が選定された場合には、分析方法等を追加します。

## 二次処理性能試験における64核種の分析方法について

### ■ 分析方法の総括表

	核種	分析方法		核種	分析方法		核種	分析方法
1	H-3	LSC	23	Sn-119m	評価値	45	Pm-146	Ge
2	C-14	LSC	24	Sn-123	Ge	46	Pm-147	評価値
3	Mn-54	Ge	25	Sn-126	Ge	47	Pm-148	Ge
4	Fe-59	Ge	26	Sb-124	Ge	48	Pm-148m	Ge
5	Co-58	Ge	27	Sb-125	Ge	49	Sm-151	評価値
6	Co-60	Ge	28	Te-123m	Ge	50	Eu-152	Ge
7	Ni-63	LSC	29	Te-125m	評価値	51	Eu-154	Ge
8	Zn-65	Ge	30	Te-127	Ge	52	Eu-155	Ge
9	Rb-86	Ge	31	Te-127m	評価値	53	Gd-153	Ge
10	Sr-89	β-Spec	32	Te-129	Ge	54	Tb-160	Ge
11	Sr-90	β-Spec	33	Te-129m	Ge	55	Pu-238	ZnS
12	Y-90	評価値	34	I-129	ICP-MS	56	Pu-239	ZnS
13	Y-91	Ge	35	Cs-134	Ge	57	Pu-240	ZnS
14	Nb-95	Ge	36	Cs-135	評価値	58	Pu-241	評価値
15	Tc-99	ICP-MS	37	Cs-136	Ge	59	Am-241	ZnS
16	Ru-103	Ge	38	Cs-137	Ge	60	Am-242m	評価値
17	Ru-106	Ge	39	Ba-137m	評価値	61	Am-243	ZnS
18	Rh-103m	評価値	40	Ba-140	Ge	62	Cm-242	ZnS
19	Rh-106	評価値	41	Ce-141	Ge	63	Cm-243	ZnS
20	Ag-110m	Ge	42	Ce-144	Ge	64	Cm-244	ZnS
21	Cd-113m	LSC	43	Pr-144	評価値			
22	Cd-115m	Ge	44	Pr-144m	評価値			

Ge : Ge半導体検出装置

LSC : 低バック液体  
シンチレーション計数装置

β-Spec : β核種分析装置

ICP-MS : 誘導結合プラズマ  
質量分析装置

ZnS : α自動測定装置  
(ZnSシンチレーション計数装置)

評価値 : 計測した核種から同位体比、  
相対比にて存在量を算出評価

## 二次処理性能試験における64核種の分析方法について

### ■ 各核種の分析方法と概略

	核種	分析方法	概略	備考
1	H-3	LSC	蒸留により単離し、試料とシンチレータを混合し測定	Geの測定にて、低エネルギー側の核種は、コンプトン散乱の影響により検出下限値が高くなるが、長時間計測を実施することにより目標※とする検出下限値を担保
2	C-14	LSC	吸収剤に捕集して単離し、試料とシンチレータを混合し測定	
3	Mn-54	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
4	Fe-59	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
5	Co-58	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
6	Co-60	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
7	Ni-63	LSC	レジンにより単離し、試料とシンチレータを混合し測定	
8	Zn-65	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
9	Rb-86	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
10	Sr-89	β-Spec	レジンにより単離し、沈殿回収したものをマウントし、ステンレス皿にてβ-Spec測定	
11	Sr-90	β-Spec	レジンにより単離し、沈殿回収したものをマウントし、ステンレス皿にてβ-Spec測定	
12	Y-90	評価値	Sr-90と放射平衡として濃度評価	
13	Y-91	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	※ 目標：告示濃度比総和1未満を満足していることを確認するために設定した核種毎の値
14	Nb-95	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定、親核種の半減期を使用	
15	Tc-99	ICP-MS	試料を希硝酸で希釈し測定	
16	Ru-103	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
17	Ru-106	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
18	Rh-103m	評価値	Ru-103と放射平衡として濃度評価	
19	Rh-106	評価値	Ru-106と放射平衡として濃度評価	
20	Ag-110m	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
21	Cd-113m	LSC	イオン交換により単離し、試料とシンチレータを混合し測定	
22	Cd-115m	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	

Ge : Ge半導体検出装置  
 LSC : 低バック液体シンチレーション計数装置  
 β-Spec : β核種分析装置  
 ICP-MS : 誘導結合プラズマ質量分析装置  
 ZnS : α自動測定装置

## 二次処理性能試験における64核種の分析方法について

### ■ 各核種の分析方法と概略

	核種	分析方法	概略	備考	
23	Sn-119m	評価値	Sn-123との相対比より濃度評価	Geの測定にて、低エネルギー側の核種は、コンプトン散乱の影響により検出下限値が高くなるが、長時間計測を実施することにより目標※とする検出下限値を担保  ※ 目標：告示濃度比総和1未満を満足していることを確認するために設定した核種毎の値	
24	Sn-123	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		
25	Sn-126	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		
26	Sb-124	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		
27	Sb-125	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		
28	Te-123m	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		
29	Te-125m	評価値	Sb-125と放射平衡として濃度評価		
30	Te-127	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定、親核種の半減期を使用		
31	Te-127m	評価値	Te-127との相対比より濃度評価		
32	Te-129	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定、親核種の半減期を使用		
33	Te-129m	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		
34	I-129	ICP-MS	試料を試薬添加によりヨウ素酸イオンに調整後に測定		
35	Cs-134	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		
36	Cs-135	評価値	Cs-137との相対比より濃度評価		
37	Cs-136	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		Ge : Ge半導体検出装置
38	Cs-137	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		LSC : 低バック液体シンチレーション計数装置
39	Ba-137m	評価値	Cs-137と放射平衡として濃度評価		β-Spec : β核種分析装置
40	Ba-140	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		ICP-MS : 誘導結合プラズマ質量分析装置
41	Ce-141	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		ZnS : α自動測定装置
42	Ce-144	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定		
43	Pr-144	評価値	Ce-144と放射平衡として濃度評価、親核種の半減期を使用		
44	Pr-144m	評価値	Ce-144と放射平衡として濃度評価		

## 二次処理性能試験における64核種の分析方法について

### ■ 各核種の分析方法と概略

	核種	分析方法	概略	備考
45	Pm-146	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	Geの測定にて、低エネルギー側の核種は、コンプトン散乱の影響により検出下限値が高くなるが、長時間計測を実施することにより目標※とする検出下限値を担保
46	Pm-147	評価値	Eu-154との相対比より濃度評価	
47	Pm-148	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
48	Pm-148m	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
49	Sm-151	評価値	Eu-154との相対比より濃度評価	
50	Eu-152	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
51	Eu-154	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
52	Eu-155	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
53	Gd-153	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
54	Tb-160	Ge	均一化した試料をマリネリ容器に分取し測定	
55	Pu-238	ZnS	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し測定	※ 目標：告示濃度比総和1未満を満足していることを確認するために設定した核種毎の値  Ge：Ge半導体検出装置 LSC：低バック液体シンチレーション計数装置 β-Spec：β核種分析装置 ICP-MS：誘導結合プラズマ質量分析装置 ZnS：α自動測定装置
56	Pu-239	ZnS	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し測定	
57	Pu-240	ZnS	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し測定	
58	Pu-241	評価値	Pu-238との相対比より濃度評価	
59	Am-241	ZnS	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し測定	
60	Am-242m	評価値	Am-241との相対比より濃度評価	
61	Am-243	ZnS	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し測定	
62	Cm-242	ZnS	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し測定	
63	Cm-243	ZnS	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し測定	
64	Cm-244	ZnS	試料を鉄共沈させ除鉄した後、ステンレス皿に蒸発乾固し測定	

# 二次処理性能試験における64核種の分析方法について



核種	分析方法	目標検出下限値※1	準拠手法
γ線放出核種	マリネリ容器に試料を分取し、Ge半導体検出器にて測定	0.07 Bq/L Cs-137にて設定※2	放射能測定法シリーズNo.7 (ゲルマニウム半導体検出器によるγ線スペクトロメトリ)
Sr-90、Sr-89	SrレジンによりSrを精製した後、炭酸塩として沈殿・回収したものをβ核種分析装置にて測定	0.04 Bq/L Sr-90にて設定※3	JAEA-Technology2009-051 (研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法(分析指針))
I-129	試料に次亜塩素酸を添加してヨウ素酸イオンに調整した後、誘導結合プラズマ質量分析装置にて測定	0.2 Bq/L	放射能測定法シリーズNo.32 (環境試料中ヨウ素129 迅速分析法)
H-3	蒸留によって不純物を取り除いた試料とシンチレータを混合した後、低バック液体シンチレーション計数装置にて測定	30 Bq/L	放射能測定法シリーズNo.9 (トリチウム分析法)
C-14	試料に濃硝酸、過硫酸カリウムを添加して加熱し、発生したCO <sub>2</sub> を吸収剤に捕集してシンチレータと混合した後、低バック液体シンチレーション計数装置にて測定	10 Bq/L	放射能測定法シリーズNo.25 (放射性炭素分析法) 日揮：放射性廃棄物の放射化学分析方法について
Tc-99	試料を硝酸で希釈し、誘導結合プラズマ質量分析装置にて測定	2 Bq/L	原子力環境整備センター：放射化学分析手法の高度化・合理化研究
全α放射能	α核種を水酸化鉄に共沈させ、抽出操作により除鉄した後ステンレス皿に蒸発乾固後焼き付けしたものをα自動測定装置にて測定	0.04 Bq/L	動力炉・核燃料開発事業団東海事業所：標準分析作業法
Cd-113m	イオン交換によりCdを精製・回収し、シンチレータと混合した後、低バック液体シンチレーション計数装置にて測定	0.2 Bq/L	分析化学, vol.63, No.4 (低バック液体シンチレーション計数装置を用いるβ線計測法による福島第一原子力発電所の滞留水中の <sup>113m</sup> Cd分析法の検討)
Ni-63	NiレジンによりNiを精製・回収し、シンチレータと混合した後、低バック液体シンチレーション計数装置にて測定	20 Bq/L	JAEA-Technology2009-051 (研究施設等廃棄物に含まれる放射性核種の簡易・迅速分析法(分析指針))

※1：告示濃度比総和1未満を満足していることを確認するために設定した核種毎の値

※2：他の核種はベースライン、妨害核種、バックグラウンドおよびγ線放出率によって変動

※3：Sr-89はSr-90濃度によって変動

<No.79>

- ALPS処理水等の分析・濃度測定に使用する試料採取サンプリング設備や放出前後の周辺海域の海水濃度を測定し放出に伴う環境影響を確認する海水モニタリング設備については、ALPS希釈放出に際してその安全確認のために重要であり、別途その設計、運用管理等について説明すること。

<No.79 回答>

回答

- 測定・確認用設備において、循環・攪拌により均質化された水を採取するためのサンプリング設備を循環ラインに設ける。水のサンプリングは循環・攪拌後とし、タンク群ごとに実施する。
- また、希釈設備において、ALPS処理水と海水の希釈混合した後の位置にサンプリング設備を設ける。水のサンプリングは1日1回とする。
- 放水立坑（上流水槽）及び海域における試料採取は、モニタリング設備は設けず、採取器等によりサンプリングする。

<No.47>

- 東京電力及び第三者機関による測定・確認用設備での試料採取・分析結果やその公表、二次処理の確認や結果の公表はどのように行うのか。

<No.48>

- 東京電力及び第三者機関による希釈後のトリチウム濃度の確認や結果の公表はどのように行うのか。立坑での毎日の確認と公表、希釈率から算出された濃度の公表方法、公表時期を説明していただきたい。

<No.47, No48 回答>

回答

- 放出前の確認となる、測定・確認用設備及び放水立坑の確認結果は、地下水バイパスやサブドレン浄化水と同様に、第三者機関の分析結果とともに公表させていただきたいと考えています。放水立坑の試料分析結果を公表後、海洋に放出します。
- 放出中の毎日1回の確認は当社が行い、結果が纏まりしだい公表します。（原則、翌日中）
- 二次処理の確認結果についても公表します。公表のタイミング等については、運用方法とともに検討します。
- 希釈率から算出された濃度についても公表します。こちらも公表方法については、運用方法とともに検討します。

## &lt;No.52 (追加) &gt;

- 取水量、シールズ数から汚染物質が浮遊し流入しないと説明があったが、評価結果について詳細に説明すること。また、海水放射性物質濃度モニタリング結果にて、6号機取水口前の海水のCs-137、トリチウム、全βの濃度は港湾内北側海水の濃度と同程度であり、5・6号機取水槽開渠の海水の浄化や海底堆積物の除去等が必要でないか。港湾内の底にある堆積物の放射性物質測定結果についてこれまでの測定結果を示してください。

## &lt;No.52 (追加) 回答&gt;

シールズ数は、砂の動き易さを示す指標であり、次式で表されます。

$\psi = u^*2 / \rho s g d$      $\psi$  : シールズ数     $\tau$  : 底面せん断応力

$u^*$  : 底面摩擦速度     $\rho$  : 海水密度     $s$  : 砂の水中比重

$g$  : 重力加速度     $d$  : 粒径

「渡辺ら、移動流境界層と海浜過程、1979 土木学会論文集」で初期移動に対しては、滑面（つまり、細砂）の時、移動限界シールズ数0.075、全面移動に対しては、滑面（つまり、細砂）の時、移動限界シールズ数0.11以上から、0.075で海底面の砂は一部移動し始め、0.11でほとんどの砂が移動し始めると整理されております。今回の試算ではシールズ数0.001なので、砂移動は発生しないと考えております。

次頁に渡辺ら、移動流境界層と海浜過程、1979 土木学会論文集の抜粋を示します。

5号機取水路に関しては海底堆積物の除去は予定しております。港湾内の底にある堆積物の放射性物質測定結果について次頁以降をご確認ください。

## 渡辺ら、移動流境界層と海浜過程、1979 土木学会論文集

### 4.1 底質の移動限界

波の作用による海浜底質の移動限界は、海岸構造物を計画・設計したり、海浜変形の現象を論じる際に極めて重要な問題である。この問題を流体力学的な立場から最初にとりあげたのはBagnold(1946)である。その後、数多くの研究者によって移動限界表示を求める試みがなされてきたが、堀川・渡辺(1966)がKajiura(1965)の理論に示唆をうけて底面の粗滑や層流と乱流の別を考慮に入れた扱いを行い、移動限界実測データを統一的に整理するに及んで一応の完成をみたといえる。Komar・Miller(1974)によっても検討がなされているが、その扱いは基本的には堀川・渡辺(1966)のものと同じである。

一方、Madsen・Grant(1976)は、定常流での研究成果を参照して、次式で定義されるシールズ数 $\psi_m$ とパラメータ $S_*$ の関係で移動限界を表示しようと試みた。

$$\psi_m = \tau_{om} / \rho sgd, \quad S_* = d \sqrt{sgd} / 4\nu \quad \dots\dots\dots (29)$$

ここで $d$ は砂の粒径、 $s = (\rho_s / \rho) - 1$ は砂の水中比重であり、彼らは $k_s = d$ としてJonssonの摩擦係数 $f$ を求め、 $\tau_{om}$ を式(9)で評価した。実験データに対する $\psi_m$ と $S_*$ の関係は大きいばらつきを示すが、 $S_*$ が小さい(1のオーダー、滑面)時は $\psi_m \approx 0.07$ 、 $S_*$ が大きい(10～100、粗面)時は $\psi_m \approx 0.05$ 程度が初期移動限界に相当するようである。

堀川・渡辺(1966)の移動限界表示は、

$$sgd / U_m^2 = \hat{C} \cdot \rho sgd / \tau_{om} = \hat{C} / \psi_m \quad \dots\dots\dots (30)$$

なるパラメータと $R_s$ または $U_m / \sigma d$ の関係で与えられている。 $d = 30z_0$ としてKajiura(1968)の摩擦則と比較すると、初期移動に対しては、滑面のときに $\psi_m \approx 0.075$ 、粗面のときに $\psi_m \approx 0.05$ 、全面移動に対しては、滑面のときに $\psi_m \approx 0.11$ 、粗面のときに $\psi_m \approx 0.06$ を得る。

# 海底土の放射性物質濃度について

- 5/6号機取水路開渠内の被覆土上の堆砂は(A)、北防波堤を透過したものであり、港湾外(T-1)と同等レベルである。一方で、シルトフェンスより南側(B,C)は、濃度が高く、1-4号機側の港湾内からの海底土（K排水路等からの持込土砂含む）の影響があるものと考えられる。
- シルトフェンスを仕切堤に切り替えることで、1-4号機側の港湾内からの海水および海底土の移動が抑制されるため、港湾内の放射性物質の取水箇所への移行を防止するための対策となる。



調査地点	放射性物質濃度 (Bq/kg 乾土)		調査年度
T-1 (港湾外)	Cs-134	6~69	2017~2021
	Cs-137	110~410	
港湾内 A(GL±0) シルトフェンス北側	Cs-134	4~26	2018~2021
	Cs-137	187~281	
港湾内 A(GL-500) シルトフェンス北側	Cs-134	17~20	2021
	Cs-137	467~554	
港湾内 B (GL±0) シルトフェンス南側	Cs-134	723	2018
	Cs-137	6,475	
港湾内 C(GL±0) シルトフェンス南側	Cs-134	183	2018
	Cs-137	1,893	

<No.60>

- p.37 インターロックによって緊急遮断弁の閉止、または手動によるがなされるとあるが、海水移送システムの停止が原因のとき、アルプス処理水移送ポンプ停止との間に生じるタイムラグによって、混合・希釈が正常に行われぬことも考えられる。一定の遅延を生じた場合、立坑下流槽または海上の放流点付近で採水・分析し、安全な濃度であったことを公表する仕組みを検討いただきたい。

<No.60(追加)>

- 緊急遮断弁の閉止、配管からの漏えい、意図しない形でのALPS処理水の海洋放出、タンクからの漏えい等、異常が発生した場合の公表の基本的な考え方について説明してください。

<No.60 回答>

- 外部電源喪失の場合、アルプス処理水移送ポンプと海水移送ポンプが同時に停止するためタイムラグは生じない。
- 海水ポンプは2台以上の運転を前提としており、1台トリップした場合は、緊急遮断弁が閉じるとともにアルプス処理水移送ポンプがトリップするが、それまでの間に若干のタイムラグが生じるが、もう1台の海水移送ポンプは運転を継続するため、ALPS処理水の希釈も継続され、その影響は小さいと考える。
- 異常時の通報連絡やメディアへの公表は行っていくが、具体的な運用は自治体殿とも相談させていただきたい。
- また、異常時の対応として放水立坑の水を採取して分析することは検討してまいる。

