

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密あるいは防護上の観点から公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-30 改0

## 工事計画に係る補足説明資料

### 補足-30 【設備別記載事項の設定根拠に関する説明書】

平成 30 年 10 月

日本原子力発電株式会社

1. 添付書類に係る補足説明資料

「設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」に係る添付書類の記載内容を補足するための説明資料リストを以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
V-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	補足-30-1 可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプに使用する可搬型ホースの必要数及び保有数の考え方について
	補足-30-2 接続口配置図
	補足-30-3 タンクローリによる燃料補給の成立性について
	補足-30-4 配管内標準流速について
	補足-30-5 熱交換器の伝熱容量について
	補足-30-6 休止状態設備の撤去による廃棄物処理及び貯蔵への影響について
	補足-30-7 非常用ガス再循環系の最高使用温度の設定について

補足-30-1 【可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプに使用する可搬型ホースの保有数の考え方について】

## 1. 概要

重大事故等時に使用する可搬型ホース（以下「ホース」という。）は、実用発電用原子炉及びその他附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）第五十四条第1項及び第3項に記載されている想定される重大事故等の対処及び収束に対して、系統・容量等を満足するように異なる長さの複数のホースを組み合わせて使用することとしている。

本資料では、技術基準規則第五十四条第3項第1号で要求される「十分余裕のある容量を有すること。」を考慮し、ホースの組み合わせ、予備の数量等を踏まえたホースの保有数について補足説明する。なお、自主対策設備である淡水タンクを水源とした代替淡水源への水の補給ルートも含めるものとする。

補足説明に当たっては、以下に示す対象ホースごとに整理した。

- (1) 取水用5mホース
- (2) 送水用5m, 10m, 50mホース
- (3) 可搬型スプレイノズル用20mホース
- (4) 放水砲用5m, 50mホース

## (1) 取水用5mホースの保有数の考え方について

### 1.1 要旨

本資料は、可搬型代替注水大型ポンプに使用するホースのうち、複数の用途で使用する取水用5mホースについての予備を含めた保有数の考え方について整理したものである。

### 1.2 使用するホースの種類・用途

取水用5mホースは、全て同じ種類であるが、使用する用途が異なる。以下に使用用途を示す。

- ① 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器下部注水系、低圧代替注水系）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プール、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水・スプレイ時。
- ② 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備）、原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替水源供給設備）又は圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる水源間の水の補給時。
- ③ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉建屋放水設備）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋への放水時。
- ④ 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによるスクラビング水の補給時。

### 1.3 ホース敷設に当たっての前提条件について

①及び③又は②及び③の同時使用を想定したホース敷設ルートを設定する。④については重大事故後7日間以後に使用するため他の用途との同時使用は考慮する必要はなく、前述の同時使用を想定したホース敷設ルートに包絡される。

### 1.4 ホース保有数の考え方について

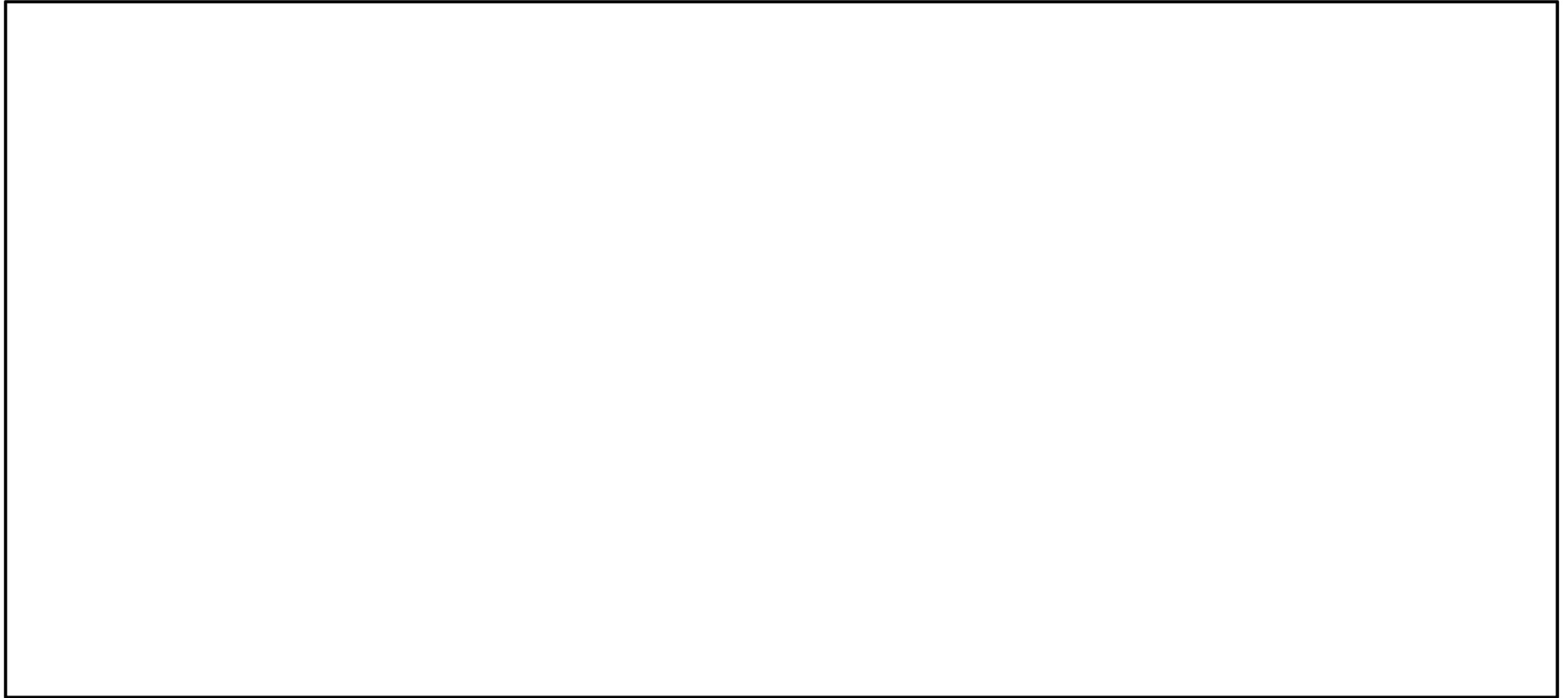
取水用5mホースは、①及び②として使用する場合は、「ホース必要長さにおける本数」を「2セット」に予備を加えた本数、③及び④として使用する場合は「ホース必要長さにおける本数」を「1セット」に予備を加えた本数とし、同時使用も考慮して十分なホースを保有する。

