

# G 4 北 ・ G 5 エリアタンク新設について

2021年10月18日

**TEPCO**

---

東京電力ホールディングス株式会社

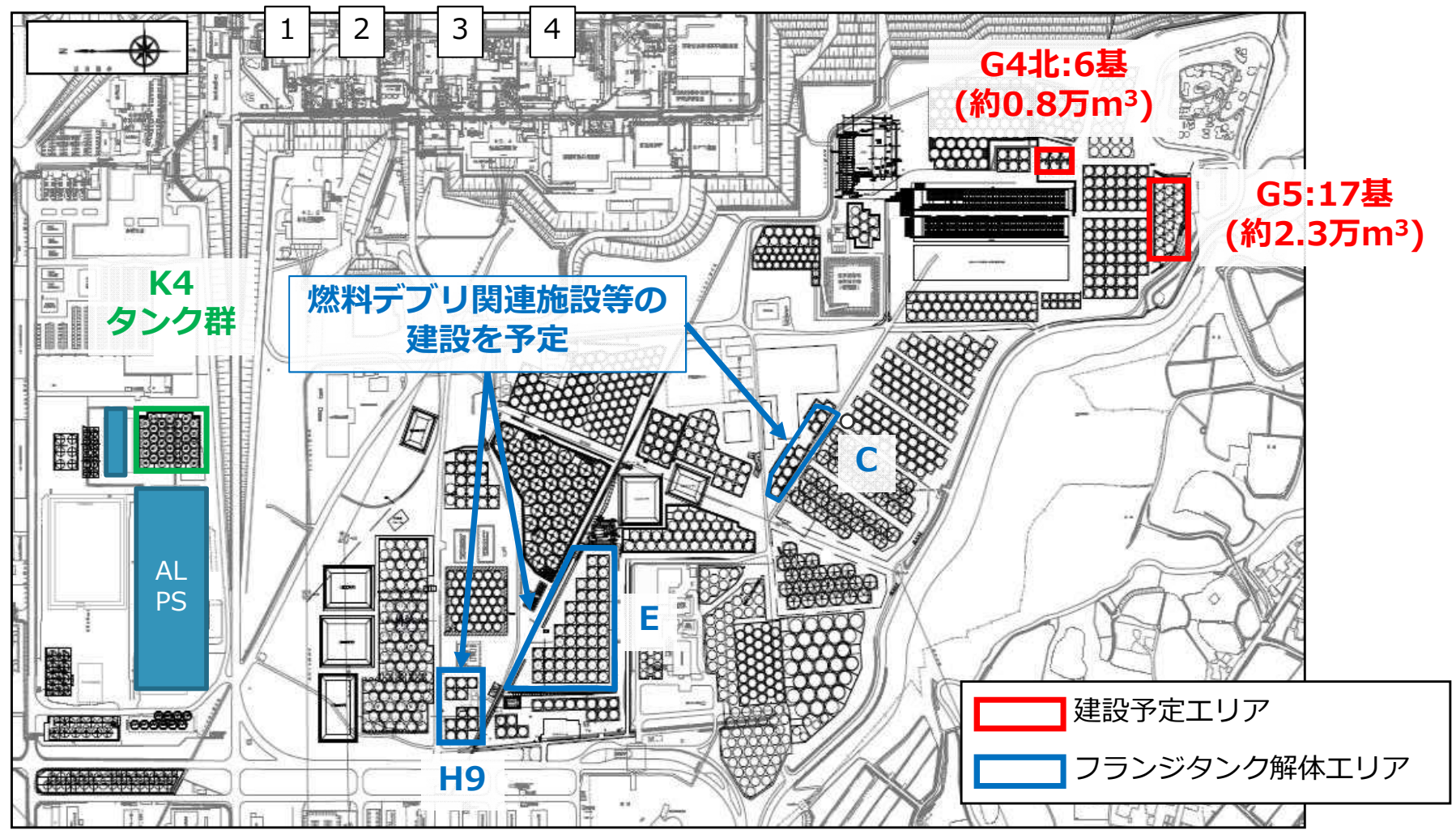
# 1. G4北・G5エリアタンク新設に関する 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請における 変更内容のポイント

タンク建設の必要性  
耐震設計の考え方

# 1.G4北・G5エリアタンク建設の必要性

- 多核種処理水の貯留を目的にG4北エリアに6基・G5エリアに17基の中低濃度タンク（溶接型）を設置する。
  - 上記は、特定原子力施設監視・評価検討会（第91回等）にてお示ししている通り「ALPS処理水の海洋放出」に関連して実施する。
  - 具体的には、既に設置済みのK4エリアタンク群のうち約3万m<sup>3</sup>の多核種処理水貯槽の用途を「多核種処理水等の長期保管を目的としたもの」から『厳格に放射能濃度を測定・評価するために必要な放出設備の1つ』に変更する。そのため、その代替となる多核種処理水貯槽として、4北エリアに6基（約0.8万m<sup>3</sup>）・G5エリアに17基（約2.3万m<sup>3</sup>）の中低濃度タンク（溶接型）を設置する。
  - G4北・G5エリアに設置する多核種処理水貯槽については、トリチウム以外の放射性物質を告示濃度限度比総和1未満となるまで浄化処理した水を貯留する。
- 申請状況
  - 2021年 8月 2日：特定原子力施設に係る実施計画の変更認可申請
  - 2021年10月14日：特定原子力施設に係る実施計画の変更認可申請の一部補正

# 1. 1 G4北・G5エリアタンク建設計画



# 1. 2 G4北・G5エリアのタンク建設工程

- 2022年11月頃に確実に多核種処理水を受け入れられるよう、G4北、G5エリアは2022年10月末までに完成を目指す。
- なお、両エリア共に引き続き工程短縮を検討中であり、その進捗に応じ、使用開始時期を早めることがある。
- 2022年2月頃にタンクの耐圧代替検査、耐圧検査（各エリア代表1基）を予定している。
- 詳細については、使用前検査申請書の提出時に提示させていただく。

## スケジュール（計画）

エリア名 (容量)	2021年度												2022年度													
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12					
G4北 (約0.8万 m <sup>3</sup> )			工場 製作																							
				タンク建設								堰											使用開始			
			付帯設備工事（水位計盤製作・設置等）（工程短縮検討中）																							
											検査							検査								
																						↓				
G5 (約2.3万 m <sup>3</sup> )			工場 製作																							
				タンク建設								堰											使用開始			
			付帯設備工事（水位計盤製作・設置等）（工程短縮検討中）																							
											検査							検査				↓				

# タンク建設の必要性 耐震設計の考え方

# 1. 3 G4北・G5エリアタンクの耐震クラス分類

- これまで多核種処理水を含む「中低濃度タンク」は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」における耐震クラス「Bクラス」と位置付け、申請してきた。今回、原子力規制委員会（2021年9月8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。  
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。

【参考】原子力規制委員会（2021年9月8日）における耐震設計の考え方（抜粋）

耐震クラス分類は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によりクラス分類することが適当と考える。

## <想定される設備等の機能喪失>

- 地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷。当該損傷部から多核種処理水が漏えい。

## <機動的対応等>

- 震度5弱以上の地震発生時、連結管を開として運用し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。
- 作業により連結弁を開とする場合は、可能な限り短い作業時間となる様に検討を行う。
- 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。

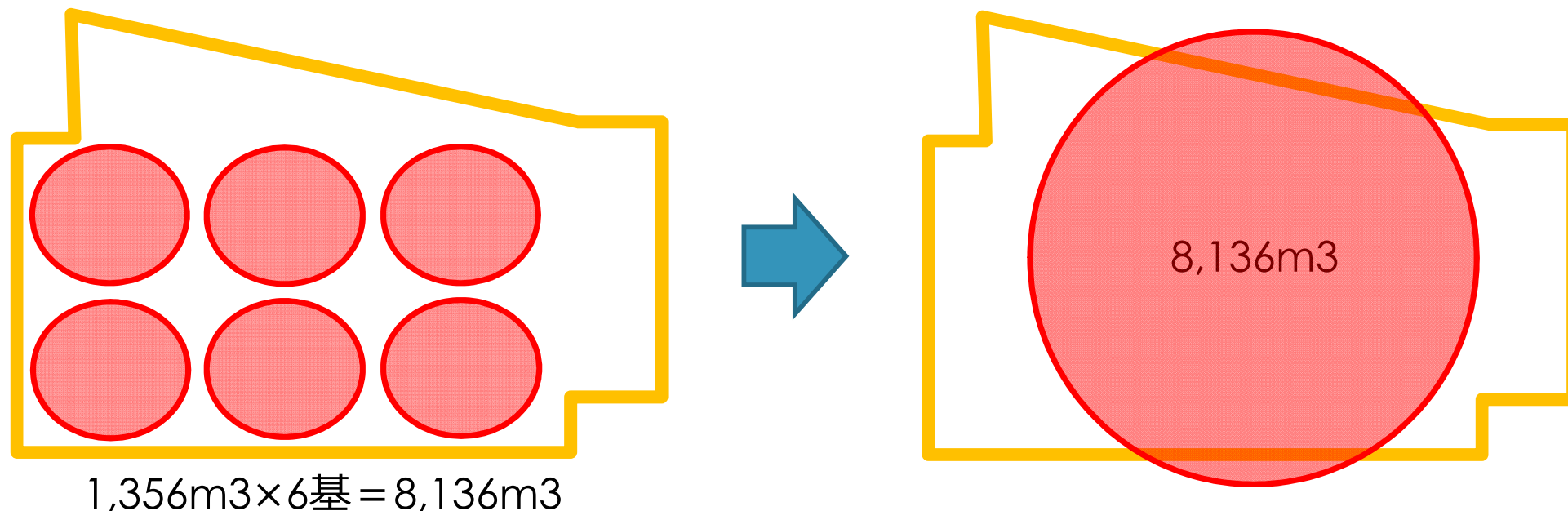
# 1. 3 G4北・G5エリアタンクの耐震クラス分類

<公衆への放射線影響の程度>

■ G4北エリアタンク設置にあたり、敷地境界に与える影響は下記の通り。

■ 条件

敷地境界に与える影響の評価について、評価体系はタンク群と体積・高さが同じとなる1つの大型円柱形状でモデル化した概略評価である。



直接線・スカイシャイン線による被ばく評価：0.012 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ （最寄り評価点：No,5）



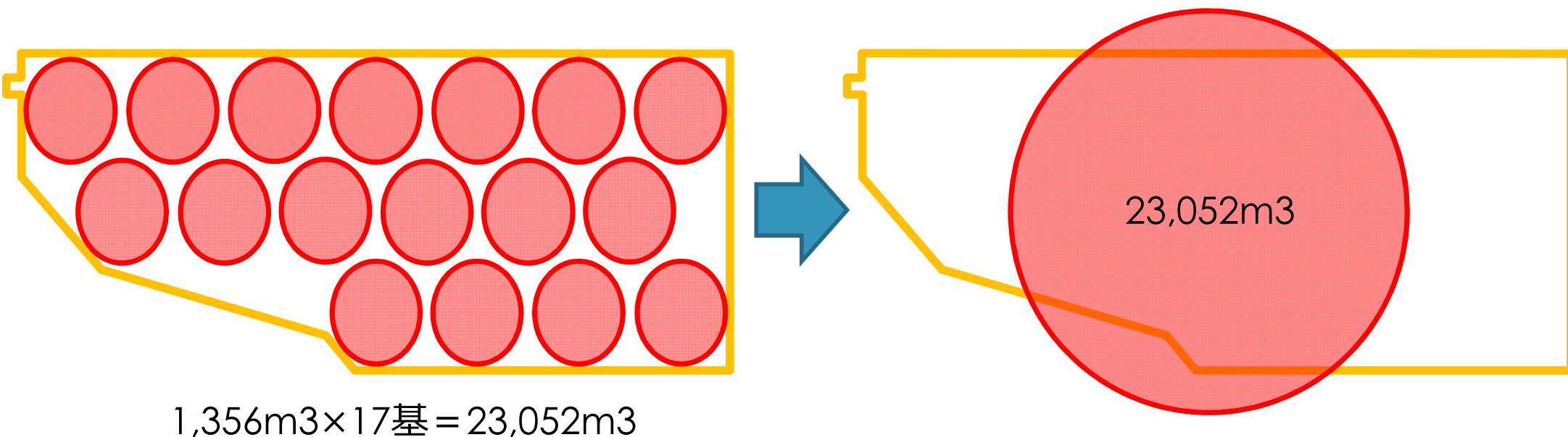
# 1. 3 G4北・G5エリアタンクの耐震クラス分類

<公衆への放射線影響の程度>

■ G5エリアタンク設置にあたり、敷地境界に与える影響は下記の通り。

■ 条件

敷地境界に与える影響の評価について、評価体系はタンク群と体積・高さが同じとなる1つの大型円柱形状でモデル化した概略評価である。



直接線・スカイシャイン線による被ばく評価：0.47 $\mu\text{Sv}/\text{y}$ （最寄り評価点：No,5）

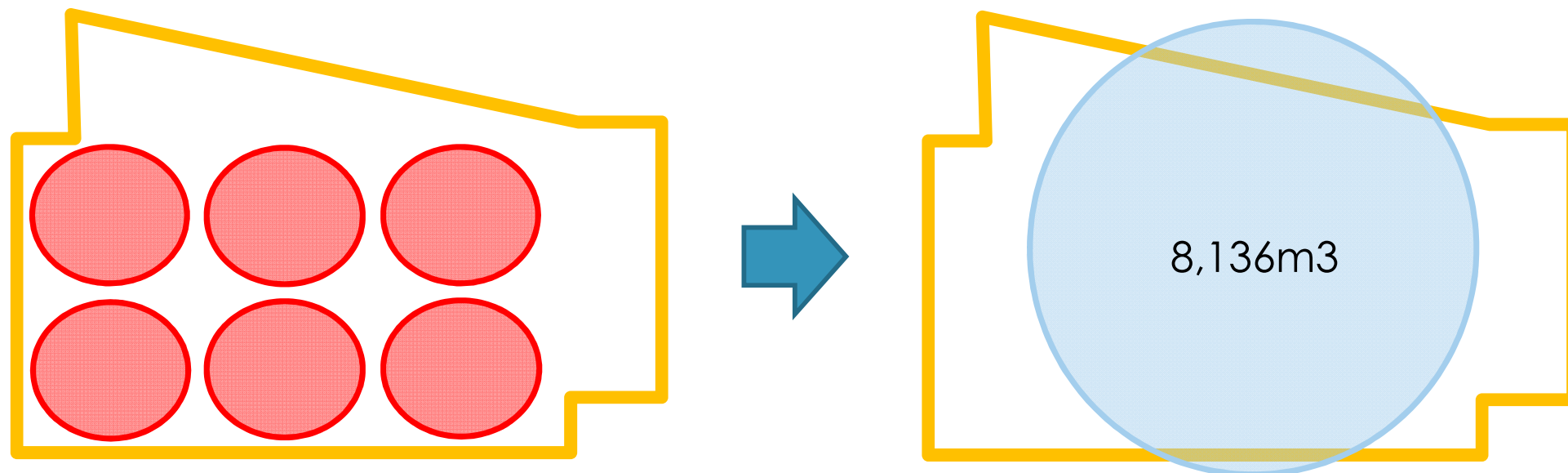
# 1. 3 G4北・G5エリアタンクの耐震クラス分類

## <公衆への放射線影響の程度>

■ G4北エリア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

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷。当該損傷部から多核種処理水が漏えい。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。



直接線・スカイシャイン線による被ばく評価： $<1\mu\text{Sv/y}$ （最寄り評価点：No,5）

※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。（遮蔽効果の考え方については11項に記載）

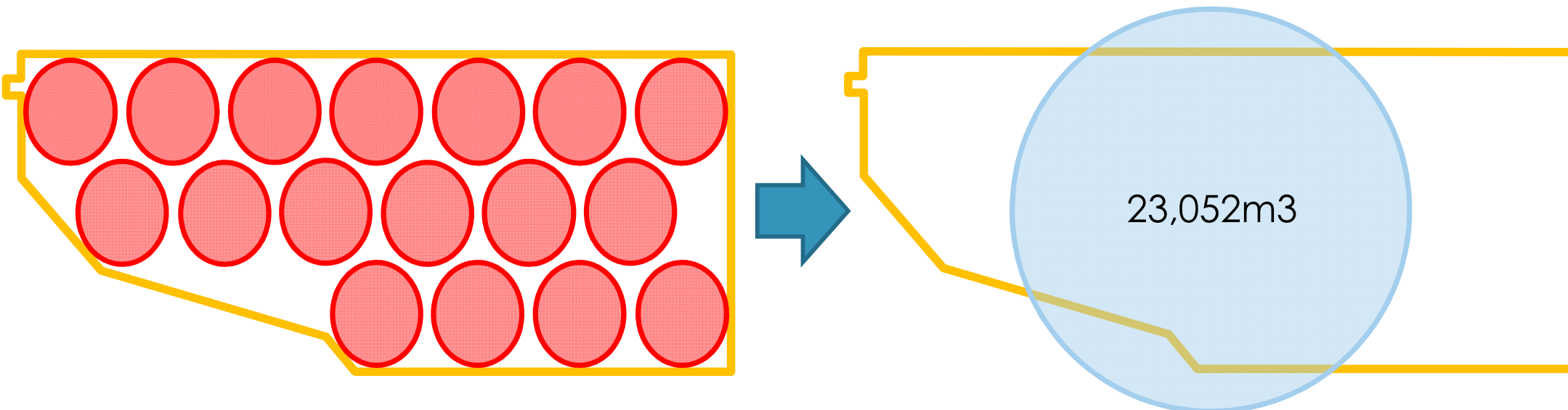
# 1. 3 G4北・G5エリアタンクの耐震クラス分類

## <公衆への放射線影響の程度>

■ G5エリア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

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷。当該損傷部から多核種処理水が漏えい。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。



直接線・スカイシャイン線による被ばく評価： $<1\mu\text{Sv/y}$ （最寄り評価点：No,5）

※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。（遮蔽効果の考え方については11項に記載）

## 1. 3 G4北・G5エリアタンクの耐震クラス分類

### <耐震クラス>

- 「公衆への放射線影響の程度」より、『敷地周辺の公衆被ばく線量:  $1\mu\text{Sv} \leq 50\mu\text{Sv}$ 』である事を確認したことから、G4北・G5の耐震クラス分類は「Cクラス」が適当。

### <波及的影響評価>

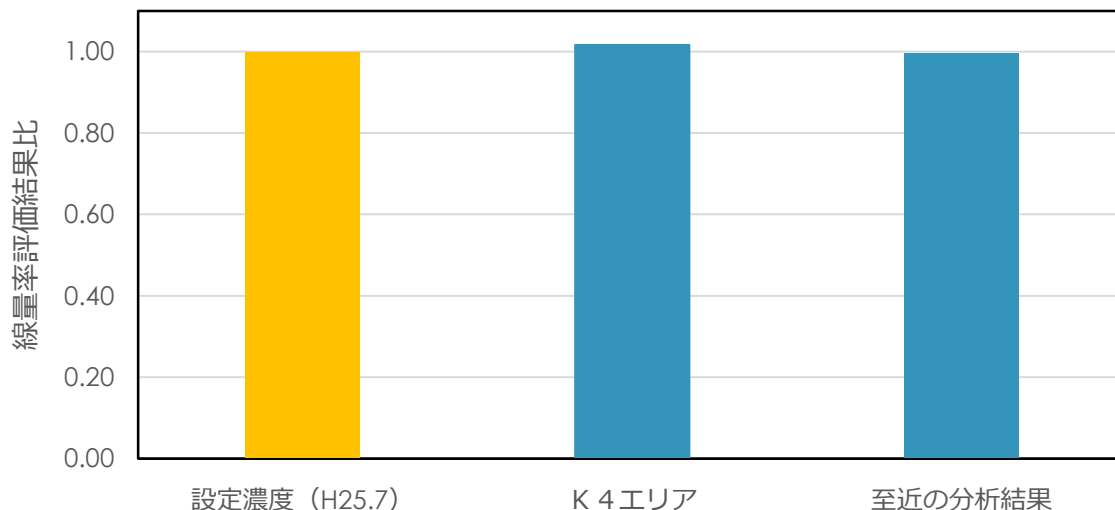
- G4北・G5エリア周辺に影響を受ける耐震Sクラス設備は無い。
- G4北・G5エリア周辺に耐震Sクラス設備では無いものの多核種処理水移送配管（重要設備）がある。ただし、多核種処理水移送配管は、当該タンク移送時にのみ使用するもので、タンク満水後は水抜きを行う。その為、損傷による影響は軽微である。
- 上記により、波及的影響は無いと考えている。

# 【参考】敷地境界への線量影響評価について

- 直接線、スカイシャイン線については、多核種処理済水の分析結果（平成25年7月）をタンク内保有水の放射能濃度として設定。
- 線量評価の設定濃度、K 4 タンクエリアの代表濃度、至近の分析結果（過去 1 年の平均値）のそれぞれを用いた場合の線量評価結果の相対比は1.00～1.02。
- K 4 エリアの線量評価値が設定濃度使用の場合に比べ 2 %ほど高い値となっているが、 $0.47\mu\text{Sv/y} \times 0.02 = 9.4\text{E-}3 \mu\text{Sv/y}$ と敷地境界に与える影響は小さい。
- その為、**設定濃度を用いての評価は、実態に沿った適切な評価となっている。**

線量率評価結果比

(タンク内保有水設定濃度を 1 とした)



核種毎の放射能濃度 [Bq/cm<sup>3</sup>]

核種	設定濃度	K4エリア	至近の分析結果
Co-60	$3.4 \times 10^{-4}$	$4.4 \times 10^{-4}$	$5.7 \times 10^{-4}$
Sr-90	$1.1 \times 10^{-4}$	$7.3 \times 10^{-3}$	$1.1 \times 10^{-4}$
Ru-106	$1.3 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-3}$	$1.3 \times 10^{-3}$
Sb-125	$7.1 \times 10^{-3}$	$4.6 \times 10^{-4}$	$4.5 \times 10^{-4}$
I-129	$5.2 \times 10^{-2}$	$1.9 \times 10^{-3}$	$2.9 \times 10^{-4}$
Cs-134	$3.2 \times 10^{-4}$	$1.6 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-4}$
Cs-137	$3.2 \times 10^{-4}$	$6.0 \times 10^{-4}$	$1.9 \times 10^{-4}$
H-3	$1.1 \times 10^3$	$2.5 \times 10^2$	$4.3 \times 10^2$
告示総和(7核種)	7.1	0.47	0.06

(※ 1) K 4 エリアタンクの代表濃度は、主要 7 核種(Cs-134, Cs-137, Co-60, Sb-125, Ru-106, Sr-90, I-129)に対する告示濃度比の総和が K 4 エリア内で最大となる E 1 タンクの実測濃度を使用して評価

(※ 2) 1 Fにおいて被ばく評価上主要な核種として、Cs-134, Cs-137, Sr-90, Co-60の 4 核種の実測濃度を考慮して評価結果を比較。また、Sb-125, Ru-106, I-129は実効線量定数が比較的小さく敷地境界（68m離隔地点）の被ばく影響への寄与が小さいことから本比較評価の対象外とした。

## 【参考】タンク側板の遮蔽効果について

- G4北・G5エリアタンク（板厚12mm）の遮蔽効果は50～80%程度である。
- 上記より、タンク側板の遮蔽を考慮しない場合、線量は1.25～2.0倍程度上昇する。

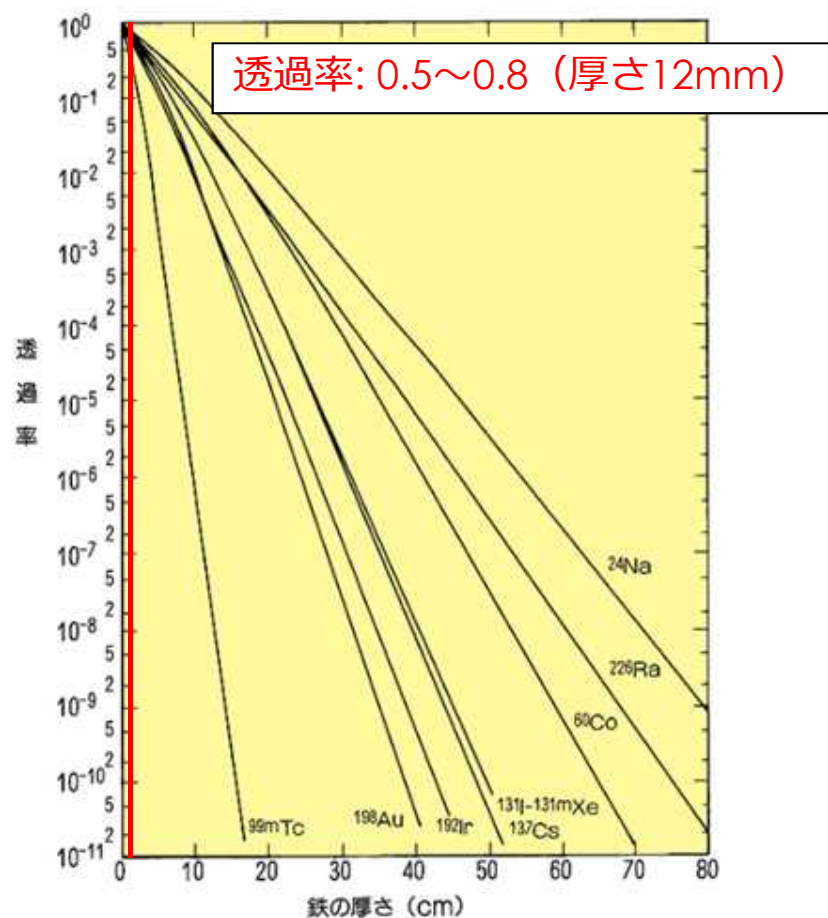


図2-2 鉄中におけるガンマ線の透過率

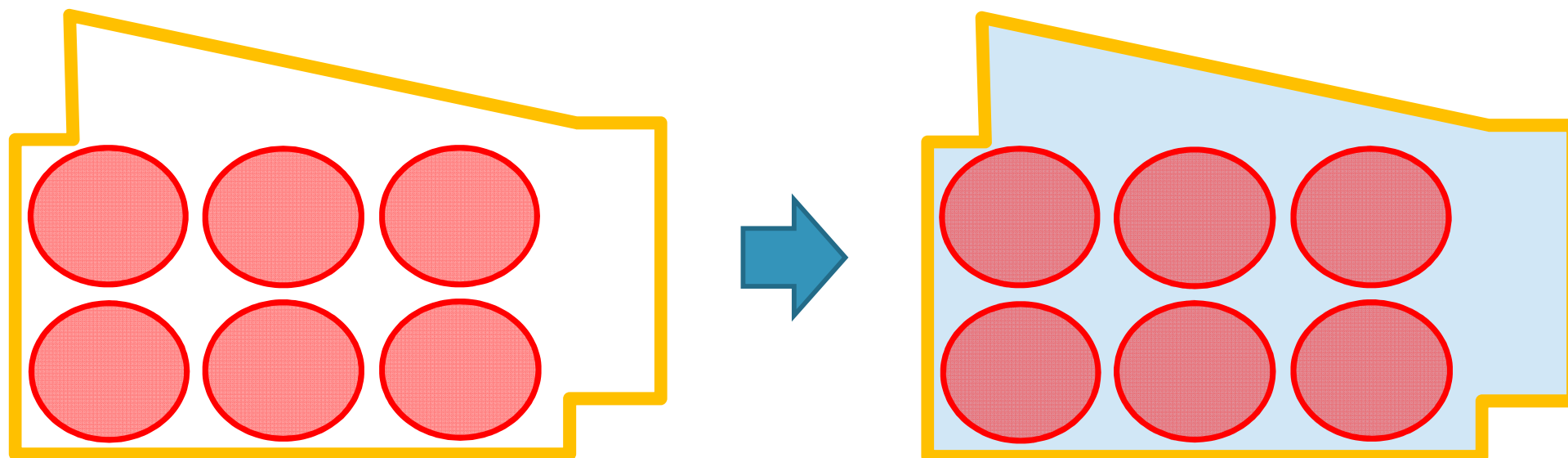
資料：アイソトープ手帳より引用

## <公衆への放射線影響の程度>

- 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

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷。当該損傷部から多核種処理水が漏えい。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※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（1,043m<sup>2</sup>）

気中移行による被ばく評価：<0.6 $\mu$ Sv（最寄り評価点：No,5）

※ 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2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。

# 【参考】 気中移行による被ばく評価の算出根拠 (G4北)

変数	数値	単位	算出根拠
機能喪失時の想定漏えい水貯留面積	1,043	m <sup>2</sup>	機能喪失時想定漏えい貯留面積
放射能濃度	1.1E+06	Bq/L	敷地境界線量評価に用いているH-3の濃度を引用
代表風速	3.1	m/s	設置許可記載の1Fにおける代表風速
蒸発係数	0.403	mm/day/mb	0.13×代表風速 (電力中央研究所報告、研究報告376008、Hefner湖の式(1954)より)
水面と水面直上2mの飽和蒸気圧差	23.366	mb	水面20℃を仮定した場合の飽和蒸気圧 (気中トリチウム圧は0を仮定) (日本機械学会蒸気表より)
水面蒸発量	9.42	mm/day	蒸発係数×水面と水面直上2mの飽和蒸気圧差
蒸発量	1.14E-04	m <sup>3</sup> /s	水面蒸発量×機能喪失時の想定漏えい水貯留面積/1000(mm/m)/24/3600(s/day)
放出率	1.25E+05	Bq/s	放射能濃度×蒸発量×1000(L/m <sup>3</sup> )
X/Q (気象指針) に基づく相対濃度	5.9E-04	s/m <sup>3</sup>	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(原子力安全委員会)を引用(実施計画Ⅲ章3編2.2線量評価(2-2-1式)) (放出高さ0m,大気安定度D,風速3.1m,最寄評価点No.5までの距離235mで計算)
敷地境界濃度	7.38E+01	Bq/m <sup>3</sup>	放出率×X/Q (気象指針) に基づく相対濃度
呼吸率	1.2	m <sup>3</sup> /h	活動時の成人の呼吸率「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(原子力安全委員会)より
継続呼吸時間	336	h	機能喪失時想定復旧時間(24時間呼吸継続すると仮定)
吸入摂取の実効線量係数	1.8E-08	mSv/Bq	核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度を定める告示(別表第一)
被ばく量	<b>約0.6 (0.54)</b>	μSv/事象	敷地境界濃度×呼吸率×継続呼吸時間×吸入摂取の実効線量係数×1000(μSv/mSv)



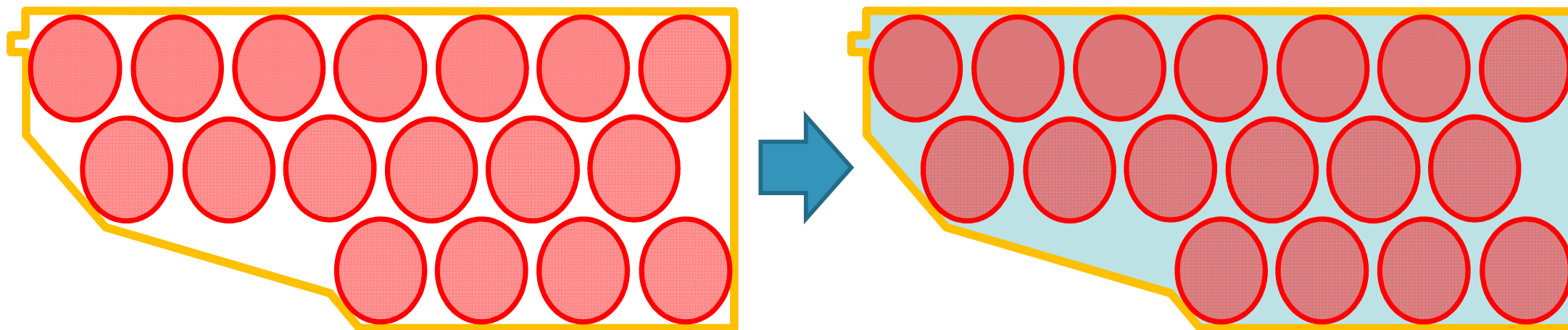
# 【参考】 気中移行による被ばく評価について（G5）

## <公衆への放射線影響の程度>

- 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

地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷。当該損傷部から多核種処理水が漏えい。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※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（1,263m<sup>2</sup>）

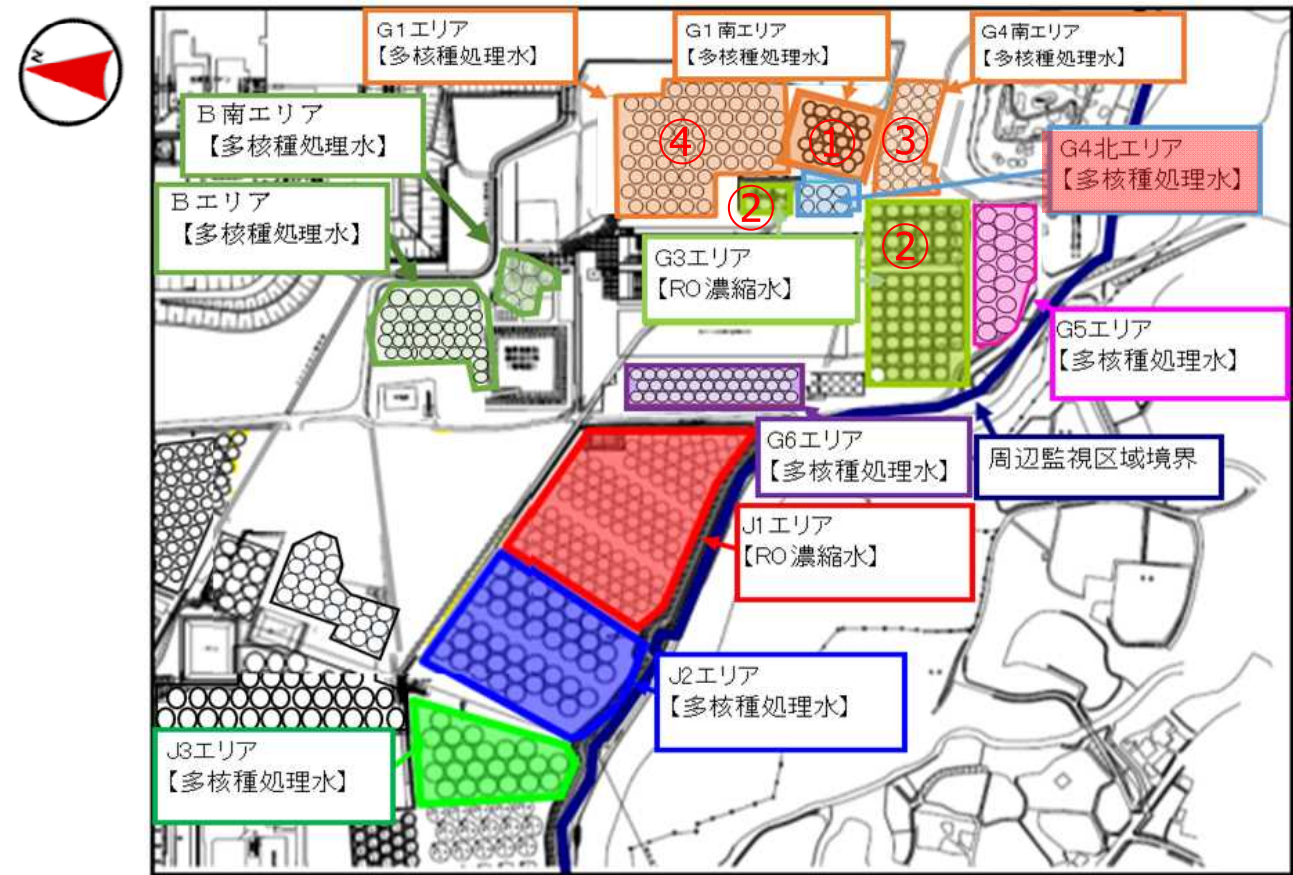
気中移行による被ばく評価：<6 $\mu$ Sv（最寄り評価点：No,5）

※ 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2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。