## &lt;No.63(追加)&gt;

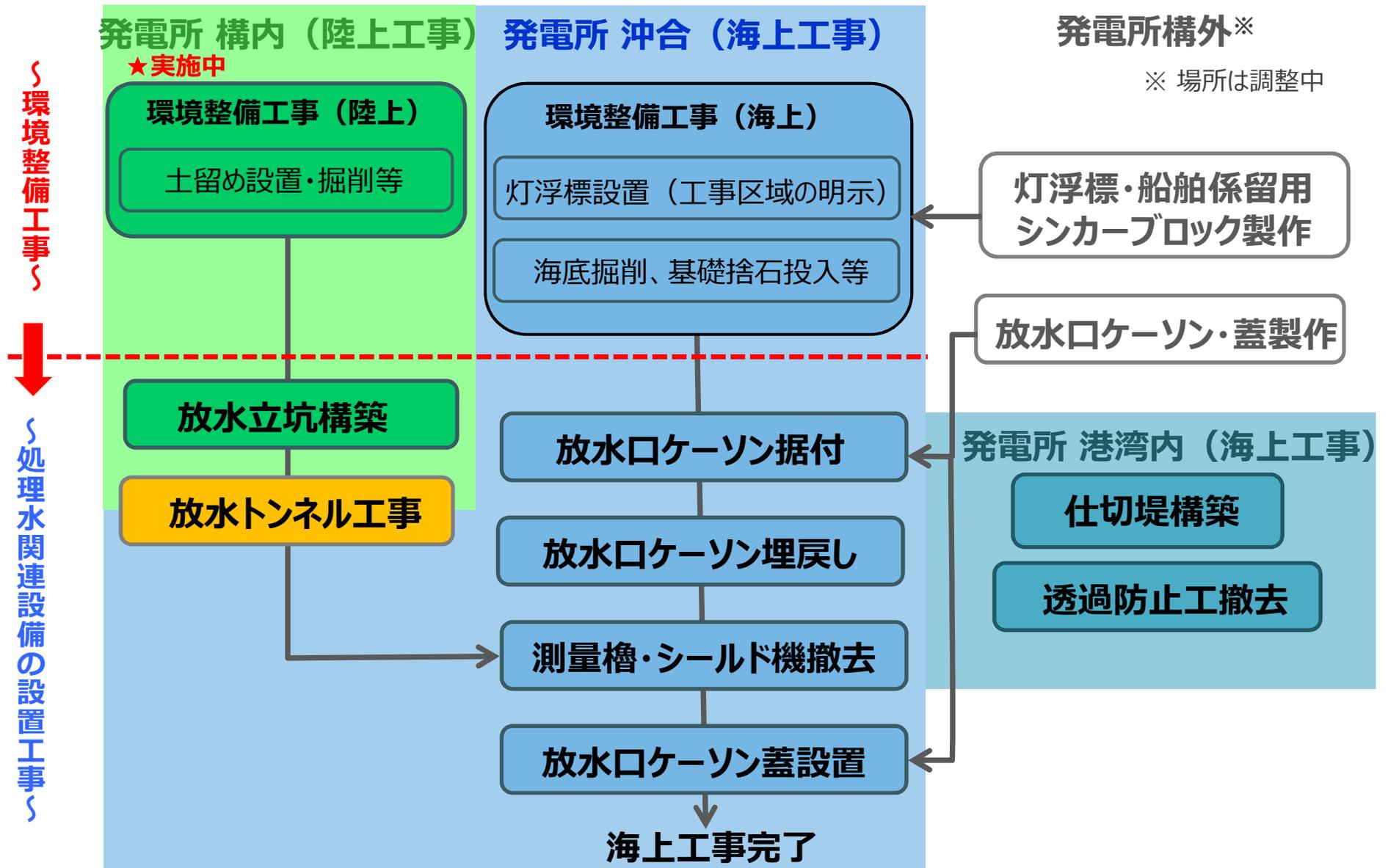
- 準備工事、測定・管理用設備、希釈設備、移送設備、放水設備設置のための主要な作業を示し、それらの労働安全対策について説明のこと。特に海上での事故が発生しないよう、工事实施の基準（海洋の気象条件等）について説明のこと。
- シールド工法を採用した外環道トンネル工事では、住宅街で道路の陥没が発生したり地下に空洞が相次いで見つかったりして問題となっている。放水トンネルも砂岩層を通過する計画となっているが、シールド工法による掘削の振動等で、海底が陥没したり未固結堆積物が流動化したりするなどの可能性はないのか？計画では砂質泥岩と細粒砂岩の互層を通すにあたり、施工において配慮すべき点を示すこと。外環道トンネル掘削工事による地表面崩落事故に関し、有識者委員会は「シールドマシンで掘り進める際に施工ミスで土を取り込みすぎたことが原因」と報告しています。そこで、福島第一原発との土質や工法の違い、同様の施工ミスを防ぐ対策、施工における安全対策全般、リスク想定と異常の検知方法について示すこと。
- 第5回技術検討会【資料1】110ページの「既往5 / 6号機護岸付近の地質調査データ」をみると、5 / 6号機護岸付近①では孔口から深度4m付近まで埋土、深度6.5m付近まで海浜砂があり、前者のN値は5～15、後者のそれは30程度である。5 / 6号機護岸付近②では深度8m付近まで海浜砂があり、N値5以下のところが3か所で確認されている。これらの埋土や海浜砂が、放水立坑や放水トンネルの工事時に崩れたり陥没したりすることはないのか？また、地震動による液状化で放水立坑や放水設備に影響を与えることはないのか？

## &lt;No.63(追加) 回答&gt;

- 準備工事、測定・管理用設備、希釈設備、移送設備、放水設備設置のうち、放水設備設置工事以外は、現状の廃炉工事と特段変わらないものですが、放水設備工事は、海上工事も伴うことから、次頁以降に主要作業の流れを示します。また、土木工事では実施しているリスクアセスメントを活用した労働安全対策について説明いたします。



# 放水設備工事 施工フロー (1/2)



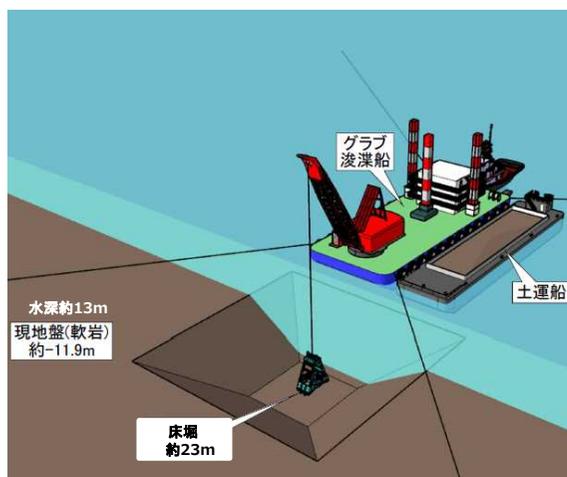
# 放水設備工事 施工フロー (2/2)

- 放水トンネルの出口をグラブ浚渫船（海底掘削船）により掘削する。
- 掘削した海底に、鉄筋コンクリート製のケーソンを大型起重機船により据付する。
- 放水トンネルを掘進したシールドマシンを、起重機船で放水口ケーソンから撤去する。

## ～環境整備工事～

## ～処理水関連設備の設置工事～

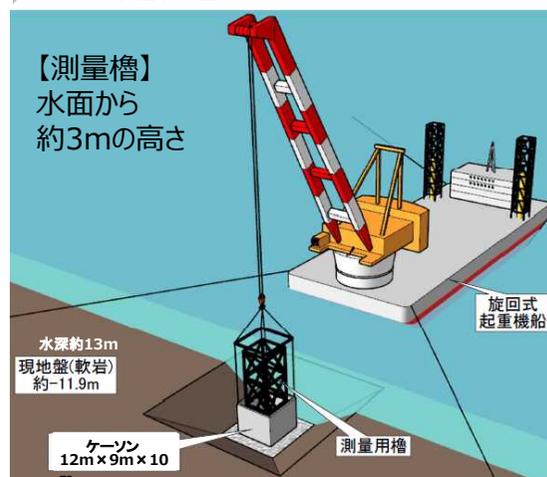
### STEP 1



#### 【岩盤掘削・ケーソン製作】

1. 海底掘削船（グラブ浚渫船）で岩盤を掘削する。
2. 掘削土を発電所構内に搬入する。
3. 岩盤の掘削と並行して、発電所構外※でケーソンの製作を実施する。  
※ 場所は調整中

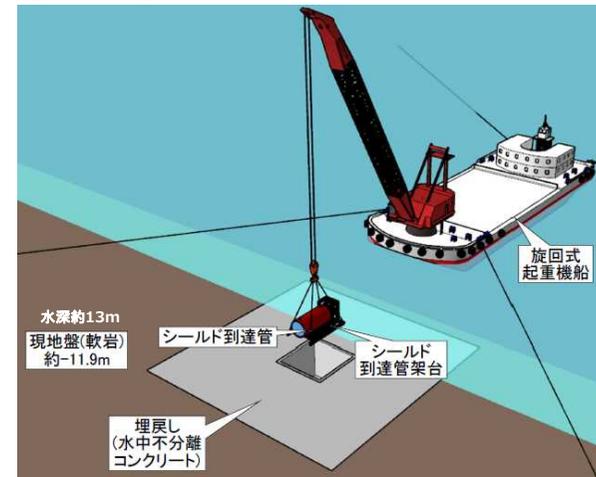
### STEP 2



#### 【ケーソン据付】

1. ケーソンを発電所構外から海上運搬し、クレーン船で据付する。
2. ケーソン周囲をコンクリートで埋戻す。
3. シールドマシン到達に向け、ケーソンと連結した鋼製の測量橋を用い、放水口の位置情報を管理する。

### STEP 3



#### 【シールドマシン撤去・蓋据付】

1. シールドマシンがケーソン内部の到達管に到達した後、トンネル内を海水で満たす。
2. 到達管とケーソンを切り離し、起重機船にてシールドマシン（到達管）を撤去する。
3. 最終的にケーソン蓋を据付する。

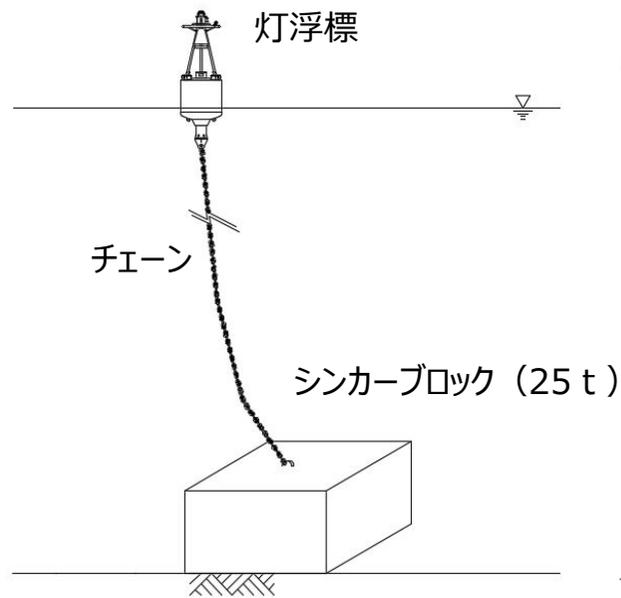
※深さ等の数字は今後の検討で変動する可能性がある。

# 放水設備工事 灯浮標・シンカーブロック設置

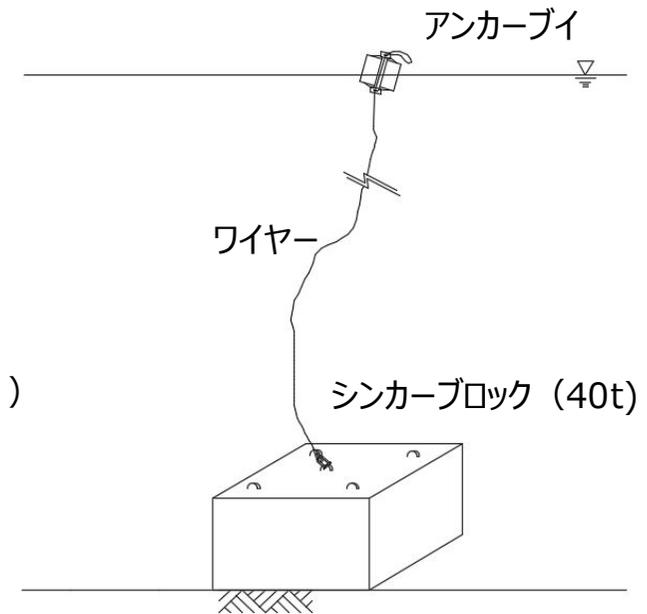
- 海上工事の工事区域を設定するため、灯浮標4基と灯浮標係留用のシンカーブロック4基（25t）を起重機船にて設置する。
- 工事用船舶を係留するためのシンカーブロックを起重機船にて港湾外に4基（110t）、港湾内に3基（25t、40t）設置する。



灯浮標イメージ写真



灯浮標設置イメージ図

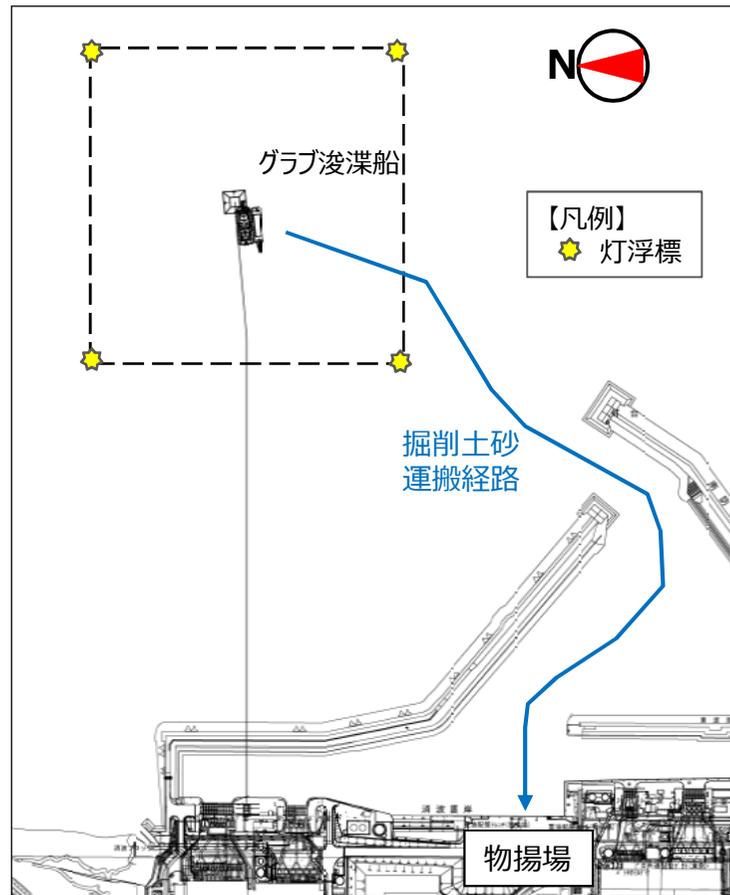


船舶係留用シンカーブロック設置イメージ図

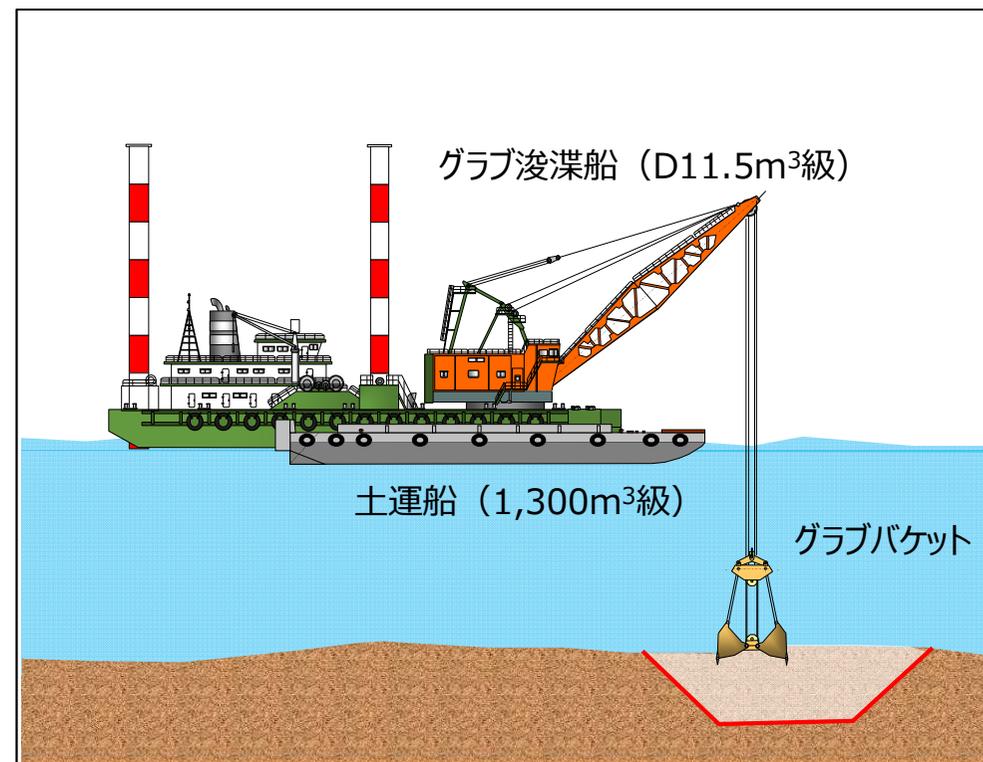
・シンカーブロックは発電所構外<sup>(※)</sup>で製作し、起重機船に積込を実施

※ 場所は調整中

- 放水口ケーソン設置のため、グラブ浚渫船にて海底面を掘削する。
- 掘削した海底土は発電所港湾内の物揚場まで土運船にて運搬し、バックホウにて揚土、構内の土捨場に運搬する。



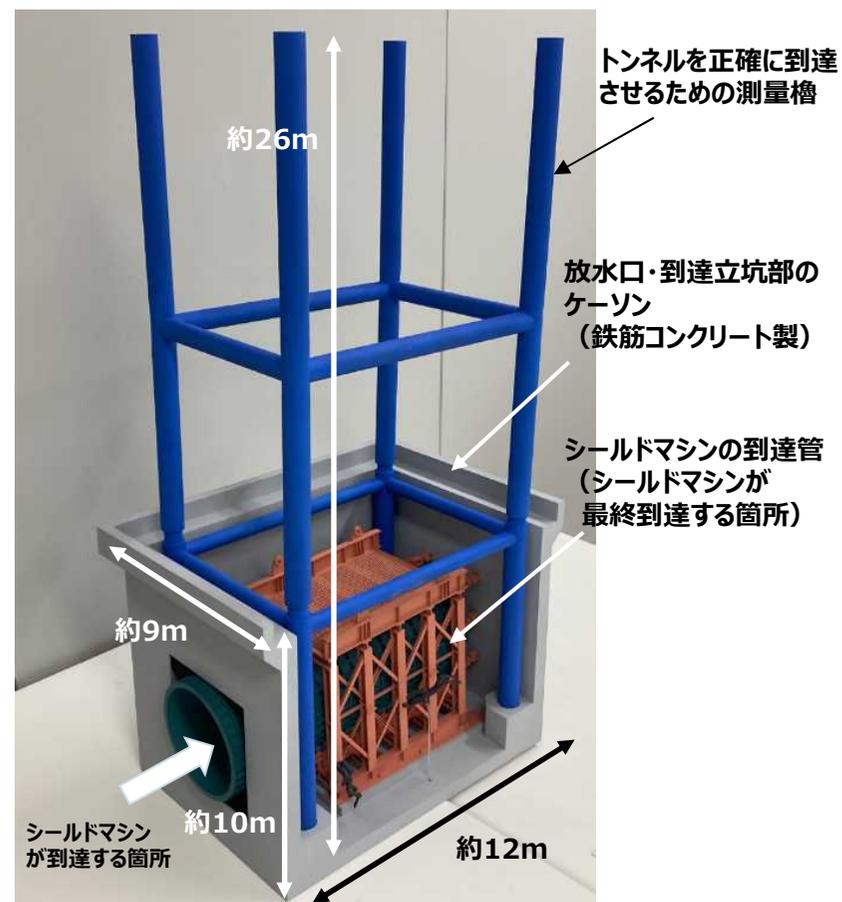
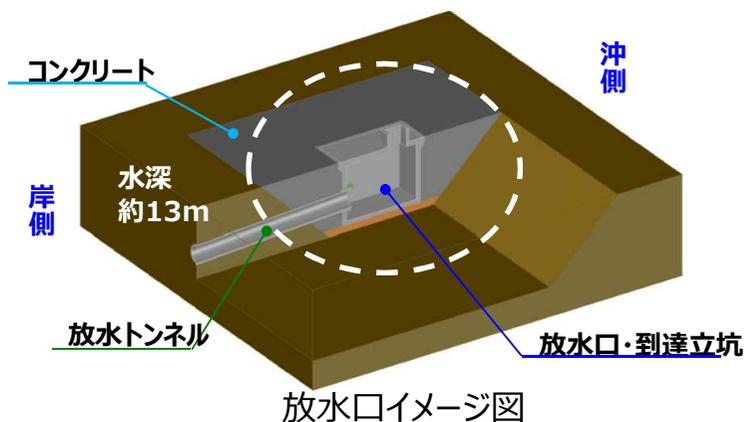
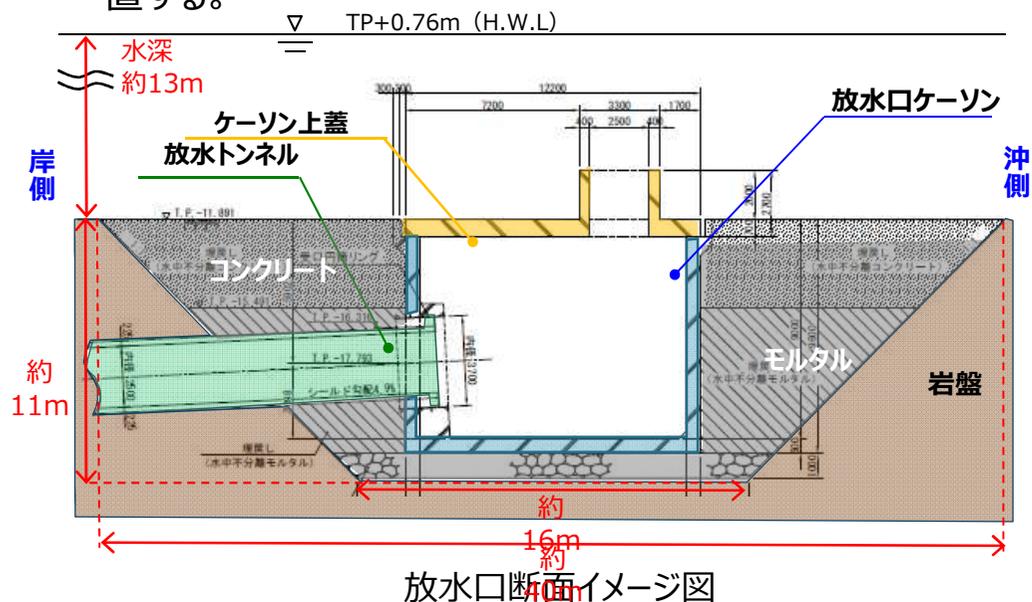
グラブ浚渫船による海上掘削イメージ図（平面）