ここで、取水用5mホースの必要本数は、どの用途であっても1ライン当たり6本であり、①、②及び④として使用する場合は1ライン、③として使用する場合は送水量が多いため2ラインで敷設する。

以上より、取水用5mホースの保有数は、ホース必要本数が①又は②6本、③12本となり、①及び②については2セット保有するため合計24本を保有する。

予備については、6本ごとに予備1本を保有する設計とし、①又は②として予備1本×2セット、③として予備2本に加え、③については自主的に更に1セット分（12本+2本）を予備として保有することから、合計18本を予備として保有する。

取水用5mホース敷設図



## (2) 送水用5m, 10m, 50mホースの保有数の考え方について

### 1.1 要旨

本資料は、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプに使用するホースのうち、複数の長さのものを組み合わせ、かつ複数の用途で使用する送水用5m, 10m, 50mホースについての予備を含めた保有数の考え方について整理したものである。

### 1.2 使用するホースの種類・用途

送水用ホースは、「5m, 10m, 50m」のホースを組み合わせる。使用用途は以下に示す。

- ① 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系）、原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替格納容器スプレイ冷却系、格納容器下部注水系、低圧代替注水系）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料プール、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水・スプレイ時。
- ② 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替水源供給設備）、原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（代替水源供給設備）、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替水源供給設備）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替水源供給設備）又は圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（代替水源供給設備）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによる水源間の水の補給時。
- ③ 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器圧力逃がし装置）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器圧力逃がし装置）として使用する可搬型代替注水大型ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによるスクラビング水の補給時。

### 1.3 ホース敷設に当たっての前提条件について

送水用5m, 10m, 50mホースの同時使用については、①において代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源として使用している場合に、②としてその水源への補給を実施することを考慮する。

また、②については自主対策の敷設ルートである淡水タンクからの補給ルートについても考慮する。

### 1.4 ホース保有数の考え方について

送水用5m, 10m, 50mホースは、①又は②として使用する場合は「ホース必要長さにおける本数」を「2セット」に予備を加えた本数、③として使用する場合は「ホース必要長さにおける本数」を「1セット」に予備を加えた本数とし、同時使用も考慮して十分なホースを保有する。また、5m, 10mホースについては余長調整用として使用し、50mホース1組につき5mホース4本、10mホース3本を保有する。具体的な本数は次頁のとおり。

以上より、送水用5m, 10m, 50mホースの保有数は、各々のホース必要本数が①54本（5m：12本、10m：9本、50m：33本）、②18本（5m：4本、10m：3本、50m：11本）、③15本（5m：4本、10m：3本、50m：8本）であり、同時使用の場合のホース必要本数は①の「代替淡水貯槽～原子炉建屋東側接続口」54本と②「西側淡水貯水設備～代替淡水貯槽」14本の合計68本（5m：16本、10m：12本、50m：40本）となることから、ホース必要本数が最大となる同時使用の場合68本を2セットの合計136本を保有する。