## 【参考】 気中移行による被ばく評価算出根拠 (G5)

変数	数値	単位	算出根拠
機能喪失時の想定漏えい水貯留面積	1,263	m <sup>2</sup>	機能喪失時想定漏えい貯留面積
放射能濃度	1.1E+06	Bq/L	敷地境界線量評価に用いているH-3の濃度を引用
代表風速	3.1	m/s	設置許可記載の1Fにおける代表風速
蒸発係数	0.403	mm/day/mb	0.13×代表風速 (電力中央研究所報告、研究報告376008、Hefner湖の式(1954)より)
水面と水面直上2mの飽和蒸気圧差	23.366	mb	水面20℃を仮定した場合の飽和蒸気圧 (気中トリチウム圧は0を仮定) (日本機械学会蒸気表より)
水面蒸発量	9.42	mm/day	蒸発係数×水面と水面直上2mの飽和蒸気圧差
蒸発量	1.38E-04	m <sup>3</sup> /s	水面蒸発量×機能喪失時の想定漏えい水貯留面積/1000(mm/m)/24/3600(s/day)
放出率	1.52E+05	Bq/s	放射能濃度×蒸発量×1000(L/m <sup>3</sup> )
X/Q (気象指針) に基づく相対濃度	5.4E-03	s/m <sup>3</sup>	「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」(原子力安全委員会)を引用(実施計画Ⅲ章3編2.2線量評価(2-2-1式)) (放出高さ0m,大気安定度D,風速3.1m,最寄評価点No.5までの距離68mで計算)
敷地境界濃度	8.19E+02	Bq/m <sup>3</sup>	放出率×X/Q (気象指針) に基づく相対濃度
呼吸率	1.2	m <sup>3</sup> /h	活動時の成人の呼吸率「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(原子力安全委員会)より
継続呼吸時間	336	h	機能喪失時想定復旧時間(2週間以内に回収したと仮定)
吸入摂取の実効線量係数	1.8E-08	mSv/Bq	核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度を定める告示(別表第一)
被ばく量	<b>約6 (5.9)</b>	μSv/事象	敷地境界濃度×呼吸率×継続呼吸時間×吸入摂取の実効線量係数×1000(mSv/μSv)

# 【参考】 G4北タンク設置エリア図

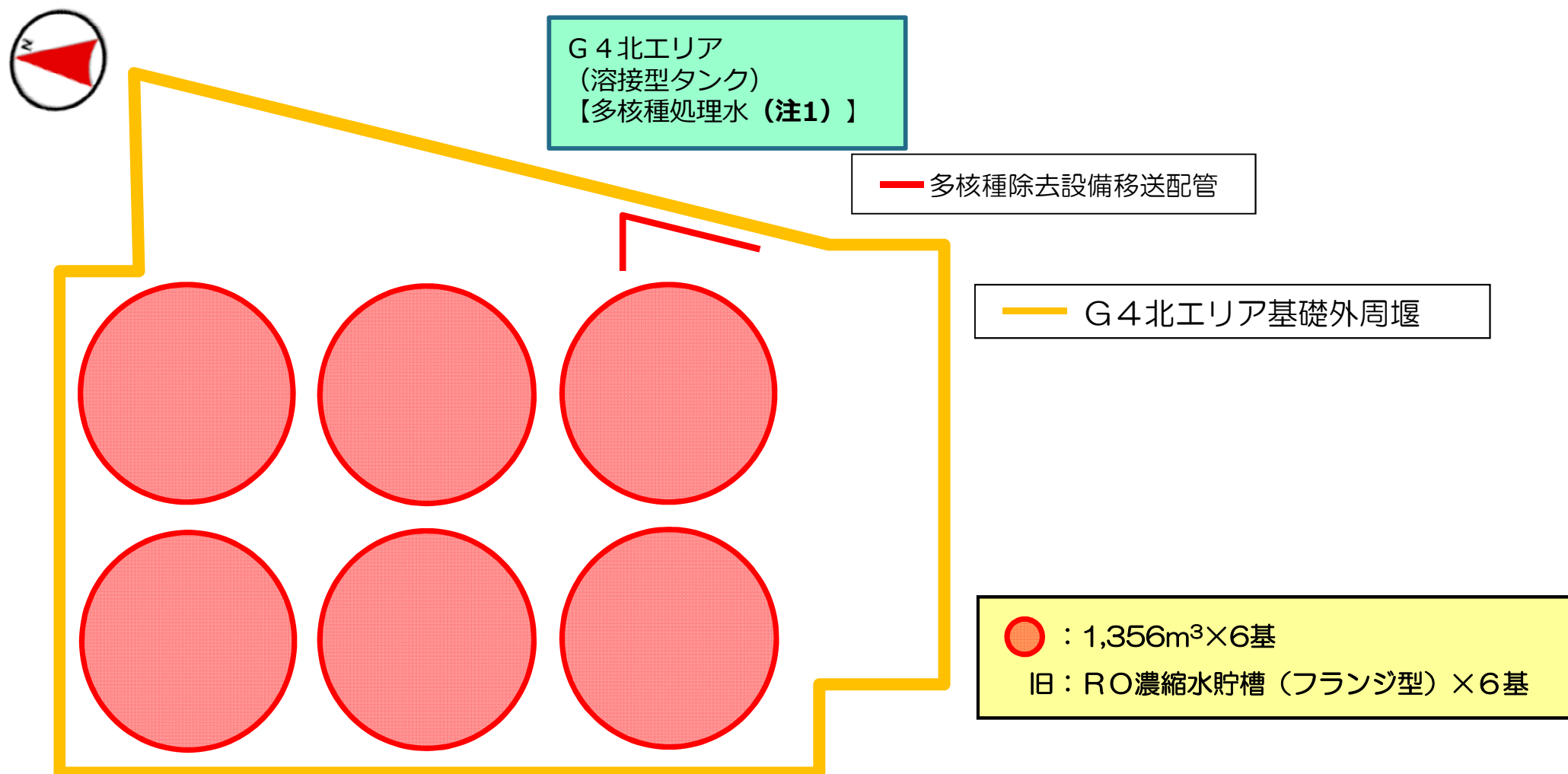


2021年8月時点  
 ※図中の【 】は、実施計画上の貯槽の名称を示す。

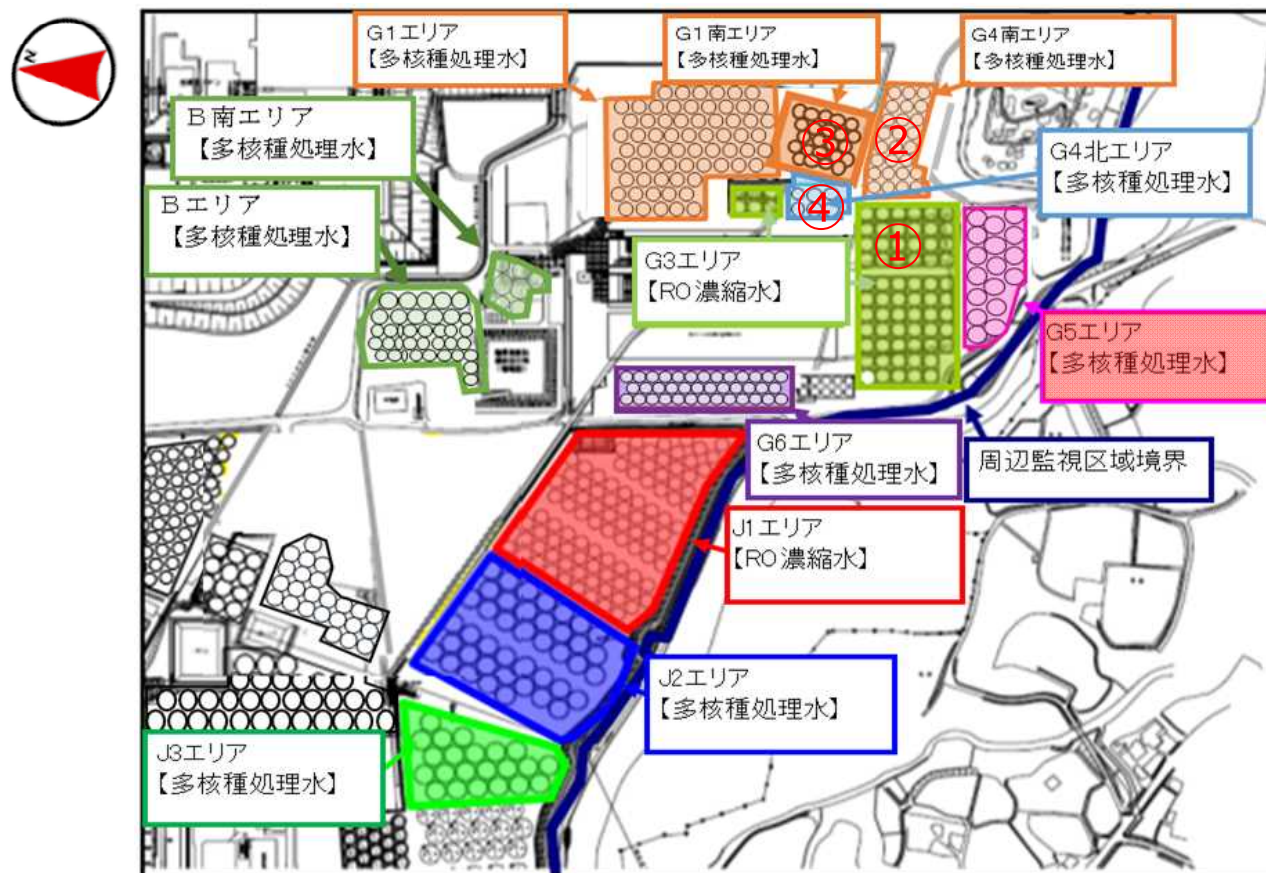
	G4北タンクエリア周辺設備	G4北タンクからの距離
①	G1南エリアタンク	約10m
②	G3エリアタンク	約10m
③	G4南エリアタンク	約20m
④	G1エリアタンク	約30m

# 【参考】 G4北タンク設置エリア詳細図

注1：実施計画上の貯槽の名称



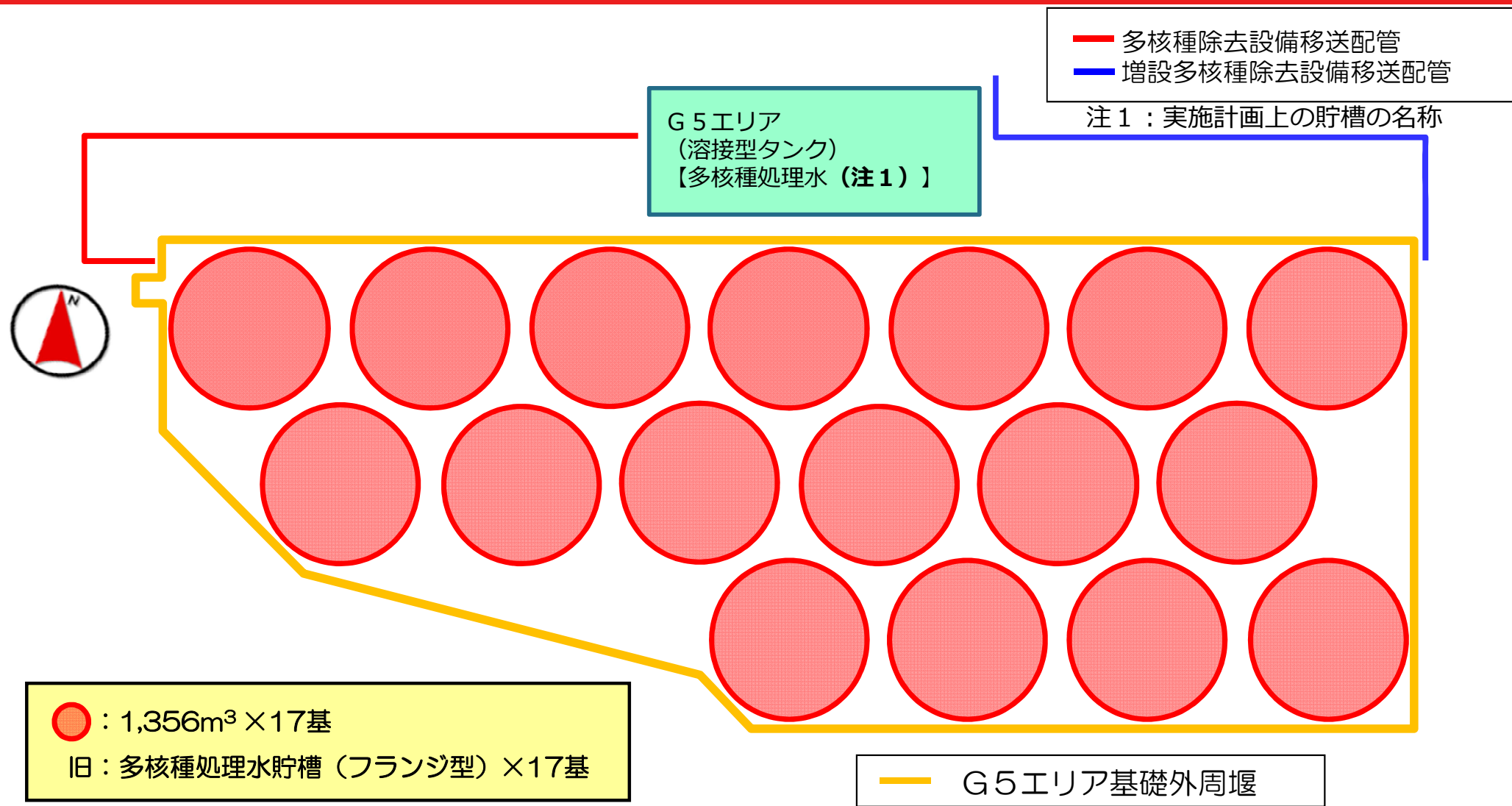
# 【参考】 G5タンク設置エリア図



2021年8月時点  
 ※図中の【 】は、実施計画上の貯槽の名称を示す。

	G5タンクエリア周辺設備	G5タンクからの距離
①	G3エリアタンク	約10m
②	G4南エリアタンク	約40m
③	G1南エリアタンク	約100m
④	G4北エリアタンク	約100m

# 【参考】 G5タンク設置エリア詳細図



G5エリア  
(溶接型タンク)  
【多核種処理水(注1)】

— 多核種除去設備移送配管  
— 増設多核種除去設備移送配管

注1：実施計画上の貯槽の名称

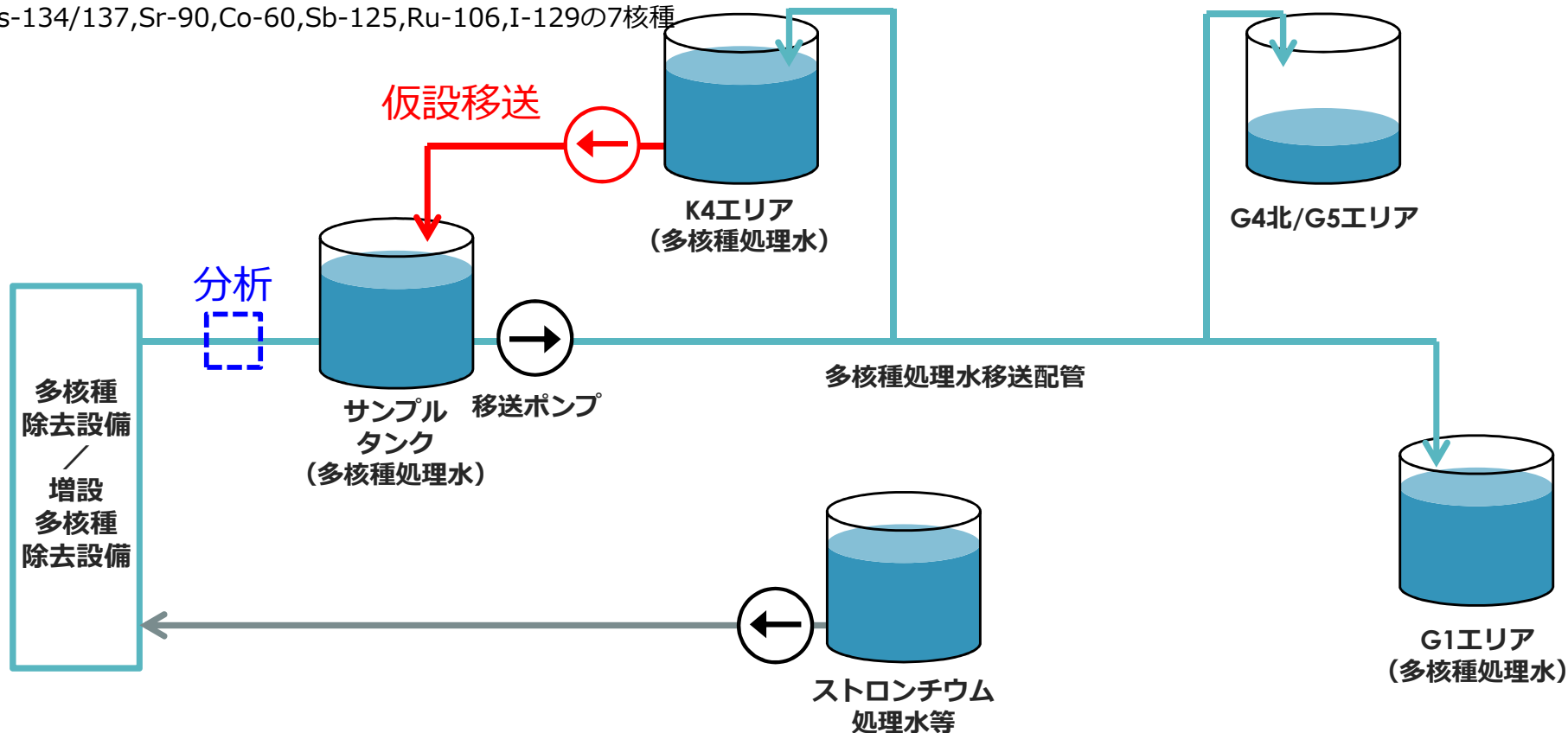
○：1,356m³×17基  
旧：多核種処理水貯槽（フランジ型）×17基

— G5エリア基礎外周堰

# 【参考】多核種処理水以外の水が混入するリスクについて

- G4北・G5エリアのタンクには、トリチウム以外の放射性物質の告示濃度限度比総和 1 以上の水を貯留しない方針とする。貯留しないための設備・運用上の対策は下記の通り。
  - 当該タンクに接続する移送配管は、多核種除去設備等の移送配管のみであり、配管構成上、Sr処理水等が混水する可能性は無い。
  - 多核種除去設備等の移送配管を使用し、至近に移送を行ったG1エリアタンクの放射能濃度は、トリチウム以外の放射性物質※1の告示濃度限度比総和が1未満であることを確認している。
  - 当該タンクはK4エリアタンクの水抜きを行う際の移送先としても使用を予定しており、K4エリアタンクの水質は、トリチウム以外の放射性物質※1の告示濃度限度比総和が1未満であることを確認している。
  - K4エリアタンクからG4北・G5エリアタンクへ移送を行う際は、多核種除去設備等のサンプルタンク経由での仮設移送とし、使用する機器は汚染のない新品とする。

※ 1 : Cs-134/137, Sr-90, Co-60, Sb-125, Ru-106, I-129の7核種



## 【参考】原子力規制委員会で示された 耐震設計の考え方（抜粋）

令和3年度 第19回 原子力規制委員会 資料3  
令和3年2月13日の福島県沖の地震を踏まえた東京電力福島第一  
原子力発電所の耐震設計における地震動とその適用の考え方



### 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

現状の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※5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 :  $5\text{mSv} < \text{敷地周辺の公衆被ばく線量}$

B+クラス :  $50\mu\text{Sv} < \text{敷地周辺の公衆被ばく線量} \leq 5\text{mSv}$

- ・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※6

Bクラス :  $50\mu\text{Sv} < \text{敷地周辺の公衆被ばく線量} \leq 5\text{mSv}$

Cクラス :  $\text{敷地周辺の公衆被ばく線量} \leq 50\mu\text{Sv}$

※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。



## 【参考】設備等の機能喪失による公衆への放射線影響評価

- G4北・G5エリアタンクの「設備等の機能喪失時」の想定
  - 地震によりG4北・G5エリアのタンクが破損し、保有水が漏えい
  - 漏えい水が排水路等を通じ構外に流出。ただし、保守的な評価として途中での希釈は無いものと想定
  - 漏えい水2Lを成人が1回摂取
- 被ばく線量評価：1回の事象に対して32  $\mu\text{Sv}$

項目		単位	トリチウム以外の核種	H-3	計
告示濃度		Bq/L	至近での多核種除去設備の実績から主要7核種の「告示濃度比総和」が1未満となっていることを踏まえ、保守的な設定として主要7核種の告示濃度比総和=1をとした場合でも、水中における告示濃度限度の考え方 <sup>※1</sup> に基づいて 1mSv/年/365日 $\div$ 3 $\mu\text{Sv}$ 程度となる。 従って、トリチウム以外の核種の影響を大きくても10 $\mu\text{Sv}$ 程度と考えられる。	60,000	
評価用のタンク内濃度				620,000 <sup>※2</sup>	
【参考】	K4エリアA1タンク（中段）			154,000	
	G1エリアB1タンク			498,000	
実効線量係数		$\mu\text{Sv/Bq}$	0.000018		
摂取量		L/事象1回	2	2	
被ばく線量評価値		$\mu\text{Sv}$	10	22	<b>32</b>

※1：生まれてから70歳になるまで毎日2L飲み続けた場合に、平均の線量率が1年あたり1mSvに達する濃度

※2：既存の全タンク内平均濃度

## 2. 発電所構内タンクにおけるトリチウムの貯蔵状況

### 発電所構内タンクにおけるトリチウムの貯蔵状況（2021年4月1日時点）

- タンク基数                    1047基 \*1
- タンク貯蔵水量            約125万m<sup>3</sup> \*2
  - トリチウム平均濃度      約62万ベクレル/㍉
  - トリチウム総量            約780兆ベクレル [純トリチウム水換算 約157㍉]



\*1：ALPS処理水等、ストロンチウム処理水の合計  
 \*2：水位計の測定下限値からタンク底面までの水を含んだ貯蔵量

# 1. 4 タンクの滑動に対する対応

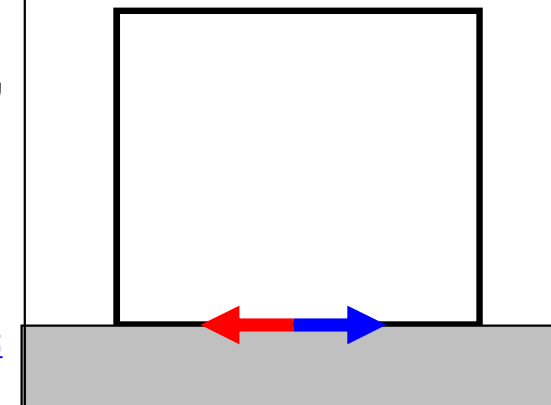
- 地震力がタンク（鋼材）と地面（コンクリート）との摩擦力を超えた場合は、タンクは滑動する。これまでのタンク群においても、設計上や運用上では下記の通り考慮している。

＜設計＞ 可撓性のある連結管でタンク間を連結する。

＜運用＞ 貯留用タンクは満水後に連結弁を「閉」とする。

- タンク滑動事象を踏まえたリスク低減対策としての機動的対応

- 2021年2月13日の地震時のタンク滑動事象を踏まえて、貯留途中のタンク群では下記4つの機動的対応を行っている。
- G4北・G5エリアタンクでも同様の対応を行う。
  - 震度5弱以上の地震発生時、連結管を開として運用し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。
  - 作業により連結弁を開とする場合は、可能な限り短い作業時間となる様に検討を行う。
  - 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。



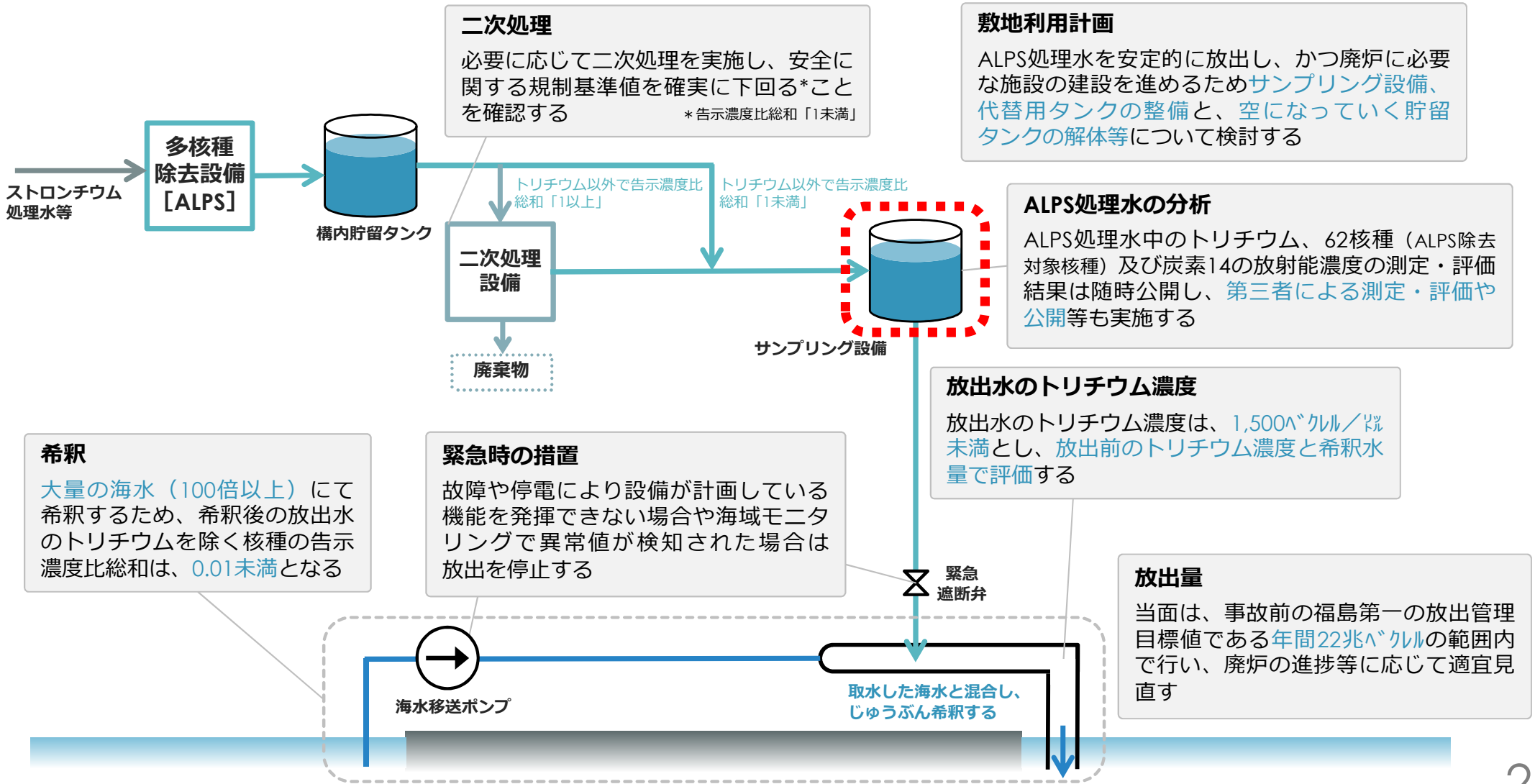
← 地震力  
← 摩擦力

【参考】 特定原子力施設監視・評価検討会（第91回）  
「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する海洋放出設備」  
関係資料の抜粋

【参考】特定原子力施設監視・評価検討会  
(第91回) 資料2より抜粋

# 【参考】必要な設備の設計及び運用

海洋放出に必要な設備の設計及び運用は、原子炉等規制法等の法令を遵守することを大前提に、関係するみなさまのご意見を伺いながら、原子力規制委員会による必要な許認可の取得など諸準備を進めていきます。  
今回、放射能濃度の測定・評価に必要な設備の設計及び運用について報告します。



## 【参考】設計の考え方

1. ALPS処理水の海洋放出にあたっての重要なポイントは、トリチウム、62核種（ALPS除去対象核種）及び炭素14の放射能濃度を希釈放出前にきちんと測定・評価し、62核種（ALPS除去対象核種）及び炭素14の告示濃度比総和が1未満であることを確認することです（第三者による確認を含む）。
2. このとき、以下の2つの条件を考慮する必要があります。
  - 放射能濃度の測定・評価には、時間を要する核種があること
  - 廃炉を進めるためには、ALPS処理水等の保管容量を計画的に減少させていくこと
3. これらを両立させるため、「受入」「測定・評価」「放出」の3つの役割をもった測定・評価用のサンプルタンク群を約1万 $m^3$ ずつ（計約3万 $m^3$ ）用意することにしました。

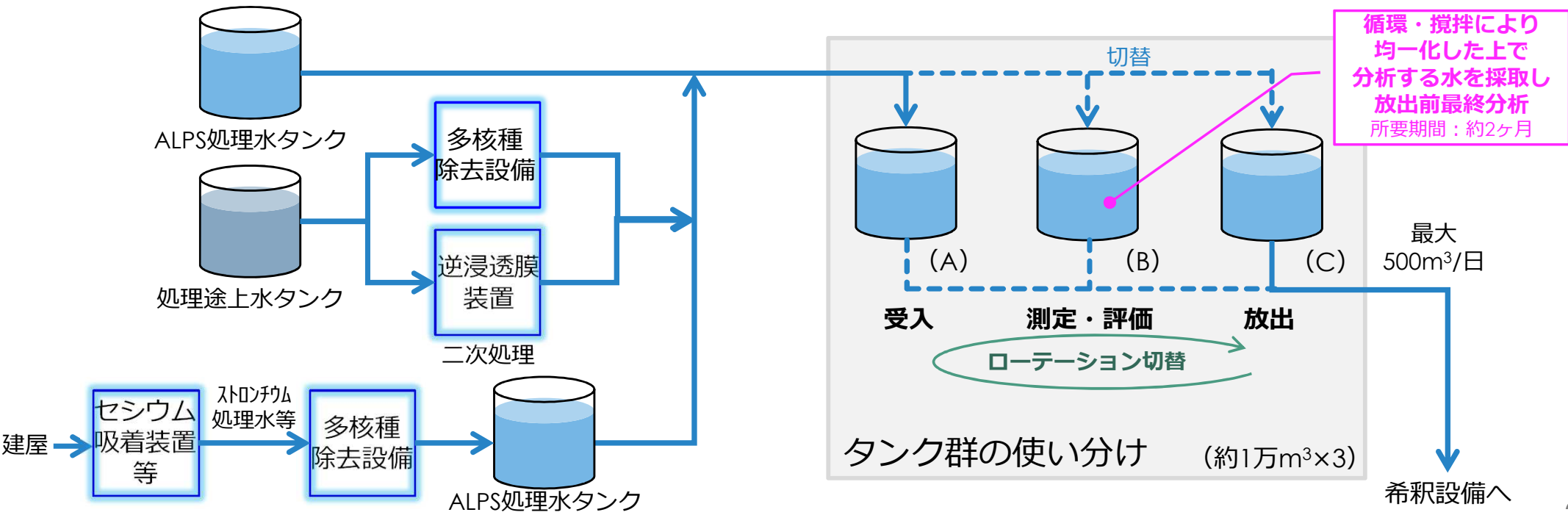
# 【参考】容量の考え方 (1/2)

【参考】特定原子力施設監視・評価検討会  
(第91回) 資料2より抜粋



希釈放出前に、ALPS処理水中のトリチウム、62核種（ALPS除去対象核種）及び炭素14の放射能濃度を測定・評価し、その結果を毎回公表していくことはもちろんのこと、第三者による確認を得ます。

62核種の中には測定・評価に時間を要する核種があり、二次処理性能確認試験では**測定・評価に約2ヶ月**（短縮検討中）要したことから、日々発生する水の**約1万m<sup>3</sup>分**（=150m<sup>3</sup>/日×2か月）を確保します。また、測定・評価を円滑に実施するために、「**受入**」「**測定・評価**」「**放出**」の**3つの役割**をもった**タンク群**を確保し、**約1万m<sup>3</sup>×3群**の計**約3万m<sup>3</sup>分**をローテーションしながら運用することとします。なお、**放出前最終分析は、タンク群ごとに内部の水を循環・攪拌により均一化した上で、分析する水を採取します。**このため、これらの用途のタンク群には、ALPS処理水等の保管用タンクと異なり、循環用と攪拌用のポンプ、弁、試料採取用配管、電源、制御装置等を追設するなどの改造を行います。



## 【参考】容量の考え方（2/2）

【参考】特定原子力施設監視・評価検討会  
（第91回）資料2より抜粋

容量については、前ページで述べたように「受入」「測定・評価」「放出」の3つの役割をもったタンク群を確保し、**約1万m<sup>3</sup>×3群の計約3万m<sup>3</sup>分をローテーションしながら運用する（1周するのに6か月間）**こととします。これは、ALPS処理水等の保管量がこれ以上増加しないよう、日々発生する水が150m<sup>3</sup>/日×2か月であることを前提にしています。

- 汚染水の発生量を2025年内に100m<sup>3</sup>/日以下まで低減させていくこと
  - 62核種の測定・評価時間の短縮を検討し、ローテーション上の工程を短くすること
- についても継続的に取り組み、既に貯留されているALPS処理水等を減少させたいと考えています。

さらに、海洋放出に必要な設備等の定期点検や故障等に対する備えとして稼働率を考慮する必要があること、既に貯留されているALPS処理水等を計画的に減少させること等を踏まえ、運用する幅を広げておく必要があると考えており、以下についても検討してまいります。