グラブ浚渫船による海上掘削イメージ図

# 放水設備工事 ケーソン製作

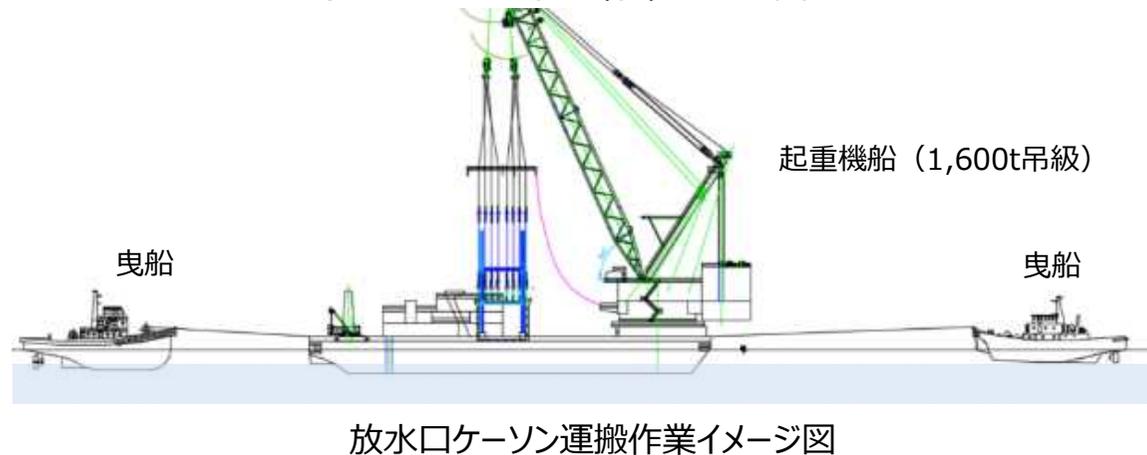
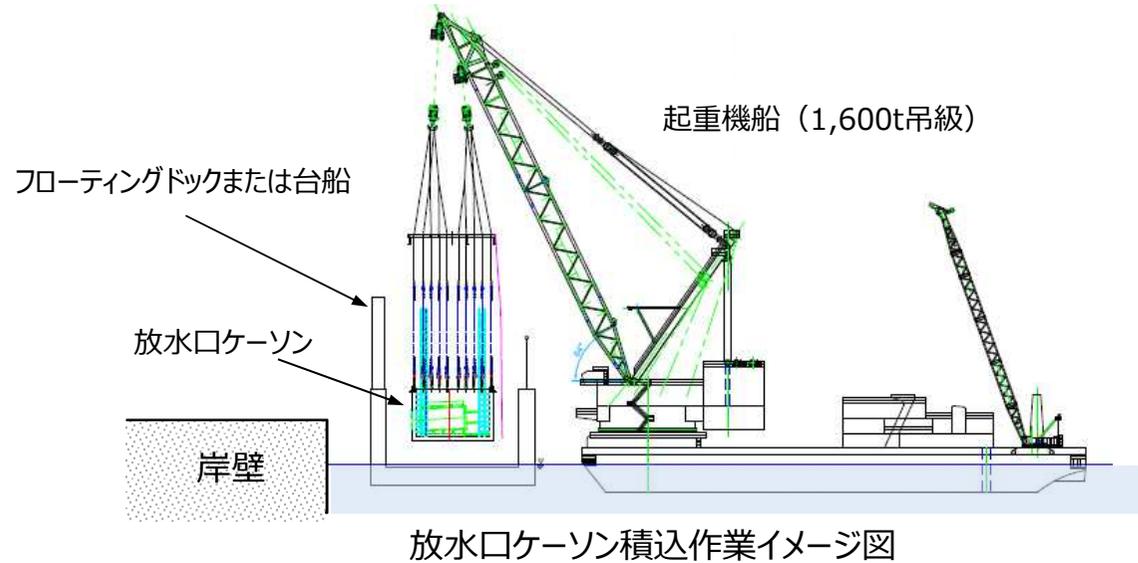
- 発電所構外（※）にて放水口ケーソンを製作する。 ※ 場所は調整中
- トンネル掘進中の位置情報を管理するための測量櫓とシールドマシンが到達する到達管をケーソン内部に事前設置する。



# 放水設備工事 放水口ケーソン据付 (1/2)

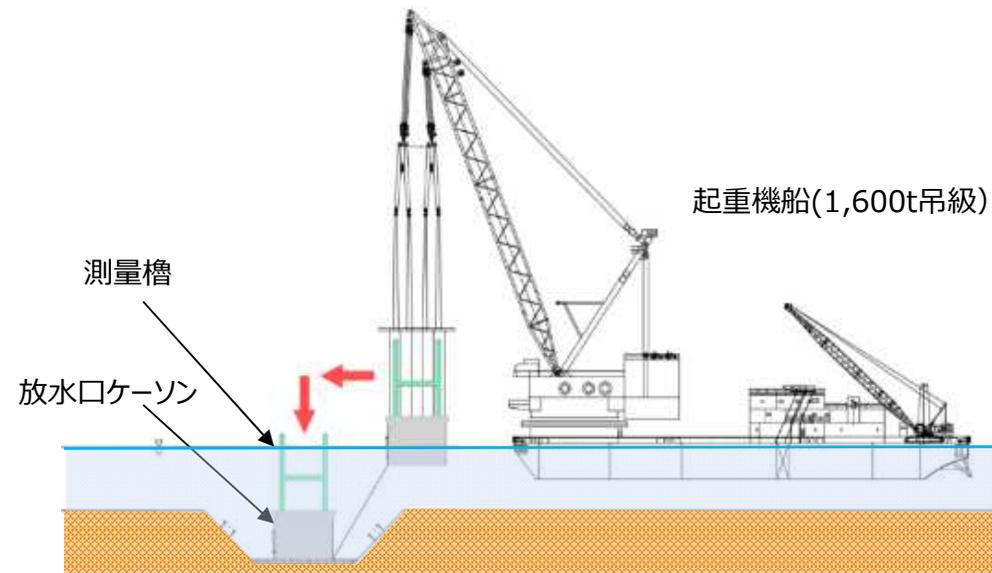
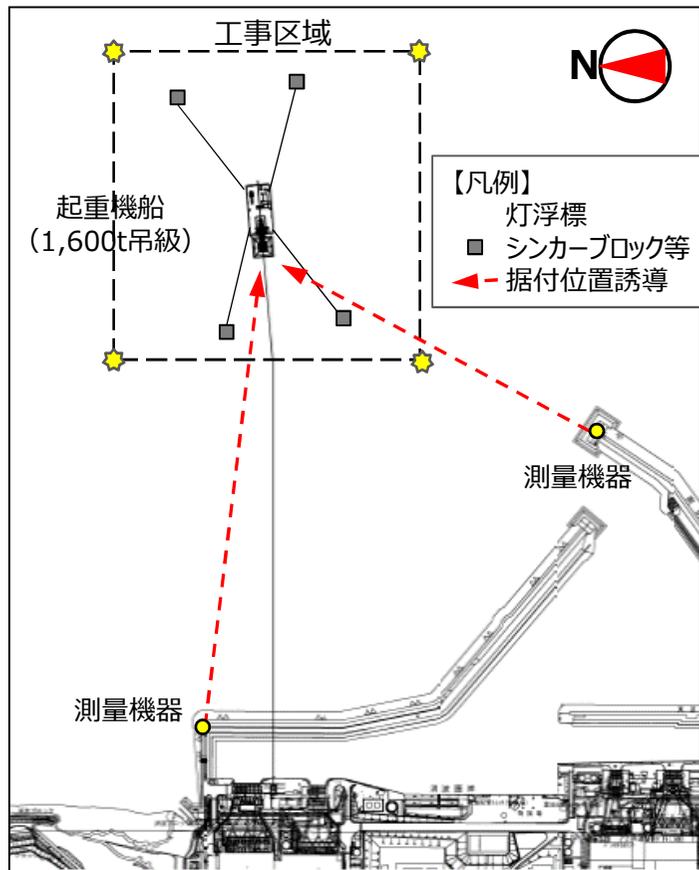
- 放水口ケーソン据付は大型起重機船を使用する。
- 発電所構外※で製作した放水口ケーソンを大型起重機船に積み込み、発電所沖合の据付位置まで海上運搬する。

※ 場所は調整中



## 放水設備工事 放水口ケーソン据付 (2/2)

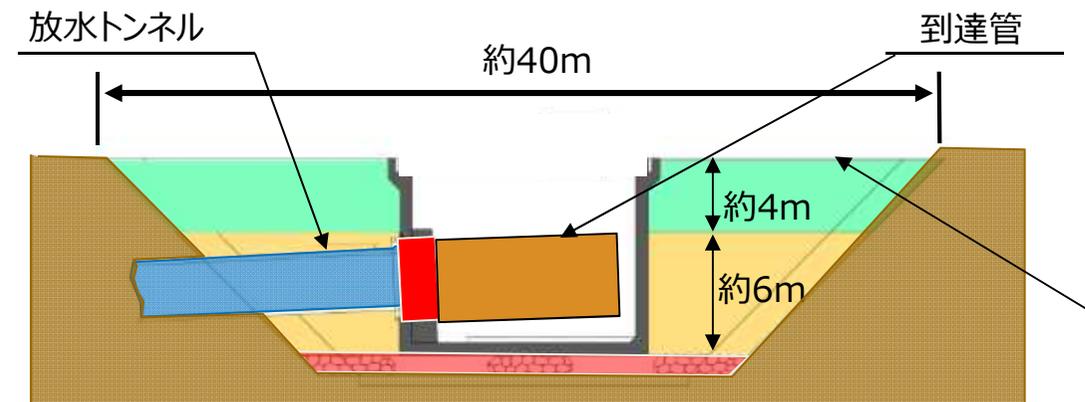
- 事前に設置したシンカーブロック (110t) およびアンカーに起重機船を係留ワイヤーにて固定し、係留ワイヤーを起重機船ウインチにて巻取り・繰出しをしながら据付位置まで移動し、放水口ケーソンを据付する。
- 起重機船に設置したGPSおよびケーソンに設置された測量櫓を陸側から測量することで、据付位置を誘導する。



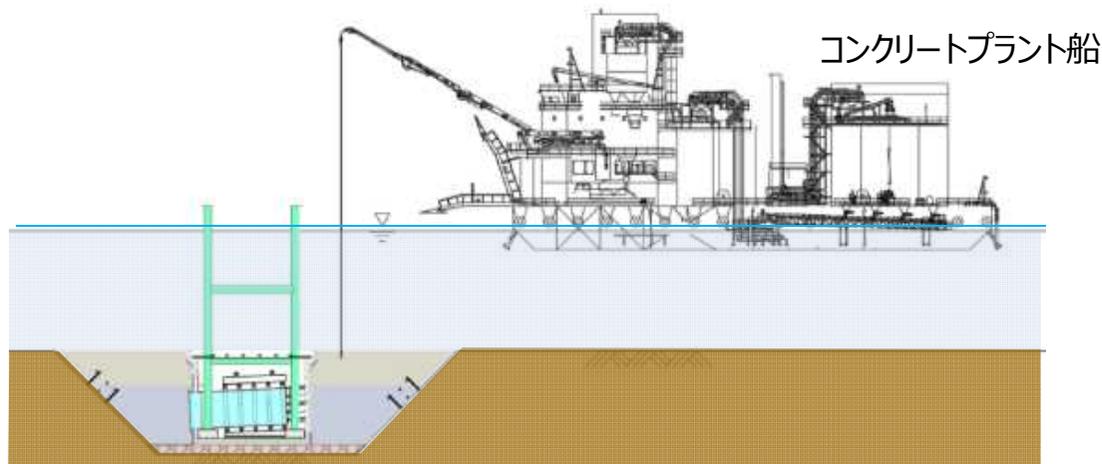
放水口ケーソン据付作業イメージ図 (断面)

# 放水設備工事 放水口ケーソン埋戻し

- 放水口ケーソンの周囲に、コンクリートプラント船により水中不分離コンクリートまたは水中不分離モルタルを打設し埋戻しを行う。
- 底面からシールド機が通過する部分は水中不分離モルタル、残りの部分は水中不分離コンクリートを打設する。

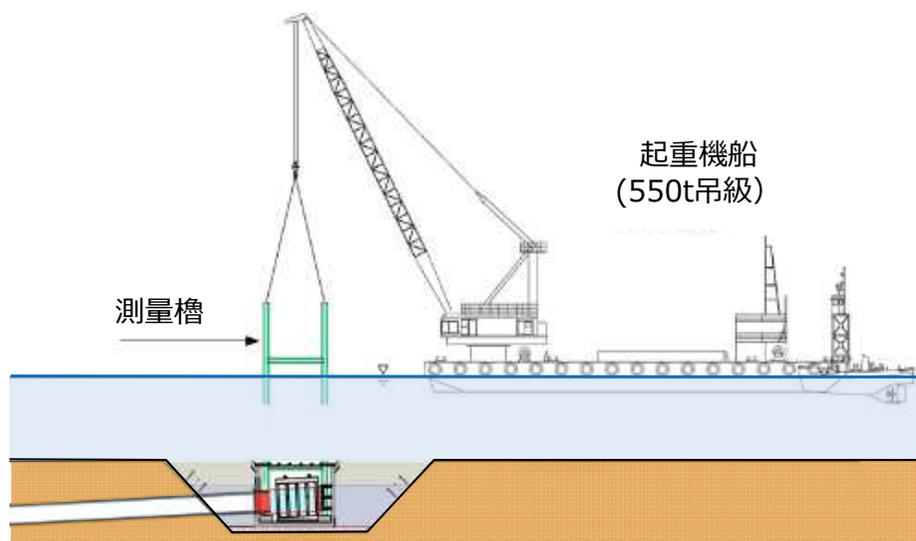


※海底面の仕上がりに関しては、海藻や魚類の生息しにくい環境に整備するように検討してまいります。  
なお、設備の運用開始以降も、定期的に、海底面に生息する海藻や貝類等を除去できるように計画を進めていきます。

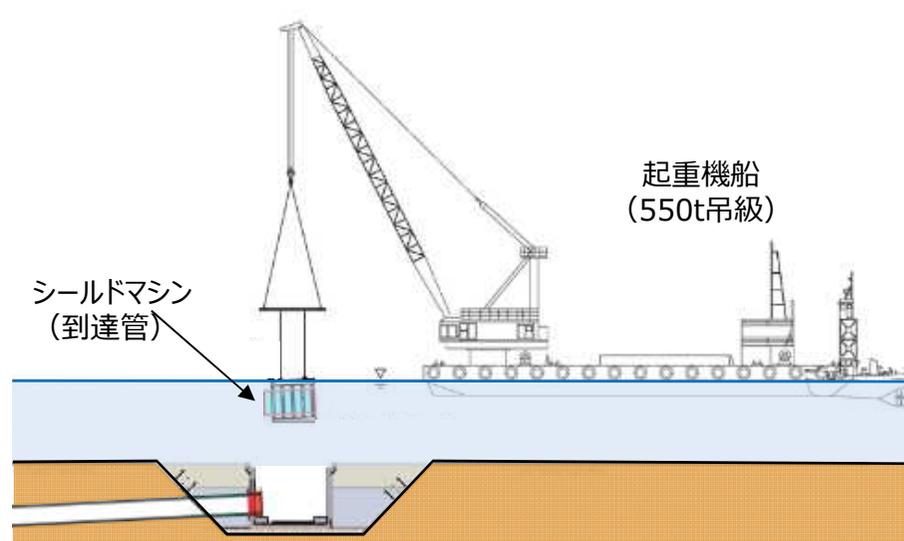


埋戻し断面イメージ図

- シールドマシンがケーソン内側の到達管内に到達した後、起重機船にて測量櫓を撤去する。
- 測量櫓を撤去した後、到達管に設置された注水バルブを操作し、トンネル内に海水を注水する。
- トンネル内が海水で満たされたことを確認し、到達管と放水口ケーソン接続部を切り離す。
- 起重機船にて到達管を撤去する。

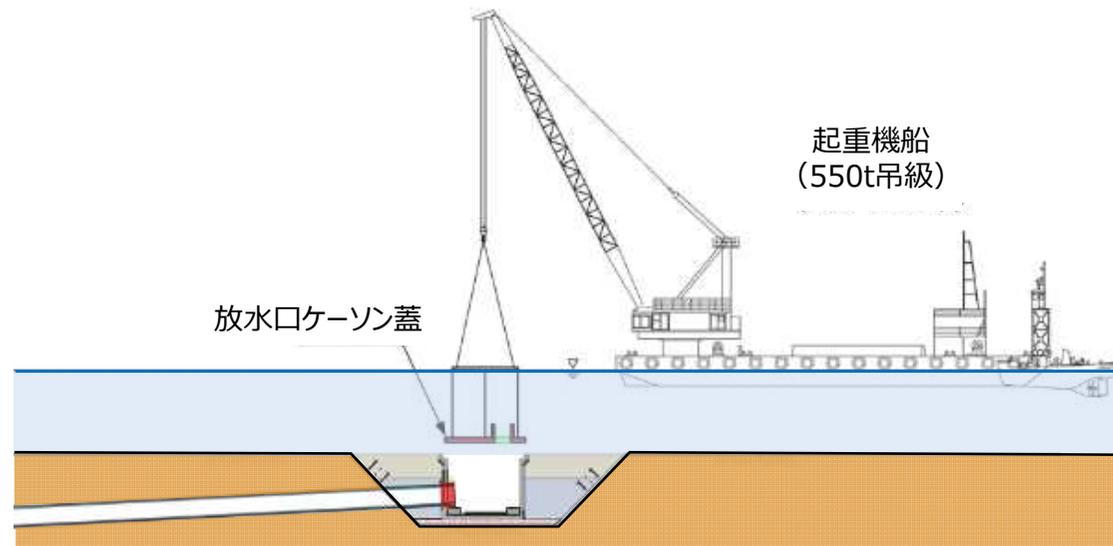


測量櫓撤去作業イメージ図



シールドマシン（到達管）撤去作業イメージ図

- 発電所構外※にて、放水口ケーソンの蓋を製作する。 ※ 場所は調整中
- 製作した蓋を起重機船に積込み、発電所沖合の設置位置まで海上運搬し、放水口ケーソン天端に設置する。



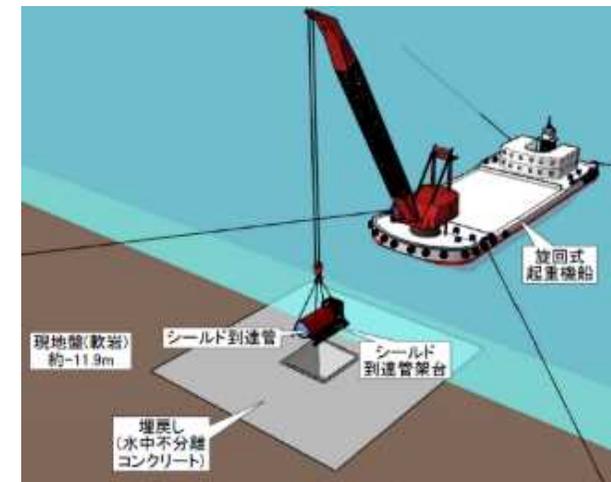
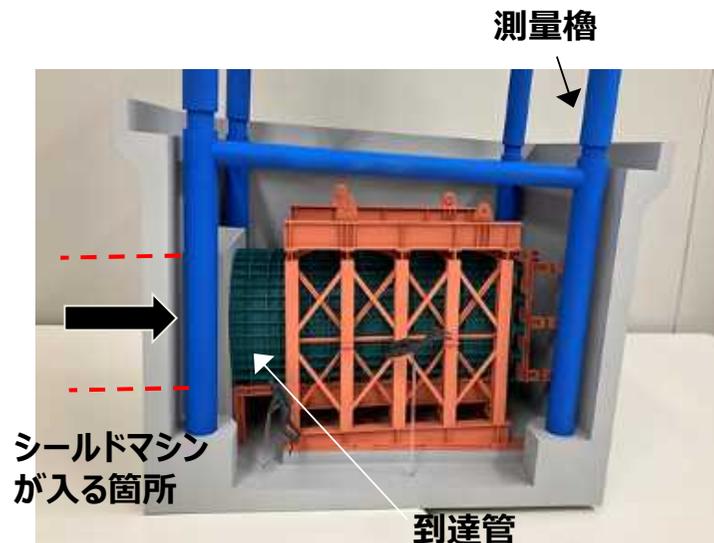
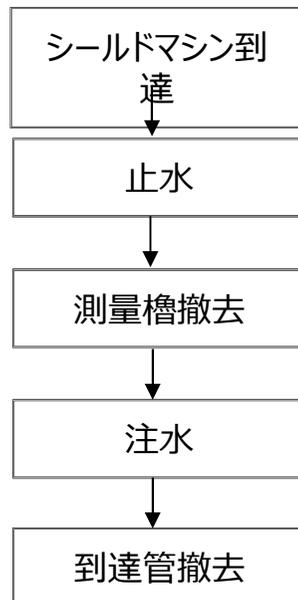
放水口ケーソン蓋据付作業イメージ図