予備については、各長さのホースごとに2本保有する設計とし、合計6本（5m：2本、10m：2本、50m：2本）を予備として保有する。

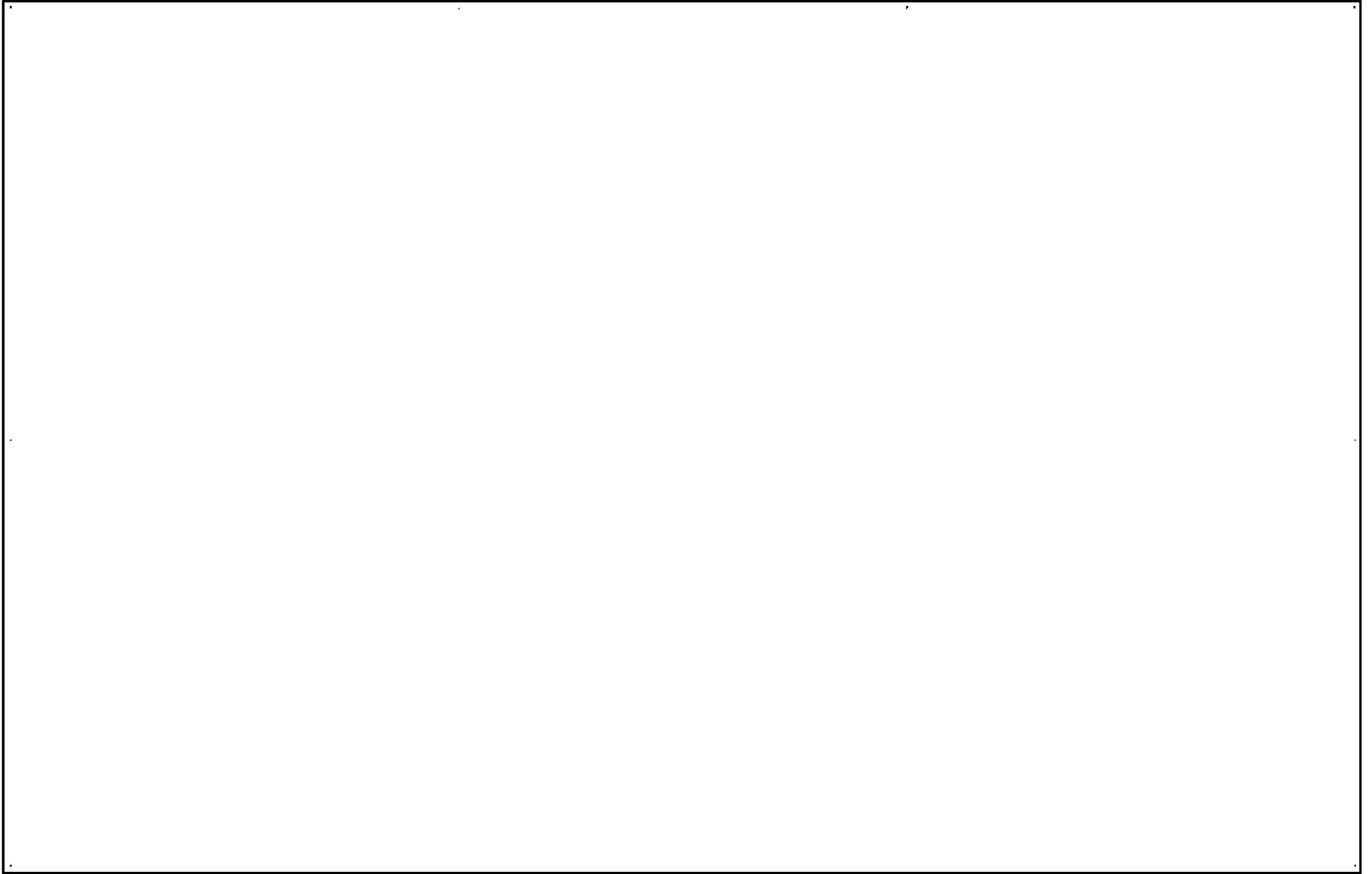
送水用5m, 10m, 50mホース 各敷設ルート組み合わせについて

使用用途及び接続箇所		①				②		③
		接続先						
		原子炉建屋東側 接続口	原子炉建屋西側 接続口	高所東側接続口	高所西側接続口	代替淡水貯槽	西側淡水貯水設備	フィルタ装置 スクラビング水 補給ライン接続口
水源	代替淡水貯槽	54本 ([5m:4本, 10m: 3本, 50m:11本] ×3ライン)	27本 ([5m:4本, 10m: 3本, 50m:2本] ×3ライン)	16本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:9本)	13本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:6本)	—	14本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:7本)	9本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:2本)
	西側淡水貯水設備	25本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:18本)	14本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:7本)	12本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:5本)	9本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:2本)	14本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:7本)	—	15本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:8本)
	S A用海水ピット	45本 ([5m:4本, 10m: 3本, 50m:8本] ×3ライン)	39本 ([5m:4本, 10m: 3本, 50m:6本] ×3ライン)	19本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:12本)	17本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:10本)	11本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:4本)	18本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:11本)	—
	淡水タンク (自主)	—	—	—	—	10本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:3本)	12本 (5m:4本, 10m: 3本, 50m:5本)	—