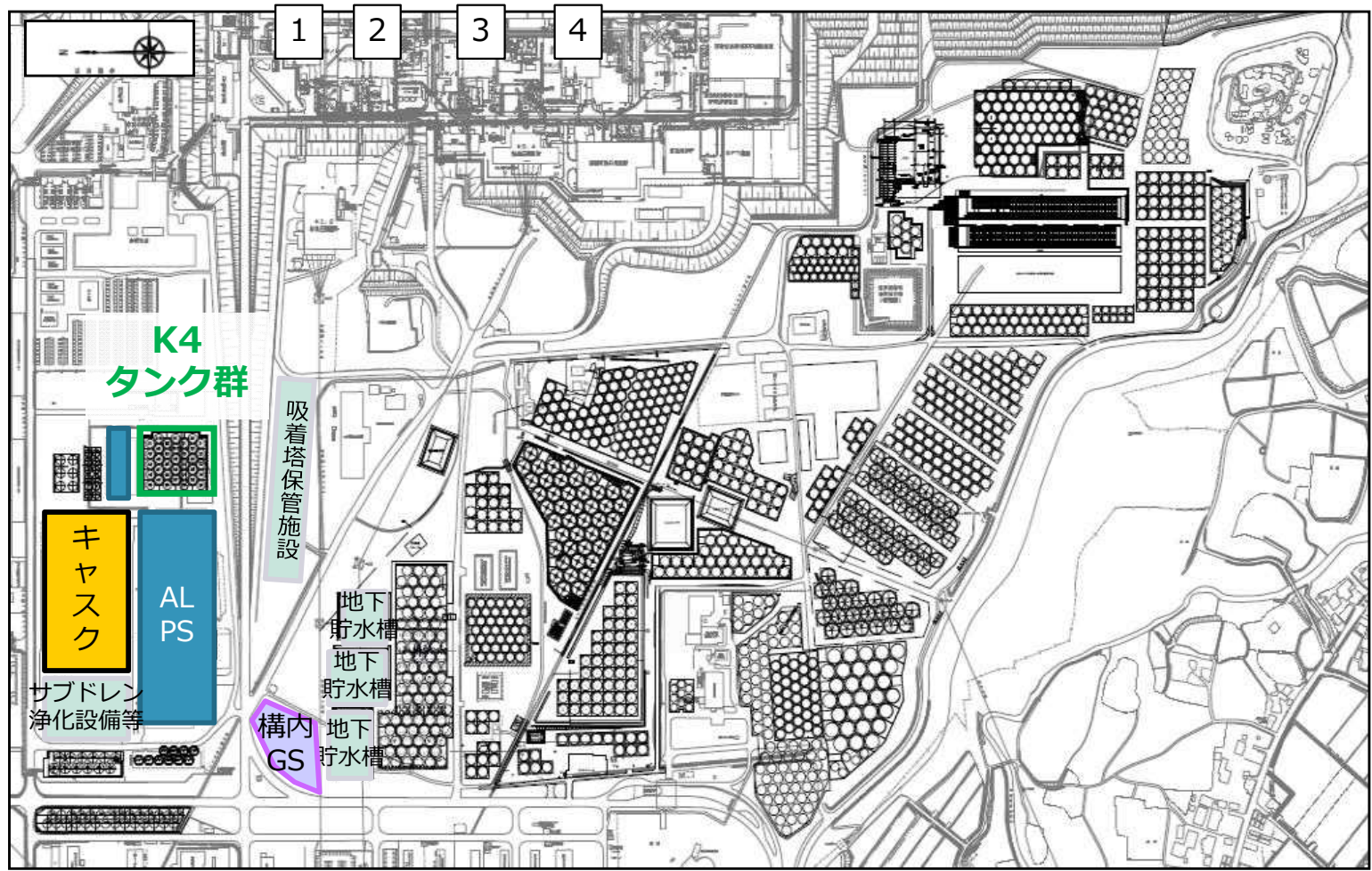
- タンク間の配管の引き回しの改造が必要だったり、ALPS処理水等の移送手順の複雑化になったりするが、二次処理の受入、放出だけならそれぞれ1か月程度で実施できることから、4か月周期のローテーション運用とすること
- 詳細なシミュレーションが必要であるものの、ALPS処理水のうち、トリチウム濃度の低いものから放出することにより、既に貯留されているALPS処理水等の減少幅を大きくすること



【参考】特定原子力施設監視・評価検討会  
(第91回) 資料2より抜粋

# 【参考】配置の考え方

希釈設備へのALPS処理水の移送や、万トリチウムを除く告示濃度比総和が1以上が確認された場合に再浄化のためのALPSへの返送を考慮して、この用途の**タンク群はALPSの近傍**に設置することが必要です。しかしながら、ALPS近傍に約3万m<sup>3</sup>のタンクを建設する余地が無い場合、周辺のタンク群のうち、既にトリチウム、62核種（ALPS除去対象核種）及び炭素14の計64核種を測定・評価し、トリチウムを除く告示濃度比総和が1未満であることを確認している**K4タンク群**をこれにあてることを検討しています。



## 【参考】 K4タンク群の用途の変更 (1/2)

【参考】 特定原子力施設監視・評価検討会  
(第91回) 資料2より抜粋

TEPCO

1. ALPS処理水について、厳格な放射能濃度の測定・評価を実施し、かつ海洋放出を安定して実施するためのタンクを用意し、これにK4タンク群をあてることを検討していることについては、前述のとおりです。
2. したがって、K4タンク群（約3万m<sup>3</sup>）の用途を、ALPS処理水等の長期保管を目的としたものから、厳格に放射能濃度を測定・評価するために必要な放出設備という目的にすることに変更します。このため、今後K4タンク群を放出設備の一つとして、ALPS処理水等の保管用タンクと異なり、循環用と攪拌用のポンプ、弁、試料採取用配管、電源、制御装置等を追設するなどの改造を実施していくこととなりますので（改造工事の内容、工程等については検討中）、K4タンク群の水抜きを行う際の受け入れ先として、同容量のタンクが一時的に必要となる状況です。
3. K4タンク群の用途変更に伴い、ALPS処理水等及びストロンチウム処理水の保管のための計画容量（約137万m<sup>3</sup>）からK4タンク群（約3万m<sup>3</sup>）分が減少することになるため、同容量のタンクはK4タンク群を相殺する位置付けとなり、海洋放出開始後も一定期間貯留用タンクとして活用します。

## 【参考】 K4タンク群の用途の変更 (2/2)

【参考】 特定原子力施設監視・評価検討会  
(第91回) 資料2より抜粋・加筆

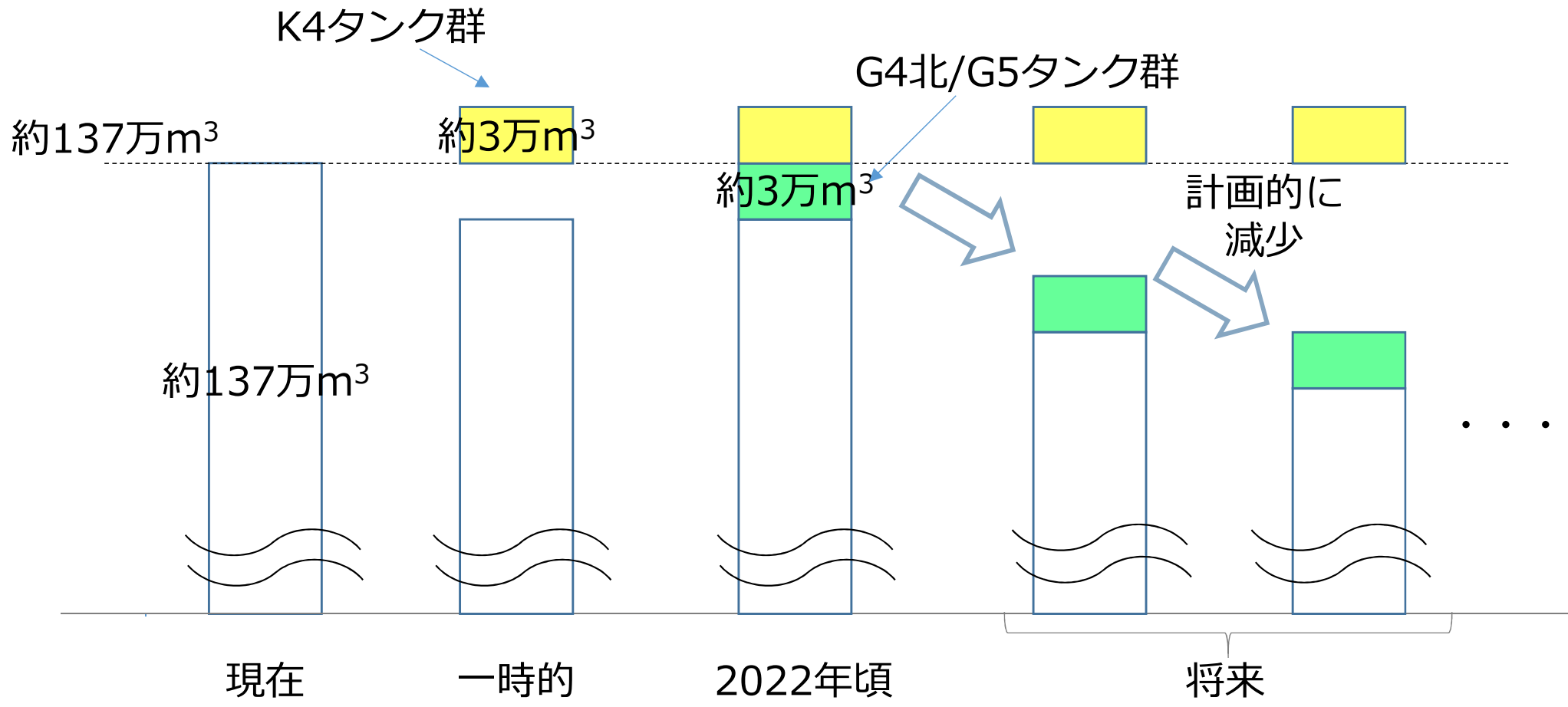
TEPCO

4. 同容量のタンクを建設する場所については、フランジタンク解体跡地が候補となります。
  
5. K4タンク群を厳格な放射能濃度を測定・評価を行うためのタンクとして運用することの重要性を踏まえ、G4北及びG5エリアについては、資機材や事故対応設備等の保管場所として計画し、順次活用していくことを断念し、K4タンク群の代替場所として、タンク建設にあてることにしました。なお、溶接型タンクの解体が進むまでの間、資機材は道路等に仮置きし、事故対応設備等は現状に残置します。

# 【参考】タンクエリアの敷地利用見通し

タンクエリアは、将来的に廃炉に必要な施設を建設する計画であり、施設の着工の大半は2020年代後半となっています。廃炉作業に支障を与えないよう、海洋放出によりALPS処理水を計画的に処分し、施設の着工までにタンクを解体していく必要があります。

フランジタンク解体跡地にK4タンク群に相当する約3万m<sup>3</sup>のタンクを建設した場合でも、2020年代前半には建設したタンクと同容量のタンク解体が必要となります。



# 【参考】敷地利用について

◇福島第一原子力発電所構内において、現行計画以上のタンク増設の余地は限定的。  
 ◇ALPS処理水よりもリスクの高い使用済燃料の取り出しやデブリの取り出しといった廃炉作業を進めていくためには、以下のような施設の建設が必要。

- 取り出した使用済燃料の保管施設
- 燃料デブリの取り出しに必要なメンテナンス施設
- 今後発生する廃棄物を保管するために必要な施設
- 廃棄物リサイクル施設
- 取り出した燃料デブリの保管施設
- 燃料デブリ取り出しのための訓練施設
- 様々な試料の分析施設
- 作業員が安全に作業に取り組むために必要な施設 など
- 燃料デブリ・放射性廃棄物関連の研究施設

◇安全かつ着実な廃炉作業に向けて敷地内の土地を確保するためには、ALPS処理水を処分し、タンクの解体を進めていくことが必要。

2021年度頃

- 事故対応設備の保管
- 水処理二次廃棄物関連資材置場
- サブドレン集水設備

2022年度頃

- 取り出し装置メンテナンス設備
- 試験的取り出し装置等保管
- 乾式キャスク仮保管施設 (1~6号SFP用)

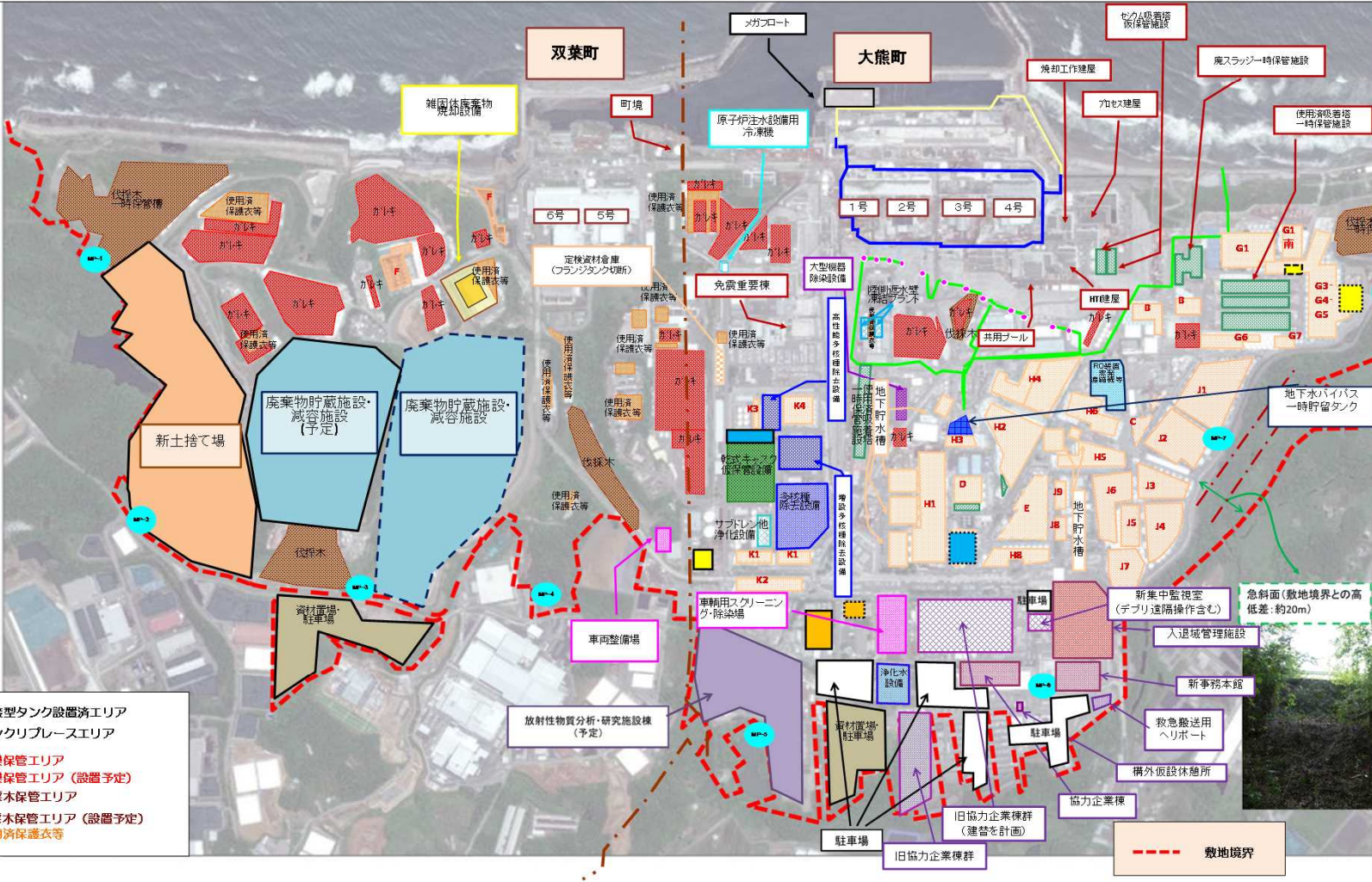
2023年度頃

- バイオアッセイ施設

2024年度以降

- 総合分析施設
- 廃棄物リサイクル施設
- 燃料デブリ第一保管施設
- SFP内高線量機器等の保管設備
- 燃料デブリ第二保管施設
- 取り出し装置メンテナンス設備
- 燃料デブリ取り出し訓練施設等
- 燃料デブリ・廃棄物移送システム
- 保管施設用収納年等
- 燃料デブリ第三保管施設
- 乾式キャスク仮保管施設 (共用プール用)
- 高線量用減容設備
- 高線量用固体庫
- 燃料デブリ保管施設 (第四以降)

※この他、廃炉に伴い2030年代以降に必要な施設  
 注1: 着工が必要と想定される時期を示したもの。  
 タンクの解体に1~2年の期間が必要となる。  
 注2: 工事時の作業用ヤードを考慮すると、最大で2倍程度の敷地が一時的に必要となる。  
 注3: 施設の面積は現時点での想定であり、今後の検討の進捗、新知見等により変わらうるものである。



- 溶接型タンク設置済エリア
- タンクリブレスエリア
- 瓦礫保管エリア
- 瓦礫保管エリア (設置予定)
- 伐採木保管エリア
- 伐採木保管エリア (設置予定)
- 使用済保護衣等

【補足事項】  
 ○本配置図は、現在の敷地の利用状況と現段階の利用計画に基づき作成。  
 ○また、将来の廃炉作業の進捗に応じて、施設の設置・廃止が必要となることから、適宜計画の見直しを実施。

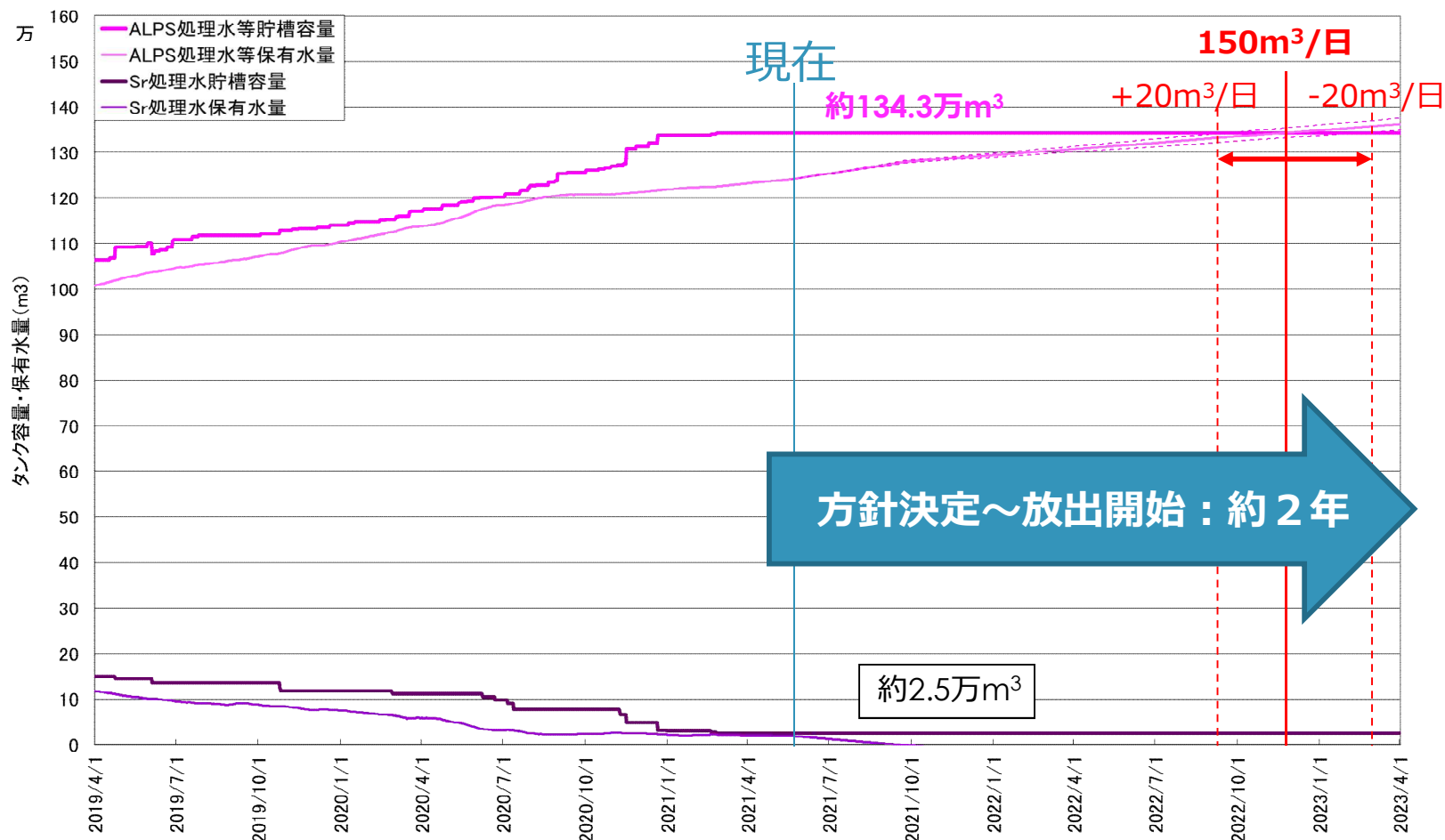
# 【参考】ALPS処理水等の保管状況

【参考】特定原子力施設監視・評価検討会  
(第91回) 資料2より抜粋



2021年5月20日時点のALPS処理水等及びストロンチウム処理水の保管実績（約126万m<sup>3</sup>）から、汚染水発生量150m<sup>3</sup>/日の場合、**2022年11月頃に約134万m<sup>3</sup>に到達します。**  
今回K4タンク群の用途を変更し、その代替タンクを2022年11月頃に供用開始させることで、計画容量である約137万m<sup>3</sup>の範囲内で、ALPS処理水等の保管を継続することが可能です。

タンク総容量と保有水予想の比較



## 2. G4北・G5エリア新設に関する 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請内容の詳細

# 2. 1 変更認可申請内容

## (1) 既認可との主な変更箇所

	既認可の内容	今回申請内容	備考
耐震クラス	<p>汚染水処理設備等を構成する機器のうち放射性物質を内包するものは、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」のBクラス相当の設備と位置づけられる。耐震性を評価するにあたっては、「JEAC4601原子力発電所耐震設計技術規程」等に準拠して構造強度評価を行うことを基本とするが、評価手法、評価基準について実態にあわせたものを採用する。</p>	<p>2021年7月7日の原子力規制委員会で示された耐震設計の考え方「耐震クラス分類は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によりクラス分類することが適当と考える。」による被ばく影響評価は&lt;math&gt;1\mu\text{Sv}&lt;/math&gt;であり、機能喪失による公衆への放射線影響は軽微であるため、 「敷地周辺の公衆被ばく量<math>\leq 50\mu\text{Sv}</math>：Cクラス」とする。</p>	
タンク滑動評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>地震力と摩擦力を比較し、耐震Bクラス機器に対する水平方向設計震度（0.36）よりも鋼材とコンクリートとの摩擦係数（0.4）が大きいため、タンクは地震により滑ることはない。なお、共振した場合は水平方向設計震度（0.5）よりも摩擦係数（0.4）が小さいため、タンクは滑る可能性がある。</li> <li>「共振時の応答加速度による滑動時間」&gt;「基準地震動Ssの応答加速度による滑動時間」となった場合でも<b>すべり量は、連結管（EPDM合成ゴム）の許容変位量（200mm）以内になる想定。その為、すべり量による変位を連結管が許容できると評価。</b></li> </ul>	<p>G4北・G5エリアについては、2021年2月13日の地震時のタンク滑動事象を踏まえて実施中の下記4つの機動的対応を引き続き行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>震度5弱以上の地震発生時、連結管を開として運用し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。</li> <li>作業により連結弁を開とする場合は、可能な限り短い作業時間となる様に検討を行う。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	
仮堰運用	<p>2018年度のフランジ型タンク内のS<sub>r</sub>処理水等の処理及び2020年の建屋滞留水処理完了に向けてタンク建設を進めており、タンク仮堰運用により、多核種処理水貯槽貯蔵容量を早期に確保していく前提で計画。（本堰は、タンク及びタンク部材搬入口を除いてタンク設置と並行して建設しているが、タンク及びタンク部材搬入口の建設は全てのタンク設置後に実施する事になり、3ヶ月程度要する。） そのため、建屋滞留水処理完了まではタンクの<b>仮堰運用を継続。</b></p>	仮堰運用の計画なし	進捗状況を踏まえ必要に応じて別途相談



# 2. 1 変更認可申請内容

## (2) 変更箇所

### ■ II-2-5 汚染水処理設備等について、以下の項目を変更する。

- 本文 2.5 汚染水処理設備，貯留設備（タンク等）  
（基本設計（耐震性）の変更，（46）多核種処理水貯槽の合計容量，設置基数の反映）
- 添付資料－1 系統概要（新設タンク追加を反映）
- 添付資料－3 汚染水処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果（耐震性評価の基本方針の変更）
- 添付資料－9 汚染水処理設備等の工事計画及び工程について（貯蔵容量等の最新データを反映）
- 添付資料－12 中低濃度タンクの設計・確認の方針について  
（設計上の使用条件，耐震性評価の変更，新設タンクの基本仕様，タンク基礎外周堰の高さ，敷地境界線量評価，タンクエリア全体図，タンクエリア詳細図，移送配管系統図，エリア別基数，タンク概略図を反映，耐震Cクラスと位置づけられるタンクについて別紙を追加）

### ■ II-2-16-1 多核種除去設備について、以下の項目を変更する。

- 添付資料－2 放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果  
（G4北，G5エリアタンクの移送配管を反映）
- 添付資料－4 多核種除去設備等の具体的な安全確保策  
（移送配管の漏えい発生防止対策に当該エリアを反映）

### ■ II-2-16-2 増設多核種除去設備について、以下の項目を変更する。

- 添付資料－4 増設多核種除去設備の強度に関する計算書  
（G5エリアタンクの移送配管を反映）
- 添付資料－7 増設多核種除去設備の具体的な安全確保策  
（移送配管の漏えい発生防止対策に当該エリアを反映）

## 2. 1 変更認可申請内容

### (2) 変更箇所

#### ■ II-2-36 雨水処理設備等について，以下の項目を変更する。

- 本文 2.36.2.1.2 雨水移送用貯留設備（タンク），関連設備（移送配管，移送ポンプ）  
（（1）集水ピット抜出ポンプ（完成品）の台数増の反映）
- 添付資料－1 全体概略図（集水ピット抜出ポンプの台数増の反映）
- 添付資料－2 雨水処理設備等概略配置図（全体）（G4北，G5タンクエリアを配置図に反映）
- 添付資料－6 雨水処理設備等の先行運用について（G4北，G5タンクエリアの先行運用の記載の追加）

# 2. 1 変更認可申請内容

## (3) タンクの基数について



エリア	タンク公称容量[m <sup>3</sup> ]	(39) RO濃縮水貯槽	(46) 多核種処理水貯槽	(60) Sr処理水貯槽	(61) 濃縮廃液貯槽
G3東	1,000	0	24		
G3北	1,000	6	0		
G3西	1,000	39	0		
J1	1,000	100	0		
その他	1,000	16	0		
G7	700	10	0		
J5	1,235		35		
D	1,000	19	0		10
J2	2,400		42		
J3	2,400		22		
J4	2,900		30		
	1,160		5		
J6	1,200		38		
K1北	1,200			12	
K2	1,057			28	
K1南	1,160			10	
H1	1,220		63		
J7	1,200		42		
H1東	1,220		24		
J8	700		9		
K3	700		12		
J9	700		12		
K4	1,000		35		
H2	2,400		44		
H4北	1,200		35		
H4南	1,060		13		
	1,140		38		
G1南	1,160		8		
	1,330		15		
H5	1,200		32		
H6(Ⅰ)	1,200		11		
	1,330		10		
B	700		27		
	1,330		7		
B南	1,330		7		
H3	1,356		10		
H6(Ⅱ)	1,356		24		
G6	1,330		38		
G1	1,356		66		
G4南	1,356		26		
G4北	1,356		6		
G5	1,356		17		
計		190	820	50	10

RO濃縮水貯槽 他 単位：m<sup>3</sup>  
 左表合計 187,000 (75,000)  
 + 「(92)(93)建屋内, 増設  
 RO濃縮水受タンク」60  
 + 「(37)RO濃縮水受タンク」85  
 + 「(48)ろ過水タンク」8,000  
 =195,145 (83,145)

多核種処理水貯槽  
 左表合計 1,153,489 (1,288,345)

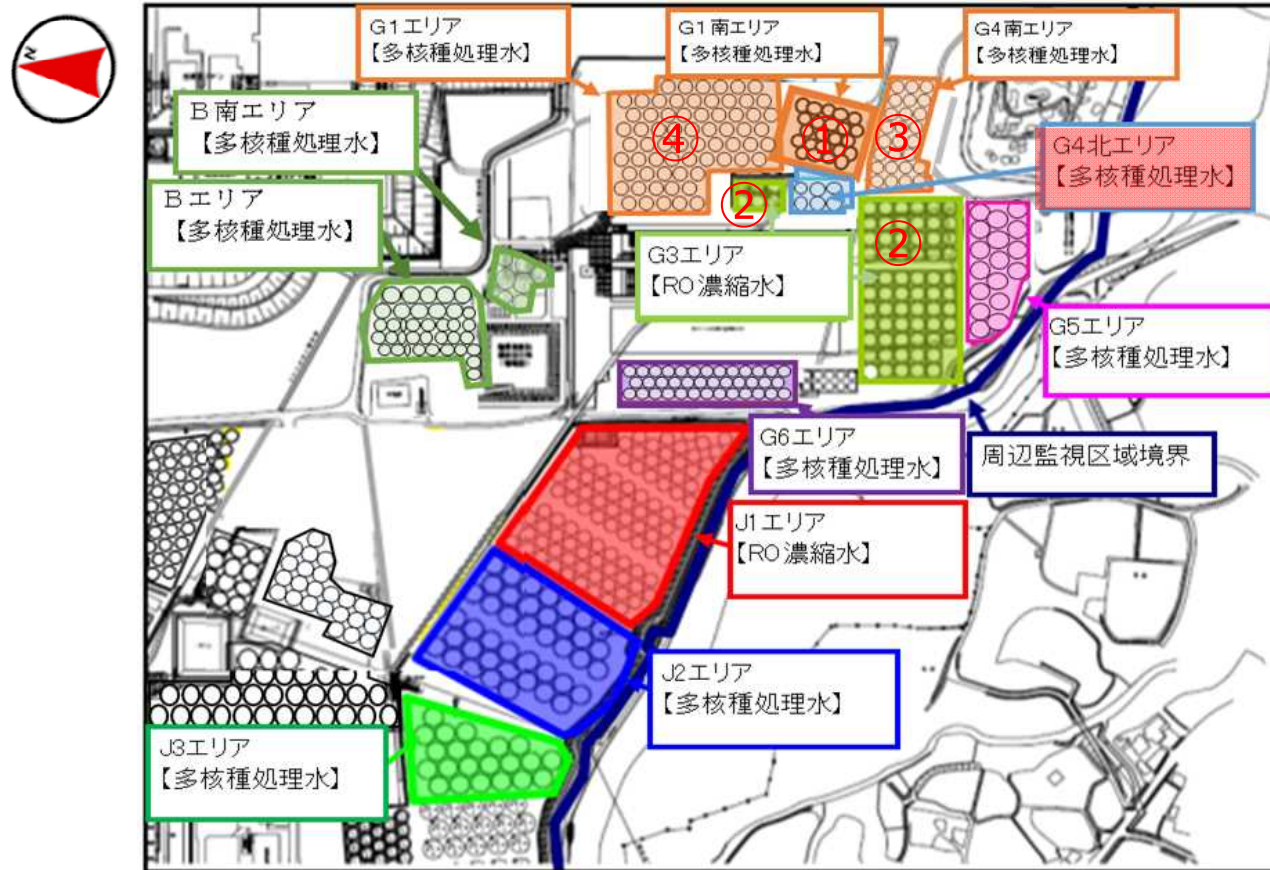
Sr処理水貯槽  
 左表合計 55,596 (32,740)

濃縮廃液貯槽  
 左表合計 10,000  
 + 「(45)濃縮廃液貯槽(完成品)」300  
 =10,300

※表中の( )は、RO濃縮水貯槽およびSr処理水貯槽に多核種処理水(注1)の一部を貯蔵している状況を反映した基数を示す。  
 注1：ALPS処理水等

今回申請範囲

## (4) タンク設置エリア図 (G4北)

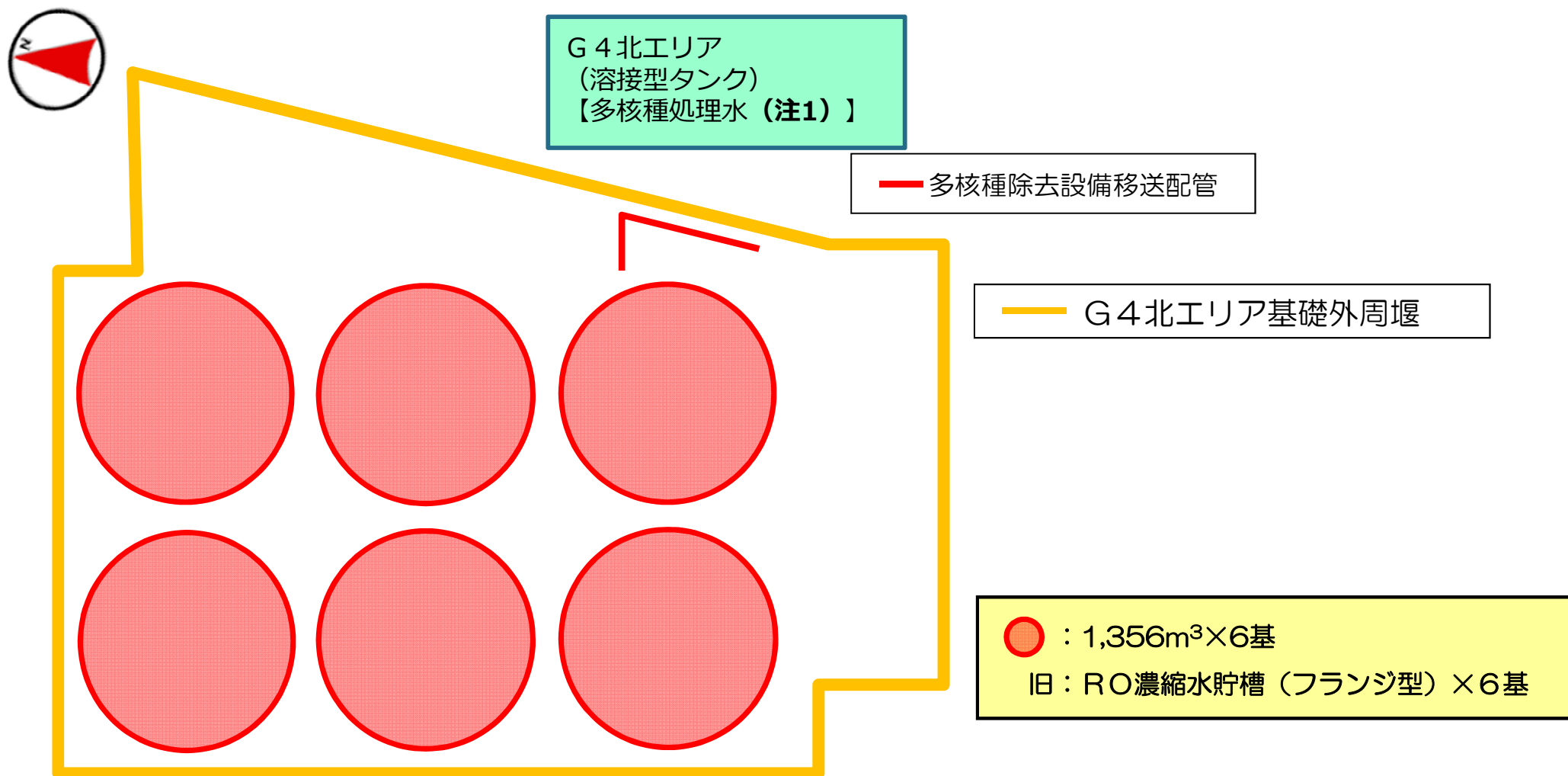


2021年8月時点  
 ※図中の【 】は、実施計画上の貯槽の名称を示す。

	G4北タンクエリア周辺設備	G4北タンクからの距離
①	G1南エリアタンク	約10m
②	G3エリアタンク	約10m
③	G4南エリアタンク	約20m
④	G1エリアタンク	約30m