## 【参考】放水方法（接続部） 施工概要

- シールドマシンは、放水口ケーソン内に事前設置した到達管まで掘進し、放水口ケーソンに接続する。その後、トンネル周囲からの漏水を防ぐために止水を行い、トンネル内部の資機材を陸上側の発進立坑※から撤去する。
- 放水口ケーソンと一体型の測量櫓を撤去後、トンネル内部に注水を行い放水トンネル内を海水で満たす。
- シールドマシンが格納された到達管と放水口ケーソンを切り離し、起重機船にて撤去する。

※発進立坑は放水トンネル設置完了後、放水立坑（下流水槽）として構築する。

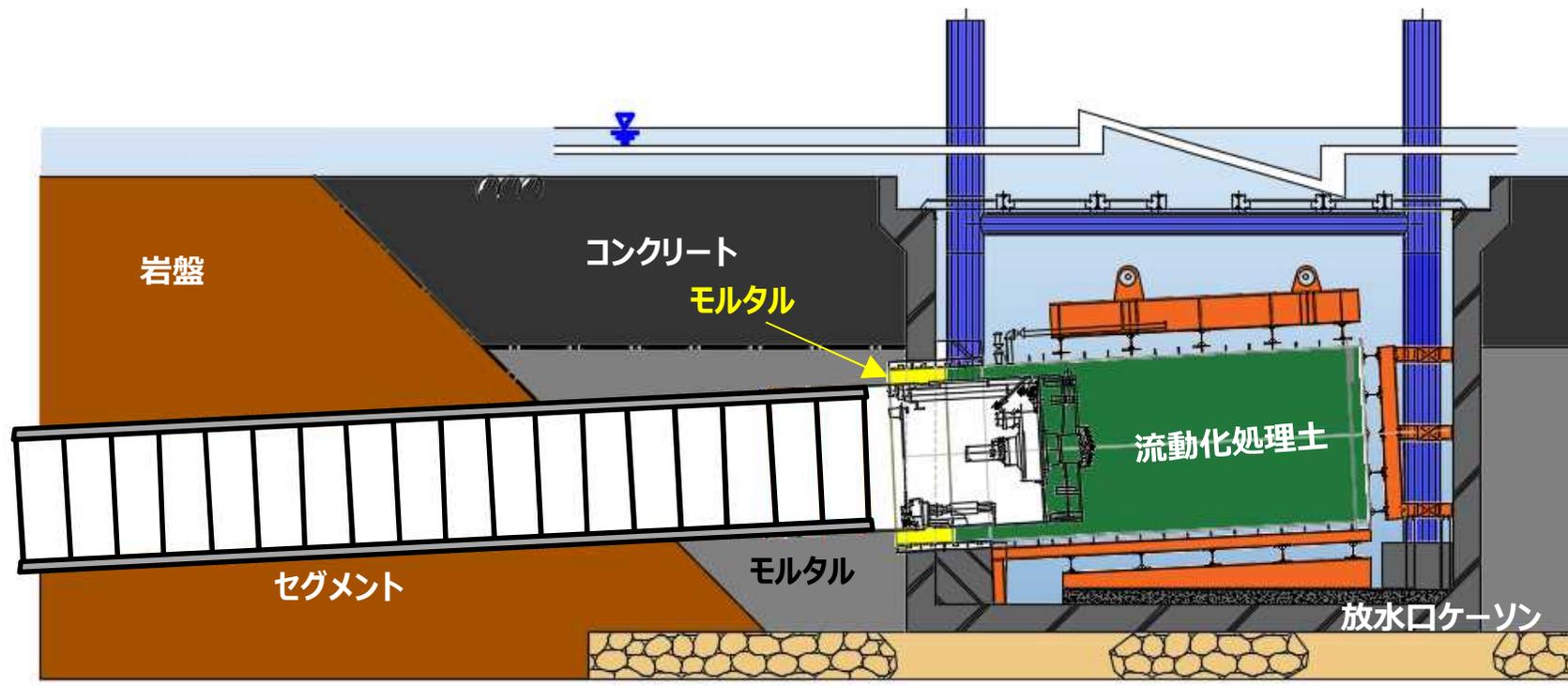
### 施工フロー



到達管（シールドマシン）撤去状況イメージ図

## 【参考】放水方法（接続部） シールドマシン到達時の状況

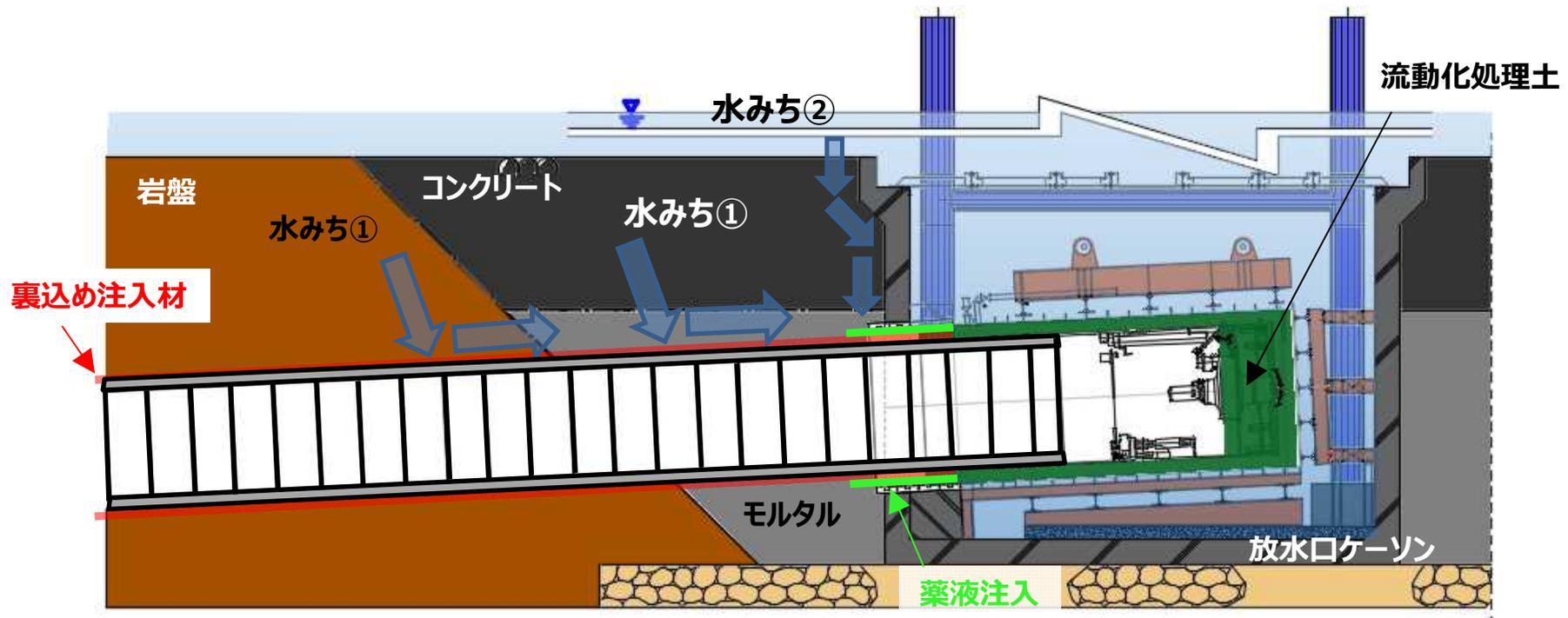
- シールドマシンを高い精度で放水口に到達させるために、モルタル部の手前でシールドマシンの掘進速度を下げる。



シールドマシン到達時の状況イメージ図

## 【参考】放水方法（接続部） 止水の方法

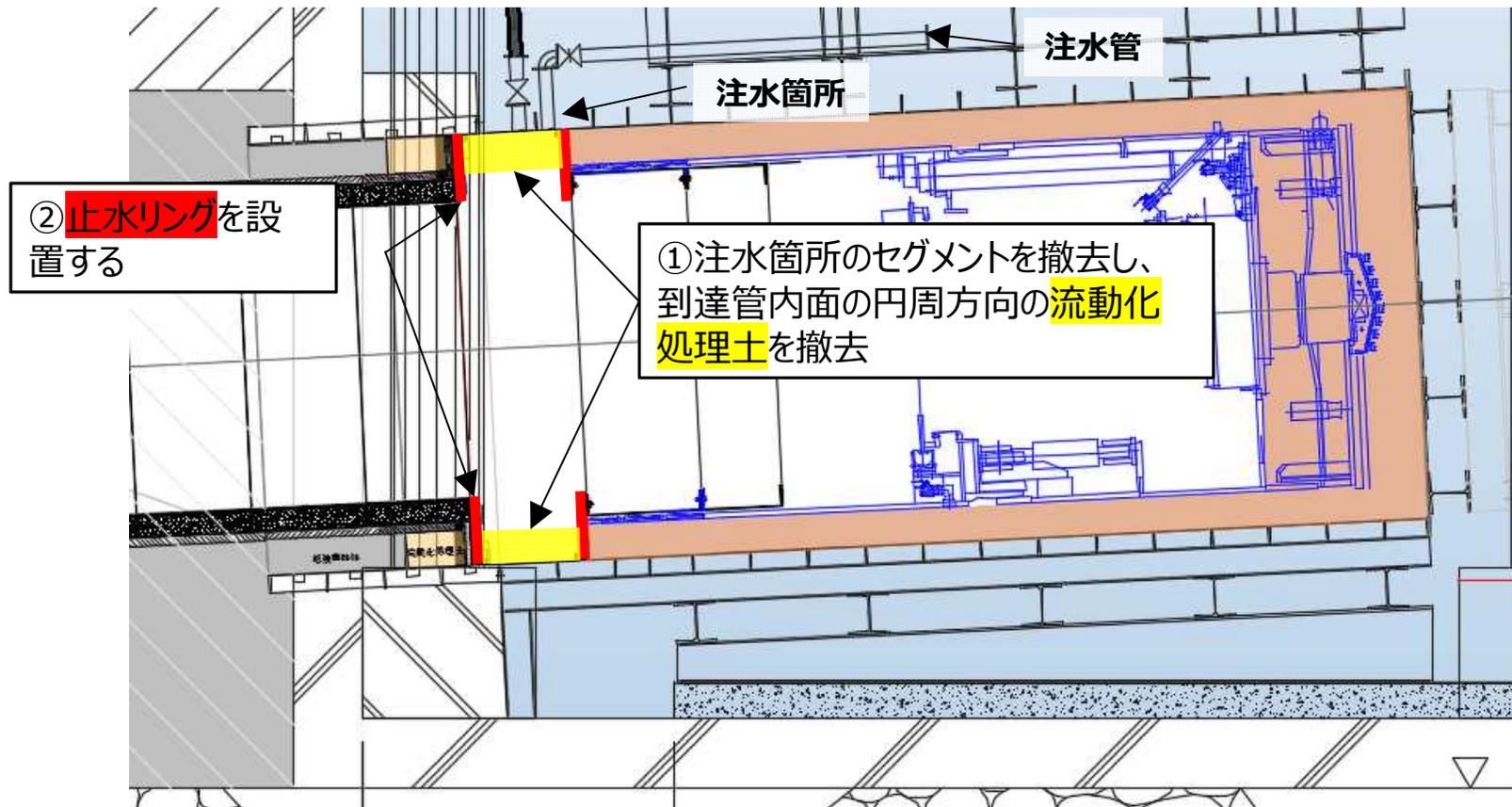
- 作業の安全性を確保するために、岩盤内の地下水（水みち①）や、放水口ケーソンとコンクリート・モルタルの接合部の地下水（水みち②）を止水する。
- 水みち①に対しては、陸側の発進立坑からモルタル部分までの区間において、セグメントと岩盤の隙間を裏込め注入材（赤線）により充填し、止水する。
- 水みち②に対しては、放水口ケーソンとコンクリート・モルタルの接合部に流れる地下水を想定し、トンネル内部から薬液注入（緑線）を行い、止水する。



水みちに対する止水の状況イメージ図

## 【参考】放水方法（接続部） 止水の方法（詳細）

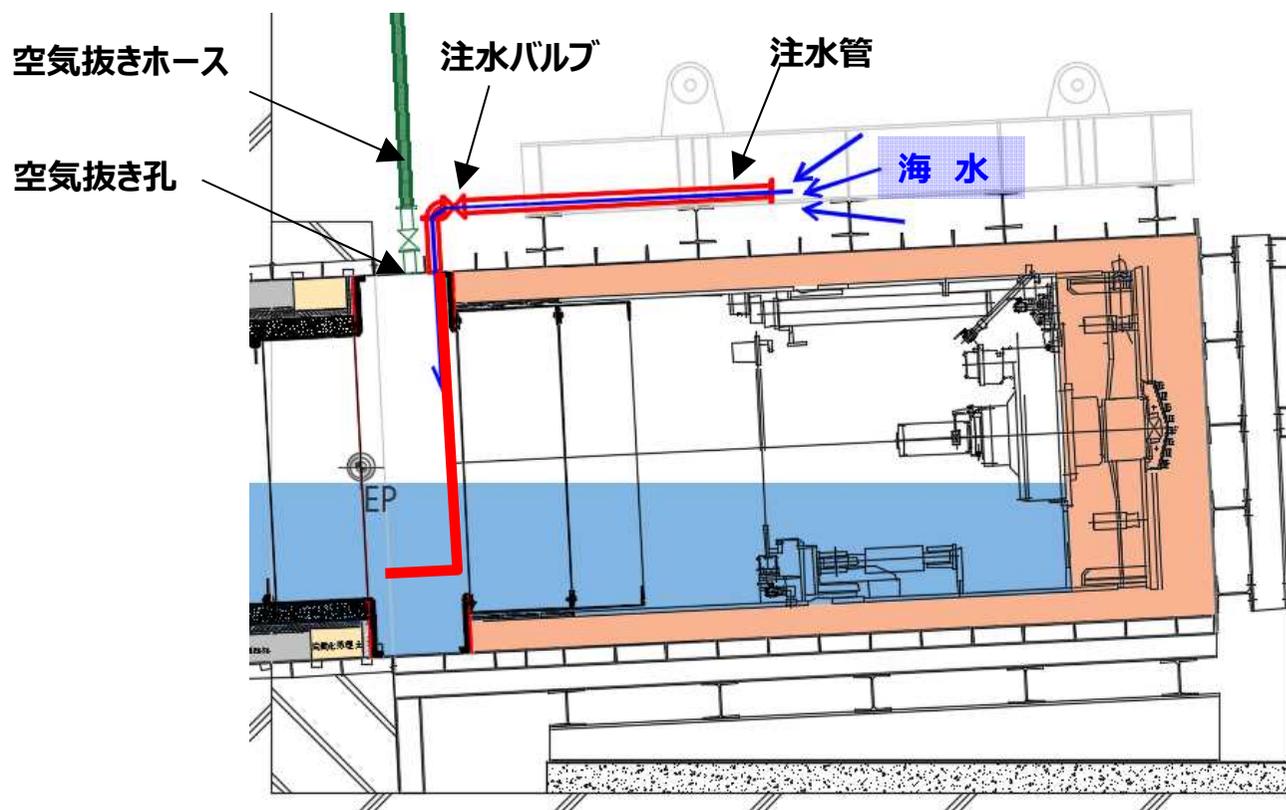
- 注水箇所のセグメントをトンネル内部から撤去し、トンネル外周の裏込め注入材および流動化処理土を撤去する（①）。
- 撤去した流動化処理土部からの水を止水するため、止水リングをトンネル内部から設置する（②）。
- 止水完了後、放水口ケーソンの測量櫓を撤去する。



止水の状況（詳細）イメージ図

## 【参考】放水方法（接続部） 注水の方法

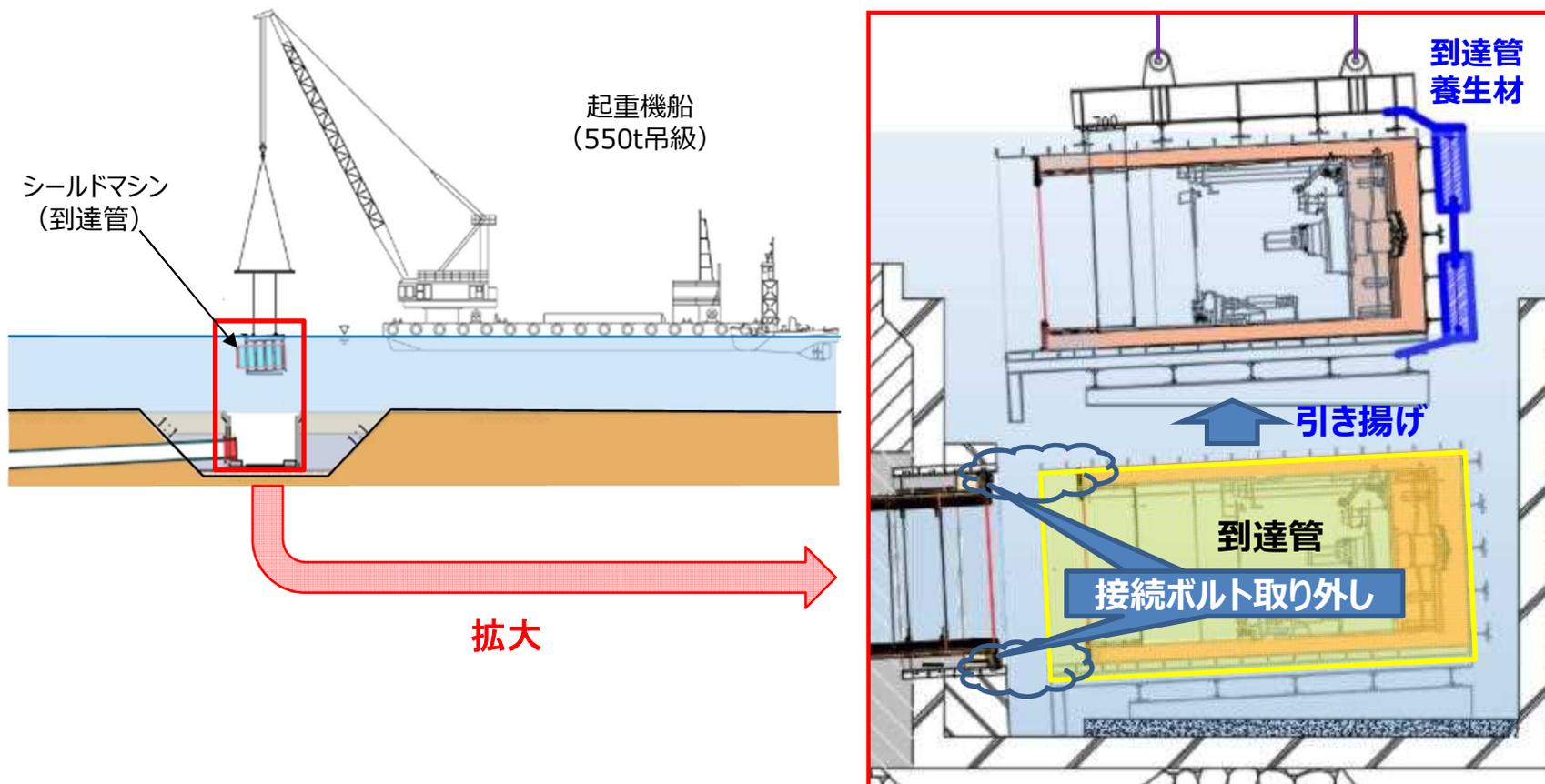
- 海水が発進立坑側（陸側）に流れ込まないように、発進立坑とトンネルの接続部に仮蓋を設置する。
- 海水の注入前に、トンネル内の空気の通り道を作るため、潜水作業で空気抜きホースを接続する。
- 潜水作業で注水バルブを操作し、注水管から徐々に海水を注入することで、トンネル内部を海水で満たす。