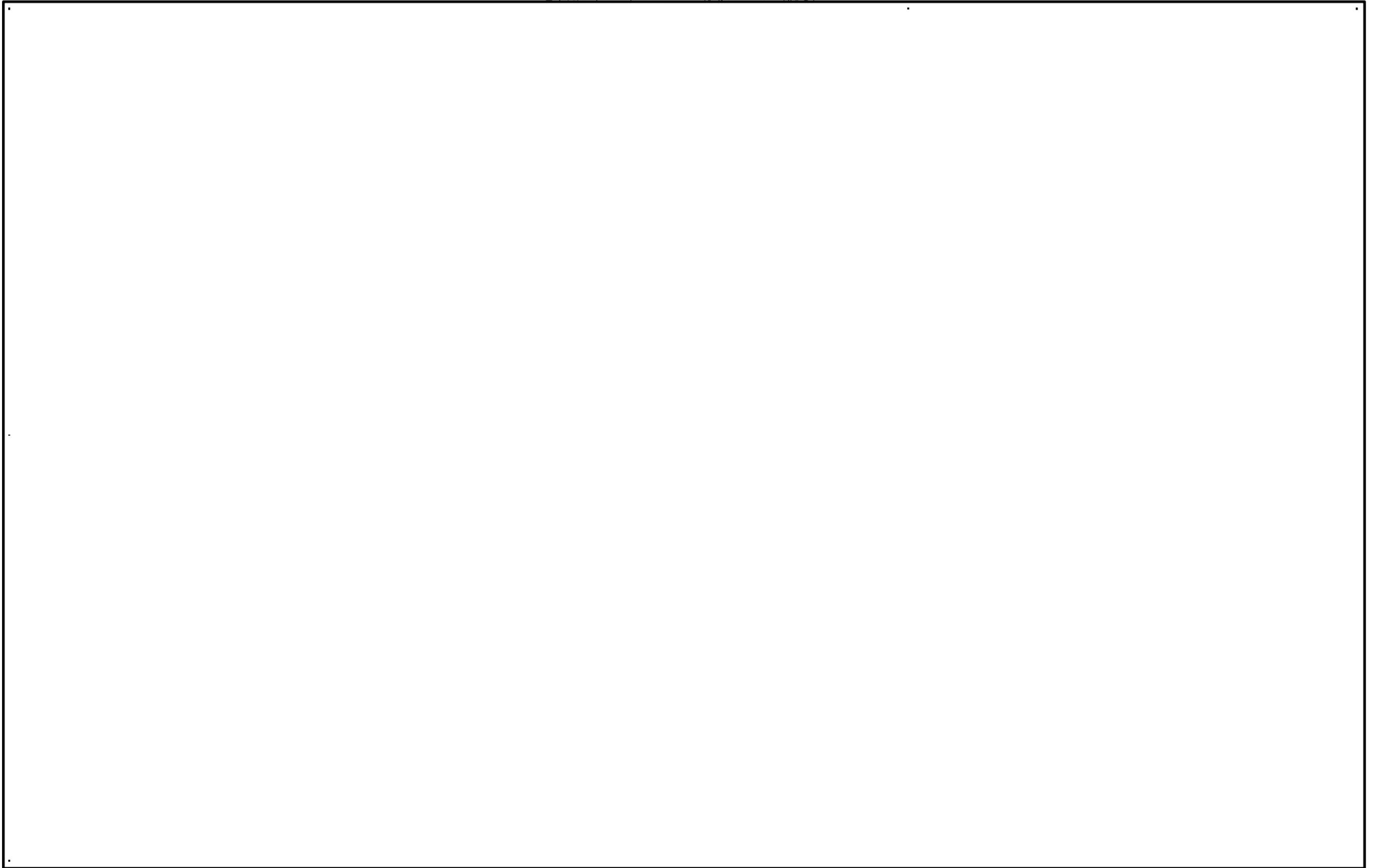
送水用5m, 10m, 50mホース敷設ルート

--

送水用5m, 10m, 50mホース敷設ルート (続き)



送水用5m, 10m, 50mホース敷設ルート (続き)



(3) 可搬型スプレインノズル用20mホースの保有数の考え方について

1.1 要旨

本資料は、可搬型代替注水大型ポンプに使用するホースのうち、複数ルートで使用する可搬型スプレインノズル用20mホースについての予備を含めた保有数の考え方について整理したものである。

1.2 使用するホースの種類・用途

可搬型スプレインノズル用20mホースは、全て同じ種類であるが、原子炉建屋内に2ルート分を分散して保管する。使用用途は以下に示す。

- ① 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（代替燃料プール注水系（可搬型スプレインノズルを使用する場合））として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる使用済燃料プールへのスプレイ時。

1.3 ホース敷設に当たっての前提条件について

可搬型スプレインノズル用20mホースは原子炉建屋内に保管・敷設するため、火災区画を考慮し、東側ルートと西側ルートのそれぞれに「ホース必要長さにおける本数」を保管するように考慮する。また、屋外については送水用5m, 10m, 50mホースを使用し、原子炉建屋近傍で可搬型スプレインノズル用20mホースに接続する。

1.4 ホース保有数の考え方について

可搬型スプレインノズル用20mホースは、「東側ルートのホース必要長さにおける本数」及び「西側ルートのホース必要長さにおける本数」をそれぞれ「1セット」に予備を加えた本数を保有する。具体的な本数は以下のとおり。

可搬型スプレインノズル用20mホース 各敷設ルート組み合わせについて

接続箇所		東側ルート (原子炉建屋内)	西側ルート (原子炉建屋内)
水源	送水用5m, 10m, 50mホースとの接続箇所		
代替淡水貯槽又は SA用海水ピット	原子炉建屋付属棟 (廃棄物処理棟) 東側扉付近	—	36本 (12本×3ライン)
	原子炉建屋大物搬入口付近	27本 (9本×3ライン)	—