# 2. 1 変更認可申請内容 (5) G4北エリア詳細図

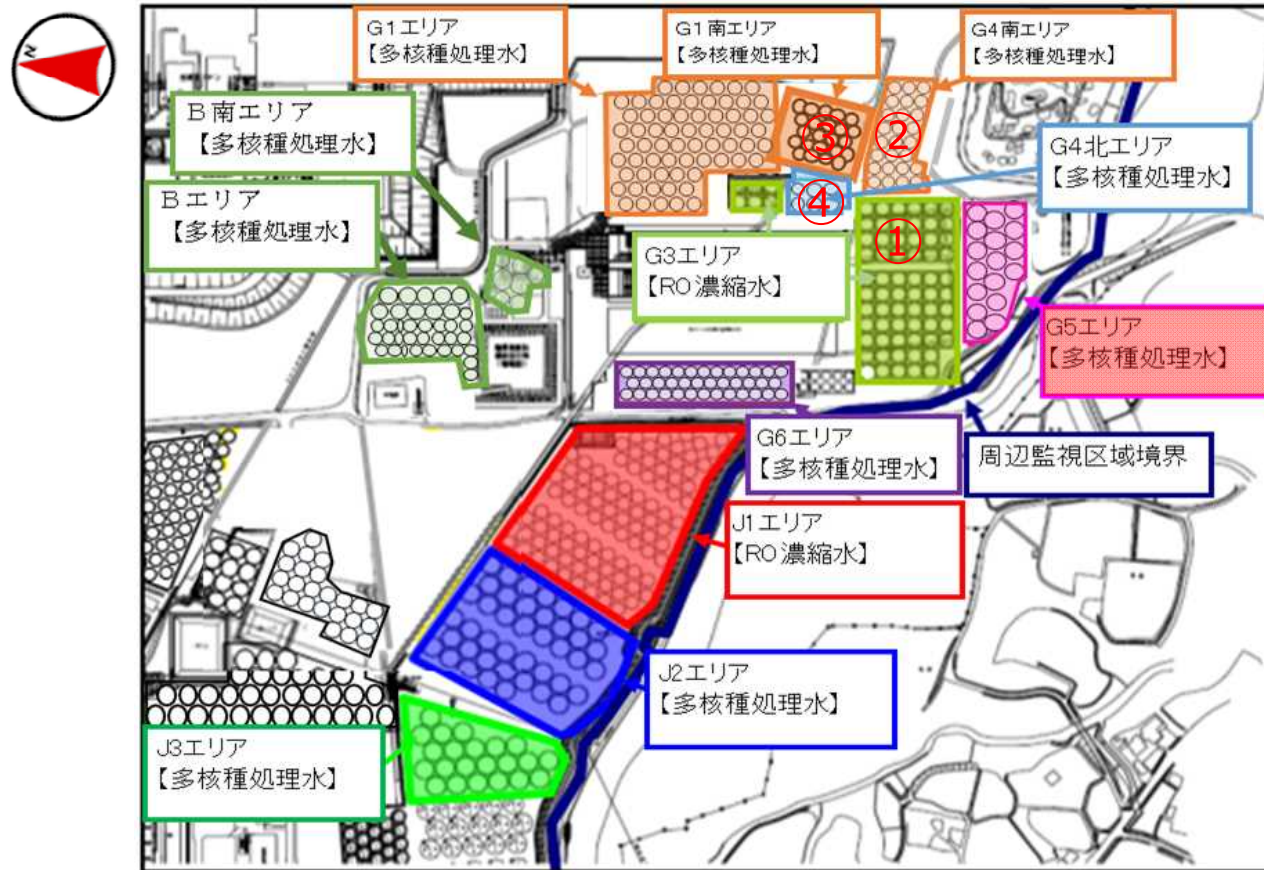
注1：実施計画上の貯槽の名称



### ■ 波及的影響について

- G4北・G5エリア周辺に影響を受ける耐震Sクラス設備は無い。
- G4北・G5エリア周辺に耐震Sクラス設備では無いものの多核種処理水移送配管（重要設備）がある。ただし、多核種処理水移送配管は、当該タンク移送時にのみ使用するもので、タンク満水後は水抜きを行う。その為、損傷による影響は軽微である。

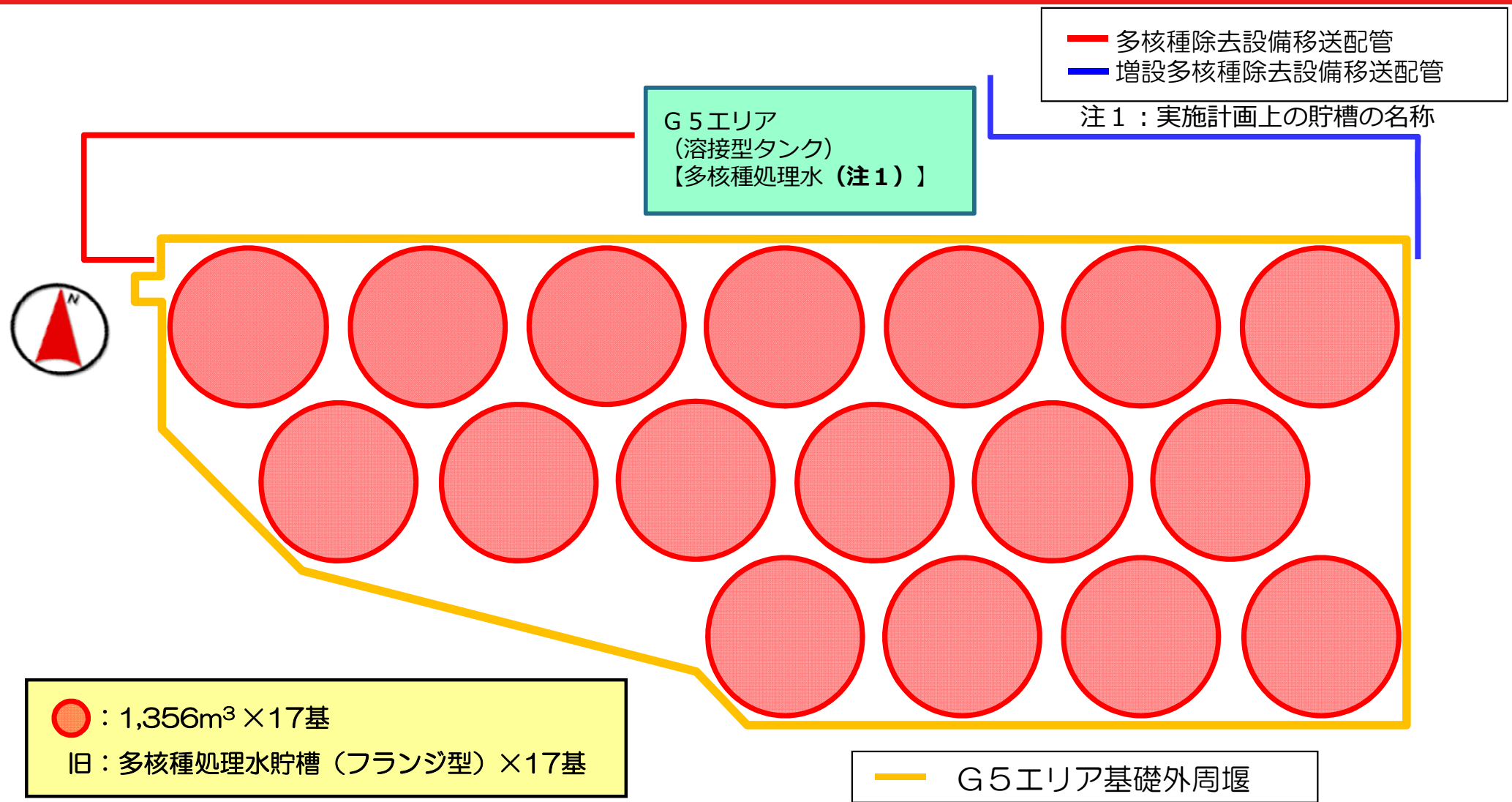
## (6) タンク設置エリア図 (G5)



2021年8月時点  
 ※図中の【 】は、実施計画上の貯槽の名称を示す。

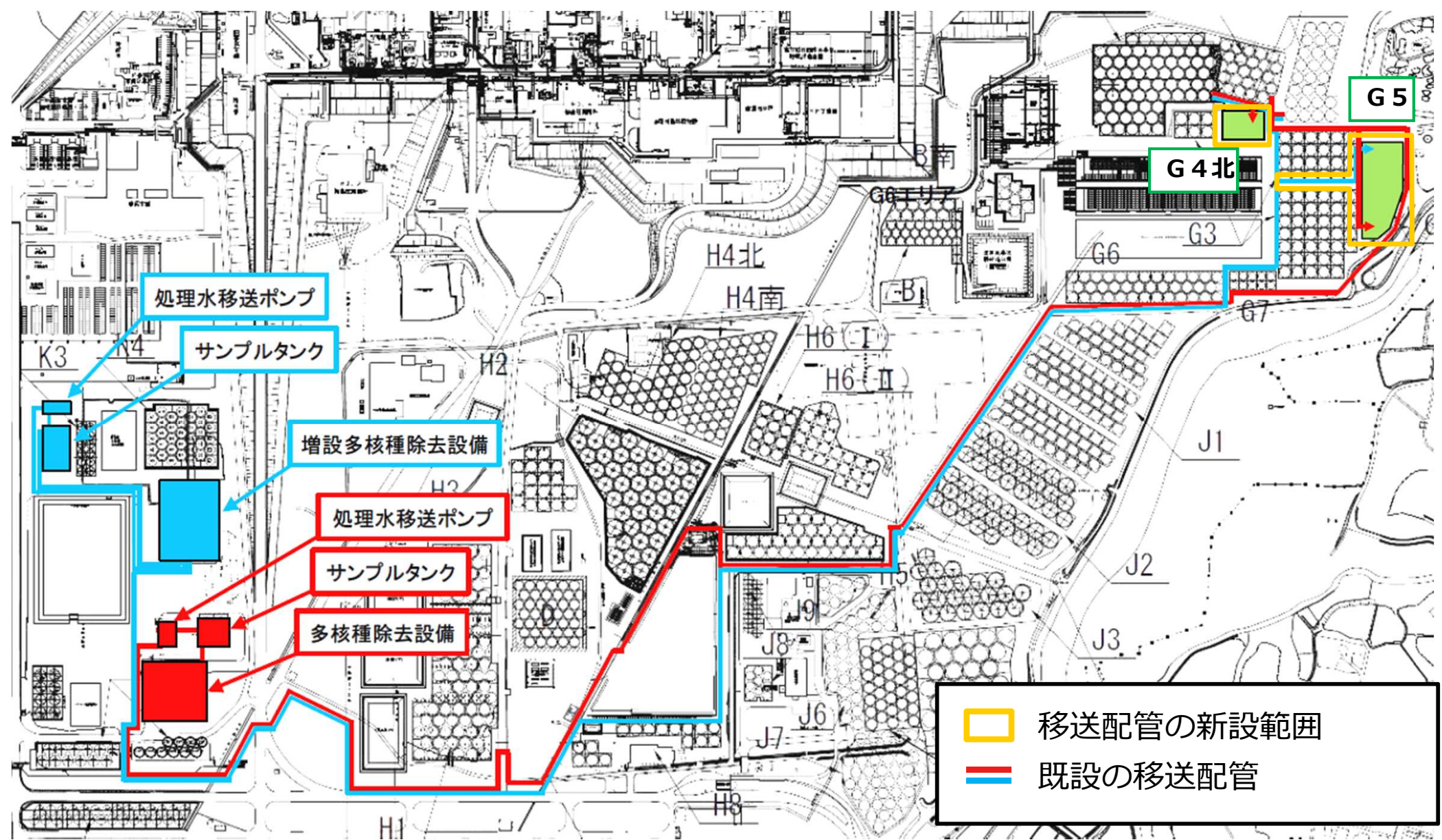
	G5タンクエリア周辺設備	G5タンクからの距離
①	G3エリアタンク	約10m
②	G4南エリアタンク	約40m
③	G1南エリアタンク	約100m
④	G4北エリアタンク	約100m

# 2. 1 変更認可申請内容 (7) G5エリア詳細図



- 波及的影響について
  - G4北・G5エリア周辺に影響を受ける耐震Sクラス設備は無い。
  - G4北・G5エリア周辺に耐震Sクラス設備では無いものの多核種処理水移送配管（重要設備）がある。ただし、多核種処理水移送配管は、当該タンク移送時にのみ使用するもので、タンク満水後は水抜きを行う。その為、損傷による影響は軽微である。

# 2. 1 変更認可申請内容 (8) 移送配管設置概略図

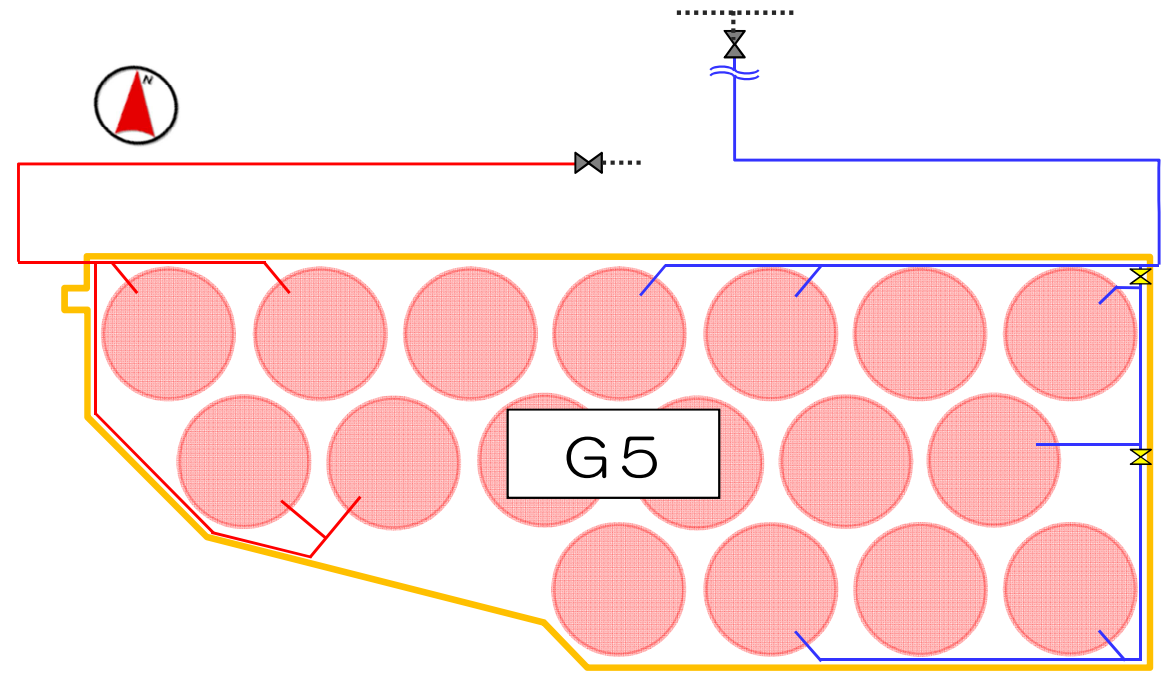
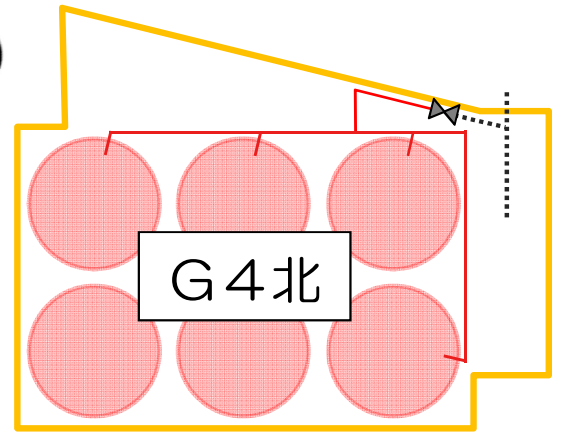




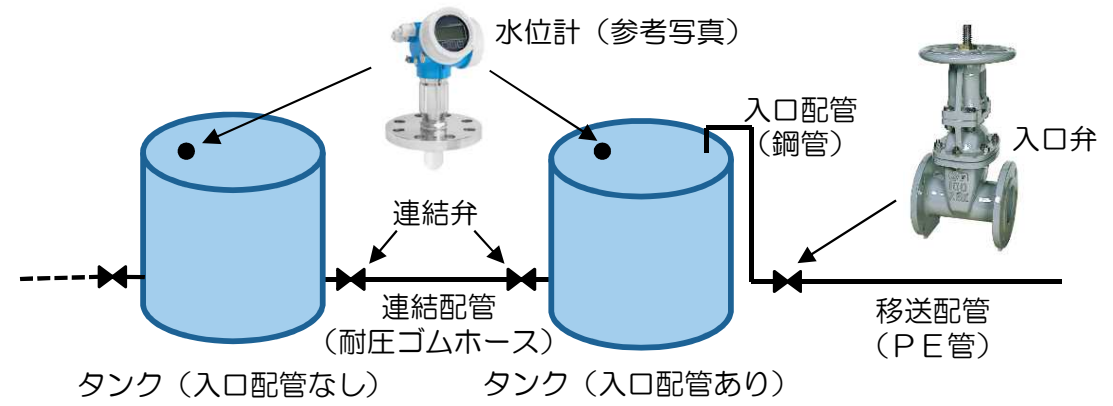
# 2. 1 変更認可申請内容 (9) 新設範囲概略図※

※ 新設する機器配置の概略を示すものであり、今回変更認可申請の内容に相違の無い範囲で配置が変更となる場合がある。

- 多核種除去設備移送配管
- 増設多核種除去設備移送配管
- ..... 既設配管
- ✕ 新設弁
- ✕ 既設弁



移送配管とタンクと連結配管の接続イメージ



タンク連結部の写真例 (G1 南エリアの場合)



G4北・G5の連結配管(耐圧ゴムホース)は、G1・G4南エリアで使用しているものと同等品である。(製造者仕様の範囲内で運用する)

# 2. 1 変更認可申請内容

## (10) 集水ピット抽出ポンプ新設概略図

■ G 4 北, G 5 タンクエリアの新設に伴い, 堰内雨水を適切に処理するため集水ピット抽出ポンプ, 移送配管の新設を行う。

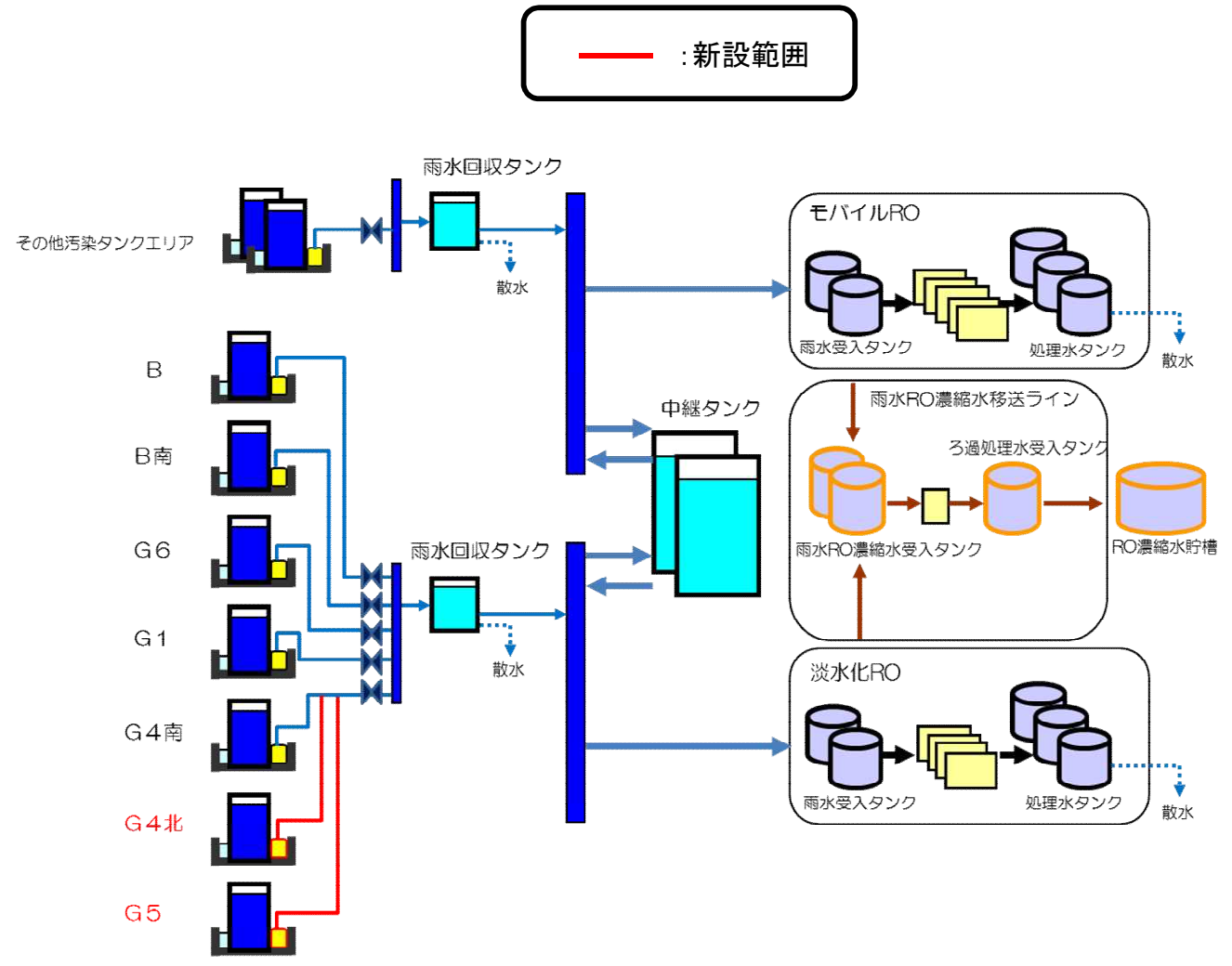
G 4 北, G 5 エリア集水ピット抽出ポンプ新設前

タンクエリア	集水ピット抽出ポンプ台数	
	36m <sup>3</sup> /h	48m <sup>3</sup> /h
B	2	—
B 南	2	—
G 6	2	—
G 1	—	2
G 4 南	—	2
計	6	4



G 4 北, G 5 エリア集水ピット抽出ポンプ新設後

タンクエリア	集水ピット抽出ポンプ台数	
	36m <sup>3</sup> /h	48m <sup>3</sup> /h
B	2	—
B 南	2	—
G 6	2	—
G 1	—	2
G 4 南	—	2
<b>G 4 北</b>	—	<b>2</b>
<b>G 5</b>	—	<b>2</b>
計	6	<b>8</b>



## 2. 2 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

### (1) 保管容量の確保

今回の申請における記載値は下表の通り。表の説明は次頁。

	実施計画における貯蔵容量		現在の状況 (2021年10月7日)	
	2020年7月8日 認可	至近の 変更申請後※1	貯蔵容量※2	汚染水 貯蔵量※2
RO濃縮水貯槽他 ※3	195,145 m <sup>3</sup> (83,145 m <sup>3</sup> )	195,145 m <sup>3</sup> (83,145 m <sup>3</sup> )	29,700 m <sup>3</sup>	12,908 m <sup>3</sup>
Sr処理水貯槽 ※4	55,596 m <sup>3</sup> (32,740 m <sup>3</sup> )	55,596 m <sup>3</sup> (32,740 m <sup>3</sup> )	0 m <sup>3</sup>	0 m <sup>3</sup>
多核種処理水貯槽 ※5	1,122,301 m <sup>3</sup> (1,257,157 m <sup>3</sup> )	1,153,489 m <sup>3</sup> (1,288,345 m <sup>3</sup> )	1,337,600 m <sup>3</sup>	1,264,305 m <sup>3</sup>
濃縮廃液貯槽 ※6	10,300 m <sup>3</sup>	10,300 m <sup>3</sup>	10,300 m <sup>3</sup>	9,280 m <sup>3</sup>

- ※1：（ ）内は実施計画上のRO濃縮水貯槽及びSr処理水貯槽に多核種処理水（注1）の一部を貯蔵している状況を反映した貯蔵容量を示す。  
 ※2：実施計画上のRO濃縮水貯槽及びSr処理水貯槽に多核種処理水（注1）の一部を貯蔵している状況を反映した貯蔵容量、汚染水貯蔵量を示す。  
 ※3：2.5 汚染水処理設備等-2.5.2 基本仕様-2.5.2.1 主要仕様-2.5.2.1.1 より（37）（39）（48）（92）（93）を示す。  
 ※4：2.5 汚染水処理設備等-2.5.2 基本仕様-2.5.2.1 主要仕様-2.5.2.1.1 より（60）を示す。  
 ※5：2.5 汚染水処理設備等-2.5.2 基本仕様-2.5.2.1 主要仕様-2.5.2.1.1 より（46）を示す。  
 ※6：2.5 汚染水処理設備等-2.5.2 基本仕様-2.5.2.1 主要仕様-2.5.2.1.1 より（45）（61）を示す。

注1：ALPS処理水等

## 2. 2放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

### (1) 保管容量の確保 (参考・表の説明)

認可されている貯蔵容量

今回申請分を含む貯蔵容量

現在の貯蔵容量  
(水位計アラーム  
設定位置を上限で計算)

現在の水量  
水位計より算出

実施計画記載の  
RO濃縮水貯槽の貯蔵容量  
( )内は、多核種処理貯槽として  
運用している分を差引いた貯蔵容量

実施計画記載の  
Sr処理水貯槽の貯蔵容量  
( )内は、多核種処理貯槽として  
運用している分を差引いた貯蔵容量

実施計画記載の  
多核種処理水貯槽の貯蔵容量  
( )内は、RO濃縮水貯槽他と  
Sr処理水貯槽を多核種処理水貯槽  
として使用している分を加えた  
貯蔵容量

		実施計画における貯蔵容量		現在の状況 (2021年10月7日)	
		2020年7月8日 認可	至近の 変更申請後※1	貯蔵容量※2	汚染水 貯蔵量※2
RO濃縮水貯槽他 ※3		195,145 m <sup>3</sup> (83,145 m <sup>3</sup> )	195,145 m <sup>3</sup> (83,145 m <sup>3</sup> )	29,700 m <sup>3</sup>	12,908 m <sup>3</sup>
Sr処理水貯槽 ※4		55,596 m <sup>3</sup> (32,740 m <sup>3</sup> )	55,596 m <sup>3</sup> (32,740 m <sup>3</sup> )	0 m <sup>3</sup>	0 m <sup>3</sup>
多核種処理水貯槽		1,122,301 m <sup>3</sup> (1,257,157 m <sup>3</sup> )	1,153,489 m <sup>3</sup> (1,288,345 m <sup>3</sup> )	1,337,600 m <sup>3</sup>	1,264,305 m <sup>3</sup>
濃縮廃液貯槽 ※6		10,300 m <sup>3</sup>	10,300 m <sup>3</sup>	10,300 m <sup>3</sup>	9,280 m <sup>3</sup>

## 2. 2 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

### (2) 漏えい防止・汚染拡大防止策

#### (a) タンクの漏えい防止策

- 新規タンクへ汚染水（注1）を受け入れる際には、漏えいの発生防止、漏えい検知・拡大防止の観点から、以下の対策を行う。
  - 新規タンクへ汚染水（注1）を受け入れる際には、隔離対象タンクの連結弁が“閉”であることを確認した後に、受入れを開始する。
  - 新規タンクへ汚染水（注1）の受入れを開始する際には、水位計の指示値を連続して確認し、水位が安定的に上昇していることを確認すると共に、目視にてタンク、連結弁、フランジ部からの漏えいの有無を確認する。設備に異常が無ければ、その後は水位計の指示値を連続して確認し、巡視点検でタンクからの漏えいの有無を確認する。

(実施計画：Ⅱ－2－5－添12－6)

注1：RO濃縮水，Sr処理水，ALPS処理水

- 漏えいの発生を防止するため、ALPS処理水の塩素の影響を考慮した上でSM400材及びSTPG材及びSTPT材を使用し、タンク内面には防錆処理を実施する。

## 2. 2 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

### (2) 漏えい防止・汚染拡大防止策

#### (b) 配管の漏えい防止策

##### (1) 漏えい発生防止

- 耐腐食性を有するポリエチレン管，ステンレスの鋼管もしくは十分な肉厚を有する炭素鋼の鋼管を基本とする。（実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－1）
- 増設多核種除去設備を構成する機器は，腐食による漏えい発生防止のため，液性等に応じて，炭素鋼（内面ライニング），ステンレス鋼，ポリエチレン材等を採用する。（実施計画：Ⅱ－2－16－2－添7－1）
- 鋼材もしくはポリエチレンの継手部は，可能な限り溶接構造もしくは融着構造とする。また，G4北，G5エリアタンク設置に伴い新設する移送配管は，供用の終了後に配管の水抜きを実施する。供用の終了後とは，タンクが満水の状態となった後を示す。

（実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－1，Ⅱ－2－16－2－添7－1）

- タンク増設に合わせて敷設する耐圧ホース，ポリエチレン管は設計・建設規格（JSME）に記載のない非金属材料である為，日本産業規格（JIS），日本水道協会規格（JWWA），ISO規格，製品の試験データ等を用いて設計を行う。なお，耐圧ホース，ポリエチレン管の耐震性については，可撓性を有しており地震による有意な応力は発生しない。

（実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－2，Ⅱ－2－16－2－添7－1）

2. 2 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理  
 (2) 漏えい防止・汚染拡大防止策  
 (c) タンクの汚染拡大防止策

■ タンクの堰（漏えい拡大防止として基礎外周堰を設置）  
 基礎外周堰の堰内容量は、タンク20基当たり1基分の貯留容量（20基以上の場合は20基あたり1基分の割合の容量、20基に満たない場合でも1基分）を確保できる容量に、大雨時の作業等を考慮した余裕高さ（堰高さで20cm程度）分の容量との合計とする。  
 （実施計画：Ⅱ－2－5－添12－2）

G4北, G5の基礎外周堰の堰内容量

タンク設置エリア	タンク設置基数	想定漏えい		基礎外周堰の堰内容量 (m <sup>3</sup> )	(計画値)			
		基数	容量 (m <sup>3</sup> )		基礎外周堰内面積 (m <sup>2</sup> )	タンク専有面積 (m <sup>2</sup> )	貯留可能面積 (m <sup>2</sup> )	基礎外周堰の高さ (m)
			①					
G4北	6	1.0	1,356	1,566以上	1,203 457	617 -	586 457	1.376以上※3 1.661以上※3
G5	17	1.0	1,356	1,610以上	3,236	1,973	1,263	1.274以上

現地調査状況により堰内面積及び堰の高さを変更する。

※1 ② = ⑤ × ⑥

※2 ⑥ = ① / ⑤ + 0.2 (余裕分20cm)

※3 場所により基礎標高が異なるため、計画値は各々の値を記載。

(実施計画：Ⅱ－2－5－添12－83)

2. 2 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理  
(2) 漏えい防止・汚染拡大防止策  
(d) 配管の汚染拡大防止策

(2) 漏えい検知・漏えい拡大防止・混水防止

- ポリエチレン管とポリエチレン管の接合部は漏えい発生を防止するため融着構造とすることを基本とし、ポリエチレン管と鋼管の取合い等でフランジ接続となる箇所については養生を行い、漏えい拡大防止を図る。

(実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－2，Ⅱ－2－16－2－添7－2)

- 排水路を跨ぐ箇所は、ボックス鋼内等に配管を敷設する。

(実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－2，Ⅱ－2－16－2－添7－2)

- 移送配管から漏えいが確認された場合は、ポンプを停止し、系統の隔離及び土嚢の設置等により漏えいの拡大防止を図る。

(実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－2，Ⅱ－2－16－2－添7－2)