注水作業状況イメージ図

## 【参考】放水方法（接続部） 到達管（シールドマシン）撤去

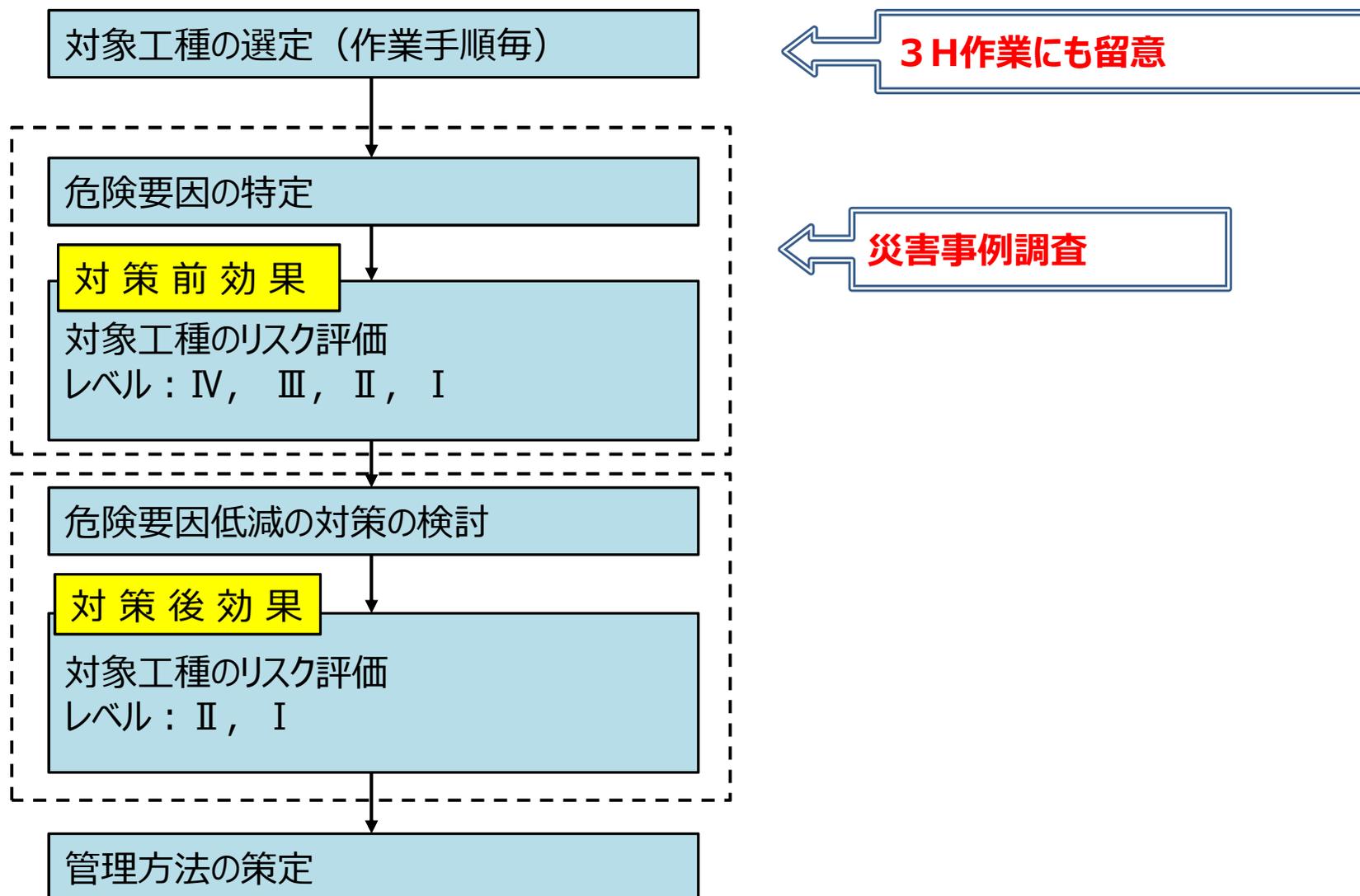
- 放水トンネル内の注水が完了した後、放水口ケーソンと到達管を接続するボルトを潜水作業にて取り外す。
- 潜水作業にて到達管に玉掛けを行い、起重機船にてシールドマシンと共に到達管を撤去する。



到達管（シールドマシン）撤去状況イメージ図

# FMEA（リスクアセスメント）のフロー（1）

➤ 当社のリスクアセスメントは以下の流れで進めていく。



# FMEA（リスクアセスメント）のフロー（2）

重大性		可能性	
重大性	配点	可能性	配点
非常に影響がある	4	非常に可能性がある	4
影響がある	3	可能性がある	3
少し影響がある	2	少し可能性がある	2
ほとんど影響ない	1	ほとんどない	1

けがの可能性	評価点	災害件数
確実である	4	5件以上
可能性が高い	2	2～4件
可能性がある	1	1件
ほとんど無い		0件

重大性 × 可能性 = リスク評価点

リスク評価

危険の可能性		危険の重大性			
		非常に可能性がある	可能性がある	少し可能性がある	ほとんどない
非常に影響がある	4	16	12	8	4
影響がある	3	12	9	6	3
少し影響がある	2	8	6	4	2
ほとんど影響ない	1	4	3	2	1

リスクレベル	内容	リスクポイント	リスクに対する措置
IV	許容できない	7以上	最優先で対策を検討する
III	重大な問題がある	4～5	優先順位をつけて対策を検討する
II	多少問題がある	2～3	対策を検討する
I	今日可能である	1	日常の安全活動の中で実施する
	許容可能である		

# FMEA（リスクアセスメント）のフロー（3）

作業実施時の身心・既設設備の安全確保、工事の品質確保および万一の場合の連絡体制の確保等、以下に示すような例を参考に多面的な視点から危険要因の検討を行い、必要な対策を講ずる。

## (1) 人身安全(作業時の災害防止対策)

- 安全管理体制(社内、協力企業)
- 使用する設備、治具、装置等の安全対策(ハード対策)<sup>\*1</sup>
- 作業安全の確保対策(予想される災害に対する防止対策)
- 作業環境(酸欠・有害ガス・粉塵・危険物 ほか)
- 火災・爆発等の防止
- 放射線安全 (過剰被ばく、身体汚染。内部取込み。汚染拡大(例：高線量エリアでの作業、  
(目安0.5mSv/日超)、汚染物・汚染水を取り扱う作業、放射性部室が舞い上がる恐れのある作業等)
- 緊急時の連絡体制
- 各種法規制と適合性

## (2) 設備設計上の特性に起因する人身災害の防止

- 作業・試験時における設備による人身災害の防止(手順・段取り ほか)
- 既設設備への影響防止<sup>\*2</sup>
  - ※誤接触による周辺設備の影響を含む
  - 上記については、必ず運転部門と協議すること。
- 設備不適合に起因する通報事象が発生する恐れがある場合は、リスクマップを用いて確認すること
- 夜間・休祭日の連絡体制

## (3) 公衆安全衛生の確保および環境対策

- 公衆安全の確保(交通災害防止・落下物防止対策 ほか)
- 環境対策(化学物質の危険対策 ほか)

## (4) 設備品質の確保

- 設計・使用に要求された品質を確保する工法等

## (5) 3H4M作業チェック表を活用し、ヒューマンエラー防止を行う。

表 3H4M作業チェック表

3H4M	初めて	変化	久しぶり
設備	初めての設備か？	前回からの設備変更は無いか 通常と異なる仕様では無いか？	久しぶりの設備(作業)か？
資機材	初めて使用するものか？	前回からの変更は無いか？	久しぶりに使用するものか？
方法	初めての方法か？	前回からの変更点は無いか？	久しぶりに実施する作業手順か？
元請企業(監理員)	初めての元請企業(監理員)か？	前回の元請企業(監理員)が作業するか？	久しぶりに作業する者か？

# リスクアセスメントの一例

➤ 過去の災害事例や同種施工内容に関わる災害事例からFMEAを作成(作業ステップごとに項目を抽出、全99項目、重複あり)し、そのうち3点を重点対策項目として下記のように重点管理項目として抽出した。

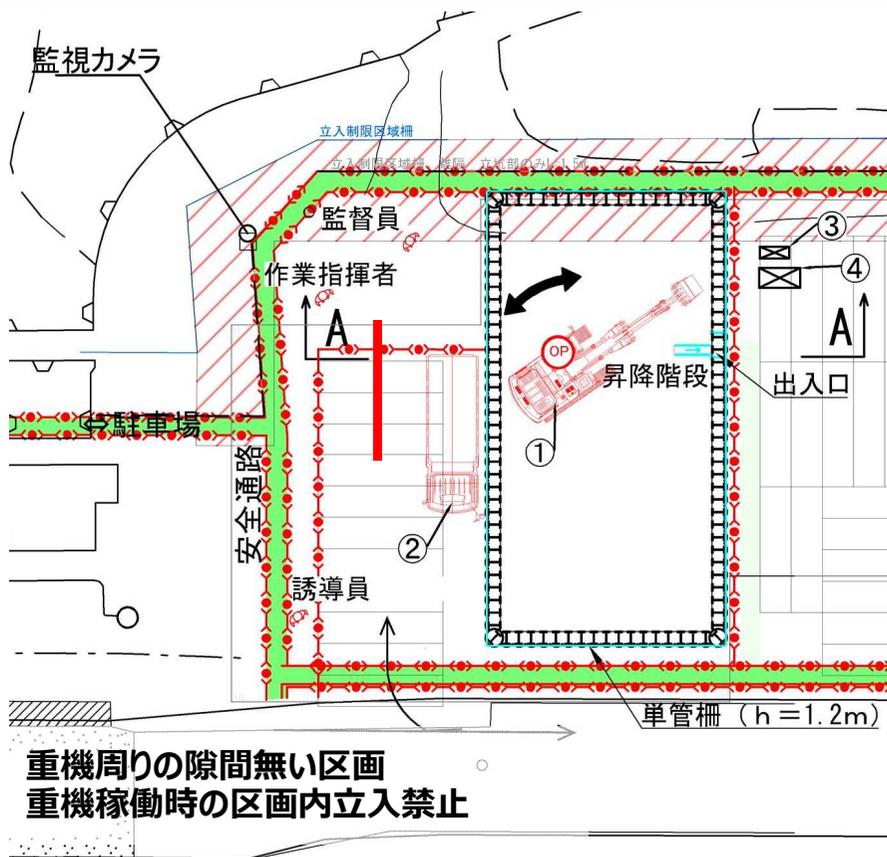
発生度(A)		影響度(B)		致命度			予想される結果		
ランク	程度	ランク	程度	A×B	ランク	程度	致命度 ランク	ランク	程度
1	めったに起きない	1	ほとんど影響なし	1	1	ほとんど致命的でない	2以下	C	軽災害
2	たまに起きる	2	少し影響がある	2~3	2	少し致命的である	3	B	中災害
3	よく起きる	3	影響がある	4~6	3	致命的である	4	A	重大災害
4	頻繁に起きる	4	大いに影響がある	7以上	4	非常に致命的である			

審議対象	作業内容	予想される災害	原因	対策前評価				予想される結果	対策後評価
				(A)	(B)	A×B	致命度		
A	重機掘削	重機回転時、作業員と接触	立入禁止措置の不徹底	3	3	9	4	A	C
B	ベッセルに積載した碎石の投入・引上	ベッセルに積載した碎石の、投入・引上時に下部作業員に落下	投入、引上時の人払いが不徹底	3	3	9	4	A	C
C	腹起し設置	鋼材の転倒	ブラケットからの脱落	2	4	8	4	A	C
	腹起し解体	鋼材の転倒	ブラケットからの脱落	3	3	9	4	A	C

# 重機との接触対策

## ■ 重機との接触防止を目的として、以下の対策を実施する

- ①重機が稼働するエリアを隙間なく区画する
- ②重機稼働時は区画内立入禁止を徹底する
- ③万が一人と重機が接近した場合でも、警報で知らせる**重機接近警報装置（ヘリマシステム）**を装着する

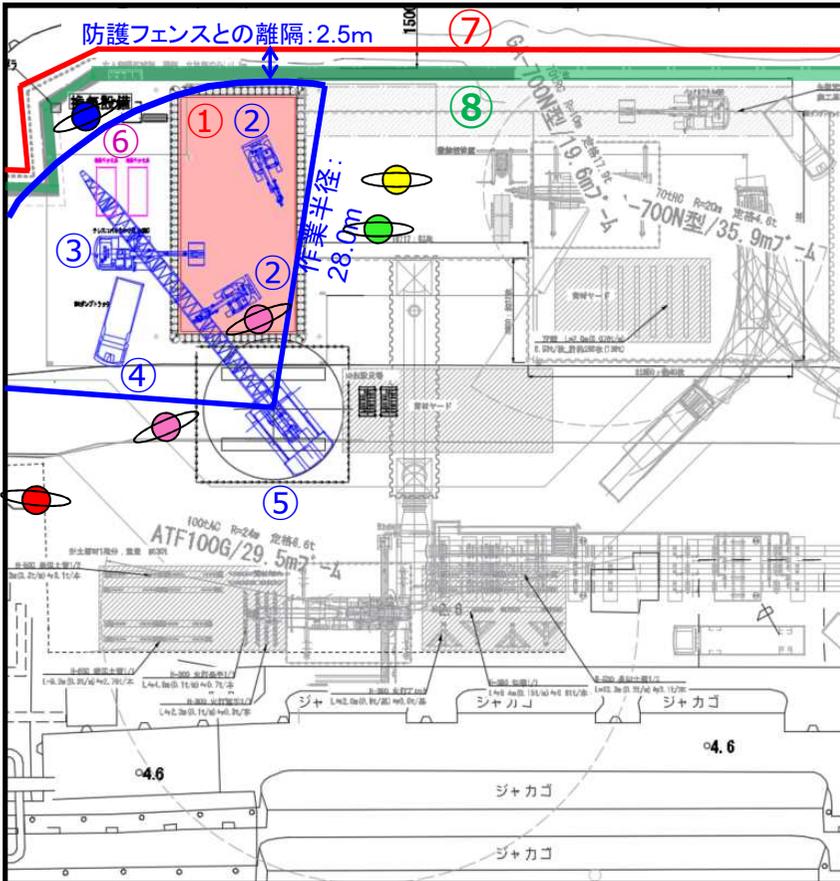


## ヘリマシステム



# 放水立坑(下流水槽)掘削

➤ **放水立坑(下流水槽)**  
**掘削**：0.3m<sup>3</sup>バックホウ2台で下流水槽の構築部を掘削する。  
 残土を6.0m<sup>3</sup>ベッセルに入れ、ベッセル内の土を0.8m<sup>3</sup>バックホウを使い10tダンプに積み込む。



番号	名称・仕様など
①	発進立坑・放水立坑 (下流水槽)構築部
②	0.3m <sup>3</sup> バックホウ
③	0.8m <sup>3</sup> バックホウ
④	10tダンプ
⑤	200tクローラークレーン
⑥	6.0m <sup>3</sup> ベッセル
⑦	防護フェンス
⑧	安全通路

作業員凡例	
	作業指揮者
	監視員
	玉掛者
	合図者
	誘導員
	作業員

・作業半径：28.0m  
 ・定格荷重：28.3 t  
 ・最大吊り荷重：13.6t  
 (=ベッセル1.6t+残土6m<sup>3</sup>×残土の単位体積重量2.0t/m<sup>3</sup>)



図-2 施工フロー図

1次掘削時での作業員配置

### <No.63(追加) 回答>

- ・外環道トンネル工事の事象は、住宅地であることから夜間掘進を休止後、再開時に切羽の土砂が沈降、再掘削に不均衡が生じて地山を取り込みすぎることが大きな理由の一つです。また地質構造も複雑であったことも理由のひとつです。今回の施工では、ポンプ輸送で排出される掘削土砂の量を密度計と流量計で連続的に計測して、排泥量の管理を確実行うことで周辺地盤の安定を確保する計画です。また、裏込め注入の施工管理は、注入圧と注入量の両方法で管理することにより、セグメントと地山の確実な安定を図ります。また今回は掘削断面が小規模であり、土砂を取り込みすぎたとしても陥没事象には至りにくく（外環196.0m<sup>2</sup>、本工事8.6m<sup>2</sup>）、特に掘進停止後（方交代、長期休み後、礫出現時）には、地山の透水性に応じて泥水品質を調整し、切羽に作用する土水圧に見合うように圧力管理と泥水管理実施していきます。
- ・放水立坑に関しては、掘削工事が概ね完了する予定ですが工事中に特段の問題もなく工事が進捗しております。放水トンネルに関しても、5 / 6号機護岸付近①の砂質泥岩層の約T.P.-15m付近に設置する計画であり、海浜砂の影響は工事中や地震時ないと判断しています。今回は泥水式シールド工法を採用しますが、ポンプ輸送で排出される掘削土砂の量を密度計と流量計で連続的に計測して、排泥量の管理を確実行うことで周辺地盤の安定を確保する計画です。また、裏込め注入の施工管理は、注入圧と注入量の両方法で管理することにより、セグメントと地山の確実な安定を図り、安定した放水トンネルを構築していきます。

<No.67>

- 短期の工期が予想されているが、主要な工程を示した上で、無理のない工程が計画されていることを説明のこと。

<No.67 回答>

原子力規制委員会の審査を経て実施計画変更申請の認可、また地元のご理解を得た上での事前了解の手続等が得られれば、安全最優先で工事を進めてまいります。また政府方針決定から2年程度後（2023年4月中頃）には放出関連設備の設置完了を目指します。なお、主要工程につきましては、許認可手続後に再度ご説明させていただきます。

<No.69>

- 処理設備の設計、設置及び運用並びに処理水等の測定、評価に係る実施体制を説明すること。計画に対するトップの関与についてもあわせて説明すること。

<No.69 回答>

- 処理設備の設計、設置は、廃炉推進カンパニー福島第一原子力発電所ALPS処理水プログラム部で実施（電気・計装、建築関係は同所の計画・設計センター、建設・運用・保守センターで実施）
- 設備設置後の運用は、福島第一原子力発電所建設・運用・保守センターの運用部で行う。
- 処理水等の測定、評価は防災・放射線センターの放射線・環境部で行う。
- 【実施計画 Ⅲ 特定原子力施設の保安 第1編/第2編 保安措置 第1章 総則】において、保安活動における基本姿勢を定めている。また、【第2章 品質保証】において、品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善する事等を定めており、その中における社長、廃炉・汚染水対策最高責任者の責任及び権限を定めている。
- 今回のALPS処理水希釈放出設備の計画、運用にあたっては、上記の品質マネジメントシステムに則り実施を行うものである。

<No.82>

- ALPS処理水の排水による敷地境界の実効線量の評価結果はトリチウムの線量寄与分の告示濃度比（0.025）及びトリチウムを除く放射性核種の線量寄与分を告示濃度比（0.01）から0.035mSv/年となるとしているが、放射性液体廃棄物等排水による実効線量の評価値（0.22mSv/年）、公衆被ばく線量限度との関連を含めて詳細に説明のこと。

<No.82, 回答>

回答

- 福島第一の敷地境界における実効線量評価について、次ページ以降に示します。

### 「11. 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等」

- 特定原子力施設から大気、海等の環境中へ放出される放射性物質の適切な抑制対策を実施することにより、敷地周辺の線量を達成できる限り低減すること。
- 特に施設内に保管されている発災以降発生した瓦礫や汚染水等による敷地境界における実効線量（施設全体からの放射性物質の追加的放出を含む実効線量）を、平成25年3月までに1mSv/年未満とすること。

#### ■ 放射性液体廃棄物等による線量評価（実施計画：Ⅲ-3-2-2-3）

##### ➤ 各系統における線量評価

- ALPS処理水については、排水前に、H-3以外の放射性核種の告示濃度限度比の和が1未満であることを測定等により確認する。また、排水にあたっては海水による希釈（100倍以上）を行い、排水中のH-3濃度を1,500Bq/L未満となるよう管理しながら排水するため、実効線量は0.035mSv/年となる。

##### <算出方法>

ALPS処理水におけるH-3濃度を1,500Bq/L未満となるように希釈し、H-3以外の放射性核種濃度を告示濃度限度比の和が1未満となったALPS処理水を海水にて100倍以上※希釈することから実効線量は保守的に以下の通り評価される。

※：本設備では430倍以上に希釈可能  
（2-1(1)①ALPS処理水の海水への混合希釈率の調整及び監視より）

$$\frac{\text{H-3の濃度}}{\text{H-3の告示濃度}} + \text{H-3以外の告示濃度比総和} \times \frac{1}{\text{海水による希釈倍率}}$$

$$= \frac{1500}{60000} + 1 \times \frac{1}{100} = 0.035$$

- 前述の通り、ALPS処理水の排水による敷地境界の実効線量の評価結果は0.035mSv/年となることから、放射性液体廃棄物等の排水による実効線量の評価値（0.22mSv/年※1）に変更はない。

※1：ALPS処理水、地下水バイパス水、堰内雨水、サブドレン他水処理施設の処理済水の排水による線量評価結果の最大値

→放射性液体廃棄物等の排水による線量評価においては、排水基準と同じ濃度で排水する場合に、告示濃度比総和が最も大きい排水を1年間摂取し続けると仮定した評価値を用いることで、その他の排水の評価は包含されるという考え方で評価を行っている。