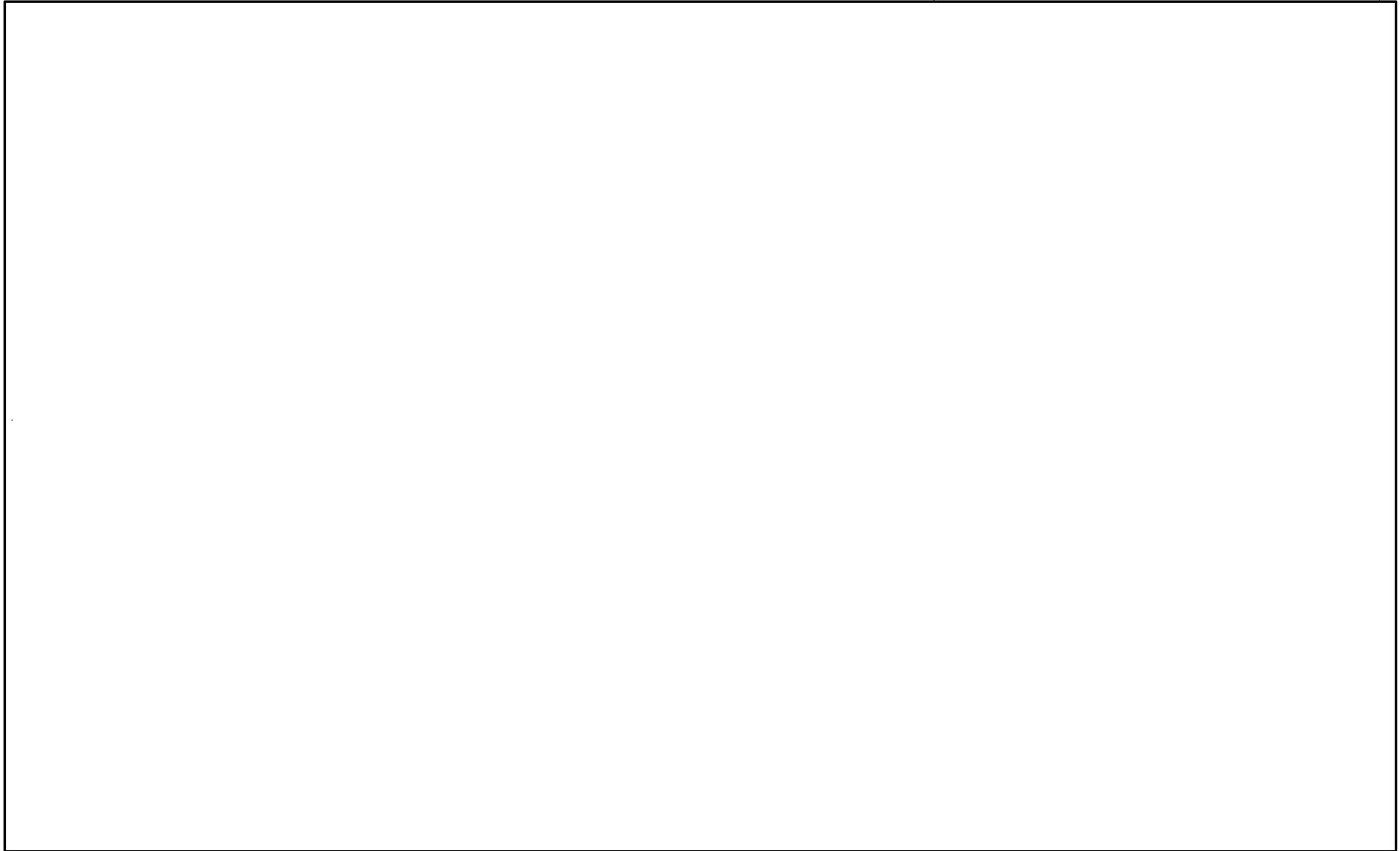
以上より、可搬型スプレインノズル用20mホースの保有数は、東側ルート27本、西側ルート36本の合計63本を保有する。

予備については、各ルート1本ずつ保有する設計とし、合計2本を予備として保有する。

可搬型スプレインゾル用20mホース敷設ルート

凡例

 : ホースルート (東側ルート)	 : 可搬型スプレインゾル設置場所
 : ホースルート (西側ルート)	 : 耐火隔壁
 : ホースルート (垂直)	



(4) 放水砲用5m, 50mホースの保有数の考え方について

1.1 要旨

本資料は、可搬型代替注水大型ポンプに使用するホースのうち、複数ルートで使用する放水砲用5m, 50mホースについての予備を含めた保有数の考え方について整理したものである。

1.2 使用するホースの種類・用途

放水砲用ホースは、「5m, 50m」のホースを組み合わせる。使用用途は以下に示す。

- ① 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（原子炉建屋放水設備）、原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（原子炉建屋放水設備）として使用する可搬型代替注水大型ポンプによる原子炉建屋への放水時。