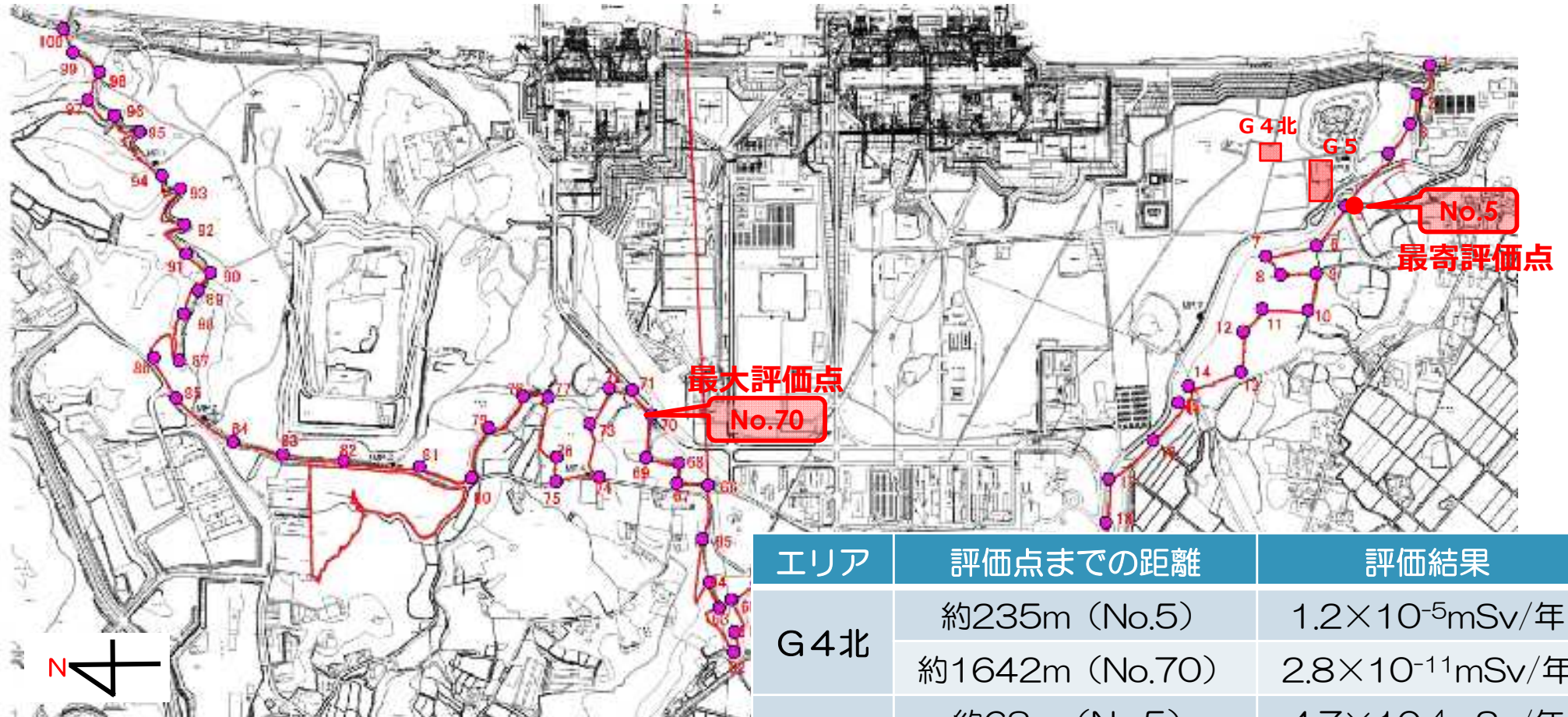
- 使用開始までに漏えい確認等を実施し、施工不良等による大規模な漏えいの発生を防止する。また、フランジ継手部は、ガスケットの経年劣化により微小漏えいの発生が懸念されることから、架空化により視認性を向上させ、毎日の巡視点検により漏えいの有無を確認する。

(実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－3，Ⅱ－2－16－2－添7－2)



## 2. 3 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

■ G4北, G5エリアのタンク新設に伴い、敷地境界の線量評価結果は下記の通りとなる。



エリア	評価点までの距離	評価結果
G4北	約235m (No.5)	$1.2 \times 10^{-5} \text{mSv/年}$
	約1642m (No.70)	$2.8 \times 10^{-11} \text{mSv/年}$
G5	約68m (No.5)	$4.7 \times 10^{-4} \text{mSv/年}$
	約1743m (No.70)	$2.6 \times 10^{-11} \text{mSv/年}$

### ※敷地境界における実効線量への影響評価方法

多核種除去設備の処理済水（ALPS処理水等）の分析結果から線源条件を設定し、制動X線も考慮し、各タンク設置エリアから最寄りの敷地境界評価点における直接線・スカイシャイン線の寄与をコード計算により求める。

## 2. 4 設計上の考慮

### (1) 準拠規格及び基準

- 中低濃度タンクは、クラス3機器に準ずるものと位置付けられる。  
(実施計画：Ⅱ－2－5－添12－4)
- クラス3機器の適用規格は、「JSME S NC1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(以下、「JSME規格」という。)で規定されることから、今回の増設する中低濃度タンクは、JSME規格に適合した設計とする。  
(実施計画：Ⅱ－2－5－添12－4)
- タンク増設に合わせて敷設する耐圧ホース、ポリエチレン管は設計・建設規格(JSME)に記載のない非金属材料である為、日本産業規格(JIS)、日本水道協会規格(JWWA)、ISO規格、製品の試験データ等を用いて設計を行う。  
(実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－2, Ⅱ－2－16－2－添7－1)

## 2. 4 設計上の考慮

### (2) 自然現象に対する設計上の考慮 (1/2)

これまで多核種処理水を含む「中低濃度タンク」は「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」における耐震クラス「Bクラス」と位置付け、申請してきた。今回、原子力規制委員会（2021年9月8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。  
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。

【参考】原子力規制委員会（2021年7月7日）における耐震設計の考え方（抜粋）

耐震クラス分類は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によりクラス分類することが適当と考える。

#### <想定される設備等の機能喪失>

- 地震によるタンクの滑動等により連結管等が損傷。当該損傷部から多核種処理水が漏えい。

#### <機動的対応等>

- 震度5弱以上の地震発生時、連結管を開として運用し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。
- 作業により連結弁を開とする場合は、可能な限り短い作業時間となる様に検討を行う。
- 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。

## 2. 4 設計上の考慮

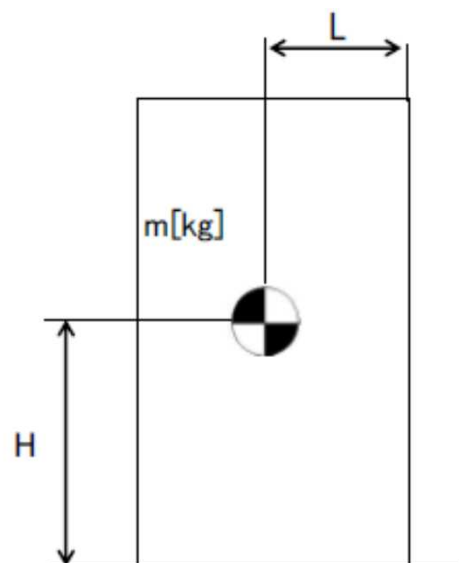
### (2) 自然現象に対する設計上の考慮 (2/2)

- 耐圧ホース、ポリエチレン管の耐震性については、可撓性を有しており地震による有意な応力は発生しない。  
(実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－2，Ⅱ－2－16－2－添7－1)
- アウターライズ津波が到達しないと考えられるT.P.約28m以上の場所に設置する。  
(実施計画：Ⅱ－2－5－11)
- タンクの鉛直荷重と極限支持力を比較して評価を行う。支持力の算定式は「社団法人日本道路協会（2002）：道路橋示方書・同解説Ⅳ下部構造編」に基づき次式を用いる。  
(実施計画：Ⅱ－2－5－添12－79)
- 速度ポテンシャル理論に基づきスロッシング波高の評価を行った結果、スロッシング時のタンク内の液位がタンク天板に到達しないことを確認した。  
(実施計画：Ⅱ－2－5－添12－131)

## 2. 4 設計上の考慮

## (2) 自然現象に対する設計上の考慮

## (a) 耐震Bクラス水平震度の転倒評価



m : 機器質量

g : 重力加速度

H : 据付面からの重心までの距離

L : 転倒支点から機器重心までの距離

 $C_H$  : 水平方向設計震度地震による転倒モーメント： $M_1[N \cdot m] = m \times g \times C_H \times H$ 自重による安定モーメント： $M_2[N \cdot m] = m \times g \times L$ 

タンク容量	評価部位	評価項目	水平震度	算出値	許容値	単位
1,356m <sup>3</sup>	本体	転倒	0.36	$3.4 \times 10^4$	$9.6 \times 10^4$	kN・m

2. 4 設計上の考慮  
 (2) 自然現象に対する設計上の考慮  
 (b) 応力評価 (耐震Bクラス機器)

『JEAC4601-2008原子力発電所耐震設計技術規定』に基づき、タンク胴板の応力評価を実施して一次一般膜応力が許容応力以下であることを確認する。

記号	記号の説明	単位
$\sigma_{\phi 1}$	静水頭により胴に生じる軸応力及び周方向応力	MPa
$\sigma_{x1}$		
$\sigma_{x2}$	胴の空質量による軸方向応力	MPa
$\sigma_{x3}$	胴の鉛直方向地震による軸方向圧縮応力	MPa
$\sigma_{x4}$	胴の水平方向地震による軸方向圧縮応力	MPa
$\tau$	地震により胴に生じるせん断応力	MPa
$\sigma_{ot}$	胴の組合せ引張応力	MPa
$\sigma_{oc}$	胴の組合せ圧縮応力	MPa
$\sigma_{xt}$	胴の軸方向応力の和 (引張側)	MPa
$\sigma_{xc}$	胴の軸方向応力の和 (圧縮側)	MPa

記号	記号の説明	単位
$\sigma_{\phi}$	胴の周方向応力の和	MPa
$\sigma_{\phi 2}$	静水頭に鉛直方向地震が加わり胴に生じる周方向応力	MPa
$m_0$	容器の運転時質量	kg
$m_e$	容器の空質量	kg
$D_i$	胴の内径	mm
$t$	胴の板厚	mm
$E$	胴の縦弾性係数	MPa
$H$	水頭	mm
$S_y$	設計降伏点@40°C	MPa
$S_u$	設計引張強さ@40°C	MPa

タンク	部材	材料	水平方向設計震度	応力	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
G4北, G5 (1,356m <sup>3</sup> )	胴板	SM400A	0.36	一次一般膜	73 ※Max ( $\sigma_{ot}$ , $\sigma_{oc}$ )	236 ※Min ( $S_y$ , $0.6S_u$ )

2. 4 設計上の考慮  
 (2) 自然現象に対する設計上の考慮  
 (c) 座屈評価 (耐震Bクラス機器)

『JEAC4601-2008原子力発電所耐震設計技術規定』に基づき、タンク胴板の座屈評価を実施して、圧縮膜応力（圧縮応力と曲げによる圧縮側応力の組合せ）が次式を満足することを確認する。

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_{x2} + \sigma_{x3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{x4}}{f_b} \leq 1$$

$$f_c = \phi_1 \left( \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \right) \quad f_b = \phi_2 \left( \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \right)$$

$$\phi_1(x) = 0.6 \cdot \frac{E}{x} \cdot \left[ 1 - 0.901 \cdot \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16} \cdot \sqrt{x}\right) \right\} \right]$$

$$\phi_2(x) = 0.6 \cdot \frac{E}{x} \cdot \left[ 1 - 0.731 \cdot \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16} \cdot \sqrt{x}\right) \right\} \right]$$

記号	記号の説明	単位
$\eta$	座屈応力に対する安全率 (1.5)	-
$\sigma_{x2}$	胴の空質量による軸方向圧縮応力	MPa
$\sigma_{x3}$	胴の鉛直方向地震による軸方向応力	MPa
$\sigma_{x4}$	胴の水平方向地震による軸方向応力	MPa
$f_b$	曲げモーメントに対する許容座屈応力	MPa
$f_c$	軸圧縮荷重に対する許容座屈応力	MPa

タンク	部材	材料	水平方向設計震度	座屈評価結果 (胴は座屈しない)	Di [mm] 胴内径	t [mm] 胴板厚	E [MPa] 胴縦弾性係数
G4北, G5 (1,356m <sup>3</sup> )	胴板	SM400A	0.36	$\frac{\eta \cdot (\sigma_{x2} + \sigma_{x3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{x4}}{f_b} = 0.37 < 1$	12,500	12	201,000

2. 4 設計上の考慮  
 (2) 自然現象に対する設計上の考慮  
 (d) 応力評価 (1/3)

イ. 組合せ応力が胴の最高使用温度における許容応力  $S_a$  以下であること。

応力の種類	許容応力 $S_a$
一次一般膜応力	設計降伏点 $S_y$ と設計引張強さ $S_u$ の0.6倍のいずれか小さい方の値。

一次応力の評価は算出応力が一次一般膜応力と同じ値であるので省略する。

応力計算において、静的地震力を用いる場合は、絶対値和を用いる。

(1) 静水頭及び鉛直方向地震による応力

$$\sigma_{\phi 1} = \frac{\rho' \cdot g \cdot H \cdot D_i}{2 \cdot t}$$

$$\sigma_{\phi 2} = \frac{\rho' \cdot g \cdot H \cdot D_i \cdot C_v}{2 \cdot t}$$

$$\sigma_{x 1} = 0$$

(2) 運転時質量及び鉛直方向地震による応力

胴がベースプレートと接合する点には、胴自身の質量による圧縮応力と鉛直方向地震による軸方向応力が生じる。

$$\sigma_{x 2} = \frac{m_e \cdot g}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t}$$

$$\sigma_{x 3} = \frac{m_e \cdot g \cdot C_v}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t}$$



## 2. 4 設計上の考慮

## (2) 自然現象に対する設計上の考慮

## (d) 応力評価 (2/3)

## (3) 水平方向地震による応力

水平方向の地震力により胴はベースプレート接合部で最大となる曲げモーメントを受ける。この曲げモーメントによる軸方向応力と地震力によるせん断応力は次のように求める。

$$\sigma_{x4} = \frac{4 \cdot C_H \cdot m_0 \cdot g \cdot \lambda_g}{\pi \cdot (D_i + t)^2 \cdot t}$$

$$\tau = \frac{2 \cdot C_H \cdot m_0 \cdot g}{\pi \cdot (D_i + t) \cdot t}$$

## (4) 組合せ応力

(1)～(3)によって求めた胴の応力は以下のように組み合わせる。

## a. 一次一般膜応力

## (a) 組合せ引張応力

$$\sigma_{\phi} = \sigma_{\phi 1} + \sigma_{\phi 2}$$

$$\sigma_{ot} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xt} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xt})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$$\sigma_{xt} = \sigma_{x1} - \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4}$$

2. 4 設計上の考慮  
 (2) 自然現象に対する設計上の考慮  
 (d) 応力評価 (3 / 3)

(b) 組合せ圧縮応力

$\sigma_{xc}$ が正の値（圧縮側）のとき、次の組合せ圧縮応力を求める。

$$\sigma_{\phi} = -\sigma_{\phi 1} - \sigma_{\phi 2}$$

$$\sigma_{oc} = \frac{1}{2} \cdot \left\{ \sigma_{\phi} + \sigma_{xc} + \sqrt{(\sigma_{\phi} - \sigma_{xc})^2 + 4 \cdot \tau^2} \right\}$$

$$\sigma_{xc} = -\sigma_{x1} + \sigma_{x2} + \sigma_{x3} + \sigma_{x4}$$

したがって、胴の組合せ一次一般膜応力の最大値は、

$$\sigma_o = \text{Max} \left\{ \text{組合せ引張応力} (\sigma_{ot}), \text{組合せ圧縮応力} (\sigma_{oc}) \right\} \text{ と}$$

する。一次応力は一次一般膜応力と同じになるので省略する。

タンク容量	部材	材料	水平震度	鉛直震度	応力	算出応力 [MPa]	許容応力 [MPa]
1,356m <sup>3</sup>	胴板	SM400A	0.36	—	一次一般膜	73	236

## 2. 4 設計上の考慮

## (2) 自然現象に対する設計上の考慮

## (e) 座屈評価 (1/3)

ロ. 圧縮膜応力（圧縮応力と曲げによる圧縮側応力の組合せ）は次式を満足すること。

（座屈の評価）

$$\frac{\eta \cdot (\sigma_{x2} + \sigma_{x3})}{f_c} + \frac{\eta \cdot \sigma_{x4}}{f_b} \leq 1$$

ここで、 $f_c$ は次による。

$$\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \leq \frac{1200 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_c = F$$

$$\frac{1200 \cdot g}{F} < \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} < \frac{8000 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_c = F \cdot \left[ 1 - \frac{1}{6800 \cdot g} \cdot \left\{ F - \phi_1 \left( \frac{8000 \cdot g}{F} \right) \right\} \cdot \left( \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} - \frac{1200 \cdot g}{F} \right) \right]$$

$$\frac{8000 \cdot g}{F} \leq \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \leq 800 \quad \text{のとき}$$

## 2. 4 設計上の考慮

## (2) 自然現象に対する設計上の考慮

## (e) 座屈評価 (2/3)

$$f_c = \phi_1 \left( \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \right)$$

ただし、 $\phi_1(x)$ は次の関数とする。

$$\phi_1(x) = 0.6 \cdot \frac{E}{x} \cdot \left[ 1 - 0.901 \cdot \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16} \cdot \sqrt{x}\right) \right\} \right]$$

また、 $f_b$ は次による。

$$\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \leq \frac{1200 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_b = F$$

$$\frac{1200 \cdot g}{F} < \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} < \frac{9600 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$f_b = F \cdot \left[ 1 - \frac{1}{8400 \cdot g} \cdot \left\{ F - \phi_2 \left( \frac{9600 \cdot g}{F} \right) \right\} \cdot \left( \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} - \frac{1200 \cdot g}{F} \right) \right]$$

$$\frac{9600 \cdot g}{F} \leq \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \leq 800 \quad \text{のとき}$$

2. 4 設計上の考慮  
 (2) 自然現象に対する設計上の考慮  
 (e) 座屈評価 (3/3)

$$f_b = \phi_2 \left( \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \right)$$

ただし、 $\phi_2(x)$ は次の関数とする。

$$\phi_2(x) = 0.6 \cdot \frac{E}{x} \cdot \left[ 1 - 0.731 \cdot \left\{ 1 - \exp\left(-\frac{1}{16} \cdot \sqrt{x}\right) \right\} \right]$$

$\eta$ は安全率で次による。

$$\frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \leq \frac{1200 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$\eta = 1$$

$$\frac{1200 \cdot g}{F} < \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} < \frac{8000 \cdot g}{F} \quad \text{のとき}$$

$$\eta = 1 + \frac{0.5 \cdot F}{6800 \cdot g} \cdot \left( \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} - \frac{1200 \cdot g}{F} \right)$$

$$\frac{8000 \cdot g}{F} \leq \frac{D_i + 2 \cdot t}{2 \cdot t} \quad \text{のとき}$$

$$\eta = 1.5$$

タンク容量	部材	材料	水平震度	鉛直震度	座屈評価結果
1,356m <sup>3</sup>	胴板	SM400A	0.36	—	0.37 < 1

## 2. 4 設計上の考慮

## (2) 自然現象に対する設計上の考慮

## (f) タンクの滑動について

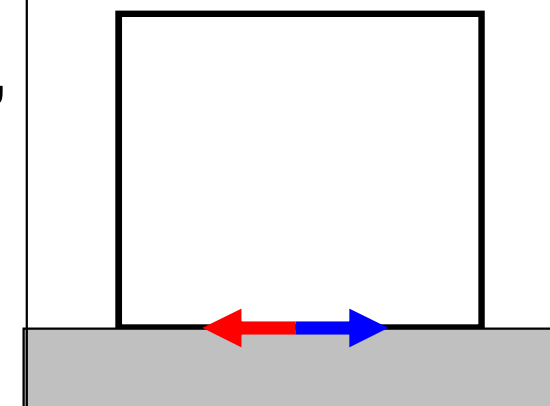
- 地震力がタンク（鋼材）と地面（コンクリート）との摩擦力を超えた場合は、タンクは滑動する。これまでのタンク群においても、設計上や運用上では下記の通り考慮している。

＜設計＞ 可撓性のある連結管でタンク間を連結する。

＜運用＞ 貯留用タンクは満水後に連結弁を「閉」とする。

- タンク滑動事象を踏まえたリスク低減対策としての機動的対応

- 2021年2月13日の地震時のタンク滑動事象を踏まえて、貯留途中のタンク群では下記4つの機動的対応を行っている。
- G4北・G5エリアタンクでも同様の対応を行う。
  - ・ 地震発生時（震度5弱以上）連結管を「開」として運用しているタンクについて、優先的にパトロールを行い、漏えいが確認された場合、速やかに連結弁を「閉」とする。
  - ・ 作業により連結弁を「開」とする場合は、地震による連結管破断時の影響を踏まえ出来るだけ短い作業時間となる様に検討を行う。
  - ・ 地震により耐震「Cクラス」のタンク等が損傷し、多核種処理水が敷地外へ著しく漏えいする事を防止するため、基礎外周堰を設置する。当該堰については、タンクの上位クラスである耐震「Bクラス」として設計する。
  - ・ 多核種処理水が漏えいし、堰内に溜まった場合には、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・建屋に排水する。



← 地震力  
← 摩擦力

2. 4 設計上の考慮  
(2) 自然現象に対する設計上の考慮  
(g) タンク基礎設計 (1 / 4) a. 設計震度

- 基礎設計にて考慮する設計震度は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601」に基づく Bクラス：静的地震力1.5Ci (水平方向) とする。
- 静的地震力の1.5倍の設計震度において、構造物に発生する最も大きな断面力が許容値内であることを確認した。

「原子力発電所耐震設計技術規程JEAC4601-2008」抜粋

◆ Bクラス：技術規程に基づく静的地震力  
水平方向  $k_h = 0.30$  (1.5Ci)

3.1.4.3 地震力の算定

発電用原子炉施設の建物・構築物の耐震設計に用いる地震力は、次に示す(1)～(3)の方法により算定しなければならない。

(1) 基準地震動 $S_s$ による地震力

基準地震動 $S_s$ による地震力は、基準地震動 $S_s$ を用いて、水平方向及び鉛直方向について建物・構築物の地震応答解析を実施した結果より算定する。この場合において、水平方向と鉛直方向の地震力は同時性を考慮して、適切に組み合わせる。

(2) 弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力

弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力は、弾性設計用地震動 $S_d$ を用いて、水平方向及び鉛直方向について建物・構築物の地震応答解析を実施した結果より算定する。この場合において、水平方向と鉛直方向の地震力は同時性を考慮して、適切に組み合わせる。

(3) 静的地震力

静的地震力の算定は以下によらなければならない。

a. 水平方向

水平地震力は建物・構築物の重要度分類に応じて地震層せん断力係数に当該層以上の部分の重量を乗じて算定する。

Sクラス	3.0Ci
Bクラス	1.5Ci
Cクラス	1.0Ci

ここに、地震層せん断力係数の $C_i$ は、標準せん断力係数を0.2とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

b. 鉛直方向

Sクラスの建物・構築物の鉛直地震力は、震度0.3を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定する。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

c. 水平地震力と鉛直地震力の組合せ

Sクラスの建物・構築物については、水平地震力と鉛直地震力を同時に不利な方向に組み合わせる。



## 2. 4 設計上の考慮

### (2) 自然現象に対する設計上の考慮

#### (g) タンク基礎設計 (2 / 4) b. 地盤支持力確認 (評価方法)

##### ■ 評価方法

地盤支持力の評価は、タンクの鉛直荷重と極限支持力を比較して実施する。

地盤支持力の算定式は「社団法人日本道路協会 (2002) : 道路橋示方書・同解説Ⅳ下部構造編」に基づき次式を用いる。

「①タンクの鉛直荷重 < ②タンク基礎底面地盤の極限支持力」であることを確認する。

①タンクの鉛直荷重 :  $W = m \times g$

②タンク基礎底面地盤の極限支持力 :  $Q_u = A_e \left( \alpha k c N_c S_c + k q N_q S_q + \frac{1}{2} \gamma_1 \beta B_e N_r S_r \right)$

- $m$  : 機器質量
- $g$  : 重力加速度
- $A_e$  : 有効載荷面積
- $\alpha, \beta$  : 基礎の形状係数
- $k$  : 根入れ効果に対する割増し係数
- $c$  : 地盤の粘着力
- $N_c, N_q, N_r$  : 荷重の傾斜を考慮した支持力係数
- $S_c, S_q, S_r$  : 支持力係数の寸法効果に関する補正係数
- $q$  : 上載荷重 ( $q = \gamma_2 D_f$ )
- $\gamma_1, \gamma_2$  : 支持地盤及び根入れ地盤の単位重量
- $D_f$  : 基礎の有効根入れ深さ
- $B_e$  : 荷重の偏心を考慮した基礎の有効載荷幅 ( $B_e = B - 2e_B$ )
- $B$  : 基礎幅
- $e_B$  : 荷重の偏心量

##### ■ 管理

地盤改良後、簡易支持力測定器 (キヤスポル) ※により地盤の強度 (粘着力) を測定し、上記式により必要な極限支持力を有していることを確認する。

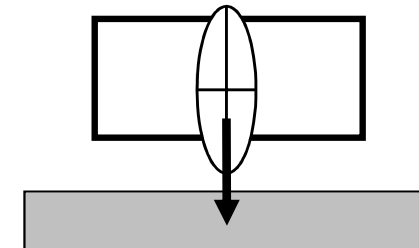
※ランマー (重鎮) を一定の高さから地盤に自由落下させたときに生ずる衝撃加速度の最大値と地盤強度特性値と相関させる衝撃加速度法を基本原理とした簡易な測定器。



2. 4 設計上の考慮  
 (2) 自然現象に対する設計上の考慮  
 (g) タンク基礎設計 (3 / 4) c. 地盤支持力及びコンクリートの設計

■地盤改良後の支持力について

エリア		G 4北	G 5
タンク容量 (m <sup>3</sup> )		1,356	
改良方式		セメント添加	
改良深さ (m)		2.0m (設計値)	3.1m (設計値)
鉛直荷重	タンク本体+タンク容量 (kN)	14,112.40	
	コンクリート基礎 (kN) ※1	1,556.07 (設計値)	1,919.68 (設計値)
	面積 (m <sup>2</sup> ) ※1	119.91 (設計値)	120.9 (設計値)
	合計 (kN/m <sup>2</sup> )	130.67 (設計値)	132.61 (設計値)
地盤支持力	材令 (日)	28 (設計値)	
	支持力 (kN/m <sup>2</sup> ) ※2	130.67以上 (設計値)	132.61以上 (設計値)

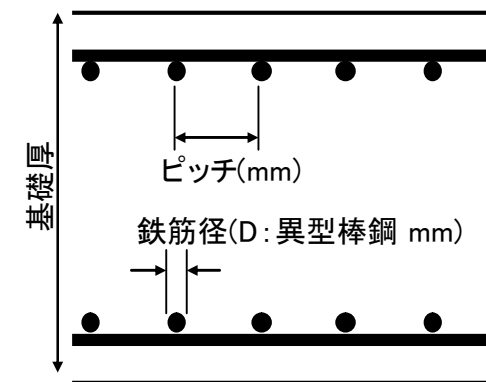


※1：基礎形状の違いによる。

※2：地盤支持力は、地盤改良後に実施するキャスボル測定結果の平均値にて、設計値以上が確保されていることを確認する。

■基礎コンクリートの設計

エリア		G4北	G5	
基礎コンクリート	基礎厚 (m)	0.3	0.4	
	配筋	上筋 (径・ピッチ)	D19@200	D25@250
		下筋 (径・ピッチ)	D19@200	D25@250
タンク	容量 (m <sup>3</sup> )	1,356		
	内径 (m)	12.50		
	高さ (m)	12.412		



タンク基礎概略構造図

2. 4 設計上の考慮  
 (2) 自然現象に対する設計上の考慮  
 (g) タンク基礎設計 (4 / 4) d.地盤支持力確認 (測定方法)

- タンク基礎の支持地盤は、地盤改良により設計上必要な支持力以上を確保する。
- 地盤改良後の支持力は、簡易支持力測定器(キヤスポル)の測定より評価する。
- なお、平板載荷試験による測定値(地盤反力係数)と、簡易支持力測定器による測定値(衝撃加速度)との比較から、両者には以下のように高い相関関係があることが確認されている。

2. 4 衝撃加速度 (Ia) と地盤反力係数 (K30) との関係

道路路床工事現場において衝撃加速度測定と平板載荷試験を行い、衝撃加速度と K30 値との関係を求めた。

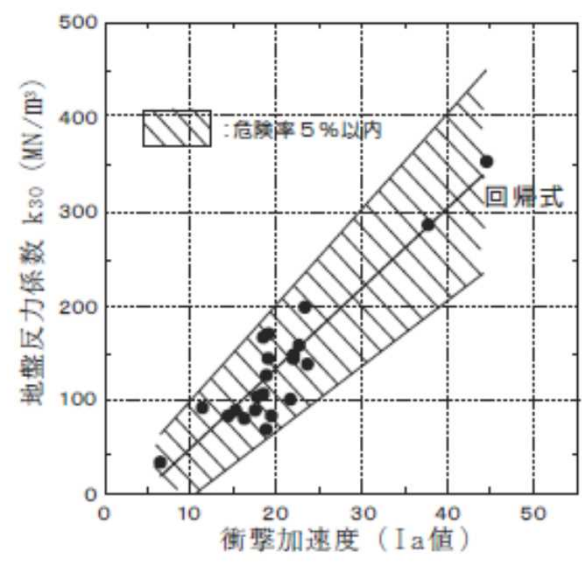
図一七に、衝撃加速度と K30 との関係図を示す。図中の回帰式の相関係数は r = 0.92 であり、双方の測定値の間に高い相関関係が見られる。

次に、その回帰式 ((4) 式) を示す。

$$K_{30} = -37.58 + 8.554 I_a \quad \dots (4)$$

ここに、K30：地盤反力係数 (MN/m<sup>3</sup>)、Ia：インパクト値

※出典：簡易支持力測定器 (キヤスポル) 利用手引き  
 [H17.6 国土交通省 近畿地方整備局 近畿技術事務所]



図一七 衝撃加速度と地盤反力係数との関係図

## 2. 4 設計上の考慮

### (2) 自然現象に対する設計上の考慮

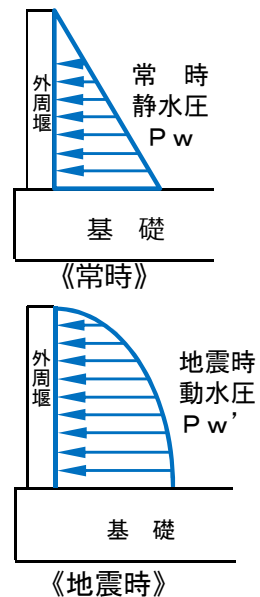
#### (h) タンク基礎外周堰の設計 (1/2) a. 設計震度と応力度評価

- 常時・地震時において、構造物に発生する最も大きな断面力が許容値内であることを確認した。
- 設計震度は、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601」に基づく Bクラス：静的地震力1.5Ci (水平方向) とする。

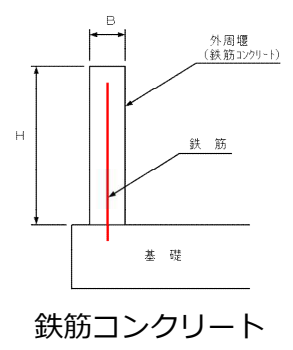
### ■ 堰の構造寸法

エリア	構造	外周堰寸法		使用材料			
		高さ H (m)	幅 B (m)	コンクリート	鉄筋		
				設計基準強度 $\sigma_{ck}$ (N/mm <sup>2</sup> )	材質	呼び径	配置間隔 (mm)
G4北	鉄筋コンクリート	1.40	0.15	27	SD345	D13	150
		1.70	0.25	27	SD345	D13	150
G5	鉄筋コンクリート	1.30	0.15	27	SD345	D13	150

■ 検討断面モデル



■ 構造概略断面図



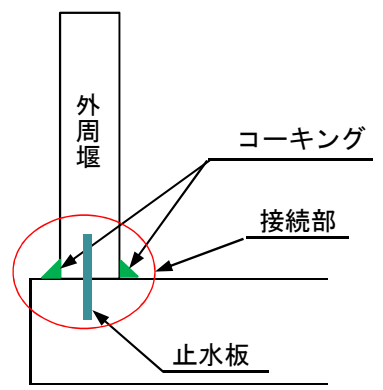
### ■ 堰の応力度評価結果

エリア	構造	設計条件	コンクリート圧縮応力度			鉄筋引張応力度			せん断応力度		
			作用応力 $\sigma_c$ (N/mm <sup>2</sup> )	許容応力 $\sigma_{ca}$ (N/mm <sup>2</sup> )	評価 $\sigma_c < \sigma_{ca}$	作用応力 $\sigma_s$ (N/mm <sup>2</sup> )	許容応力 $\sigma_{sa}$ (N/mm <sup>2</sup> )	評価 $\sigma_s < \sigma_{sa}$	作用応力 $\tau$ (N/mm <sup>2</sup> )	許容応力 $\tau_a$ (N/mm <sup>2</sup> )	評価 $\tau < \tau_a$
G4北	鉄筋コンクリート	常時	3.4	9.0	OK	79	200	OK	0.11	0.76	OK
		地震時	5.6	13.5	OK	131	300	OK	0.16	1.14	OK
		常時	5.6	9.0	OK	125	200	OK	0.14	0.76	OK
		地震時	9.8	13.5	OK	219	300	OK	0.22	1.14	OK
G5	鉄筋コンクリート	常時	2.9	9.0	OK	68	200	OK	0.10	0.76	OK
		地震時	4.9	13.5	OK	114	300	OK	0.15	1.14	OK

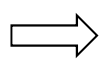
2. 4 設計上の考慮  
 (2) 自然現象に対する設計上の考慮  
 (h) タンク基礎外周堰の設計 (2/2) b. 止水処理

- タンク基礎と外周堰の接続部および、施工目地には、コーキング等による止水処理を行う。
- コーキング等による止水処理を行った後、堰全面に防水塗装を行う。
- 1回/年、外観目視点検を実施し、防水塗装の健全性を確認している。

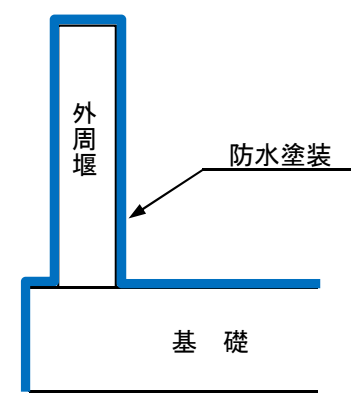
止水処理



(現地構築堰)



防水塗装



## 2. 4 設計上の考慮

### (2) 自然現象に対する設計上の考慮

#### (i) スロッシング評価

$$T_s = 2\pi \sqrt{\frac{D}{3.68g} \coth\left(\frac{3.68H}{D}\right)}$$

$$\eta = 0.837 \left(\frac{D}{2g}\right) \left(\frac{2\pi}{T_s}\right) S_v$$

D : タンク内径 [m]

H : タンク液位 [m]

g : 重力加速度 [m/s<sup>2</sup>]

T<sub>s</sub> : スロッシング固有周期 [s]

S<sub>v</sub> : 速度応答値 [m/s]

η : スロッシング波高 [m]

タンク容量	スロッシング波高 [mm]	スロッシング時液位 [mm]	タンク高さ [mm]
1,356m <sup>3</sup>	817	11,867	12,112

## 2. 4 設計上の考慮

### (3) 環境条件に対する設計上の考慮

#### (a) 凍結・紫外線防止

- 屋外に敷設されているポリエチレン管等は，凍結による破損が懸念されるため，保温材等を取り付けて凍結防止を図る。（実施計画：Ⅱ－2－5－添12－2）
- 屋外に敷設されているポリエチレン管等は，凍結による破損が懸念される。そのため，屋外敷設のポリエチレン管等に保温材を取り付ける。（実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－6，Ⅱ－2－16－2－添7－4）
- 屋外に敷設されているポリエチレン管等は，紫外線による劣化を防止するため，紫外線防止効果のあるカーボンブラックを添加した保温材を取り付ける，もしくは，カーボンブラックを添加していない保温材を使用する場合は，カーボンブラックを添加した被覆材または紫外線による劣化のし難い材料である鋼板を取り付ける。（実施計画：Ⅱ－2－5－添12－2，Ⅱ－2－16－1－添4－6，7，Ⅱ－2－16－2－添7－4）