- 現状の設備の運用により、福島第一原子力発電所における敷地境界における実効線量は、約0.91mSv/年であり、1mSv/年を下回っている。

項目	敷地境界における実効線量
気体廃棄物放出	約0.03mSv/年
敷地内各施設からの直接線及びスカイシャイン線の線量	約0.58mSv/年
放射性液体廃棄物等の排水	約0.22mSv/年
構内散水した堰内雨水の処理済水のH-3を吸入摂取した場合の敷地境界の実効線量	約 $3.3 \times 10^{-2}$ mSv/年
構内散水した5・6号機滞留水の処理済水の地表に沈着した放射性物質からのγ線に起因する実効線量	約 $4.2 \times 10^{-2}$ mSv/年
合計	約0.91mSv/年※2

※2：四捨五入した数値を記載しているため、合算値が合計と合わない場合がある

(実施計画：Ⅲ-3-2-2-4-1)

<No.83>

- 年間放出管理目標値 22 兆ベクレルの根拠と意味 (単に法令とか方針で定められているということにとどまらず、この数値の算出根拠と安全評価上の意味)

<No.83 回答>

回答

- 震災前の保安規定に示されたトリチウム放出管理値について、次ページ以降に示します。

- 保安規定に示されるトリチウム放出管理値（震災前の福島第一の場合）
  - ✓  $2.2 \times 10^{13} \text{Bq/year}$  ( $3.7 \times 10^{12} \text{Bq/基/year} \times 6 \text{基}$ )
- 経緯
  - 1972年（昭和47年）に「原子力委員会」は日本の原子力発電所から放出される放射性物質は微量ではあるが、今後原子力施設が増加することを考えればALAPの原則をどの様に取り入れ、どの様にモニタリングしていくかについて「環境・安全専門部会」に諮問した。
  - この諮問に対し、「環境・安全専門部会」は環境放射能分科会で検討を重ね、1974年（昭和49年）に結果を取り纏めた。
  - 環境放射能分科会では米国の先行機の放出実績を参考に、日本の技術を評価し、放出量のモデル化を図った。
  - 特に、日本の軽水型原子力発電所では放射性廃液の回収処理による水の再使用の徹底と放射性物質（トリチウム除く）の積極的な固化により、液体廃棄物として環境中に放出される放射性物質は非常に少ないことを考慮した。
  - 米国の原子力発電所でのトリチウム放出量は実績で以下のとおり
    - ✓ BWR : ND             $\sim 6.2 \times 10^{12} \text{Bq/year/基}$  (ND $\sim$  168Ci/year/基)
    - ✓ PWR :  $3.1 \times 10^{12} \sim 2.7 \times 10^{14} \text{Bq/year/基}$  (85 $\sim$ 7,400Ci/year/基)

- ▶ このため日本ではトリチウム放出量はBWRで $3.7 \times 10^{12}$ Bq/year/基 (100Ci/year/基)、PWRで $3.7 \times 10^{13}$ Bq/year/基 (1,000Ci/year/基) 程度と想定され、これによる被ばく線量は他の液体廃棄物に比べ十分低いと評価された。
  - ▶ これらの議論の結果が指針に盛り込まれ、トリチウム以外の放射性物質の放出量についてはBWR、PWRとも合計で $3.7 \times 10^{10}$ Bq/year/基 (1Ci/year/基) とし、各原子力発電所の保安規定で「放出管理目標値」として記載された。
  - ▶ トリチウムについては被ばく線量が小さいことから別枠で記載され、「放出管理の基準値」として制御棒破損などの目安とされている。(PWRについては $7.4 \times 10^{13}$ Bq/year/基 (2,000Ci/year/基) として指針に盛り込まれた)
- 指針 (発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について) に示されたトリチウム放出量
- ✓ BWR :  $3.7 \times 10^{12}$ Bq/year/基 ( 100Ci/year/基)
  - ✓ PWR :  $7.4 \times 10^{13}$ Bq/year/基 (2,000Ci/year/基)  
(PWRは原子炉制御に原子炉水に直接ホウ酸を混ぜて使用しており、ホウ素 (B-10) は中性子を吸収するとアルファ粒子とトリチウムを生成するため、トリチウム放出量はBWRに比べて多い)
- 保安規定に示されたトリチウムによる影響は他の核種に比べ小さく、全ての核種による被ばくは0.024mSv/年となる。(液体廃棄物、気体廃棄物合計)

<No.84>

- 放水濃度1500ベクレル/L及び濃度制限値60000ベクレル/Lの根拠と意味 (単に法令とか方針で定められているということにとどまらず、この数値の算出根拠と安全評価上の意味)。

<No.85>

- トリチウムの年間放出量について、サブドレン、地下水バイパス（構内散水）の放出によるトリチウム放出量と合わせてどのように管理していくのか。

<No84, No85 回答>

回答

- 水中の濃度制限値（告示濃度限度）は、この濃度の水を公衆が生まれてから70歳になるまで毎日飲み続けたとき、平均線量率が法令に基づく実効線量限度（1mSv/年）に達するとして計算されて導出されたものです。
- トリチウムの水中の濃度限度（6万Bq/L = 60Bq/cm<sup>3</sup>）の算出根拠を次ページに示します。
- 放水濃度1500Bq/Lについては、サブドレン浄化水、地下水バイパスの排水における運用目標値を参考に設定したものです。
- トリチウムの年間放出量については、ALPS処理水、地下水バイパス、サブドレン浄化水等の排水によるトリチウム放出量の合計が年間22兆ベクレルを超えないよう管理します。

## (参考) トリチウムの中の水中の濃度限度の根拠

(水中の濃度限度とは)  
 ……この濃度の水を公衆が生まれてから70歳になるまで毎日飲み続けたとき、平均線量率が法令に基づく実効線量限度 (1mSv/年) に達するとして計算されて導出されたもの。

$$\text{トリチウムの中の水中の濃度限度 (Bq/cm}^3\text{)} = \frac{1 \text{ (mSv/年)} \times 70 \text{ (年)}}{\sum_{70} \{ \text{各年齢層の線量係数 (mSv/Bq)} \times \text{各年齢層の年間摂水量 (cm}^3\text{)} \}} \approx 60 \text{ (Bq/cm}^3\text{)}$$

※線量係数 …… 単位放射能の摂取による実効線量  
 ※年間摂水量 …… 下表の適用期間に応じた値  
 (「ICRPの新勧告 (pub.60) の取り入れ等に関する技術的基準の改正について」 (平成11年) より引用)

### 【※線量係数】

(適用期間)	(線量係数[mSv/Bq])
12ヶ月未満	$6.40 \times 10^{-8}$
12ヶ月以上2歳未満	$4.80 \times 10^{-8}$
2歳以上7歳未満	$3.10 \times 10^{-8}$
7歳以上12歳未満	$2.30 \times 10^{-8}$
12歳以上70歳未満	$1.80 \times 10^{-8}$

(ICRP Pub.72より引用)

### 【※年間摂水量】

(適用期間)	(年間摂水量[cm <sup>3</sup> ])
12ヶ月未満	1,400 cm <sup>3</sup> /日 × 365日
12ヶ月以上3歳未満	1,400 cm <sup>3</sup> /日 × 365日
3歳以上8歳未満	1,600 cm <sup>3</sup> /日 × 365日
8歳以上13歳未満	1,800 cm <sup>3</sup> /日 × 365日
13歳以上18歳未満	2,400 cm <sup>3</sup> /日 × 365日
18歳以上70歳未満	2,650 cm <sup>3</sup> /日 × 365日

(ICRPの新勧告 (pub.60) の取り入れ等に関する技術的基準の改正についてより引用)



<No.89>

- 協力企業を含めた処理水放出設備運営に係る体制（分析・設備の運転を含む）について説明のこと。また、処理水放出設備運営に携わる作業員の技術研修・教育、ヒューマンエラー対策、PDCA、緊急事態対策など保安上のQMSについて概要を説明していただきたい。

<No.89 回答>

【運転部門】

- ALPS処理水希釈放出設備の運転は、当社の運転部門で実施する。当該設備設置完了までに運転マニュアル等の整備を行うとともに、設備図書を受領、設置部門からの引継ぎを受ける。
- 当社は、体系的な教育訓練アプローチを導入しており、運転部門についても各設備に対する技術教育や、ヒューマンエラー対策、緊急事態対策等の教育を受ける。また、教育の結果についても年度ごとに評価を行い、技術力向上に向けた新たな教育計画を毎年策定する。

【分析部門回答】

- 分析に携わる分析員はOJT等を通じて分析技能を取得し、H-3やCsの分析にかかる技能試験を通じて力量把握を行っている。また、化学管理システムの強化によりスマートグラスなどを採用した品質管理体制を構築し、HE対策を講じている。分析作業において発生した不適合やカイゼンを行うべき点は適宜作業管理に取り組むとともに、次年度の作業計画へ反映している。緊急事態対応にあたっては昼夜を問わず分析作業が実施できるよう分析員を24時間配置するなど、必要なリソースを確保することとしている。

### <No.90>

- 分析前雨水の誤散水など、ヒューマンエラーに関する不適合が度々発生しているが、職員のマネジメント、協力会社に対するガバナンス、不適合を発生させないための意識の共有をどのようにしているのか説明してください。

### <No.90 回答>

- 不適合の発生件数の低減、ヒューマンエラー発生防止については、廃炉推進カンパニーの業務計画として定め（L1：カンパニー大、L2:部大、L3:グループまで落とし込み）、トップから職員まで業務として取り組むこととしている。
- また、協力企業と協働して現場の実態把握につとめるとともに、リスクに注視しリスク増の予兆が見られた場合には情報共有を図り、対策を取ることにしている。
  - 当社工事管理員は協力企業とコミュニケーションを取り、作業進捗、問題発生の有無、作業予定の確認を実施
  - 原子力リーダー、発電所管理職は現場MOを行い、協力企業とコミュニケーションを取り、現場実態を把握

<No.91>

- 保管されている水に含まれる重金属等については、年代毎に代表的なタンクについて分析が行われているが、代表的なタンクの分析で十分と言えるのか。二次処理後の評価・分析の中でタンク毎に検査を行い、処分する必要があるのではないかと。

<No.92>

- 水質汚濁法の関係、細菌、腐敗など水質の心配をされている方が実際にいる。どういう検討がされて、どのような方法でそれがチェックされて安全性が担保されるか説明いただきたい。

<No.91, No.92 回答>

- 2019年度に、年代毎に代表的なタンクについて水質汚濁防止法で定めている項目について分析し、問題ないことを確認している。（次ページ以降に分析結果を示す）
- 実際の放出にあたっては、測定・確認用設備にてサンプリングし、あらかじめ定めた測定項目・頻度に応じて分析を行う。測定項目等については、福島県主管部殿と調整させて頂きたい。

- ALPS処理水タンクについて、放射性物質に関する分析に加え、化学物質の性状把握の観点から受け入れ時期に応じてタンク群を選出し分析を実施。  
今回、結果が取りまとまったことから分析結果について報告
- 分析は、当社「一般排水処理管理要領」に基づき46項目の測定を実施※
- 分析結果はいずれも許容限度内の値

化学物質の分析を実施したタンク群及び  
ALPS処理水受入れ時期

エリア	グループ (群)	ALPS処理水 受入れ時期
G3	A	2013年度
J4	B	2014年度
H1	E	2015年度
K3	A	2016年度
K4	A	2016年度
H2	C	2017年度
G1S	A	2018年度

いずれのタンク群も代表タンク1基の中層から水を  
採取し分析を実施

※ 許容限度については、水質汚濁防止法に関する許容限度等を参考にしている。

# ALPS処理水タンクにおける化学物質分析結果（1 / 5）



エリア	グループ (群)	水素イオン 濃度 (pH)	浮遊物質 量 (SS) 【mg/L】	化学的酸素 要求量 (COD) 【mg/L】	ホウ素 【mg/L】	溶解性鉄 【mg/L】	銅 【mg/L】	ニッケル 【mg/L】	クロム 【mg/L】	亜鉛 【mg/L】	生物化学的 酸素要求量 (BOD) 【mg/L】
		許容限度： 5.0以上 9.0以下 (海域)	許容限度： 200 (日間平均 150)	許容限度： 160 (日間平均 120)	許容限度： 230 (海域)	許容限度： 10	許容限度： 3	許容限度： 2	許容限度： 2	許容限度： 2	許容限度： 160 (日間平均 120)
G3	A	8.8	<1	2.4	3.5	<1	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1	<1
J4	B	8.3	<1	2.8	4.4	<1	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1	<1
H1	E	7.8	<1	3.9	2.3	<1	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1	<1
K3	A	8.3	<1	3.9	0.9	<1	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1	<1
K4	A	8.3	<1	0.9	0.4	<1	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1	2
H2	C	8.5	<1	1.8	1.1	<1	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1	<1
G1S	A	8.3	<1	1.5	1.1	<1	<0.1	<0.1	<0.1	<0.1	<1

# ALPS処理水タンクにおける化学物質分析結果（2 / 5）



エリア	グループ (群)	大腸菌群数 【個/cm <sup>3</sup> 】	カドミウム 【mg/L】	シアン 【mg/L】	有機燐 【mg/L】	鉛 【mg/L】	六価クロム 【mg/L】	ひ素 【mg/L】	水銀 【mg/L】	アルキル水銀 【mg/L】	ポリ塩化 ビフェニル 【mg/L】
		許容限度： 日間平均 3,000	許容限度： 0.03	許容限度： 1	許容限度： 1	許容限度： 0.1	許容限度： 0.5	許容限度： 0.1	許容限度： 0.005	許容限度： 検出されない こと	許容限度： 0.003
G3	A	0	<0.01	<0.05	<0.1	<0.01	<0.05	<0.01	<0.0005	<0.0005	<0.0005
J4	B	0	<0.01	<0.05	<0.1	<0.01	<0.05	<0.01	<0.0005	<0.0005	<0.0005
H1	E	0	<0.01	<0.05	<0.1	<0.01	<0.05	<0.01	<0.0005	<0.0005	<0.0005
K3	A	0	<0.01	<0.05	<0.1	<0.01	<0.05	<0.01	<0.0005	<0.0005	<0.0005
K4	A	0	<0.01	<0.05	<0.1	<0.01	<0.05	<0.01	<0.0005	<0.0005	<0.0005
H2	C	0	<0.01	<0.05	<0.1	<0.01	<0.05	<0.01	<0.0005	<0.0005	<0.0005
G1S	A	0	<0.01	<0.05	<0.1	<0.01	<0.05	<0.01	<0.0005	<0.0005	<0.0005

# ALPS処理水タンクにおける化学物質分析結果（3 / 5）



エリア	グループ (群)	トリクロロ エチレン 【mg/L】	テトラクロロ エチレン 【mg/L】	ジクロロメタン 【mg/L】	四塩化炭素 【mg/L】	1,2-ジクロロ エタン 【mg/L】	1,1-ジクロロ エチレン 【mg/L】	シス-1,2 ジクロロ エチレン 【mg/L】	1,1,1- トリクロロ エタン 【mg/L】	1,1,2- トリクロロ エタン 【mg/L】	1,3-ジクロロ プロペン 【mg/L】
		許容限度： 0.1	許容限度： 0.1	許容限度： 0.2	許容限度： 0.02	許容限度： 0.04	許容限度： 1	許容限度： 0.4	許容限度： 3	許容限度： 0.06	許容限度： 0.02
G3	A	<0.03	<0.01	<0.02	<0.002	<0.004	<0.1	<0.04	<0.3	<0.006	<0.002
J4	B	<0.03	<0.01	<0.02	<0.002	<0.004	<0.1	<0.04	<0.3	<0.006	<0.002
H1	E	<0.03	<0.01	<0.02	<0.002	<0.004	<0.1	<0.04	<0.3	<0.006	<0.002
K3	A	<0.03	<0.01	<0.02	<0.002	<0.004	<0.1	<0.04	<0.3	<0.006	<0.002
K4	A	<0.03	<0.01	<0.02	<0.002	<0.004	<0.1	<0.04	<0.3	<0.006	<0.002
H2	C	<0.03	<0.01	<0.02	<0.002	<0.004	<0.1	<0.04	<0.3	<0.006	<0.002
G1S	A	<0.03	<0.01	<0.02	<0.002	<0.004	<0.1	<0.04	<0.3	<0.006	<0.002

# ALPS処理水タンクにおける化学物質分析結果（4 / 5）



エリア	グループ (群)	チウラム 【mg/L】	シマジン 【mg/L】	チオベンカルブ 【mg/L】	ベンゼン 【mg/L】	セレン 【mg/L】	フェニトロチオン 【mg/L】	フェノール類 【mg/L】	フッ素 【mg/L】	溶解性 マンガン 【mg/L】
		許容限度： 0.06	許容限度： 0.03	許容限度： 0.2	許容限度： 0.1	許容限度： 0.1	許容限度： 0.03	許容限度： 5	許容限度： 15（海域）	許容限度： 10
G3	A	<0.006	<0.003	<0.02	<0.01	<0.01	<0.003	<0.1	<0.5	<1
J4	B	<0.006	<0.003	<0.02	<0.01	<0.01	<0.003	<0.1	<0.5	<1
H1	E	<0.006	<0.003	<0.02	<0.01	<0.01	<0.003	<0.1	<0.5	<1
K3	A	<0.006	<0.003	<0.02	<0.01	<0.01	<0.003	<0.1	<0.5	<1
K4	A	<0.006	<0.003	<0.02	<0.01	<0.01	<0.003	<0.1	<0.5	<1
H2	C	<0.006	<0.003	<0.02	<0.01	<0.01	<0.003	<0.1	<0.5	<1
G1S	A	<0.006	<0.003	<0.02	<0.01	<0.01	<0.003	<0.1	<0.5	<1

# ALPS処理水タンクにおける化学物質分析結果（5 / 5）



エリア	グループ (群)	アンモニア, アンモニウム 化合物 【mg/L】	亜硝酸化合物 及び 硝酸化合物 【mg/L】	1,4-ジオキサン 【mg/L】	n-ヘキサン抽出物 質（鉱油類） 【mg/L】	n-ヘキサン抽出物質 (動植物油脂類) 【mg/L】	窒素 【mg/L】	燐 【mg/L】
		許容限度： 100		許容限度： 0.5	許容限度： 5	許容限度： 30	許容限度：120 (日間平均60)	許容限度：16 (日間平均8)
G3	A	<1	2	<0.05	<0.5	<1	2	<0.05
J4	B	<1	2	<0.05	<0.5	<1	2.3	<0.05
H1	E	<1	<1	<0.05	<0.5	<1	0.7	<0.05
K3	A	<1	11	<0.05	<0.5	<1	11.1	<0.05
K4	A	<1	25	<0.05	<0.5	<1	24.6	<0.05
H2	C	<1	7	<0.05	<0.5	<1	7.5	<0.05
G1S	A	<1	10	<0.05	<0.5	<1	10	<0.05

# 以下、参考資料

2021年12月21日公表

多核種除去設備等処理水の取扱いに関する実施計画変更認可申請【概要】

## 第Ⅱ章 特定原子力施設の設計、設備

### 2.50 ALPS処理水希釈放出設備及び関連施設

- ・以下の主要な機器について、実施計画に設計の詳細を新規記載
  1. 測定・確認用設備
  2. 移送設備
  3. 希釈設備
  4. 放水設備

## 第Ⅲ章 第3編 保安に係る補足説明

### 2 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明

- ・ALPS処理水の海洋放出に係る以下記載を追記
  1. 管理方法
  2. 線量評価
  3. 「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における多核種除去設備等処理水の処分に関する基本方針」を踏まえた対応および、環境への放射線の影響評価