1.3 ホース敷設に当たっての前提条件について

放水砲用5m, 50mホースは、原子炉建屋周辺の放水砲設置位置までの複数の敷設ルートが想定されているが、ここでは想定した複数のルートのうち最長ルートとなる放水砲を原子炉建屋南側に設置した場合における敷地南側ルートとする。

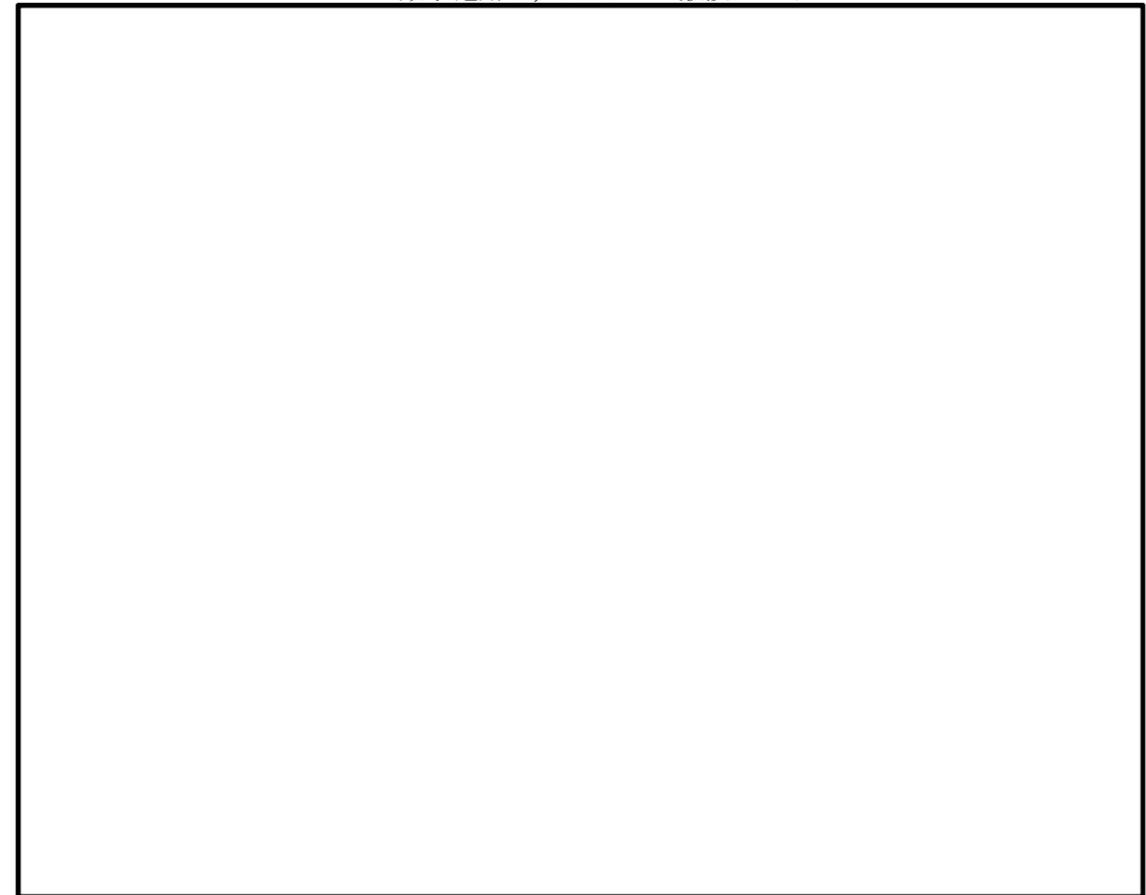
1.4 ホース保有数の考え方について

放水砲用5m, 50mホースの保有数は、「ホース必要長さにおける本数」を「1セット」に予備を加えた本数を保有する。具体的な本数は以下のとおり。

放水砲用5m, 50mホース 敷設ルート組み合わせについて

接続箇所		敷地南側ルート	廃棄物処理建屋南側ルート (最短ルート：参考)
水源	S A用海水ピット	60本 ([5m：10本, 50m：20本] ×2ライン)	28本 ([5m：10本, 50m：4本] ×2ライン)

放水砲用5m, 50mホース敷設ルート



以上より、放水砲用5m, 50mホースの保有数は、敷地南側ルートに敷設した場合の必要本数60本（5m：20本, 50m：40本）を保有する。

予備については、各長さのホースごとに1本保有する設計とし、合計2本（5m：1本, 50m：1本）に加え、自主的に更に1セット分（60本+2本）を予備として保有することから、合計64本（5m：22本, 50m：42本）を予備として保有する。

補足-30-2 【接続口配置図】

東海第二発電所 接続口配置図（水、窒素、電源）



補足-30-3 【タンクローリによる燃料補給の成立性について】

## 1. 概要

重大事故等時に必要なタンクローリによる各燃料タンクへの燃料補給について説明する。

## 2. タンクローリ及び各燃料タンクの設計方針

- ・タンクローリは、有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において想定した重大事故シーケンスにおいて、同時に使用する可能性がある機器が、全て定格負荷で連続運転したとしても、7日間は全てのタンクが枯渇しないように給油できる設計とする。
- ・有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）にて使用しない機器については、その機器の機能（代替性）を考慮し、重大事故シーケンスに準ずる使用をしたとして燃料補給を想定する。