## 2. 4 設計上の考慮

### (4) 信頼性に対する設計上の考慮

#### (a) 構造強度評価について (1/3) a. 板厚評価

##### ◎円筒型タンクの胴の板厚評価結果

- t : 管台の計算上必要な厚さ
- Di : 管台の内径
- H : 水頭
- ρ : 液体の比重
- S : 最高使用温度における材料の許容引張応力
- η : 長手継手の効率

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

タンク容量	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
1,356m <sup>3</sup>	タンク板厚	11.5	12.0

##### ◎円筒型タンクの底板の板厚評価結果

タンク容量	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
1,356m <sup>3</sup>	タンク板厚 (底板)	3.0	12.0

※1：地面，基礎等に直接接触するものについては3mm（設計・建設規格）。

##### ◎円筒型タンクの管台の板厚評価結果

- t : 管台の計算上必要な厚さ
- Di : 管台の内径
- H : 水頭
- ρ : 液体の比重
- S : 最高使用温度における材料の許容引張応力
- η : 長手継手の効率

$$t = \frac{DiH\rho}{0.204S\eta}$$

タンク容量	管台口径	評価部位	必要肉厚[mm]	実厚[mm]
1,356m <sup>3</sup>	100A	管台板厚	3.5※	6.0
	200A		3.5※	8.2
	600A		3.5※	12.0

※管台の外径：82mm以上のものについては3.5mm

2. 4 設計上の考慮

(4) 信頼性に対する設計上の考慮

(a) 構造強度評価について (2/3) a. 穴の補強評価について

◎円筒型タンクの穴の補強評価結果

$$A_0 = A_1 + A_2 + A_3 + A_4$$

$$A_1 = (\eta t_s - Ft_r)(X - d) - 2(1 - \frac{S_n}{S_s})(\eta t_s - Ft_r)t_s$$

$$X = X_1 + X_2$$

$$X_1 = X_2 = 2(\text{Max}(d, \frac{d}{2} + t_s + t_{sr}))$$

$$A_2 = 2((t_{a1} - t_{sr})Y_1 + t_{a2}Y_2)S_n / S_s$$

$$t_{sr} = \frac{PDi}{2S_n - 1.2P}$$

$$Y_1 = \text{Min}(2.5t_s, 2.5t_{a1} + Te)$$

$$Y_2 = \text{Min}(2.5t_s, 2.5t_{a2}, h)$$

$$A_3 = L_1L_1 + L_2L_2 + L_3L_3$$

$$A_4 = (W - Wi) \times Te$$

$$W = \text{Min}(X, De)$$

$$Ar = dt_s F + 2(1 - \frac{S_n}{S_s})t_s Ft_r$$

- A<sub>0</sub> : 補強に有効な総面積
- A<sub>1</sub> : 胴、鏡板又は平板部分の補強に有効な面積
- A<sub>2</sub> : 管台部分の補強に有効な面積
- A<sub>3</sub> : すみ肉溶接部の補強に有効な面積
- A<sub>4</sub> : 強め材の補強に有効な面積
- η : PVC-3161.2 に規定する効率
- t<sub>s</sub> : 胴の最小厚さ
- t<sub>sr</sub> : 継ぎ目のない胴の計算上必要な厚さ (PVC-3122(1)において、η=1としたもの)
- t<sub>a</sub> : 管台最小厚さ
- t<sub>a1</sub> : 胴板より外側の管台最小厚さ
- t<sub>a2</sub> : 胴板より内側の管台最小厚さ
- t<sub>sr</sub> : 管台の計算上必要な厚さ
- P : 最高使用圧力(水頭)=9.80665 × 10<sup>5</sup> H<sub>2</sub>O
- S<sub>s</sub> : 胴板材料の最高使用温度における許容引張応力
- S<sub>n</sub> : 管台材料の最高使用温度における許容引張応力
- Di : 管台の内径
- X : 胴面に沿った補強に有効な範囲
- X<sub>1</sub> : 補強に有効な範囲
- X<sub>2</sub> : 補強に有効な範囲
- Y<sub>1</sub> : 胴面に垂直な補強の有効な範囲 (胴より外側)
- Y<sub>2</sub> : 胴面に垂直な補強の有効な範囲 (胴より内側)
- h : 管台突出し高さ(胴より内側)
- L<sub>1</sub> : 溶接の脚長
- L<sub>2</sub> : 溶接の脚長
- L<sub>3</sub> : 溶接の脚長
- A<sub>r</sub> : 補強が必要な面積
- d : 胴の断面に現れる穴の径
- F : 係数 (図 PVC-3161.2-1 から求めた値)
- Te : 強め材厚さ
- W : 強め材の有効範囲
- Wi : 開先を含めた管台直径
- De : 強め材外径

タンク容量	管台口径	評価部位	補強が必要な面積 Ar[mm <sup>2</sup> ]	補強に有効な総面積 A0[mm <sup>2</sup> ]
1,356m <sup>3</sup>	100A	管台	871	2502
	200A		1631	4437
	600A		4545	11441

別冊 5 に合わせ訂正





## 2. 4 設計上の考慮

### (4) 信頼性に対する設計上の考慮

#### (a) 構造強度評価について (3/3) a. 強め材の取付け強さ

$$F_1 = \frac{\pi}{2} d_o L_1 S \eta_1$$

$$F_2 = \frac{\pi}{2} d t_n S_n \eta_3$$

$$F_3 = \frac{\pi}{2} d'_o t_s S \eta_2$$

$$F_4 = \frac{\pi}{2} d_o L_2 S \eta_1$$

$$F_5 = \frac{\pi}{2} W_o L_3 S \eta_1$$

$$F_6 = \frac{\pi}{2} d_o t_s S \eta_2$$

- F<sub>1</sub> : 断面 (管台外側のすみ肉溶接部) におけるせん断強さ
- F<sub>2</sub> : 断面 (管台内側の管台壁) におけるせん断強さ
- F<sub>3</sub> : 断面 (突合せ溶接部) におけるせん断強さ
- F<sub>4</sub> : 断面 (管台内側のすみ肉溶接部) におけるせん断強さ
- F<sub>5</sub> : 断面 (強め材のすみ肉溶接部) におけるせん断強さ
- F<sub>6</sub> : 断面 (突合せ溶接部) におけるせん断強さ
- d<sub>o</sub> : 管台外径
- d : 管台内径
- d<sub>o</sub>' : 胴の穴の径
- W<sub>o</sub> : 強め材の外径
- S : 胴板材料の最高使用温度における許容引張応力
- S<sub>n</sub> : 管台材料の最高使用温度における許容引張応力
- L<sub>1</sub> : すみ肉溶接部の脚長 (管台取付部 (胴より外側))
- L<sub>2</sub> : すみ肉溶接部の脚長 (管台取付部 (胴より内側))
- L<sub>3</sub> : 溶接部の脚長 (強め材)
- η<sub>1</sub> : 強め材の取付け強さ (表 PVC-3169-1 の値)

$$W = d'_o t_{sr} S - (t_s - F t_{sr})(X - d'_o) S$$

$$W_1 = F_1 + F_2$$

$$W_2 = F_1 + F_6 + F_4$$

$$W_3 = F_5 + F_2$$

$$W_4 = F_5 + F_3$$

$$W_5 = F_1 + F_3$$

$$W_6 = F_5 + F_6 + F_4$$

- η<sub>2</sub> : 強め材の取付け強さ (表 PVC-3169-1 の値)
- η<sub>3</sub> : 強め材の取付け強さ (表 PVC-3169-1 の値)
- W : 溶接部の負うべき荷重
- t<sub>sr</sub> : 継目のない胴の計算上必要な厚さ (PVC-3122(1)において η=1 としたもの)
- F : 管台の取付角度より求まる係数 (図 PVC-3161.2-1 から求めた値)
- X : 胴面に沿った補強に有効な範囲
- W<sub>1</sub> : 予想される破断箇所の強さ
- W<sub>2</sub> : 予想される破断箇所の強さ
- W<sub>3</sub> : 予想される破断箇所の強さ
- W<sub>4</sub> : 予想される破断箇所の強さ
- W<sub>5</sub> : 予想される破断箇所の強さ
- W<sub>6</sub> : 予想される破断箇所の強さ

タンク容量	管台口径	溶接部の負うべき荷重	予想される破断箇所の強さ					
		W[N]	W <sub>1</sub> [N]	W <sub>2</sub> [N]	W <sub>3</sub> [N]	W <sub>4</sub> [N]	W <sub>5</sub> [N]	W <sub>6</sub> [N]
1,356m <sup>3</sup>	100A	33261.80	115576	272544	239590	299185	175171	396558
	200A	62433.80	250811	515759	422298	501431	329944	687246
	600A	174917.60	904189	1453570	1398685	1421229	926733	1948066

## 2. 4 設計上の考慮

### (4) 信頼性に対する設計上の考慮

#### (b) JSMEに記載のない非金属材料の扱い

- JSME 規格に記載のない非金属材料（耐圧ホース，ポリエチレン管等）については，現場の作業環境等から採用を継続する必要があるが，これらの機器等については，日本産業規格（JIS）や日本水道協会規格，製品の試験データ等を用いて設計を行う。（実施計画：Ⅱ－2－5－添12－4）
- タンク増設に合わせて敷設する耐圧ホース，ポリエチレン管は設計・建設規格（JSME）に記載のない非金属材料である為，日本産業規格（JIS），日本水道協会規格（JWWA），ISO 規格，製品の試験データ等を用いて設計を行う。（実施計画：Ⅱ－2－16－1－添4－2，Ⅱ－2－16－2－添7－1）

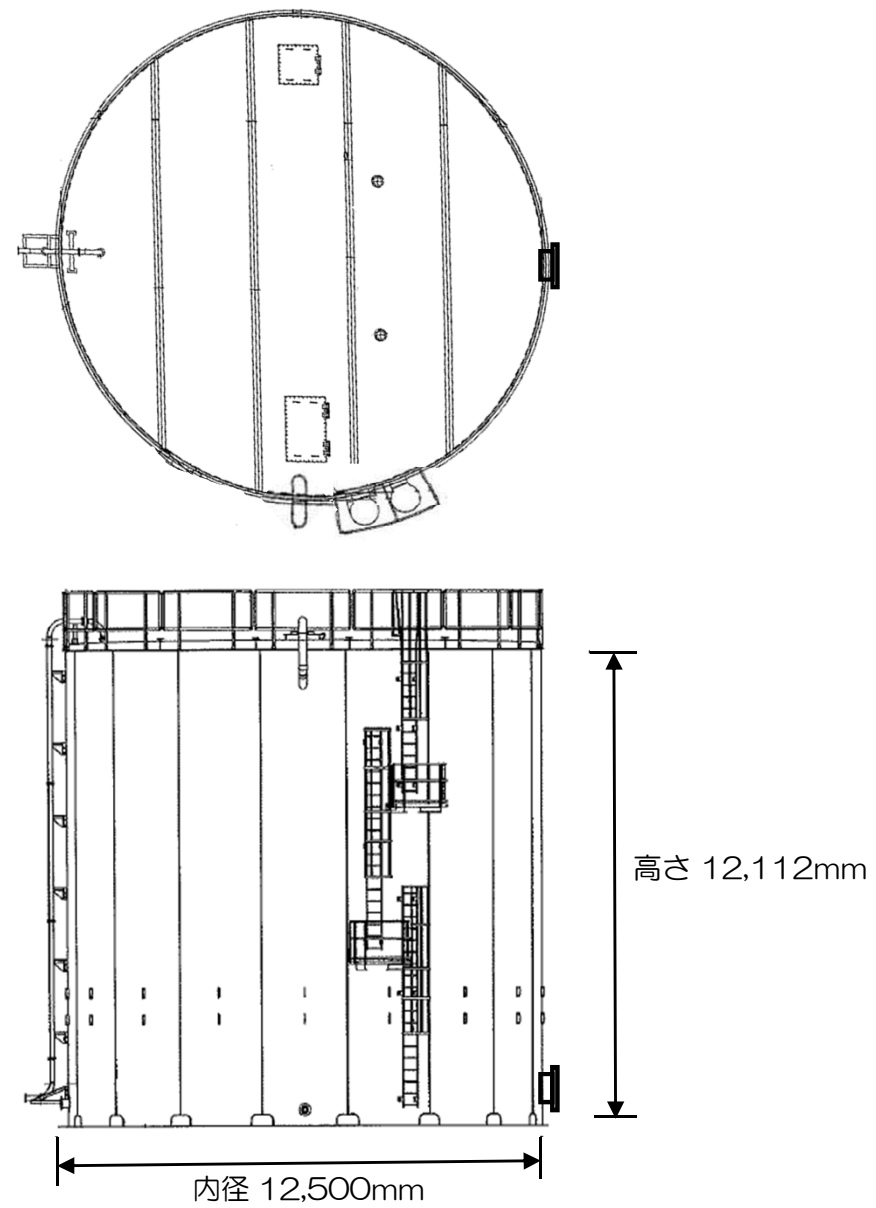
## 2. 4 設計上の考慮

### (5) 検査可能性に対する設計上の考慮

- 設備の設置にあたっては、今後の保全を考慮した設計としている。  
(次頁タンク仕様概略参照)
- 設備保全の管理については、点検長期計画を作成し、点検計画に基づき、点検を実施していく。(既設も同様に実施中)
- 今回設置する機器は、タンク、配管等であり、代表的な点検に対する考慮は以下の通りとなる。
  - ◆ タンク
    - 外観点検, 内部点検
      - 点検のために、タンクに点検口を設置しており内部の点検が実施可能な設計としている。
  - ◆ 配管
    - 外観点検, フランジ部点検
      - フランジ (シール) 部のガスケット交換等の点検が実施可能な設計としている。

2. 4 設計上の考慮  
(5) 検査可能性に対する設計上の考慮  
タンク仕様概略

■ G 4 北, G 5 エリアに、H3, H6 (Ⅱ) , G 1, G 4 南エリアと同容量 (1,356m<sup>3</sup>) のタンクを設置。



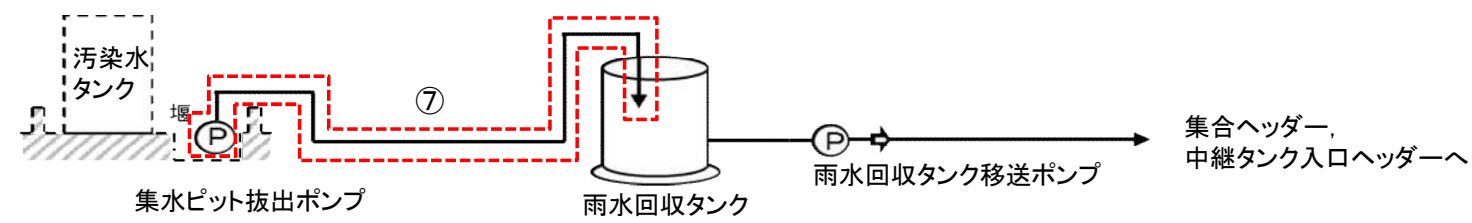
基本仕様

タンク容量		m <sup>3</sup>	1,356
主要寸法	内 径	mm	12,500
	胴板厚さ	mm	12
	底板厚さ	mm	12
	高 さ	mm	12,112
管台厚さ	100A	mm	6.0
	200A	mm	8.2
	600A	mm	12.0
材料	胴板・底板	—	SM400A
	管台	—	STPG370, SM400A STPT410

■ 設計温度 50℃

## 2. 5 雨水設備の先行運用について（雨水移送ラインの設置時期）

- 雨水設備の先行運用方法については、既認可（2.36.3『添付資料－6 雨水処理設備等の先行運用について』）と同様の対策を実施する。
- 雨水処理設備等は、雨水の溢水を回避するためにタンク設置に合わせて短期で移送ラインを設置し、運用の開始が必要であること、また、タンク設置やタンク解体、撤去との干渉を回避するために、随時移設、撤去が必要であることから、雨水の溢水等のリスクを低減するため、雨水処理設備等の設備が完成するまでの間、その一部および一時的な設備を用いた先行運用を行っている。（本格運用と先行運用の相違は、P69参照）
- 今回の新設範囲について先行運用を実施する範囲、および本設設備の設置時期は以下のとおり。



   : 先行運用を実施する範囲

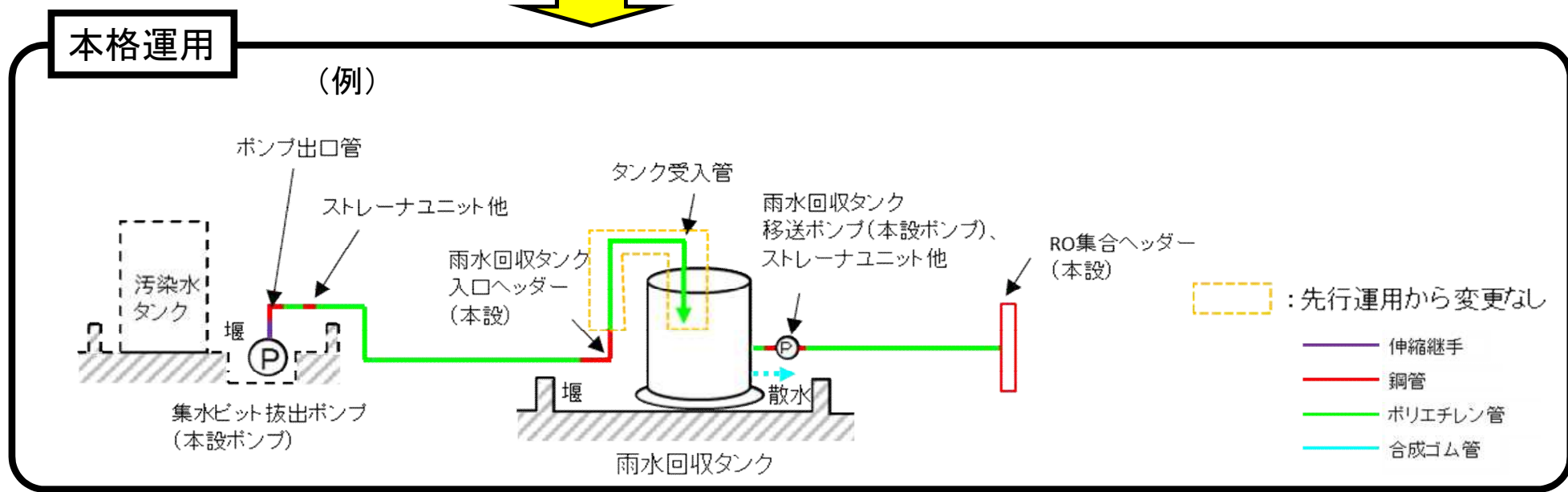
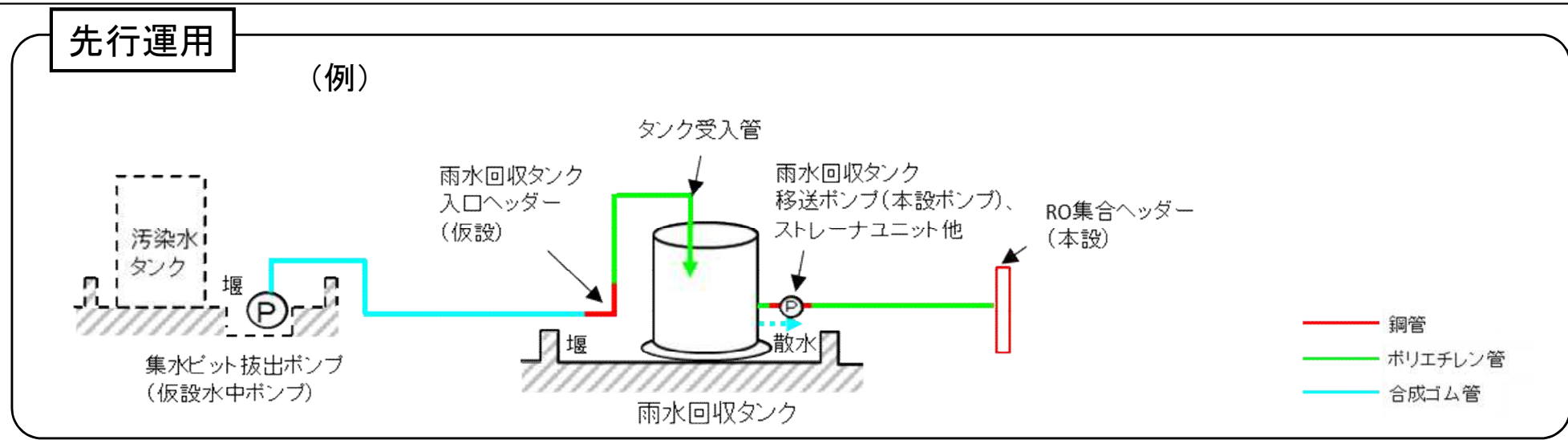
⑦集水ピット拔出ポンプから雨水回収タンクまで先行運用する範囲

設置完了用途	汚染水タンク堰	移送先の雨水回収タンク
タンク設置完了後1年以内用途に設備設置予定	G 4 北	B 雨水回収タンク
	G 5	B 雨水回収タンク

添付資料－6 雨水処理設備等の先行運用について  
 表 2 設備の設置完了用途  
 図 2 雨水移送ラインの設置範囲に反映

## 2. 5 雨水設備の先行運用について（本格運用と先行運用の相違）

■ 雨水設備の先行運用方法については，既認可（2.36.3『添付資料－6 雨水処理設備等の先行運用について』）と同様の対策を実施する。



## 2. 6 参考資料

### (1) タンク本体を除くその他主要構成機器の仕様概略



#### ■ 配管類

	呼び径	材質	最高使用圧力	最高使用温度
連結配管	200A相当	EPDM合成ゴム	1.0MPa	40℃
入口配管	100A相当	鋼管	1.0MPa	50℃
多核種除去設備移送配管	100A相当	ポリエチレン	0.98MPa	40℃
増設多核種除去設備移送配管	100A相当	ポリエチレン	0.98MPa	40℃

- 多核種処理設備（共通）は、最高使用温度を40℃としている。その為、多核種移送設備（共通）についても最高使用温度を40℃とし、材料等の選定を行っている。
- 入口配管の最高使用温度については、WSP（日本水道鋼管協会）のフランジ付ライニング鋼管等を参考に50℃に設定。

#### ■ 弁類

	呼び径	材質	操作	種類	最高使用圧力	最高使用温度
連結弁	200A相当	FCD450-10	手動	仕切弁	1.0MPa	40℃
入口弁	100A相当	FCD450-10	手動	仕切弁	1.0MPa	40℃
増設多核種除去設備移送配管分岐弁	100A相当	FCD450-10	手動	仕切弁	1.0MPa	40℃

#### ■ 水位計

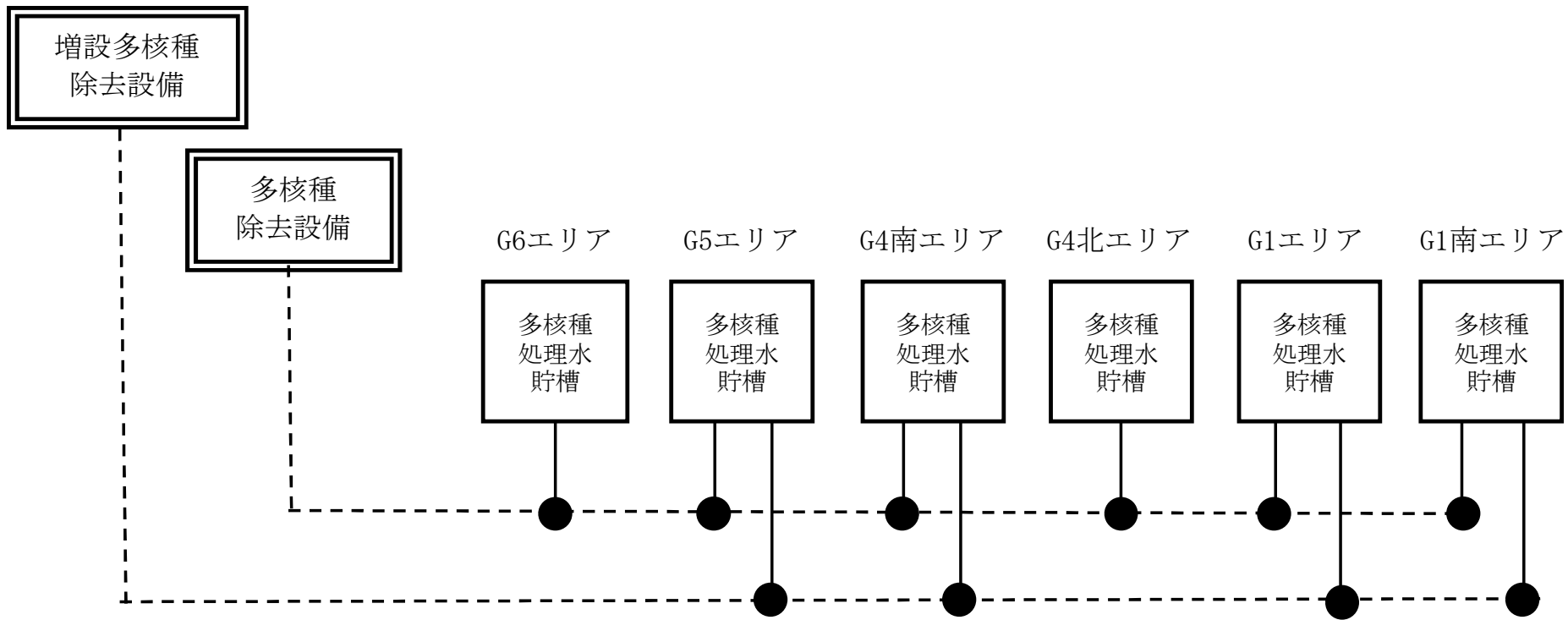
検出方式	当社管理精度
マイクロ波タイプ	±1%

#### ■ 基礎

構造	浸透防止対策
鉄筋コンクリート造り	防水塗装

## 2. 6 参考資料

### (2) 多核種除去設備／増設多核種除去設備移送配管系統図



移送配管系統図 (G 4 北, G 5)



2. 6 参考資料  
 (3) 検査の確認事項 (1/9)  
 (a) タンク本体 (1/2)

■ II-2-5-添付12 別紙3 表-1-1 確認事項 (中低濃度タンク (円筒型) ) に基づき実施する。

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	具体的な確認方法
構造強度 ・耐震性	材料確認	使用材料を材料証明書により確認する。連結管・連結弁については、納品記録、製品仕様にて確認する。	実施計画に記載の材料が使用されていること。連結管及び連結弁は製品仕様（最高使用圧力）がタンクの水頭圧以上であること。	製品検査成績書にて確認。
	寸法確認	主要寸法（板厚，内径，高さ）を確認する。	実施計画の記載とおりであること。	製品検査成績書にて確認。
	外観確認	タンク本体（塗装状態含む），連結管・連結弁の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	立会にて現場確認。
	据付確認	組立状態（フランジタンク本体はシーリング施工状況含む）及び据付状態を確認する。	組立状態及び据付状態に異常がないこと。	立会にて現場確認。
		タンク基礎の不陸について確認する。	異常な不陸がないこと。	品質記録又は立会にて現場確認。
	耐圧漏えい確認	設計・建設規格に基づき耐圧・漏えい試験を行う。	各部からの有意な漏えいおよび水位の低下がないこと。	品質記録又は立会にて現場確認。
	地盤支持力確認	支持力試験にてタンク基礎の地盤支持力を確認する。	必要な支持力を有していること。	品質記録にて確認。

2. 6 参考資料  
 (3) 検査の確認事項 (2/9)  
 (a) タンク本体 (2/2)

■ II-2-5-添付12 別紙3 表-1-1 確認事項 (中低濃度タンク (円筒型) ) に基づき実施する。

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	具体的な確認方法
機能・性能	監視確認	水位計について、免震重要棟集中監視室及びシールド中央制御室にタンク水位が表示できることを確認する。	免震重要棟集中監視室及びシールド中央制御室にタンク水位が表示できること。	品質記録又は立会にて現場確認。
	寸法確認	基礎外周堰の堰内容量を確認する。	必要容量に相当する高さ、もしくは堰内容量があること。	品質記録又は立会にて現場確認。
	外観確認	基礎外周堰の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	立会にて現場確認。
	貯留機能	漏えいなく貯留できることを確認する。	タンク及び附属設備 (連結管, 連結弁, マンホール, ドレン弁) に漏えいがないこと。	品質記録及び立会にて現場確認。

2. 6 参考資料  
 (3) 検査の確認事項 (3/9)  
 (b) タンク付き配管

■ II-2-5-添付12 別紙3 表-1-2 確認事項 (入口配管 (鋼管) ) に基づき実施する。

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	具体的な確認方法
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について、材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	製品検査成績書にて確認。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法について、材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	製品検査成績書にて確認。
	外観確認	各部の外観について、立会いまたは記録により確認する。	有意な欠陥がないこと。	立会いまたは、品質記録にて現場確認。
	据付確認	機器が図面のとおり据付ていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり施工・据付ていること。	立会いまたは、品質記録にて現場確認。
	耐圧・漏えい 確認 注1		①：最高使用圧力の1.5 倍で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録により確認する。	最高使用圧力の1.5 倍に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。また、耐圧部から漏えいがないこと。
②：運転圧力で耐圧部からの漏えいのないことを立会いまたは記録により確認する。 ※1			耐圧部から漏えいがないこと。	
機能 ・性能	通水確認	通水ができることを立会いまたは、記録により確認する。	通水ができること。	品質記録または立会にて現場確認。

※1：運転圧力による耐圧部の漏えい検査が実施できない配管フランジ部については、トルク確認等の代替検査を実施する。

注1：耐圧漏えい確認は、①②のいずれかとする。

・移送配管の通水検査は、移送性能を確認する検査として必要であり、これまでも実施してきているが、実施計画に記載が無かったため追記するものである。

2. 6 参考資料  
 (3) 検査の確認事項 (4/9)  
 (c) 多核種除去設備移送配管

■ II-2-16-1 添付9 表-8 確認事項 (ポリエチレン管) に基づき実施する。

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	具体的な確認方法
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した材料について、製品検査成績書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	製品検査成績書にて確認。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法 (外径相当) について、製品検査成績書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	製品検査成績書にて確認。
	外観確認	各部の外観について、立会いまたは記録により確認する。	有意な欠陥がないこと。	立会または、品質記録にて現場確認。
	据付確認	機器が図面のとおりに据付ていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおりに施工・据付ていること。	立会または、品質記録にて現場確認。
	耐圧・漏えい確認 注1	①最高使用圧力以上で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録により確認する。 ②気圧により、耐圧部からの漏えいのないことを立会いまたは記録で確認する。 ③運転圧力で耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録で確認する。	最高使用圧力に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。また、耐圧部から漏えいがないこと。  耐圧部から漏えいがないこと。	品質記録または立会にて現場確認。
機能 ・性能	通水確認	通水ができることを立会いまたは記録により確認する。	通水ができること。	品質記録または立会にて現場確認。

## 2. 6 参考資料

## (3) 検査の確認事項 (5/9)

## (d) 増設多核種除去設備移送配管

## ■ II-2-16-2 添付9 表-7 確認事項（主配管（ポリエチレン管））に基づき実施する。

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	具体的な確認方法
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した材料について、製品検査成績書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	製品検査成績書にて確認。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法（外径相当）について、製品検査成績書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	製品検査成績書にて確認。
	外観確認	各部の外観について、立会いまたは記録により確認する。	有意な欠陥がないこと。	立会いまたは、品質記録にて現場確認。
	据付確認	機器が図面のとおり据付ていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり施工・据付ていること。	立会いまたは、品質記録にて現場確認。
	耐圧・漏えい 確認 注1	①最高使用圧力以上で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録により確認する。 ②気圧により、耐圧部からの漏えいのないことを立会いまたは記録で確認する。 ③運転圧力で耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録で確認する。	最高使用圧力に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。また、耐圧部から漏えいがないこと。  耐圧部から漏えいがないこと。	品質記録または立会にて現場確認。
機能 ・性能	通水確認	通水ができることを立会いまたは記録により確認する。	通水ができること。	品質記録または立会にて現場確認。

2. 6 参考資料  
 (3) 検査の確認事項 (6/9)  
 (e) 雨水処理設備等

■ II-2-36 添付5 表-4 確認事項 (集水ピット抜出ポンプ) に基づき実施する。

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	具体的な確認方法
構造強度 ・耐震性	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。	目視にて有意な欠陥がないことを確認する。
	据付確認	機器の据付状態について確認する。	施工図等の通り施工・据付されていること。	目視にて施工図等の通り施工・据付されていることを確認する。
	耐圧・漏えい確認	運転圧力で耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	耐圧部から漏えいがないこと。	運転性能確認を実施する際に、目視にて漏えいがないことを確認する。
性能	運転性能確認	通常運転時に性能確認を行う。	異音, 異臭, 異常振動等がないこと。	運転時に異音, 異臭, 異常振動等がないことを確認する。

注1：タンク内部に設置されているものは、耐圧・漏えい及び運転性能確認は可能な範囲で実施する。  
 注2：集水ピット内部に設置されており、耐圧・漏えい及び運転性能確認は可能な範囲で実施する。  
 注3：雨水処理設備等に関わる主要な確認事項を確認するため、本施設の処理対象となる堰内雨水を用いた通水試験を実施した上で、使用前検査を受検する。

2. 6 参考資料  
 (3) 検査の確認事項 (7/9)  
 (e) 雨水処理設備等

■ II-2-36 添付5 表-5 確認事項(鋼管)に基づき実施する。

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	具体的な確認方法
構造強度・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について、材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	実施計画に記載の通りの材料であることを図面および材料証明書にて確認する。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法について、材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	実施計画に記載の通りの寸法であることを図面および材料証明書にて確認する。
	外観確認	各部の外観について、立会いまたは記録により確認する。	有意な欠陥がないこと。	目視にて有意な欠陥がないことを確認する。
	据付確認	機器が図面のとおり据付ていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり施工・据付ていること。	組立状態および据付状態に異常がないことを目視にて確認する。耐圧・漏えい検査で漏えいが確認できないフランジ部については適切に締付けられていることを確認する。
	耐圧・漏えい確認	最高使用圧力の1.5倍で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録により確認する。	最高使用圧力の1.5倍に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。また、耐圧部から漏えいがないこと。	最高使用圧力の1.5倍の圧力にて10分以上保持し、変形の有無、耐圧部からの漏えいがないことを確認する。
機能・性能	通水確認	通水ができることを立会いまたは記録により確認する。	通水ができること。	通水ができることを目視、流入先への流入音、水源、流入先の水位変化等で確認する。