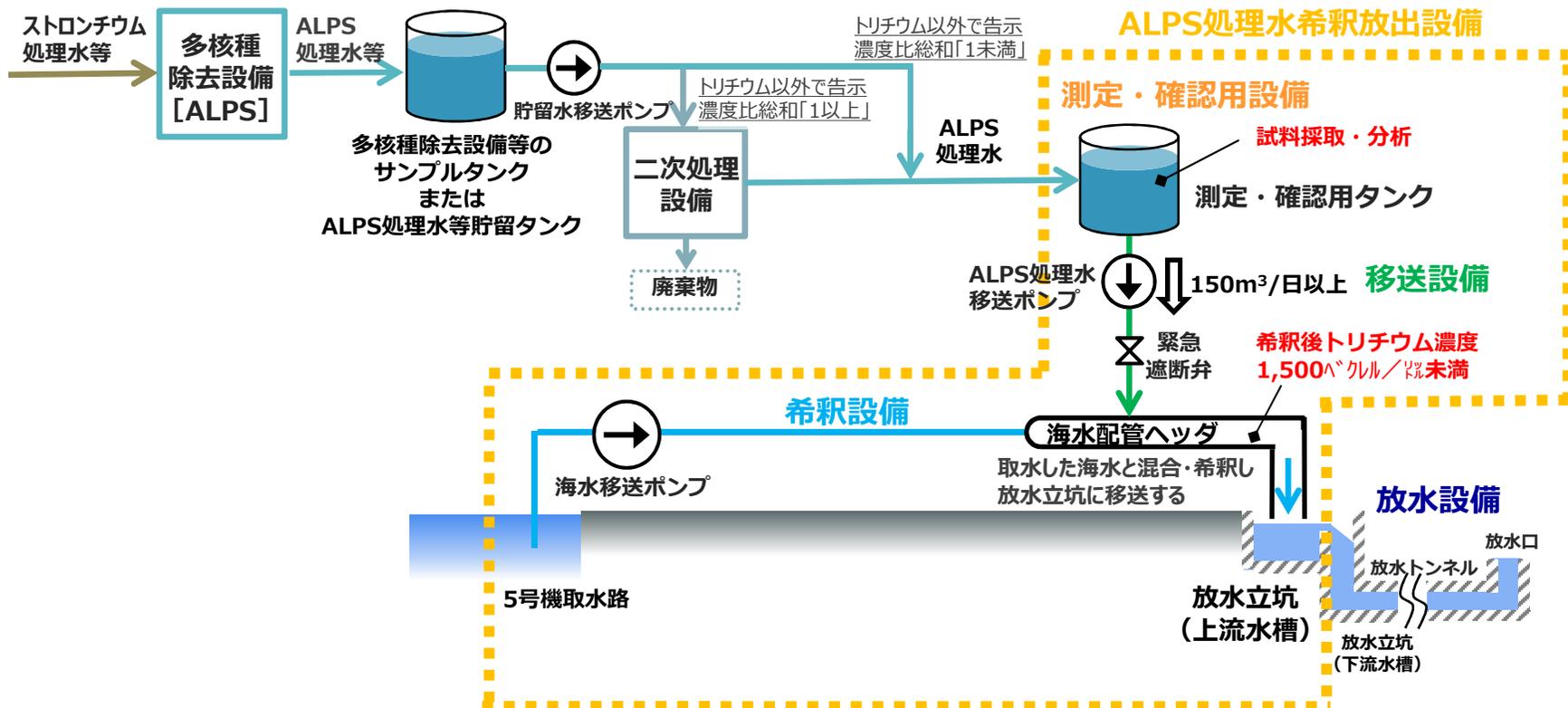
## 2-1. ALPS処理水希釈放出設備の全体概要

### ■ 目的

多核種除去設備で放射性核種を十分低い濃度になるまで除去した水が、ALPS処理水（トリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和1未満を満足した水）であることを確認し、海水にて希釈して、海洋に放出する。

### ■ 設備概要

測定・確認用設備は、測定・確認用タンク内およびタンク群の放射性核種の濃度を均一にした後、試料採取・分析を行い、ALPS処理水であることを確認する。その後、移送設備でALPS処理水を海水配管ヘッダに移送し、希釈設備により、5号機取水路より海水移送ポンプで取水した海水と混合し、トリチウム濃度を1,500<sup>Bq</sup>/ℓ未満に希釈したうえで、放水設備に排水する。



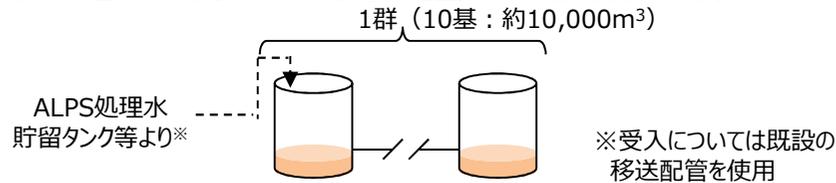
## 2-2. ALPS処理水希釈放出設備（測定・確認用設備）の概要

### ■ 測定・確認用設備

- 測定・確認用タンクはK4エリアタンク（計約30,000m<sup>3</sup>）を転用し、A～C群各10基（1基約1,000m<sup>3</sup>）とする。
- タンク群毎に、下記①～③の工程をローテーションしながら運用すると共に、②測定・確認工程では循環・攪拌により均一化した水を採取して分析を行う。

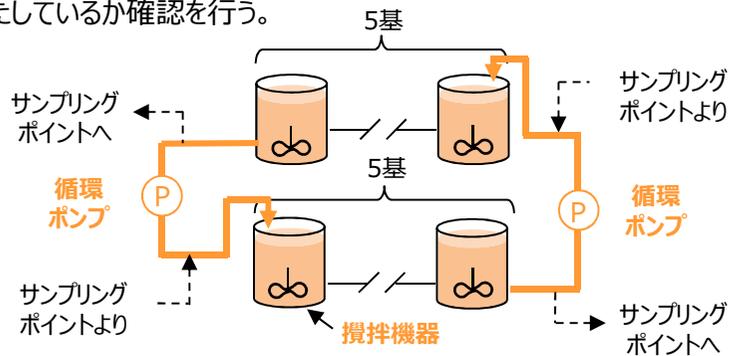
#### ①受入工程

ALPS処理水貯留タンク等よりALPS処理水を空のタンク群で受入れる。



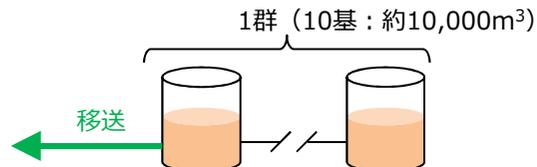
#### ②測定・確認工程

攪拌機器・循環ポンプにてタンク群の水質を均一化した後、サンプリングを行い、放出基準を満たしているか確認を行う。

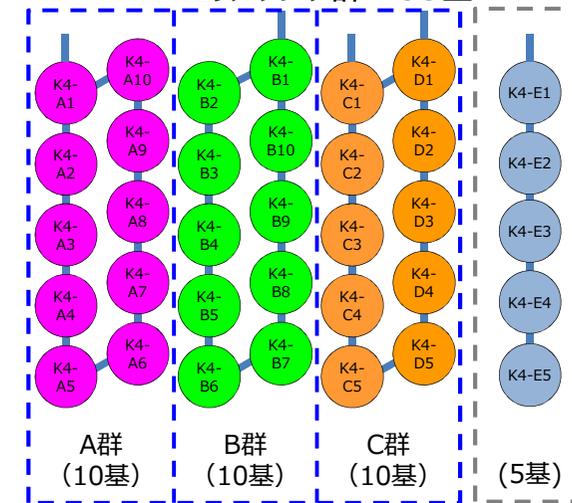


#### ③放出工程

放出基準を満たしていることを確認した後、ALPS処理水を移送設備により希釈設備へ移送する。



K4エリアタンク群：35基



2.5章 ALPS処理水希釈放出設備

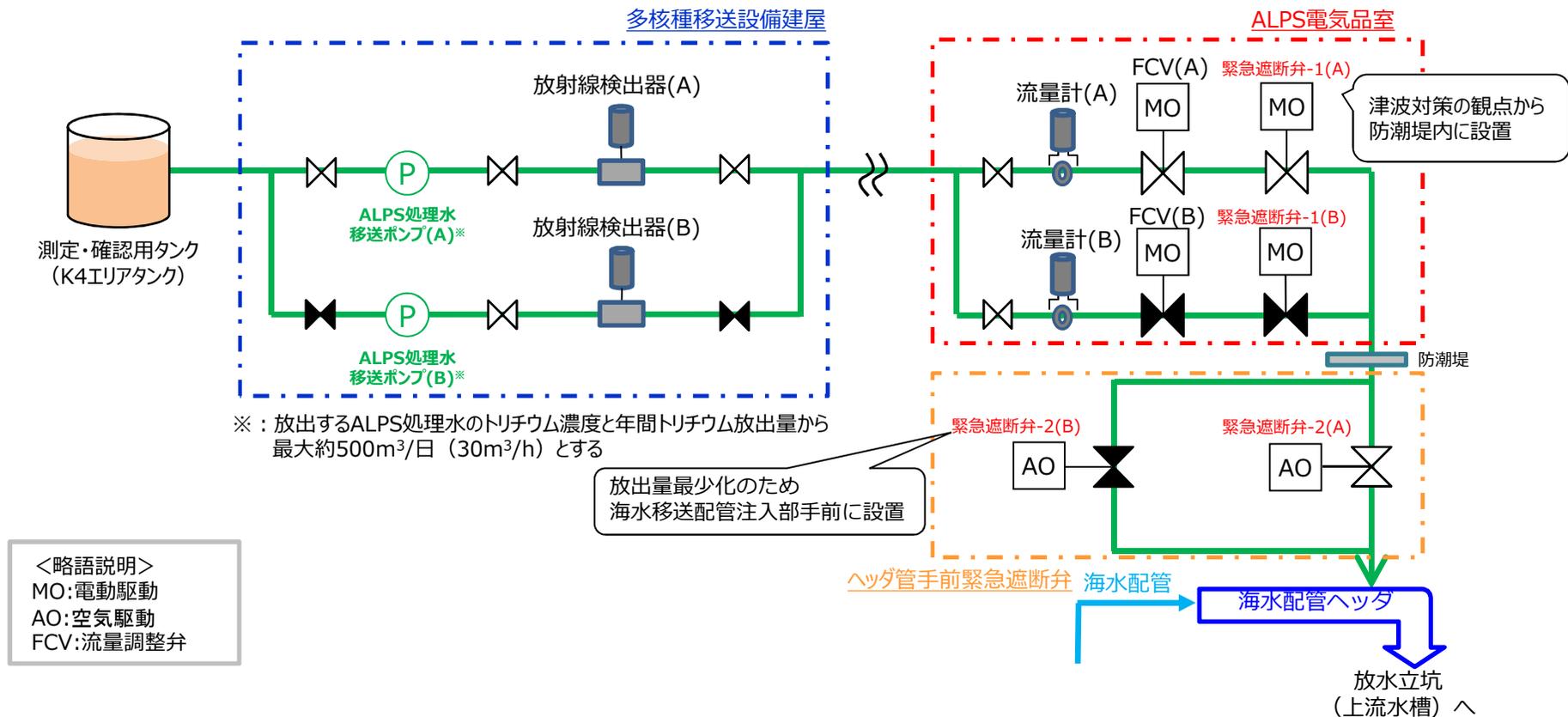
2.5章 多核種処理水貯槽

	A群	B群	C群
1周目	受入	—	—
2周目	測定・確認	受入	—
3周目	放出	測定・確認	受入
4周目	受入	放出	測定・確認
...	測定・確認	受入	放出

## 2-3. ALPS処理水希釈放出設備（移送設備）の概要

### ■ 移送設備

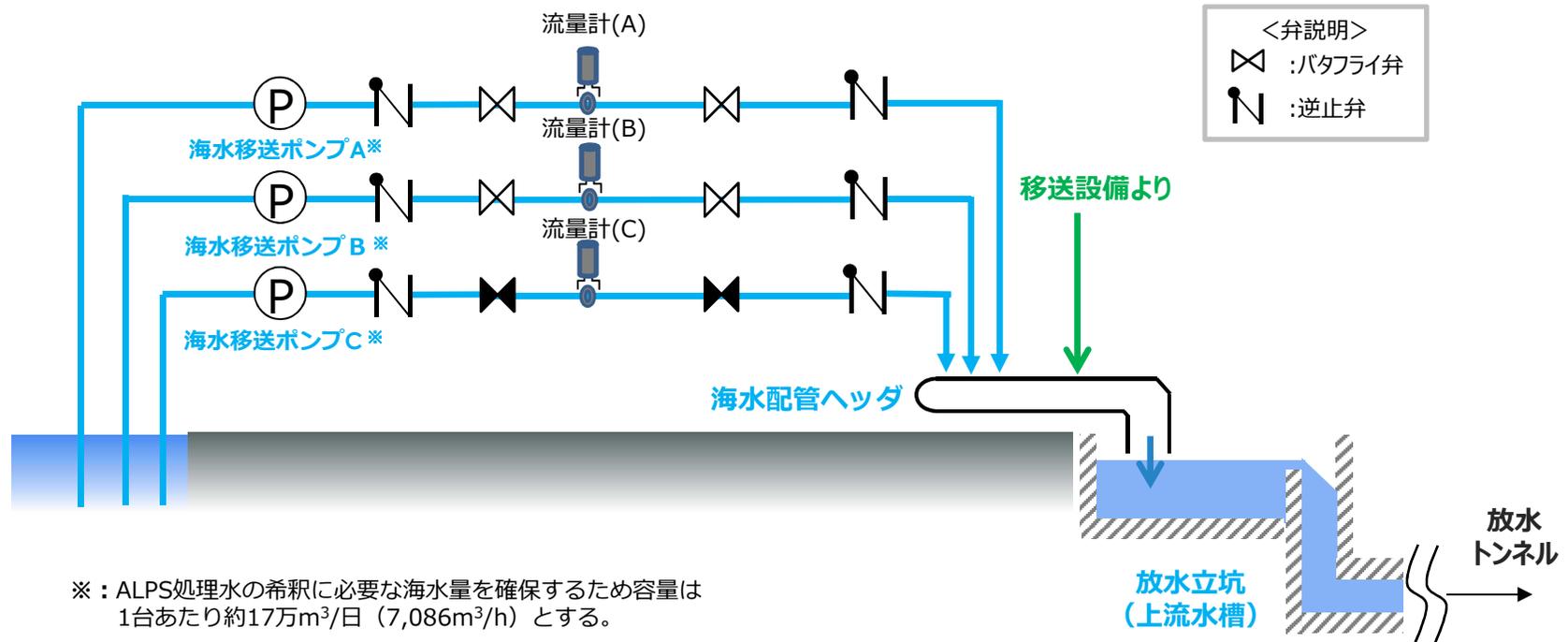
- 移送設備は、ALPS処理水移送ポンプ及び移送配管により構成する。
- ALPS処理水移送ポンプは、運転号機と予備機の2台構成とし、測定・確認用タンクから希釈設備までALPS処理水の移送を行う。
- また、異常発生時に速やかに移送停止できるよう緊急遮断弁を海水配管ヘッダ手前及び、津波対策として防潮堤内のそれぞれ1箇所設置する。



## 2-4. ALPS処理水希釈放出設備（希釈設備）の概要

### ■ 希釈設備

- ALPS処理水を海水で希釈し、放水立坑(上流水槽)まで移送し、放水設備へ排水することを目的に、海水移送ポンプ、海水配管(ヘッダ管含む)、放水立坑(上流水槽)により構成する。
- 海水移送ポンプは、移送設備により移送されるALPS 処理水を100倍以上に希釈する流量を確保する。



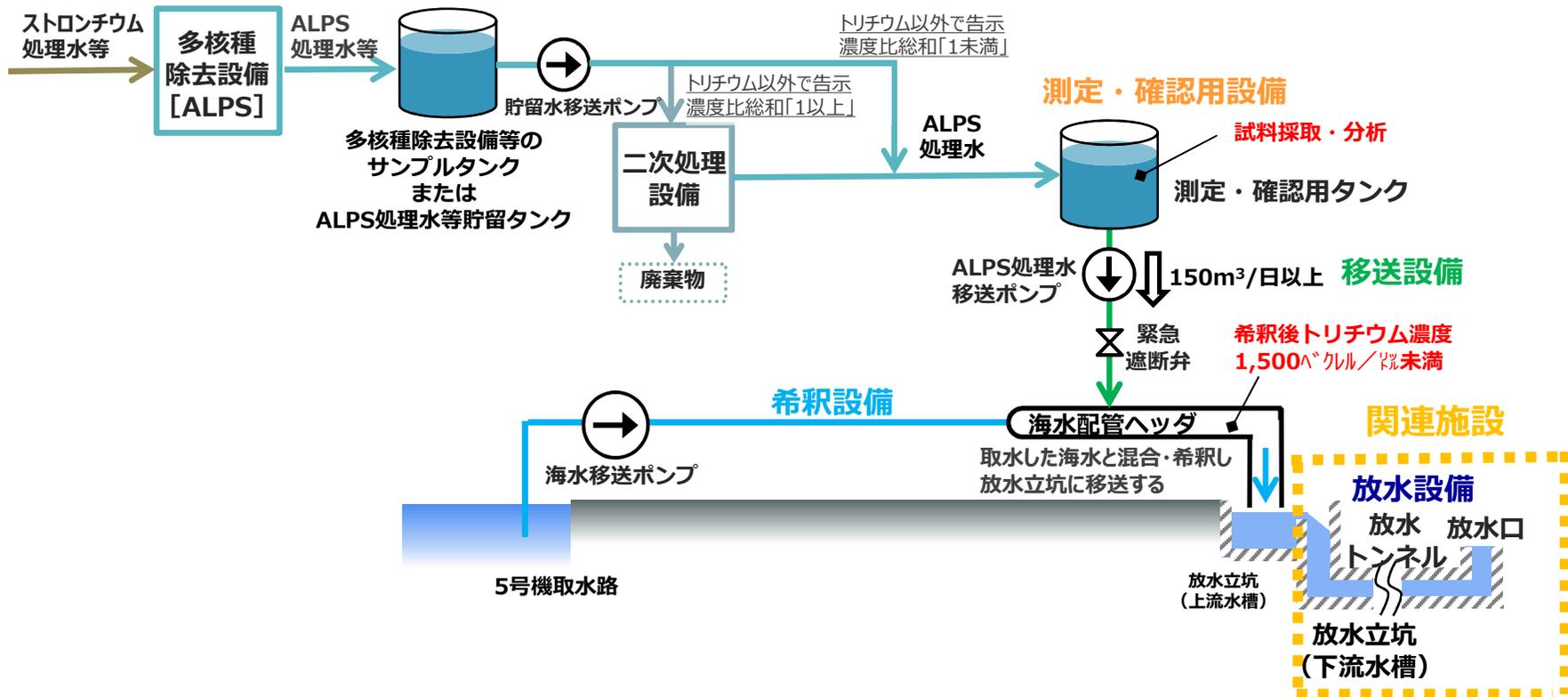
### 3-1.関連施設（放水設備）の全体概要

#### ■ 目的

ALPS処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して、トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和1未満を満足した水）を、沿岸から約1km離れた場所から海洋へ放出する。

#### ■ 設備概要

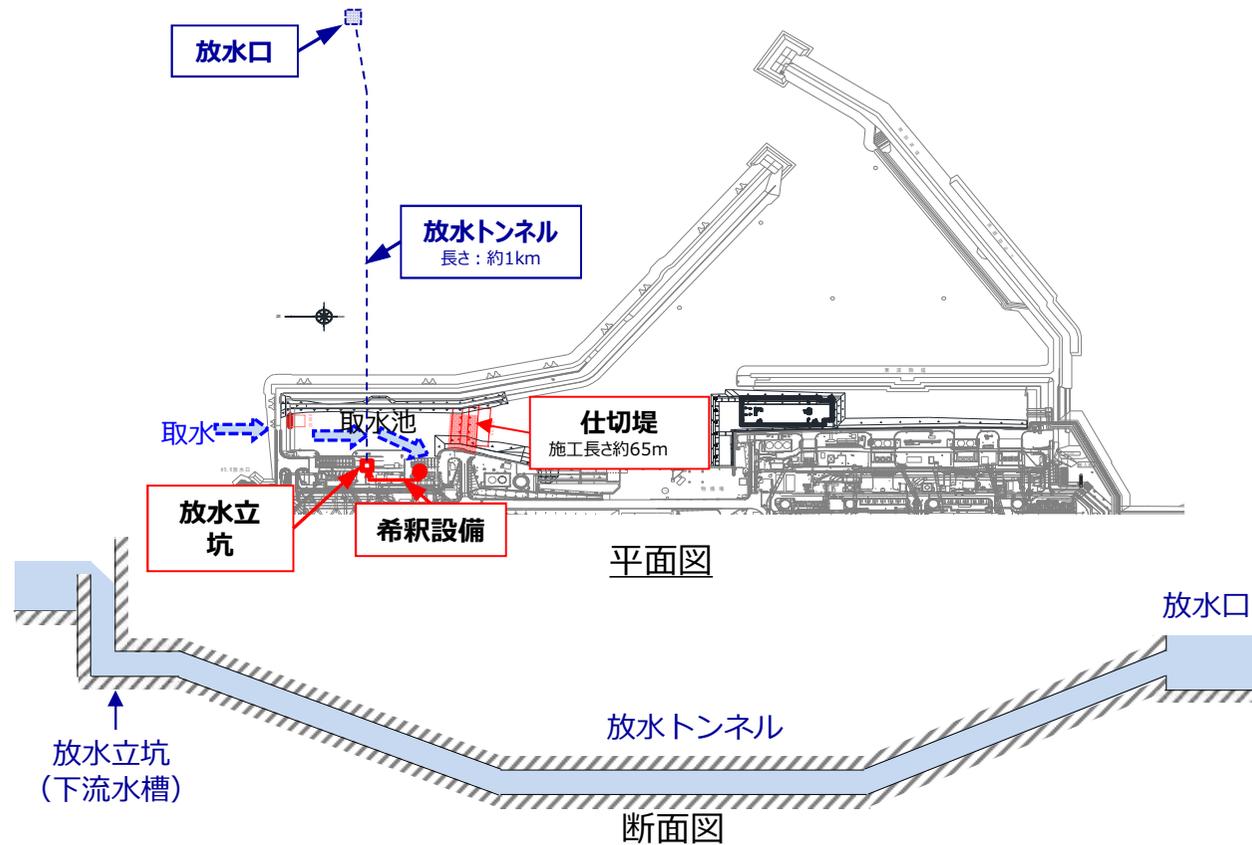
放水設備は、上記目的を達成するため、放水立坑（下流水槽）、放水トンネル、放水口により構成する。