（例）可搬型代替低圧電源車は、常設代替交流電源設備の代替

可搬型代替注水大型ポンプは、常設低圧代替注水系ポンプの代替

- ・各燃料タンクの容量は、タンクローリによる連続給油が成立する容量を有する設計とする。

## 3. タンクローリによる初期給油の成立性

タンクローリからの初期給油時間については、訓練実績等から現実的に可能な時間を想定し、移動時間及び給油準備時間を含め、可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの燃料汲み上げ46分（初回のみ86分\*）（4 kL給油時）、タンクローリから可搬型代替低圧電源車（原子炉建屋東側に配置）への給油が23分、可搬型代替低圧電源車（原子炉建屋西側に配置）への給油が20分、窒素供給装置用電源車（原子炉建屋東側に配置）への給油が17分、窒素供給装置用電源車（原子炉建屋西側に配置）への給油が14分、可搬型代替注水中型ポンプへの給油が18分、可搬型代替注水大型ポンプへの給油が21分とし、初回における可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いた各燃料タンクへの給油時間は次のように設定する。

- ・可搬型代替低圧電源車（原子炉建屋東側に配置）の燃料タンク：1時間49分
- ・可搬型代替低圧電源車（原子炉建屋西側に配置）の燃料タンク：1時間46分
- ・窒素供給装置用電源車（原子炉建屋東側に配置）の燃料タンク：1時間43分
- ・窒素供給装置用電源車（原子炉建屋西側に配置）の燃料タンク：1時間40分
- ・可搬型代替注水中型ポンプの燃料タンク：1時間44分
- ・可搬型代替注水大型ポンプの燃料タンク：1時間47分

これらの時間は、第4-1表に示す各燃料タンクの容量及び燃料消費率から算出した枯渇時間未満であるため、タンクローリによる初期給油は成立する。

なお、可搬型代替低圧電源車、窒素供給装置用電源車、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプを以下、「給油対象機器」という。

注記 \*：初回については放射線防護具着用，可搬型重大事故等対処設備保管場所への移動等を含め86分とする。

#### 4. タンクローリによる連続給油の成立性

重大事故等時における有効性評価解析のうち，燃料使用量が最大となる事象は，窒素供給装置を使用する重要事故シーケンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・加温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」及び「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」等であるが，さらに厳しい条件として，給油対象機器を同時に定格負荷で使用した場合を想定してタンクローリからの連続給油の成立性を確認する。

給油対象機器及び各燃料タンクの必要給油量を第4-1表に示す。第4-1表中の「連続給油間隔」は，全ての給油対象機器の燃料が枯渇することなく運転継続が可能となるための給油間隔を示す。この給油間隔は，第4-2表に示す給油シーケンスに従い，タンクローリが給油対象機器へ給油後，その他の給油対象機器へ給油してから再び同じ給油対象機器の給油に戻ってくるパターンの内，最も厳しい時間を示したものである。（第4-2図参照）

例：窒素供給装置用電源車の場合

①～③，⑤～⑨と移動した場合，所要時間は1時間13分となるが，①～②，④，①～⑨と移動した場合，所要時間が最長となり2時間6分となる。

いずれの給油対象機器の給油間隔も各給油対象機器の枯渇時間未満であるため，タンクローリによる連続給油は成立する。

なお，この給油シーケンスは次の条件を考慮している。

- (1) タンクローリが燃料給油を行う際の移動ルートは，可搬型重大事故等対処設備保管場所（西側）及び可搬型重大事故等対処設備保管場所（南側）に設置する可搬型設備用軽油タンクの燃料が使用できるように，2箇所ある可搬型重大事故等対処設備保管場所を通過するルートとする。
- (2) タンクローリが，可搬型設備用軽油タンクから各給油対象機器への燃料補給を行う際の移動ルートは，周辺斜面の崩壊や倒壊物の影響を受けないアクセスルートを通過することを基本とする。
- (3) 1回のタンクローリへの給油で各給油対象機器への燃料補給を2回周回する。

#### 5. 必要給油量の考え方

今回想定した，タンクローリにて供給するすべての給油対象機器を同時に定格負荷で使用した場合において，1回のタンクローリへの給油で各給油対象機器への燃料補給を2回周回した時の必要最大給油量は，第4-1表に示すとおり約2.5 kLであるが，タンクローリの容量は4.0 kL

であるため影響はない。

6. 容量設定根拠における説明方針

タンクローリの設定根拠については、第4-1表に示す燃料補給対象機器及び各燃料タンクの必要給油量を基に、燃料補給に必要な容量の最大値に対し、給油量への余裕を考慮した容量をタンクローリの設計確認値とする。