注1：雨水処理設備等に関わる主要な確認事項を確認するため、本施設の処理対象となる堰内雨水を用いた通水試験を実施した上で、使用前検査を受検する。

2. 6 参考資料  
 (3) 検査の確認事項 (8/9)  
 (e) 雨水処理設備等

■ II-2-36 添付5 表-6 確認事項 (ポリエチレン管) に基づき実施する。

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	具体的な確認方法
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した材料について、製品検査成績書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	実施計画に記載の通りの材料であることを図面および製品検査成績書にて確認する。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法（外径相当）について、製品検査成績書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	実施計画に記載の通りの寸法であることを図面および製品検査成績書にて確認する。
	外観確認	各部の外観について、立会いまたは記録により確認する。	有意な欠陥がないこと。	目視にて有意な欠陥がないことを確認する。
	据付確認	機器が図面のとおり据付ていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり施工・据付ていること。	組立状態および据付状態に異常がないことを目視にて確認する。耐圧・漏えい検査で漏えいが確認できないフランジ部については適切に締付けられていることを確認する。
機能・性能	耐圧・漏えい確認	製品の最高使用圧力以上で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがいないことを立会いまたは記録により確認する。	製品の最高使用圧力に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。また、耐圧部から漏えいがいないこと。	製品の最高使用圧力1.0 Mpa以上で60分以上保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがいないことを確認する。
	通水確認	通水ができることを立会いまたは記録により確認する。	通水ができること。	通水ができることを目視、流入先への流入音、水源、流入先の水位変化等で確認する。

注1：雨水処理設備等に関わる主要な確認事項を確認するため、本施設の処理対象となる堰内雨水を用いた通水試験を実施した上で、使用前検査を受検する。



2. 6 参考資料  
 (3) 検査の確認事項 (9 / 9)  
 (e) 雨水処理設備等

■ II-2-36 添付5 表-10 確認事項 (伸縮継手) に基づき実施する。

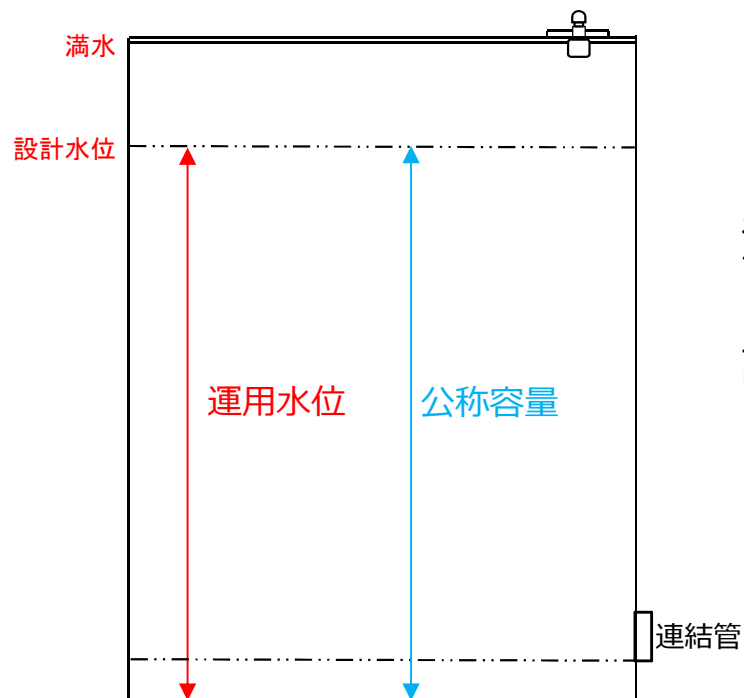
確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	具体的な確認方法
構造強度 ・耐震性	材料確認	実施計画に記載した主な材料について、材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	実施計画に記載の通りの材料であることを図面および材料証明書にて確認する。
	寸法確認	実施計画に記載した主要寸法について、材料証明書または納品書により確認する。	実施計画の記載とおりであること。	実施計画に記載の通りの寸法であることを図面および納品書（製品検査成績書）にて確認する。
	外観確認	各部の外観について、立会いまたは記録により確認する。	有意な欠陥がないこと。	目視にて有意な欠陥がないことを確認する。
	据付確認	機器が図面のとおり据付ていることを立会いまたは記録により確認する。	図面のとおり施工・据付ていること。	組立状態および据付状態に異常がないことを目視にて確認する。耐圧・漏えい検査で漏えいが確認できないフランジ部については適切に締付けられていることを確認する。
	耐圧・漏えい確認	製品の最高使用圧力の1.5倍で一定時間保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを立会いまたは記録により確認する。	製品の最高使用圧力の1.5倍に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。また、耐圧部から漏えいがないこと。	製品の最高使用圧力1.0Mpaの1.5倍以上保持後、同圧力に耐えていること、また、耐圧部からの漏えいがないことを確認する。
機能・性能	通水確認	通水ができることを立会いまたは記録により確認する。	通水ができること。	通水ができることを目視、流入先への流入音、水源、流入先の水位変化等で確認する。

注1：雨水処理設備等に関わる主要な確認事項を確認するため、本施設の処理対象となる堰内雨水を用いた通水試験を実施した上で、使用前検査を受検する。

注2：集水ピット内部に設置されており、耐圧・漏えい確認は可能な範囲で実施する。

# 2. 6 参考資料

## (4) 満水と設計水位について



満水=側板高さ

設計水位=運用水位=公称容量での水位

構造強度評価	スロッシング評価	基礎外周堰必要容量
満水	設計水位 (運用水位)	公称容量

# 多核種除去設備の確認試験（ホット試験）実施に伴う 実施計画の変更に関する補足説明資料

2021年10月18日

---

**TEPCO**

東京電力ホールディングス株式会社

# 1. 実施計画変更申請の目的

---

## <目的>

多核種除去設備（既設ALPS）について、確認試験（ホット試験）を実施し使用前検査のうち性能確認を受検するための準備が出来たことから、実施計画の記載変更を行う。

## 2. 実施計画の変更内容の概要

### 第Ⅱ章 特定原子力施設の設計, 設備

#### 2.16.1 多核種除去設備

記載箇所	変更内容
添付資料－9 多核種除去設備に係る確認事項	・表10に除去性能確認に関する記載を追加
添付資料－11 多核種除去設備の確認試験結果について	・確認試験結果に関する記載を追加

## 3. 実施計画の変更内容について

### ■ 変更内容：添付資料－11の追記

変更前	変更後
<p>2.16.1 多核種除去設備</p> <p>2.16.1.3 添付資料</p> <p>添付資料－1：全体概要図及び系統構成図</p> <p>添付資料－2：放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果</p> <p>添付資料－3：多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果</p> <p>添付資料－4：多核種除去設備等の具体的な安全確保策</p> <p>添付資料－5：高性能容器の健全性評価</p> <p>添付資料－6：除去対象核種の選定</p> <p>添付資料－7：高性能容器落下破損時の漏えい物回収作業における被ばく線量評価</p> <p>添付資料－8：放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の試験及び工事計画</p> <p>添付資料－9：多核種除去設備に係る確認事項</p> <p>添付資料－10：保管中高性能容器内水抜き装置の設置について</p>	<p>2.16.1 多核種除去設備</p> <p>2.16.1.3 添付資料</p> <p>添付資料－1：全体概要図及び系統構成図</p> <p>添付資料－2：放射性液体廃棄物処理設備等に関する構造強度及び耐震性等の評価結果</p> <p>添付資料－3：多核種除去設備上屋の耐震性に関する検討結果</p> <p>添付資料－4：多核種除去設備等の具体的な安全確保策</p> <p>添付資料－5：高性能容器の健全性評価</p> <p>添付資料－6：除去対象核種の選定</p> <p>添付資料－7：高性能容器落下破損時の漏えい物回収作業における被ばく線量評価</p> <p>添付資料－8：放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設の試験及び工事計画</p> <p>添付資料－9：多核種除去設備に係る確認事項</p> <p>添付資料－10：保管中高性能容器内水抜き装置の設置について</p> <p><u>添付資料－11：多核種除去設備の確認試験結果について</u></p>

### 3. 実施計画の変更内容について

- 変更内容：添付資料－9，表－10に除去性能確認に関する記載を追加

変更前				変更後			
添付資料－9 多核種除去設備に係る確認事項				添付資料－9 多核種除去設備に係る確認事項			
表－10 確認事項 多核種除去設備				表－10 確認事項 多核種除去設備			
確認事項	確認項目	確認内容	判定基準	確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
性能	運転性能確認	実施計画に記載の処理容量が通水可能であることを確認する。	実施計画に記載した処理容量が通水可能であり，設備からの異音、振動等の異常がないこと。	性能	運転性能確認	実施計画に記載の処理容量が通水可能であることを確認する。	実施計画に記載した処理容量が通水可能であり，設備からの異音、振動等の異常がないこと。
					除去性能	<u>処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）について，除去対象とする62核種の放射能濃度を<u>確認する。</u></u>	<u>『東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示』に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度未満であること。</u>

### 3. 実施計画の変更内容について

#### ■ 変更内容：添付資料－11に多核種除去設備の確認試験結果を新規追加

##### 新規追加

添付資料－11

##### 多核種除去設備の確認試験結果について

多核種除去設備は、汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を『東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示』に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度（以下、「告示濃度限度」という。）を下回る濃度まで低減することを目的として設置した。

平成25年3月より、多核種除去設備の性能を確認する確認試験（ホット試験）を実施し、その後のホット試験において上記性能について確認してきた。また、系統流量などの運転状態に関する使用前検査を実施した。

これまでのホット試験において、多核種除去設備で使用する各吸着材が、一定の使用期間を経ても、上記性能を有する設備であることを確認した。

以上

系統流量などの運転状態に関する使用前検査の終了証発行日は平成28年4月14日（原規規発第1604142号）であるため、上記文章は適正化を行う。



### 3. 実施計画の変更内容について

- 設置の目的等については、増設多核種除去設備と同様の文章に変更を行う。

#### 増設多核種除去設備（既認可）

##### 2.16.2.1.1 設置の目的

増設多核種除去設備は、『2.5汚染水処理設備等』で処理した液体状の放射性物質の処理を早期に完了させる目的から設置するものとし、汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を『東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示』に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度（以下、「告示濃度限度」という。）を下回る濃度まで低減する。

なお、増設多核種除去設備の性能を確認する試験（以下、「確認試験」という。）において、増設多核種除去設備が上記性能を有する設備であることについて確認した。

##### 2.16.2.1.4 供用期間中に確認する項目

増設多核種除去設備処理済水に含まれる除去対象の放射性核種濃度（トリチウムを除く）が告示濃度限度未満であること。

#### 多核種除去設備（変更予定）

##### 2.16.1.1.1 設置の目的

放射性液体廃棄物処理施設及び関連施設は、汚染水処理設備の処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を十分低い濃度になるまで除去する多核種除去設備、多核種除去設備の処理済水を貯留するタンク、槽類から構成する。

多核種除去設備は、処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）を『東京電力株式会社福島第一原子力原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示』に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度（以下、「告示濃度限度」という。）を下回る濃度まで低減することを目的としている。このことから、目的としている性能が十分に確認できない場合は、必要に応じて対策を講じる。

なお、多核種除去設備の性能を確認する試験（以下、「確認試験」という。）において、多核種除去設備が上記性能を有する設備であることについて確認した。

##### 2.16.1.1.4 供用期間中に確認する項目

多核種除去設備処理済水に含まれる除去対象の放射性核種濃度（トリチウムを除く）が『東京電力株式会社福島第一原子力原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示』に示される濃度限度（以下、「告示濃度限度」という）以下告示濃度限度未満であること。

## 4. 多核種除去設備（A系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
1	Rb-86 (約19日)	3E-01	ND < 6.95E-01	ND < 2.06E-03	
2	Sr-89 (約51日)	3E-01	ND < 4.96E+00	ND < 6.98E-05	
3	Sr-90 (約29年)	3E-02	2.99E+01	ND < 3.45E-05	
4	Y-90 (約64時間)	3E-01	2.99E+01	ND < 3.45E-05	Sr-90と放射平衡
5	Y-91 (約59日)	3E-01	ND < 1.95E+00	ND < 5.07E-02	
6	Nb-95 (約35日)	1E+00	ND < 1.35E-02	ND < 1.23E-04	
7	Tc-99 (約210,000年)	1E+00	1.04E-01	ND < 8.31E-04	
8	Ru-103 (約40日)	1E+00	ND < 3.16E-02	ND < 2.24E-04	
9	Ru-106 (約370日)	1E-01	ND < 4.14E-02	ND < 1.31E-03	
10	Rh-103m (約56分)	2E+02	ND < 3.16E-02	ND < 2.24E-04	Ru-103と放射平衡
11	Rh-106 (約30秒)	3E+02	ND < 4.14E-02	ND < 1.31E-03	Ru-106と放射平衡
12	Ag-110m (約250日)	3E-01	ND < 6.17E-03	ND < 1.38E-04	
13	Cd-113m (約15年)	4E-02	ND < 1.70E-02	ND < 8.60E-05	
14	Cd-115m (約45日)	3E-01	ND < 6.95E-01	ND < 8.39E-03	
15	Sn-119m (約290日)	2E+00	ND < 5.33E+00	ND < 1.32E-01	Sn-123の測定値より評価

## 4. 多核種除去設備（A系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
16	Sn-123 (約130日)	4E-01	ND < 8.29E-01	ND < 2.05E-02	
17	Sn-126 (約100,000年)	2E-01	ND < 1.36E-02	ND < 7.04E-04	
18	Sb-124 (約60日)	3E-01	ND < 1.06E-02	ND < 3.71E-04	
19	Sb-125 (約3年)	8E-01	2.65E-01	6.07E-04	
20	Te-123m (約120日)	6E-01	ND < 9.92E-03	ND < 2.96E-04	
21	Te-125m (約58日)	9E-01	2.65E-01	6.07E-04	Sb-125と放射平衡
22	Te-127 (約9時間)	5E+00	ND < 8.14E-01	ND < 1.75E-02	
23	Te-127m (約110日)	3E-01	ND < 8.46E-01	ND < 1.82E-02	Te-127の測定値より評価
24	Te-129 (約70分)	1E+01	ND < 1.24E-01	ND < 2.22E-03	
25	Te-129m (約34日)	3E-01	ND < 5.48E-01	ND < 5.72E-03	
26	I-129 (約16,000,000年)	9E-03	2.78E-02	ND < 6.66E-05	
27	Cs-134 (約2年)	6E-02	7.95E-02	ND < 2.08E-04	
28	Cs-135 (約3,000,000年)	6E-01	9.25E-06	ND < 8.43E-10	Cs-137の測定値より評価
29	Cs-136 (約13日)	3E-01	ND < 1.94E-01	ND < 2.37E-04	
30	Cs-137 (約30年)	9E-02	1.45E+00	ND < 1.32E-04	

## 4. 多核種除去設備（A系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
31	Ba-137m (約3分)	8E+02	1.45E+00	ND < 1.32E-04	Cs-137と放射平衡
32	Ba-140 (約13日)	3E-01	ND < 1.83E+00	ND < 1.27E-03	
33	Ce-141 (約32日)	1E+00	ND < 5.14E-02	ND < 6.25E-04	
34	Ce-144 (約280日)	2E-01	ND < 5.21E-02	ND < 2.20E-03	
35	Pr-144 (約17分)	2E+01	ND < 5.21E-02	ND < 2.20E-03	Ce-144と放射平衡
36	Pr-144m (約7分)	4E+01	ND < 5.21E-02	ND < 2.20E-03	Ce-144と放射平衡
37	Pm-146 (約6年)	9E-01	ND < 1.35E-02	ND < 2.33E-04	
38	Pm-147 (約3年)	3E+00	ND < 5.31E-02	ND < 2.36E-03	Eu-154の測定値より評価
39	Pm-148 (約5日)	3E-01	ND < 2.68E+02	ND < 3.39E-03	
40	Pm-148m (約41日)	5E-01	ND < 2.14E-02	ND < 1.93E-04	
41	Sm-151 (約87年)	8E+00	ND < 7.50E-04	ND < 3.34E-05	Eu-154の測定値より評価
42	Eu-152 (約13年)	6E-01	ND < 2.81E-02	ND < 6.99E-04	
43	Eu-154 (約9年)	4E-01	ND < 7.50E-03	ND < 3.34E-04	
44	Eu-155 (約5年)	3E+00	ND < 1.58E-02	ND < 8.41E-04	
45	Gd-153 (約240日)	3E+00	ND < 2.18E-02	ND < 8.88E-04	

## 4. 多核種除去設備（A系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
46	Tb-160 (約72日)	5E-01	ND < 2.05E-02	ND < 5.03E-04	
47	Pu-238 (約88年)	4E-03	ND < 1.04E-04	ND < 7.85E-05	全αの測定値より評価
48	Pu-239 (約24,000年)	4E-03	ND < 1.04E-04	ND < 7.85E-05	全αの測定値より評価
49	Pu-240 (約6,600年)	4E-03	ND < 1.04E-04	ND < 7.85E-05	全αの測定値より評価
50	Pu-241 (約14年)	2E-01	ND < 3.77E-03	ND < 2.86E-03	Pu-238の測定値より評価
51	Am-241 (約430年)	5E-03	ND < 1.04E-04	ND < 7.85E-05	全αの測定値より評価
52	Am-242m (約150年)	5E-03	ND < 1.88E-06	ND < 1.42E-06	Am-241の測定値より評価
53	Am-243 (約7,400年)	5E-03	ND < 1.04E-04	ND < 7.85E-05	全αの測定値より評価
54	Cm-242 (約160日)	6E-02	ND < 1.04E-04	ND < 7.85E-05	全αの測定値より評価
55	Cm-243 (約29年)	6E-03	ND < 1.04E-04	ND < 7.85E-05	全αの測定値より評価
56	Cm-244 (約18年)	7E-03	ND < 1.04E-04	ND < 7.85E-05	全αの測定値より評価
57	Mn-54 (約310日)	1E+00	ND < 3.79E-03	ND < 1.19E-04	
58	Fe-59 (約45日)	4E-01	ND < 1.97E-02	ND < 2.67E-04	
59	Co-58 (約71日)	1E+00	ND < 6.73E-03	ND < 1.22E-04	
60	Co-60 (約5年)	2E-01	2.44E-02	6.07E-04	
61	Ni-63 (約100年)	6E+00	2.07E-01	ND < 8.44E-03	
62	Zn-65 (約240日)	2E-01	ND < 7.35E-03	ND < 2.73E-04	

## 4. 多核種除去設備（B系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
1	Rb-86 (約19日)	3E-01	ND < 6.95E-01	ND < 2.16E-03	
2	Sr-89 (約51日)	3E-01	ND < 4.96E+00	ND < 1.04E-04	
3	Sr-90 (約29年)	3E-02	2.99E+01	2.31E-04	
4	Y-90 (約64時間)	3E-01	2.99E+01	2.31E-04	Sr-90と放射平衡
5	Y-91 (約59日)	3E-01	ND < 1.95E+00	ND < 5.42E-02	
6	Nb-95 (約35日)	1E+00	ND < 1.35E-02	ND < 1.53E-04	
7	Tc-99 (約210,000年)	1E+00	1.04E-01	ND < 1.05E-03	
8	Ru-103 (約40日)	1E+00	ND < 3.16E-02	ND < 1.75E-04	
9	Ru-106 (約370日)	1E-01	ND < 4.14E-02	ND < 1.18E-03	
10	Rh-103m (約56分)	2E+02	ND < 3.16E-02	ND < 1.75E-04	Ru-103と放射平衡
11	Rh-106 (約30秒)	3E+02	ND < 4.14E-02	ND < 1.18E-03	Ru-106と放射平衡
12	Ag-110m (約250日)	3E-01	ND < 6.17E-03	ND < 1.04E-04	
13	Cd-113m (約15年)	4E-02	ND < 1.70E-02	ND < 8.62E-05	
14	Cd-115m (約45日)	3E-01	ND < 6.95E-01	ND < 7.94E-03	
15	Sn-119m (約290日)	2E+00	ND < 5.33E+00	ND < 1.56E-01	Sn-123の測定値より評価

## 4. 多核種除去設備（B系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
16	Sn-123 (約130日)	4E-01	ND < 8.29E-01	ND < 2.43E-02	
17	Sn-126 (約100,000年)	2E-01	ND < 1.36E-02	ND < 5.90E-04	
18	Sb-124 (約60日)	3E-01	ND < 1.06E-02	ND < 3.49E-04	
19	Sb-125 (約3年)	8E-01	2.65E-01	ND < 3.95E-04	
20	Te-123m (約120日)	6E-01	ND < 9.92E-03	ND < 2.03E-04	
21	Te-125m (約58日)	9E-01	2.65E-01	ND < 3.95E-04	Sb-125と放射平衡
22	Te-127 (約9時間)	5E+00	ND < 8.14E-01	ND < 1.31E-02	
23	Te-127m (約110日)	3E-01	ND < 8.46E-01	ND < 1.36E-02	Te-127の測定値より評価
24	Te-129 (約70分)	1E+01	ND < 1.24E-01	ND < 1.77E-03	
25	Te-129m (約34日)	3E-01	ND < 5.48E-01	ND < 4.88E-03	
26	I-129 (約16,000,000年)	9E-03	2.78E-02	ND < 9.35E-05	
27	Cs-134 (約2年)	6E-02	7.95E-02	ND < 1.49E-04	
28	Cs-135 (約3,000,000年)	6E-01	9.25E-06	2.01E-09	Cs-137の測定値より評価
29	Cs-136 (約13日)	3E-01	ND < 1.94E-01	ND < 2.05E-04	
30	Cs-137 (約30年)	9E-02	1.45E+00	3.16E-04	

## 4. 多核種除去設備（B系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
31	Ba-137m (約3分)	8E+02	1.45E+00	3.16E-04	Cs-137と放射平衡
32	Ba-140 (約13日)	3E-01	ND < 1.83E+00	ND < 8.11E-04	
33	Ce-141 (約32日)	1E+00	ND < 5.14E-02	ND < 4.15E-04	
34	Ce-144 (約280日)	2E-01	ND < 5.21E-02	ND < 1.30E-03	
35	Pr-144 (約17分)	2E+01	ND < 5.21E-02	ND < 1.30E-03	Ce-144と放射平衡
36	Pr-144m (約7分)	4E+01	ND < 5.21E-02	ND < 1.30E-03	Ce-144と放射平衡
37	Pm-146 (約6年)	9E-01	ND < 1.35E-02	ND < 1.88E-04	
38	Pm-147 (約3年)	3E+00	ND < 5.31E-02	ND < 2.79E-03	Eu-154の測定値より評価
39	Pm-148 (約5日)	3E-01	ND < 2.68E+02	ND < 2.51E-03	
40	Pm-148m (約41日)	5E-01	ND < 2.14E-02	ND < 1.56E-04	
41	Sm-151 (約87年)	8E+00	ND < 7.50E-04	ND < 3.94E-05	Eu-154の測定値より評価
42	Eu-152 (約13年)	6E-01	ND < 2.81E-02	ND < 5.28E-04	
43	Eu-154 (約9年)	4E-01	ND < 7.50E-03	ND < 3.94E-04	
44	Eu-155 (約5年)	3E+00	ND < 1.58E-02	ND < 7.39E-04	
45	Gd-153 (約240日)	3E+00	ND < 2.18E-02	ND < 6.41E-04	



## 4. 多核種除去設備（B系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
46	Tb-160 (約72日)	5E-01	ND < 2.05E-02	ND < 3.98E-04	
47	Pu-238 (約88年)	4E-03	ND < 1.04E-04	ND < 6.54E-05	全αの測定値より評価
48	Pu-239 (約24,000年)	4E-03	ND < 1.04E-04	ND < 6.54E-05	全αの測定値より評価
49	Pu-240 (約6,600年)	4E-03	ND < 1.04E-04	ND < 6.54E-05	全αの測定値より評価
50	Pu-241 (約14年)	2E-01	ND < 3.77E-03	ND < 2.38E-03	Pu-238の測定値より評価
51	Am-241 (約430年)	5E-03	ND < 1.04E-04	ND < 6.54E-05	全αの測定値より評価
52	Am-242m (約150年)	5E-03	ND < 1.88E-06	ND < 1.18E-06	Am-241の測定値より評価
53	Am-243 (約7,400年)	5E-03	ND < 1.04E-04	ND < 6.54E-05	全αの測定値より評価
54	Cm-242 (約160日)	6E-02	ND < 1.04E-04	ND < 6.54E-05	全αの測定値より評価
55	Cm-243 (約29年)	6E-03	ND < 1.04E-04	ND < 6.54E-05	全αの測定値より評価
56	Cm-244 (約18年)	7E-03	ND < 1.04E-04	ND < 6.54E-05	全αの測定値より評価
57	Mn-54 (約310日)	1E+00	ND < 3.79E-03	ND < 1.13E-04	
58	Fe-59 (約45日)	4E-01	ND < 1.97E-02	ND < 2.57E-04	
59	Co-58 (約71日)	1E+00	ND < 6.73E-03	ND < 1.31E-04	
60	Co-60 (約5年)	2E-01	2.44E-02	4.30E-04	
61	Ni-63 (約100年)	6E+00	2.07E-01	ND < 8.77E-03	
62	Zn-65 (約240日)	2E-01	ND < 7.35E-03	ND < 2.93E-04	

## 4. 多核種除去設備（C系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
1	Rb-86 (約19日)	3E-01	ND < 9.98E-02	ND < 2.22E-03	
2	Sr-89 (約51日)	3E-01	ND < 1.39E+01	ND < 5.00E-05	
3	Sr-90 (約29年)	3E-02	1.83E+02	ND < 3.14E-05	
4	Y-90 (約64時間)	3E-01	1.83E+02	ND < 3.14E-05	Sr-90と放射平衡
5	Y-91 (約59日)	3E-01	ND < 2.11E+00	ND < 5.09E-02	
6	Nb-95 (約35日)	1E+00	ND < 7.23E-03	ND < 1.18E-04	
7	Tc-99 (約210,000年)	1E+00	3.44E-02	ND < 3.47E-04	
8	Ru-103 (約40日)	1E+00	ND < 1.32E-02	ND < 1.53E-04	
9	Ru-106 (約370日)	1E-01	ND < 8.97E-02	ND < 1.12E-03	
10	Rh-103m (約56分)	2E+02	ND < 1.32E-02	ND < 1.53E-04	Ru-103と放射平衡
11	Rh-106 (約30秒)	3E+02	ND < 8.97E-02	ND < 1.12E-03	Ru-106と放射平衡
12	Ag-110m (約250日)	3E-01	ND < 8.77E-03	ND < 1.05E-04	
13	Cd-113m (約15年)	4E-02	ND < 2.10E-02	ND < 8.74E-05	
14	Cd-115m (約45日)	3E-01	ND < 4.13E-01	ND < 6.97E-03	
15	Sn-119m (約290日)	2E+00	ND < 8.06E+00	ND < 1.56E-01	Sn-123の測定値より評価

## 4. 多核種除去設備（C系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
16	Sn-123 (約130日)	4E-01	ND < 1.25E+00	ND < 2.43E-02	
17	Sn-126 (約100,000年)	2E-01	ND < 3.40E-02	ND < 5.84E-04	
18	Sb-124 (約60日)	3E-01	ND < 5.79E-03	ND < 3.77E-04	
19	Sb-125 (約3年)	8E-01	1.15E+00	ND < 3.97E-04	
20	Te-123m (約120日)	6E-01	ND < 1.32E-02	ND < 1.81E-04	
21	Te-125m (約58日)	9E-01	1.15E+00	ND < 3.97E-04	Sb-125と放射平衡
22	Te-127 (約9時間)	5E+00	ND < 1.26E+00	ND < 1.26E-02	
23	Te-127m (約110日)	3E-01	ND < 1.31E+00	ND < 1.31E-02	Te-127の測定値より評価
24	Te-129 (約70分)	1E+01	ND < 1.63E-01	ND < 1.81E-03	
25	Te-129m (約34日)	3E-01	ND < 2.46E-01	ND < 4.52E-03	
26	I-129 (約16,000,000年)	9E-03	3.17E-02	2.26E-04	
27	Cs-134 (約2年)	6E-02	9.23E-02	ND < 1.98E-04	
28	Cs-135 (約3,000,000年)	6E-01	1.38E-05	ND < 7.89E-10	Cs-137の測定値より評価
29	Cs-136 (約13日)	3E-01	ND < 9.22E-03	ND < 1.56E-04	
30	Cs-137 (約30年)	9E-02	2.17E+00	ND < 1.24E-04	

## 4. 多核種除去設備（C系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
31	Ba-137m (約3分)	8E+02	2.17E+00	ND < 1.24E-04	Cs-137と放射平衡
32	Ba-140 (約13日)	3E-01	ND < 4.78E-02	ND < 6.30E-04	
33	Ce-141 (約32日)	1E+00	ND < 2.44E-02	ND < 4.66E-04	
34	Ce-144 (約280日)	2E-01	ND < 1.03E-01	ND < 1.28E-03	
35	Pr-144 (約17分)	2E+01	ND < 1.03E-01	ND < 1.28E-03	Ce-144と放射平衡
36	Pr-144m (約7分)	4E+01	ND < 1.03E-01	ND < 1.28E-03	Ce-144と放射平衡
37	Pm-146 (約6年)	9E-01	ND < 2.96E-02	ND < 2.13E-04	
38	Pm-147 (約3年)	3E+00	ND < 9.34E-02	ND < 2.99E-03	Eu-154の測定値より評価
39	Pm-148 (約5日)	3E-01	ND < 2.87E-02	ND < 1.20E-03	
40	Pm-148m (約41日)	5E-01	ND < 9.45E-03	ND < 1.33E-04	
41	Sm-151 (約87年)	8E+00	ND < 1.32E-03	ND < 4.22E-05	Eu-154の測定値より評価
42	Eu-152 (約13年)	6E-01	ND < 4.44E-02	ND < 4.97E-04	
43	Eu-154 (約9年)	4E-01	ND < 1.32E-02	ND < 4.22E-04	
44	Eu-155 (約5年)	3E+00	ND < 4.16E-02	ND < 7.38E-04	
45	Gd-153 (約240日)	3E+00	ND < 4.61E-02	ND < 5.94E-04	

## 4. 多核種除去設備（C系）の確認試験結果

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	処理対象水 の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]	備考
46	Tb-160 (約72日)	5E-01	ND < 2.63E-02	ND < 3.98E-04	
47	Pu-238 (約88年)	4E-03	9.76E-01	ND < 6.62E-05	全αの測定値より評価
48	Pu-239 (約24,000年)	4E-03	9.76E-01	ND < 6.62E-05	全αの測定値より評価
49	Pu-240 (約6,600年)	4E-03	9.76E-01	ND < 6.62E-05	全αの測定値より評価
50	Pu-241 (約14年)	2E-01	3.55E+01	ND < 2.41E-03	Pu-238の測定値より評価
51	Am-241 (約430年)	5E-03	9.76E-01	ND < 6.62E-05	全αの測定値より評価
52	Am-242m (約150年)	5E-03	1.76E-02	ND < 1.20E-06	Am-241の測定値より評価
53	Am-243 (約7,400年)	5E-03	9.76E-01	ND < 6.62E-05	全αの測定値より評価
54	Cm-242 (約160日)	6E-02	9.76E-01	ND < 6.62E-05	全αの測定値より評価
55	Cm-243 (約29年)	6E-03	9.76E-01	ND < 6.62E-05	全αの測定値より評価
56	Cm-244 (約18年)	7E-03	9.76E-01	ND < 6.62E-05	全αの測定値より評価
57	Mn-54 (約310日)	1E+00	ND < 7.55E-03	ND < 1.04E-04	
58	Fe-59 (約45日)	4E-01	ND < 1.40E-02	ND < 2.78E-04	
59	Co-58 (約71日)	1E+00	ND < 8.03E-03	ND < 1.27E-04	
60	Co-60 (約5年)	2E-01	2.01E-01	6.77E-04	
61	Ni-63 (約100年)	6E+00	5.13E-01	ND < 8.09E-03	
62	Zn-65 (約240日)	2E-01	ND < 1.36E-02	ND < 3.15E-04	

## 4. 多核種除去設備の確認試験結果

- 多核種除去設備各系列の確認試験結果について、処理前後の告示濃度比の総和は以下の通り。

	処理対象水の告示濃度比総和	多核種除去設備処理済水の告示濃度比総和
A系列	2057	0.61
B系列	2057	0.60
C系列	8435	0.59

- 確認試験結果に関する補足説明は以下の通り。

- A系列とB系列の処理対象水の濃度が同一であるが、これはA系列の確認試験時(2020年6月)に採水した処理対象水の分析値を、B系列の処理対象水の分析値としても記載しているため。B系列の確認試験は2020年7月でありほぼ同時期にRO設備にて濃縮された水を処理対象としていることから、B系列の処理性能確認にあたっての支障は無い。
- Cs-135の備考欄にて「Cs-137の測定値より評価」と記載している。これはOrigenコードを用いた事故発災から5年経過時点でのCs-135とCs-137の存在比率に、Cs-137の測定値を乗じてCs-135濃度を求めたもの。他の「〇〇の測定値より評価」についても同様である。
- Pu-238の備考欄にて「全αの測定値より評価」と記載している。これは全αの測定値をPu-238濃度としたもの。α核種の存在比率による按分は行っていない。他の「全αの測定値より評価」についても同様である。
- 検出限界値については、分析時間を長く確保すれば精度が向上して検出限界値は低減する。このため、多核種除去設備処理済水の濃度については告示濃度比総和 1 未満が判断出来る適切な計測時間で分析を実施している。

## 4. 多核種除去設備の確認試験結果

- Origenコードを用いた事故発災から5年経過時点での存在比率より算出した核種について、10年経過時点での存在比率を用いた場合の評価結果を示す。
- Sn-119mは、10年経過時点の存在比率を使用した場合に見かけ上、告示濃度比に与える影響は増加する（Sn-123が検出下限値未満であるため真の値ではない）。Sn-119mは、Sn-123のほかSn-126との存在比率を用いても同様に評価が可能であり、これにより告示濃度比に与える影響は低下することが分かる。
- Sn-119m以外の核種は、10年経過時点の存在比率を使用した場合に告示濃度比に与える影響は軽微である（0.0001未満）か、低下する。
- 以上より、5年経過時点での存在比率を用いた評価は10年の場合に比べて保守的である。

### <多核種除去設備（C系）の確認試験結果>

	核種 (半減期)	告示濃度限度 (周辺監視区域外の 水中の濃度限度) [Bq/cm <sup>3</sup> ]	5年経過時点の存在 比率による評価	10年経過時点の存在 比率による評価	備考
			多核種除去設備 処理済水の放射能濃度 [Bq/cm <sup>3</sup> ]		
15	Sn-119m (約290日)	2E+00	ND < 1.56E-01	ND < 1.59E+01	Sn-123の測定値より評価
			ND < 9.27E-04	ND < 5.17E-06	(参考) Sn-126の測定値より評価
23	Te-127m (約110日)	3E-01	ND < 1.31E-02	ND < 1.29E-02	Te-127の測定値より評価
28	Cs-135 (約3,000,000年)	6E-01	ND < 7.89E-10	ND < 9.06E-10	Cs-137の測定値より評価
38	Pm-147 (約3年)	3E+00	ND < 2.99E-03	ND < 1.21E-03	Eu-154の測定値より評価
41	Sm-151 (約87年)	8E+00	ND < 4.22E-05	ND < 6.10E-05	Eu-154の測定値より評価
50	Pu-241 (約14年)	2E-01	ND < 2.41E-03	ND < 1.98E-03	Pu-238の測定値より評価
52	Am-242m (約150年)	5E-03	ND < 1.20E-06	ND < 7.34E-07	Am-241の測定値より評価