## 3-2.関連施設（放水設備）の概要（1/2）

### ■ 放水設備

- 放水立坑内の隔壁を越流した水を、放水立坑（下流水槽）と海面との水頭差により、約1km離れた放水口まで移送する設計とする。また、放水設備における摩擦損失や水位上昇等を考慮した設計とする。



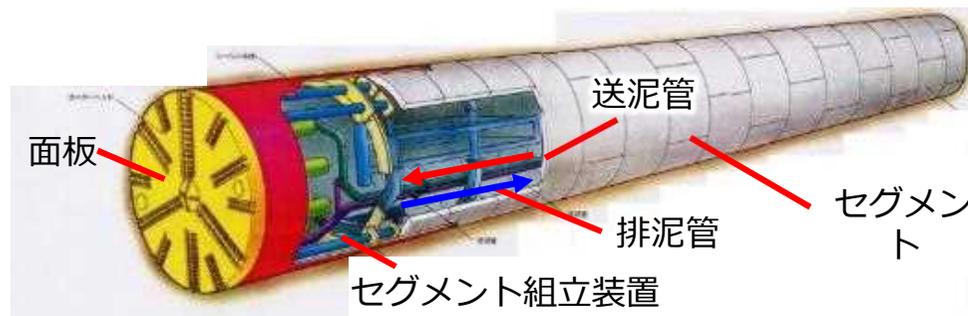
### 3-3.関連施設（放水設備）の概要（2/2）

#### ■ 構造設計の概要

- 岩盤層を通過させるため、漏洩リスクが小さく、且つ耐震性に優れた構造を確保。
- シールド工法を採用し、鉄筋コンクリート製のセグメントに2重のシール材を設置することで止水性を確保。
- 台風（高波浪）や高潮（海面上昇）の影響を考慮したトンネル躯体（セグメント）の設計を実施。

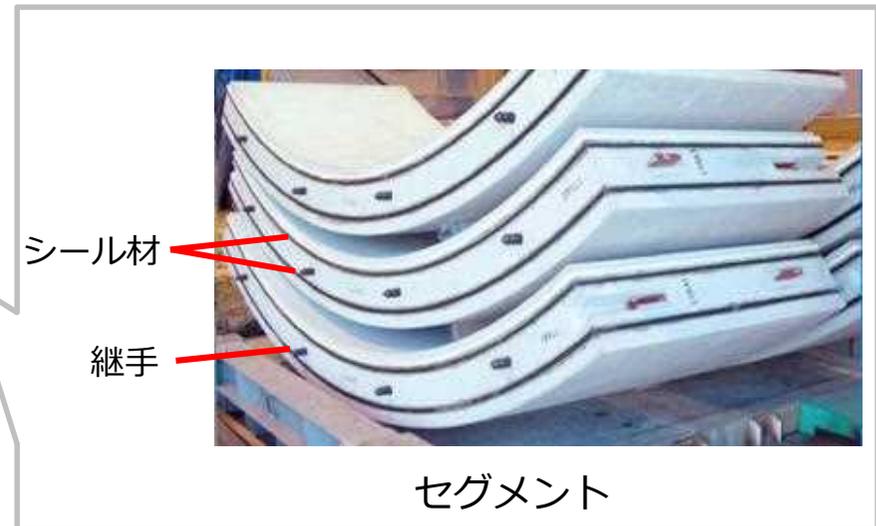
#### ■ トンネルの施工（シールド工法）

- シールド工法による放水トンネルの施工実績は多数あり、確実な施工によりトラブルの発生の可能性が小さい。



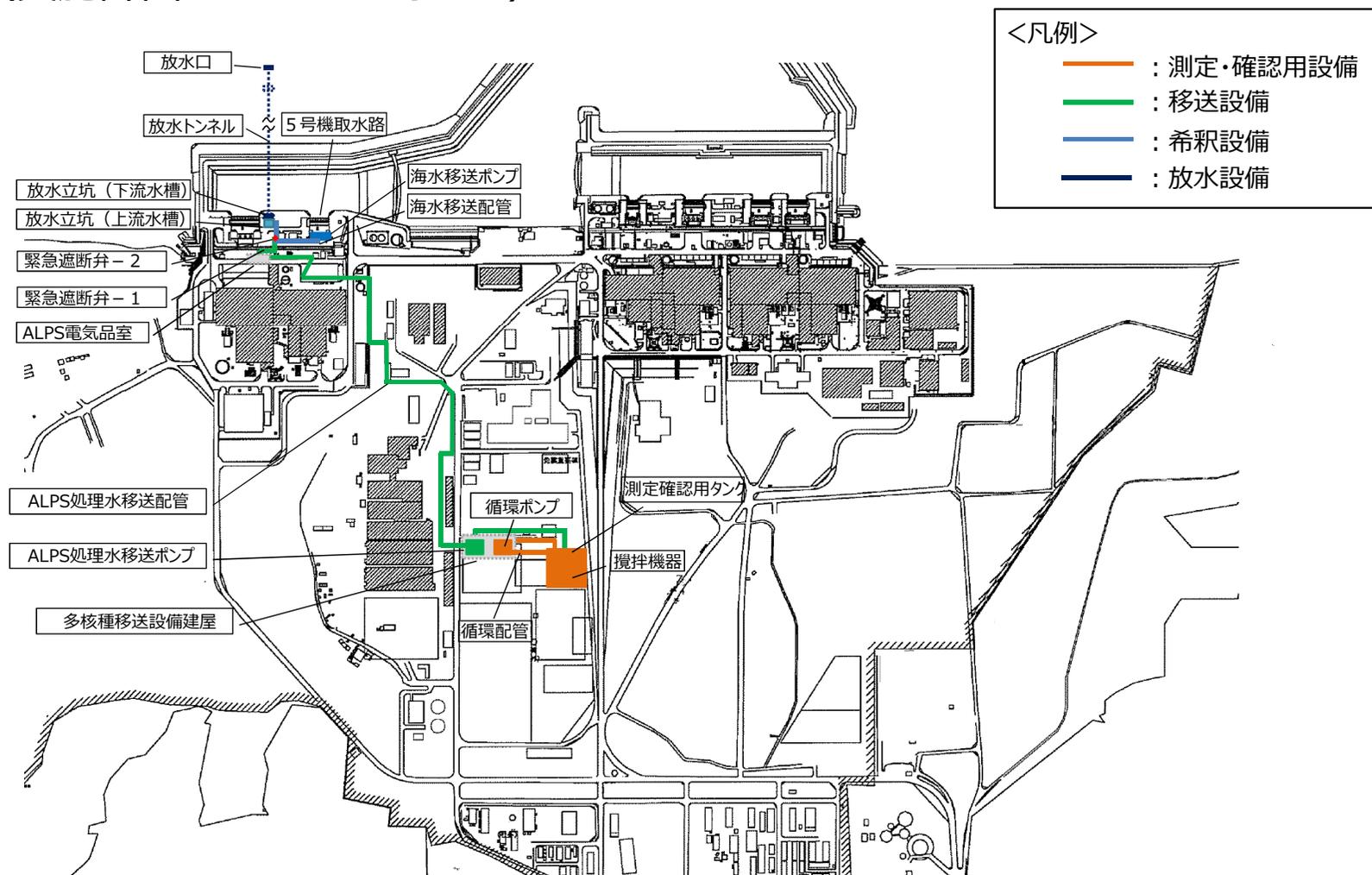
※：今回は泥水式シールド工法を採用

シールドマシンの概要図



## 4. ALPS処理水希釈放出設備及び関連施設の配置計画

- ALPS処理水希釈放出設備及び関連施設を構成する設備の配置は以下の通り。  
(実施計画：Ⅱ-2-50-添1-2)



## 5. ALPS処理水希釈放出設備及び関連施設の設置工程

- 原子力規制委員会の審査を経て認可等が得られれば、現地据付組立に着手し、2023年4月中旬頃の設備設置完了を目指す。

	2022年												2023年												
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
ALPS処理水希釈放出設備及び関連施設設置						■																			

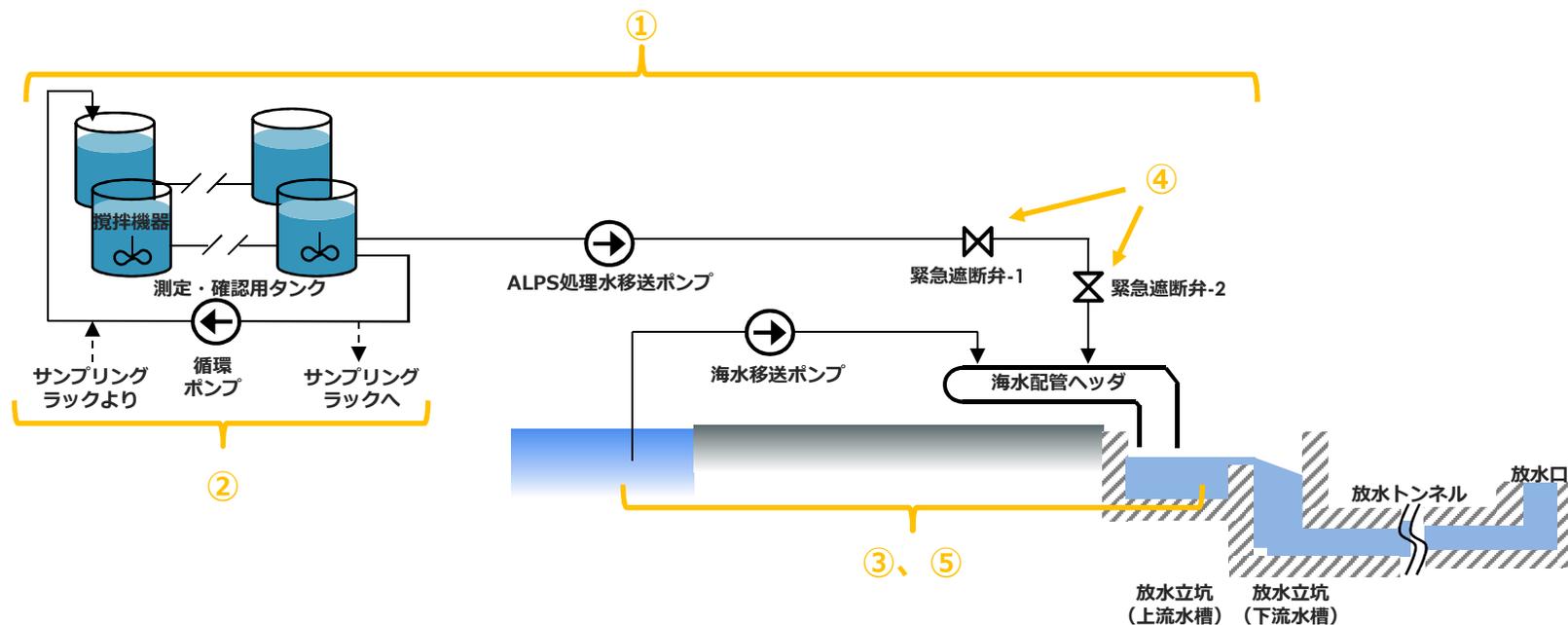
△  
使用前検査

■ : 現地据付組立

## 【参考】ALPS処理水希釈放出設備 要求される機能

- ① 海洋への放出量は、発生する汚染水の量（地下水、雨水の流入による増量分）を上回る能力を有すること。
- ② 希釈放出前の水がALPS処理水であることを確認するため、タンク内およびタンク群の放射性物質濃度の均一化および試料採取ができること。
- ③ ALPS 処理水を海水で希釈し、海洋へ放出できること。
- ④ 異常が発生した場合、速やかにALPS 処理水の海洋への放出を停止できる機能を有すること。
- ⑤ 海水希釈後のトリチウム濃度が告示濃度限度（60,000Bq/L）を十分下回る水準となるよう、ALPS 処理水を100 倍以上に希釈する能力を有すること。

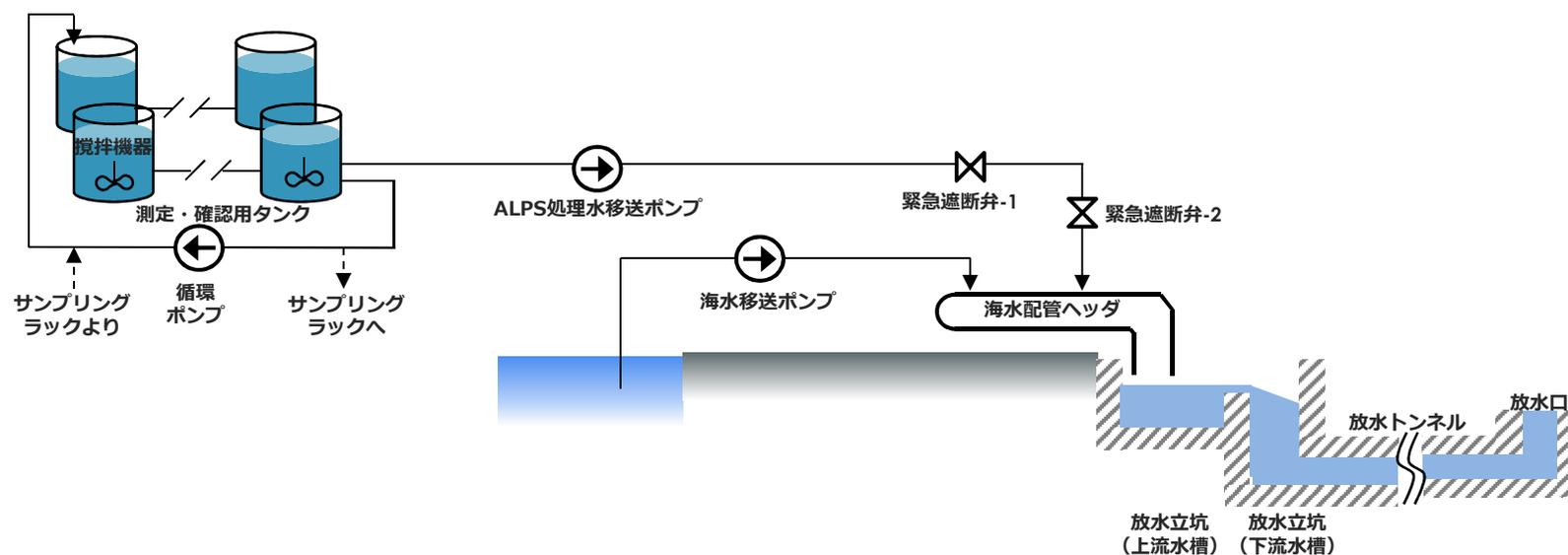
（実施計画：Ⅱ-2-50-1）



## 【参考】放水設備 要求される機能(1/2)

- ① ALPS処理水希釈放出設備の排水（海水で希釈して、トリチウムを含む全ての放射性核種の告示濃度比総和が1を下回った水）を、沿岸から約1km離れた海洋から放出できること。

(実施計画：Ⅱ-2-50-7)

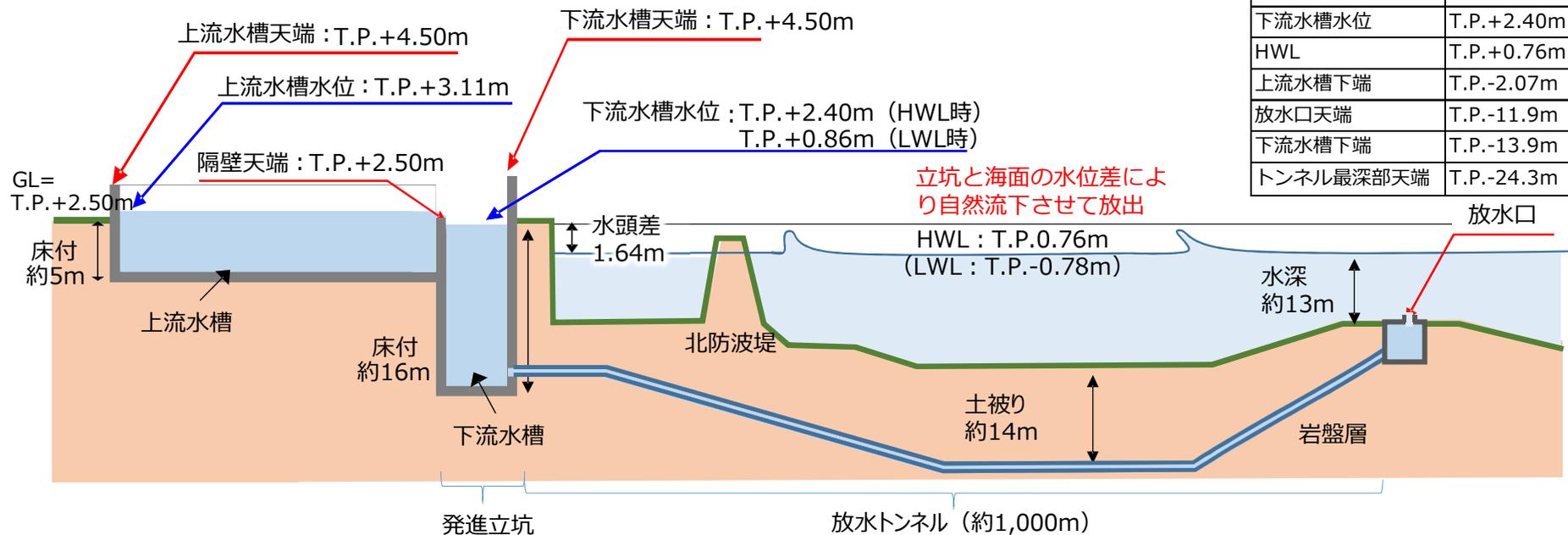


## 【参考】放水設備 要求される機能 (2/2)

- 水理設計の考え方 (海水移送ポンプ3台運転時)
  - 放水立坑において大気開放することで、管内圧力を低減させる。
  - 放水立坑は、放水トンネル、放水口を通して外洋の潮位と連動する構造となるが、海水移送ポンプ3台 (51万m<sup>3</sup>/日=6m<sup>3</sup>/s) の条件下においても、放水立坑 (下流水槽) と海面の水頭差 (約1.6m : 立坑～放水口の損失合計) により、自然流下可能であることを確認。

水位・標高一覧

上流水槽天端	T.P.+4.50m
下流水槽天端	T.P.+4.50m
上流水槽水位	T.P.+3.11m
GL	T.P.+2.50m
堰天端	T.P.+2.50m
下流水槽水位	T.P.+2.40m
HWL	T.P.+0.76m
上流水槽下端	T.P.-2.07m
放水口天端	T.P.-11.9m
下流水槽下端	T.P.-13.9m
トンネル最深部天端	T.P.-24.3m



放水設備概念図

## 6. 放射性廃棄物等の管理に関する補足説明（第Ⅲ章）

### ■ 概要

汚染水処理設備の処理水及び処理設備出口水について、多核種除去設備により放射性核種（トリチウムを除く）の低減処理を行い、ALPS処理水（トリチウムを除く放射性核種の告示濃度比総和 1 未満を満足した水）を海水にて希釈して排水するための管理方法、およびALPS処理水の排水による発電所敷地境界の線量評価について説明する。

### ■ 管理方法

排水前の測定・確認用設備から試料を採取し、トリチウム及びトリチウムを除く放射性核種を分析し、ALPS処理水であること確認したうえで、トリチウム濃度を低減させるために、希釈設備にて海水で希釈した上で排水する。

- ALPS処理水は、トリチウムを除く放射性核種の告示濃度比の和が1未満であることを測定等により確認する。
- 放水立坑（上流水槽）におけるトリチウム濃度を1,500ベクレル/ℓ未満、且つ、100倍以上の希釈となるよう排水流量と希釈海水流量を設定する。
- トリチウム放出量を年間22兆ベクレルの範囲内とする。

### ■ 線量評価

ALPS処理水の排水による敷地境界の実効線量の評価結果は0.035ミリシーベルト/年となる。よって、放射性液体廃棄物等の排水による実効線量の評価値（0.22ミリシーベルト/年）に変更はない。

- トリチウムの線量寄与分は、排水時に1,500ベクレル/ℓ未満となるまで海水で希釈することから、告示濃度60,000ベクレル/ℓに対して、保守的に告示濃度比を0.025（1,500/60,000）と評価
- トリチウムを除く放射性核種の線量寄与分は、測定・確認用設備で告示濃度比総和が1未満であることを確認して、排水時には海水により100倍以上に希釈されることから、保守的に告示濃度比総和を0.01（1/100）と評価

# (参考)安全確保のための設備の全体像