※10年経過時点の存在比率による評価の配色については以下の通り。

赤：5年評価より増加 青：5年評価より低下 緑：5年評価より上昇だが告示濃度比への影響が軽微

## 5. 各核種の分析方法

■ 各核種の分析方法は以下の通り。（H-3、C-14は確認試験の対象でないが参考として記載）

● Ge半導体検出器によるγ線核種分析結果を基に定量・評価する核種

● 全α放射能測定の結果から定量・評価する核種

● Ge半導体検出器によるγ線核種分析結果を基に定量・評価する核種		● 全α放射能測定の結果から定量・評価する核種	
核種	核種測定または評価の方法	核種	核種測定または評価の方法
1 Rb-86	γ線核種分析	24 Cs-137	γ線核種分析
2 Y-91	γ線核種分析	25 Ba-137m	Cs-137と放射平衡
3 Nb-95	γ線核種分析	26 Ba-140	γ線核種分析
4 Ru-103	γ線核種分析	27 Ce-141	γ線核種分析
5 Ru-106	γ線核種分析	28 Ce-144	γ線核種分析
6 Rh-103m	Ru-103と放射平衡	29 Pr-144	Ce-144と放射平衡
7 Rh-106	Ru-106と放射平衡	30 Pr-144m	Ce-144と放射平衡
8 Ag-110m	γ線核種分析	31 Pm-146	γ線核種分析
9 Cd-115m	γ線核種分析	32 Pm-147	Eu-154から評価
10 Sn-119m	Sn-123から評価	33 Pm-148	γ線核種分析
11 Sn-123	γ線核種分析	34 Pm-148m	γ線核種分析
12 Sn-126	γ線核種分析	35 Sm-151	Eu-154からの評価
13 Sb-124	γ線核種分析	36 Eu-152	γ線核種分析
14 Sb-125	γ線核種分析	37 Eu-154	γ線核種分析
15 Te-123m	γ線核種分析	38 Eu-155	γ線核種分析
16 Te-125m	Sb-125と放射平衡	39 Gd-153	γ線核種分析
17 Te-127	γ線核種分析	40 Tb-160	γ線核種分析
18 Te-127m	Te-127から評価	41 Mn-54	γ線核種分析
19 Te-129	γ線核種分析	42 Fe-59	γ線核種分析
20 Te-129m	γ線核種分析	43 Co-58	γ線核種分析
21 Cs-134	γ線核種分析	44 Co-60	γ線核種分析
22 Cs-135	Cs-137から評価	45 Zn-65	γ線核種分析
23 Cs-136	γ線核種分析		
			● その他の方法で定量・評価する核種
		核種	核種測定または評価の方法
		56 H-3	蒸留による分離後、β線測定
		57 C-14	化学分離後、β線測定
		58 Sr-90	化学分離後、β線測定
		59 Sr-89	化学分離後、β線測定
		60 Y-90	Sr-90と放射平衡
		61 Tc-99	ICP-MS測定
		62 Cd-113m	化学分離後、β線測定
		63 I-129	ICP-MS測定
		64 Ni-63	化学分離後、β線測定



## 5. 各核種の分析方法

- 各核種の分析方法は以下の通り。（H-3、C-14は確認試験の対象でないが参考として記載）

核種	分析方法	文献
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	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ー）
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・回収したものをベータスペクトル分析装置にて測定	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、ICP-MSにて測定	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、液体シンチレーションカウンタにて測定	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、液体シンチレーションカウンタにて測定	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、ICP-MSにて測定	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ZnSシンチレーションカウンタにて測定	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、液体シンチレーションカウンタにて測定	分析化学，vol.63，No.4（液体シンチレーションカウンタを用いる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、液体シンチレーションカウンタにて測定	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））

## 6. ホット試験について

- 2013年3月より実施しているホット試験として確認した項目は以下の通り。

- ・ 入口水／出口水の分析
- ・ 吸着材の交換時期／使用量

吸着材の使用量や交換タイミングについて水の分析結果よりノウハウを蓄積した。

- 性能確認するために、ストロンチウム処理水を多核種除去設備A/B/Cを通して62核種を除去し、排出された処理水について分析し、告示濃度未満となっていることを2020年～2021年に確認した。

- 性能維持のため次の事項を実施している。

- ・ 運用については、日々の現場パトロールや運転状態を管理している。また、運転計画を策定し、処理量から吸着材の交換※を予定し性能維持を図っている。

※各吸着材について目安となる通水量を定めて交換を実施。また、吸着塔出口にて除去対象核種の分析を行い、その傾向から必要に応じ、交換時期の前倒しを実施。

- ・ 保守については、点検長期計画に基づき保全を行い性能維持を図っている。

- 異常時の対応については以下の通り。

- ・ 吸着塔入口バッファタンク出口で1回／日Caイオン濃度と水の白濁を確認し、異常が見られた時には系統停止等の対応を行っている。
- ・ 多核種除去設備出口にて主要7核種の分析を約1回/週行うことで早期に異常を検知できる。
- ・ 多核種除去設備で処理された処理水は、サンプルタンクを経由し多核種処理水貯槽等へ移送される。多核種処理水貯槽等が満タンになると核種を分析し、分析結果に異常があれば、二次処理を検討する。

## 6. ホット試験について

- 2020年～2021年に実施した62核種分析時の運転条件は下表のとおり

	A系	B系	C系
処理対象水	Sr処理水（Dエリア（C））	Sr処理水（Dエリア（B））	Sr処理水（H8エリア（A））
試料採取日	2020年6月11日	2020年7月8日	2021年4月12日
処理容量	10.5 m <sup>3</sup> /h（実施計画記載値250m <sup>3</sup> /日に相当）		

※Dエリア（B），（C），H8エリア（A）は何れもRO装置にて濃縮された水を受け入れてALPSへ払い出すための一時貯留タンク群であり，受入・払出を交互に繰り返す運用としている。

- 試料採取時における吸着塔（除去対象）の構成

通水順	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	カラム1	カラム2	15	16
A系	コロイド	コロイド	Sr	Sr	Sr	-	Cs/Sr	Cs/Sr	Sb,I	Sb,I	Sb,I	-	I	-	Ru	Ru	コロイド	-
B系	コロイド	コロイド	Sr	Sr	Sr	-	Cs/Sr	Cs/Sr	Sb,I	Sb,I	Sb,I	-	I	-	Ru	Ru	-	コロイド
C系	コロイド	コロイド	Sr	Sr	-	-	Cs/Sr	Cs/Sr	Sb,I	Sb,I	Sb,I	-	I	-	Ru	Ru	コロイド	-

- 各吸着材の通水実績（吸着材充填～試料採取日）

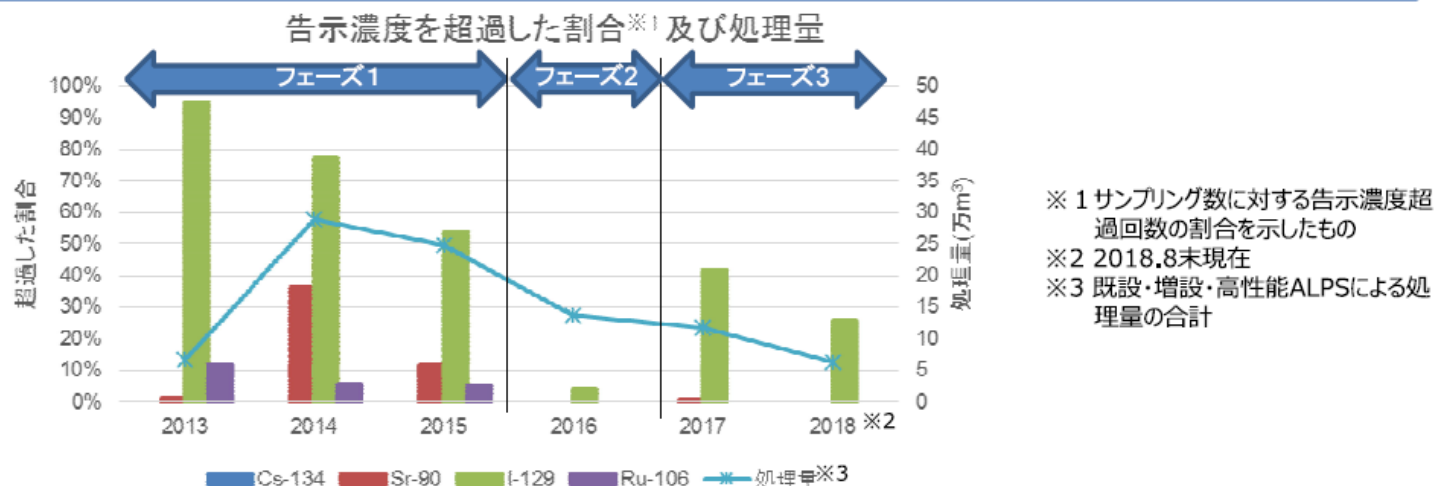
単位（約）：m<sup>3</sup>

通水順	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	カラム1	カラム2	15	16
A系	56800	65400	11100	10000	10000	-	11600	14600	2900	300	4600	-	4600	-	4600	4600	2100	-
B系	35000	35000	35000	33600	1600	-	23300	26700	300	4500	2300	-	7700	-	7700	7700	-	300
C系	98000	98000	28100	9500	-	-	900	30700	500	1900	900	-	24300	-	10700	10700	500	-

## 6. ホット試験について（補足説明資料）

### ■ ALPS処理水の放射濃度変動要因（まとめ） ※「2018年10月1日多核種除去設備等処理水の性状について」より抜粋

- ALPS処理水の放射能濃度は、処理前の水の放射能濃度の分布、吸着材の性能低下、設備の不具合・除去性能不足により変動
- 設備不具合・除去性能不足の対策を取った現状では、吸着材の交換頻度を上げて運用を行えば、告示濃度限度未済まで除去する事が可能
- ただし、ALPSは、リスク低減目標を踏まえた運転を実施しており、現在は漏えいリスクの高いフランジタンクに貯留している水を2018年度末までに処理することを目標とし、敷地境界1mSv未済を維持しつつ稼働率を上げて処理を実施



#### ○2013～2015年度（フェーズ1）

RO濃縮塩水の早期処理及び敷地境界1 mSv/年未済の早期達成を目標とし、ALPSの稼働率を上げて処理。また、既設ALPSの性能向上前であり、既設ALPS前処理設備の不具合も発生したため告示濃度超えの割合が多い

#### ○2016年度（フェーズ2）

既設ALPS・増設ALPSの処理容量がタンクの建設容量を上回り、告示濃度限度未済を意識した処理を実施したため、告示濃度限度超えの割合が少ない

#### ○2017年度以降（フェーズ3）

漏洩リスクの高いフランジタンクに貯留している水を2018年度末までに処理すること目標とし、ALPSの稼働率を上げて処理。2016年度と比べ告示濃度限度超えの割合が多い

## 6. ホット試験について（補足説明資料）

※「2018年10月1日多核種除去設備等処理水の性状について」より抜粋

■ 既設ALPS・増設ALPSにおける除去システムと主な除去対象は以下の通り

除去システム		主な除去対象
前処理設備	鉄共沈処理 (既設ALPSのみ)	α核種の除去、Co-60、Mn-54
	炭酸塩沈殿処理	吸着阻害イオン（Mg、Ca等） Sr-89,90
多核種除去装置 (吸着塔)	活性炭	コロイド状の核種(I-129,Co-60等)
	Sr吸着材	Sr-89,Sr-90
	Cs吸着材	Cs-134,Cs-137
	I,Sb吸着材	I-129 (IO <sup>3-</sup> ) ,Sb-125
	I吸着材	I-129(I <sup>-</sup> )
	Ru吸着材	Ru-106

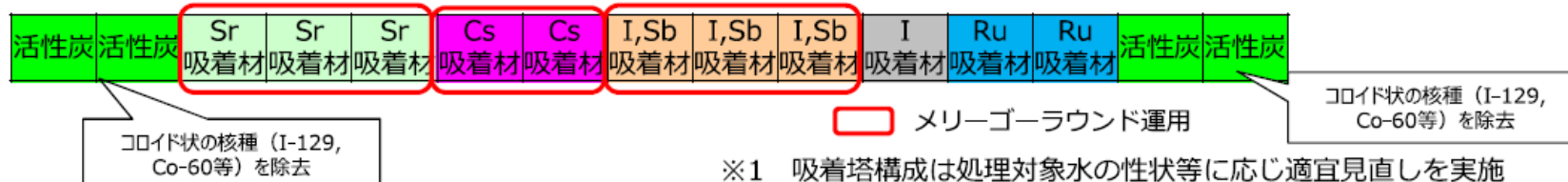
## 6. ホット試験について（補足説明資料）

※「2018年10月1日多核種除去設備等処理水の性状について」より抜粋

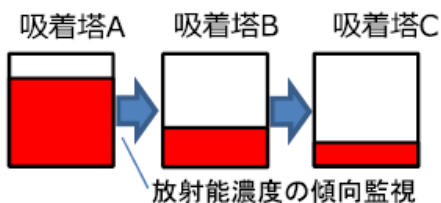
### ALPSの吸着塔構成

- ALPSでは、吸着材が充填された吸着塔へ汚染水を通水させることで放射性核種を除去
- 吸着塔の一部では、メリーゴーラウンド運用により吸着材の利用効率を向上
  - ✓ 先頭塔の破過時に後段の吸着塔でバックアップするとともに、吸着塔の並びを変更することで、効率のよい運用が可能

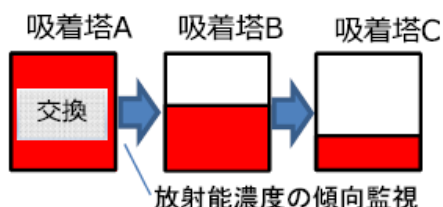
既設ALPS 吸着塔構成(2018.9現在※1)



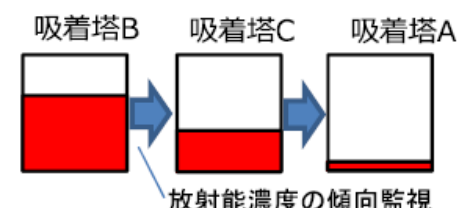
(参考) 吸着材の交換・運用 (メリーゴーラウンド運用) イメージ (Sr吸着材を充填した吸着塔3塔の場合)



①核種吸着により先頭の吸着塔から吸着性能が低下 ( ■ は吸着材の吸着量を示す)



②吸着塔出口の放射能濃度の傾向監視により、放射能濃度の上昇傾向が確認された場合、先頭の吸着材が破過 (吸着能力が失われた) したものと見なし吸着材を交換

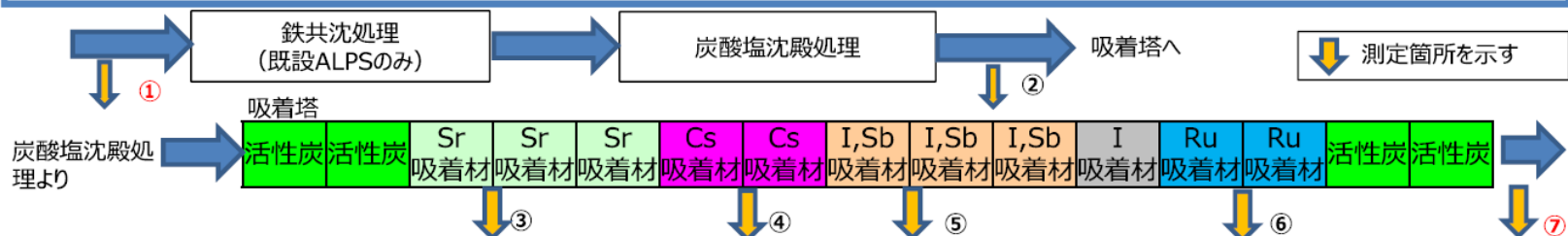


③先頭塔の吸着材交換後、バルブ操作により通水順序を切替え (以降、①⇒②⇒③の繰返し)

## 6. ホット試験について（補足説明資料）

※「2018年10月1日多核種除去設備等処理水の性状について」より抜粋

- ALPSでは、設備入口・出口の放射能濃度の測定及び吸着材の破過傾向の確認等のため処理プロセス途中における測定を実施（定常測定）
  - 測定項目・頻度は処理対象水の性状等に応じ適宜見直しを実施
- 定常測定の他に使用前検査時、施設定期検査時等で設備入口・出口の62核種の測定を実施



**測定箇所①**：設備入口（処理対象水）  
 測定核種：Cs-134,Cs-137,Co-60,Mn-54,Sb-125, Ru-106,Sr-90,Tc-99,I-129,全β,全α  
 測定頻度：全αを除く核種：1回/週程度,全α:1回/2週  
 測定目的：処理前の性状の確認

**測定箇所②**：炭酸塩沈殿処理出口  
 測定核種：Cs-134,Cs-137,Co-60,Mn-54,Sb-125, Ru-106,全β  
 測定頻度：1回/週程度  
 測定目的：処理前の性状の確認

**測定箇所③**：Sr吸着塔先頭塔出口  
 測定核種：Sr-90  
 測定頻度：1回/週程度  
 測定目的：Srに対する吸着塔の破過傾向の確認

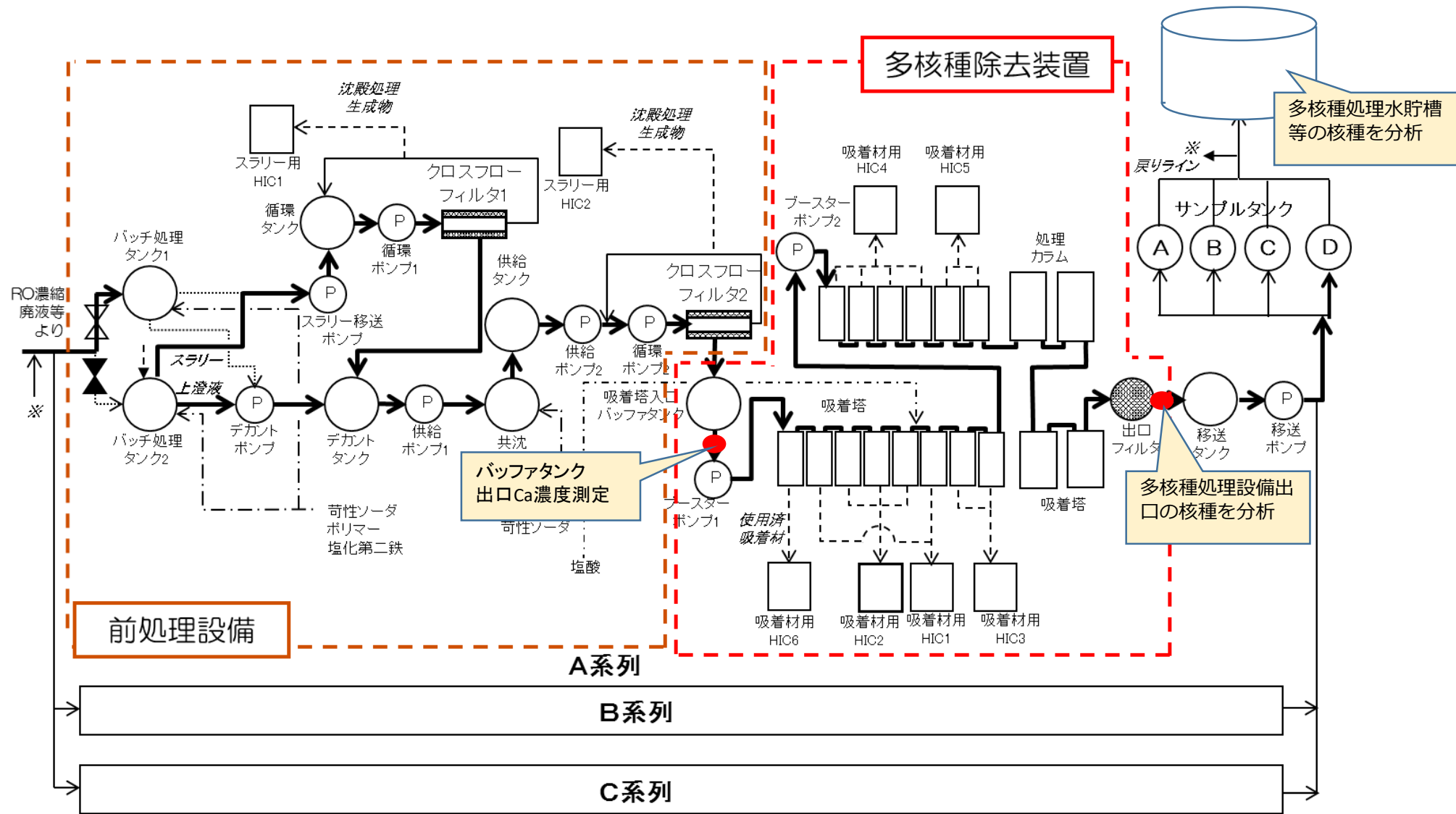
**測定箇所④**：Cs吸着塔先頭塔出口  
 測定核種：Cs-134,Cs-137  
 測定頻度：1回/週程度  
 測定目的：Csに対する吸着塔の破過傾向の確認

**測定箇所⑤**：I,Sb吸着塔先頭塔出口  
 測定核種：I-129,Sb-125  
 測定頻度：1回/週程度  
 測定目的：I-129,Sb-125に対する吸着塔の破過傾向の確認

**測定箇所⑥**：Ru吸着塔先頭塔出口  
 測定核種：Ru-106  
 測定頻度：1回/週程度  
 測定目的：Ruに対する吸着塔の破過傾向の確認

**測定箇所⑦**：設備出口（処理済水）  
 測定核種：Cs-134,Cs-137,Co-60,Mn-54,Sb-125,Ru-106, Sr-90,Tc-99,I-129,全β  
 測定頻度：1回/週程度  
 測定目的：処理済水の性状の確認

# 6. ホット試験について（補足説明資料）





## 7. 工程表の記載について

- 実施計画に添付する工程表については、以下の記載に変更する。認可後のタイムリーな変更が出来ず記載に相違が生じやすいことから、記載を削除する。

### 多核種除去設備の現行の記載

項目	平成25年	平成26年	平成27年
ホット試験	A系ホット試験		
	B系ホット試験		
	C系ホット試験		
	インプラント通水試験		
	吸着塔増塔工事		
	A,B,C系ホット試験結果の評価等		
※本格運転の予定はホット試験の状況に応じて検討			

### 変更後の記載

項目	2013年	2014年	2015年	2016年	2017年	2018年	2019年	2020年	2021年	2022年
ホット試験	A系ホット試験									
	B系ホット試験									
	C系ホット試験									
	インプラント通水試験									
	吸着塔増塔工事									
	A, B, C系ホット試験結果の評価等									
	本格運転									

## 【参考】多核種除去設備の本格運転に係るこれまでの経緯

既設ALPSの性能確認に関する使用前検査は、増設ALPSの使用前検査完了後に受検を行う予定としていたが、設備不具合等の要因により、処理済水の62核種分析が実施出来ないため、受検のための実施計画変更認可申請が出来ずにいた。これまでの経緯は以下の通り。

### -2018年

- ・フランジタンク型タンクに貯留しているストロンチウム処理水の浄化を最優先とするため、稼働率を上げて運転したことにより、検査準備が困難であった。

### -2019年

- ・共沈タンクA,B,Cのライニング剥離事象発生による系統停止。  
⇒ライニングの材質を変更したタンクを新規製作し、取替実施済。
- ・循環ポンプ2B ケーシング部のピンホール発生による系統停止。  
⇒ケーシングの取替実施済。

### -2020年

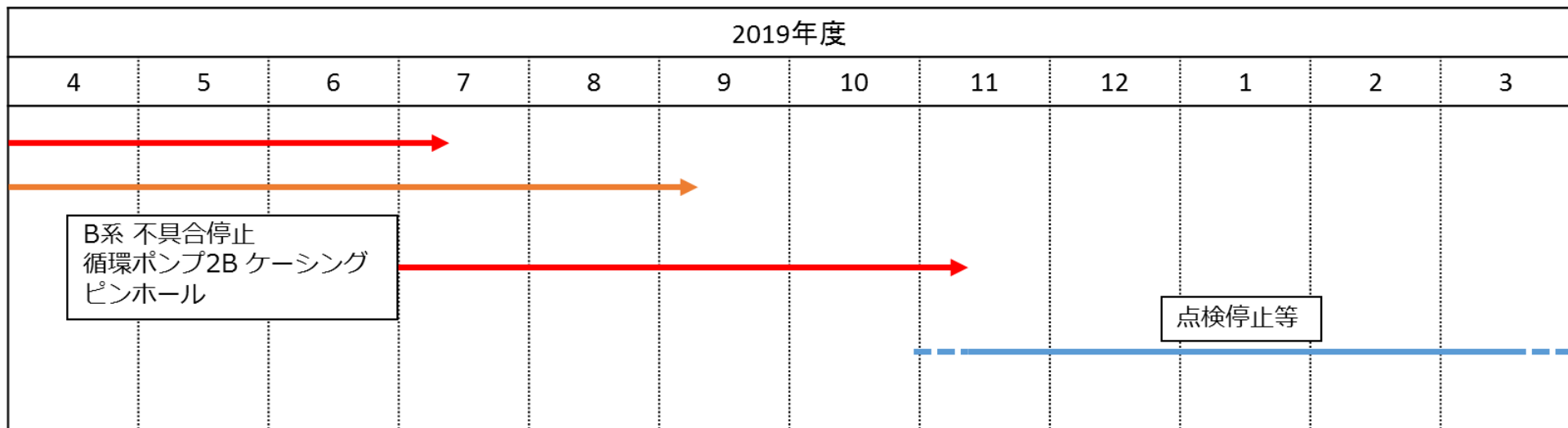
- ・A系、B系：62核種分析のためのサンプリングを実施。既に分析完了。
- ・C系：CFF出口配管のピンホール発生による系統停止。  
⇒配管の補修を行い運転再開済。

### -2021年

- ・C系：62核種分析のためのサンプリングを実施。7月に分析完了。

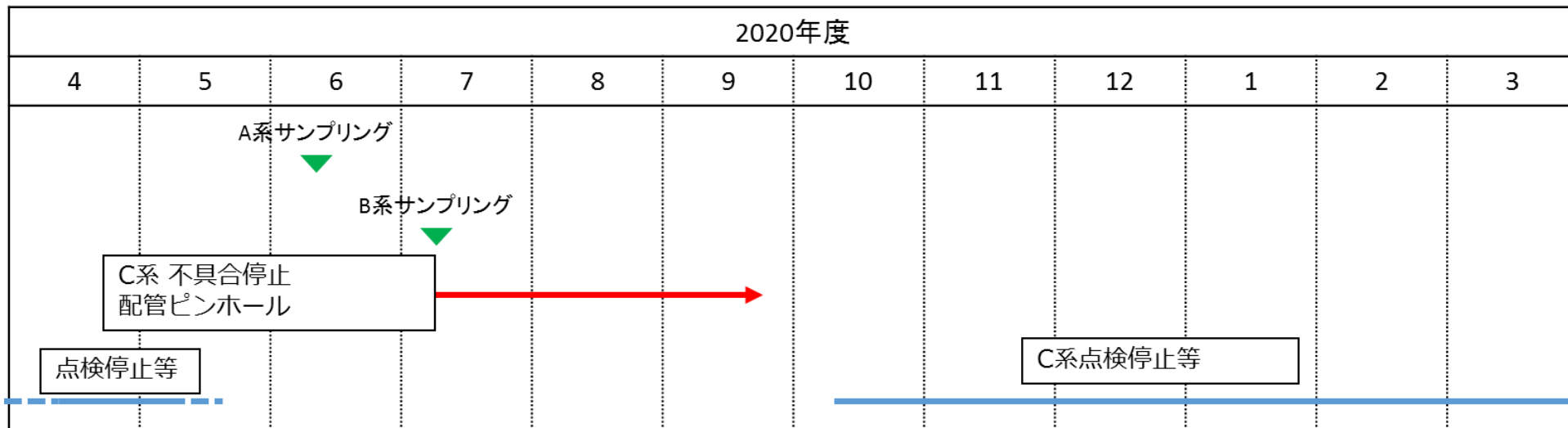
# 【参考】多核種除去設備の本格運転に係るこれまでの経緯（年表）

既設ALPSのこれまでの経緯は以下の通り。



## 【参考】多核種除去設備の本格運転に係るこれまでの経緯（年表）

既設ALPSのこれまでの経緯は以下の通り。



## 【参考】使用前検査受検について

今回の使用前性能検査対象は、

- ・ 確認項目「除去性能」
- ・ 確認内容「処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）について、除去対象とする62核種の放射能濃度を確認する。」

について実施し、62核種の分析結果を用いて、除去性能が満足されていることを確認する。

~~多核種除去設備では、至近で試料を採取し分析を行っていることから、その分析結果を用いて「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示」未満であることを算出し、除去性能が満足されていることを確認する。~~  
 なお、福島第一原子力発電所で分析したものについては、分析結果はすべて公表することとしている。

確認事項	確認項目	確認内容	判定基準
性能	運転性能 確認	実施計画に記載の処理容量が通水可能であることを確認する。	実施計画に記載した処理容量が通水可能であり、設備からの異音、振動等の異常がないこと。
	除去性能	<u>処理済水に含まれる放射性核種（トリチウムを除く）について、除去対象とする62核種の放射能濃度を確認する。</u>	<u>『東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉施設の保安及び特定核燃料物質の防護に関して必要な事項を定める告示』に定める周辺監視区域外の水中の濃度限度未満であること。</u>

## 【参考】使用前検査受検について

### 今回の使用前検査受検について

~~多核種除去設備においては、増設多核種除去設備と同様に、実施計画に分析結果を記載して変更申請を行っているが、記載の削除を予定している。—※増設多核種除去設備についても削除予定~~

分析結果については、処理前の水質やフィルタ等の使用頻度により変化するため記載しない。ただし、性能の条件として「告示濃度未満」であることを記載している。

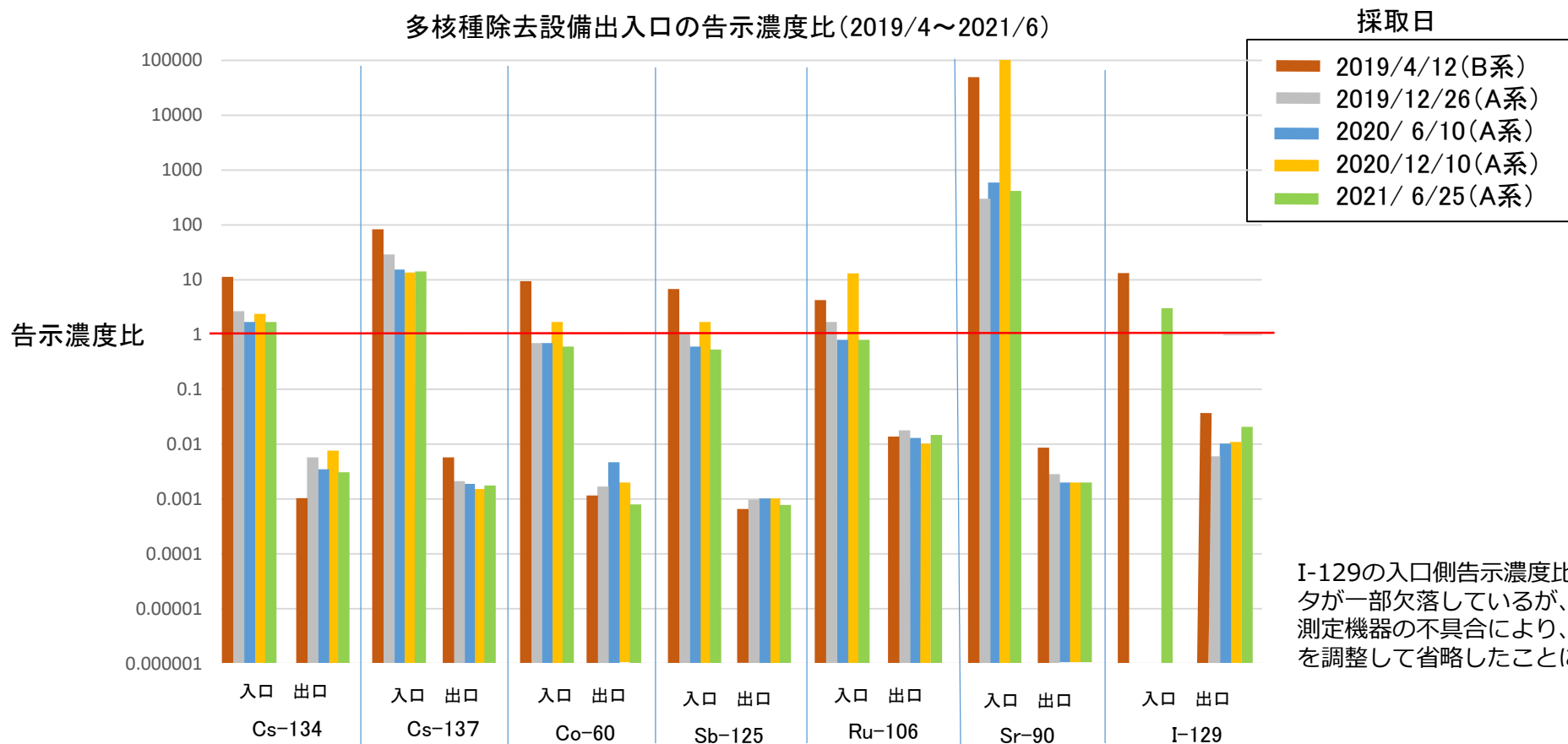
使用前検査（性能）においては、至近の分析結果を用いて使用前検査を受検する。今回の検査は、流量などの現場立会確認の検査ではなく、除去性能を確認する検査のため至近の分析結果を用いることで除去性能を確認できると考えている。また、除去性能は、日々の運用・保守活動により性能維持できているため、~~約1年前の試料採取データを用いて使用前検査を行っても除去性能を確認できると考えている。~~

~~分析結果は、日々公表するとしているため、今回検査に使用する分析結果においても既に公表済みである。~~

## 【参考】使用前検査受検について

- 2019～2021年度の定常測定における主要7核種（Cs-134,Cs-137,Co-60,Sb-125,Ru-106, Sr-90,I-129）のALPS入口・出口の放射能濃度
- 2020年12月は比較的高濃度の水を処理しているが、前後の処理と同等の除去性能を発揮している

多核種除去設備出入口の告示濃度比 (2019/4～2021/6)



I-129の入口側告示濃度比はデータが一部欠落しているが、これは測定機器の不具合により、分析数を調整して省略したことによる。