第4-1表 タンクローリによる給油対象機器及び必要給油量

対象機器	個数 A	燃料消費率 (L/h/個) B	燃料タンク容量 (公称値)(L) C	枯渇時間 (公称値の場合) D	初期給油時間 E	連続給油間隔*1 F	必要最大給油量 (L) G
可搬型代替 低圧電源車	2	111	245 (250)	約2時間12分 (約2時間15分)	1時間49分*2	2時間6分 (1時間49分)	約467
窒素供給装置用 電源車	1	111	245 (250)	約2時間12分 (約2時間15分)	1時間43分*2	2時間6分 (1時間55分)	約234
可搬型代替注水 中型ポンプ	2	35.7	110 (125)	約3時間21分 (約3時間30分)	1時間44分	2時間6分 (2時間40分)	約150
可搬型代替注水 大型ポンプ	1	200	900 (990)	約4時間48分 (約4時間57分)	1時間47分	2時間1分 (2時間16分)	約404
合計 (2回周回した場合)	—	—	—	—	—	—	約1255 (約2510)

注：各パラメータの算出及び関係は以下のとおりである。

$$D = C \div B$$

$$G = A \times B \times F$$

注記 \*1：( ) 内は、初期給油時間を考慮した場合における初回の給油完了までの時間を示す。

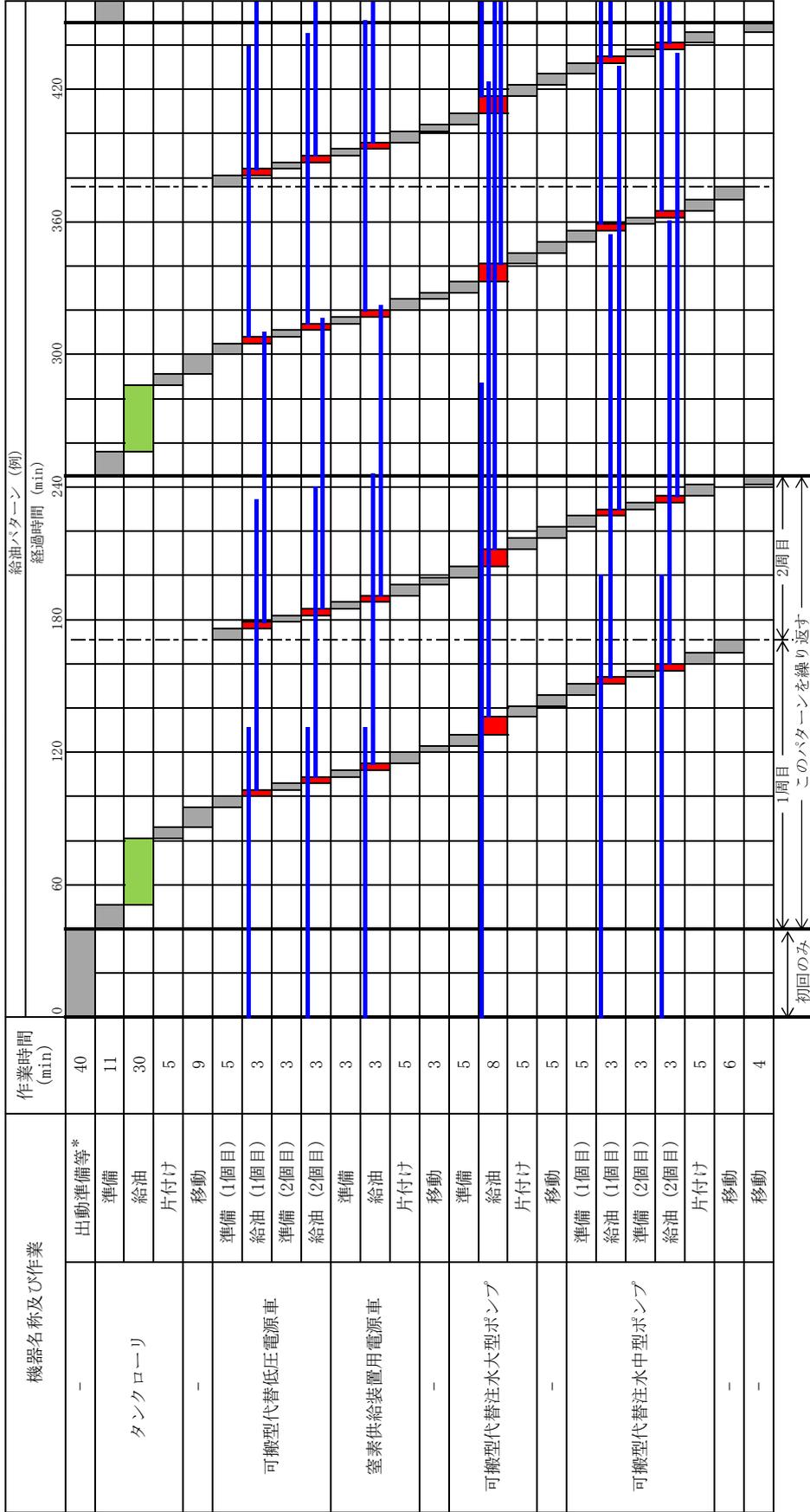
\*2：最も厳しい条件として、原子炉建屋東側に配置されている電源車への初期給油時間を示す。

第4-2表 可搬型設備用軽油タンクから給油対象機器への給油シーケンス

No.	作業内容	距離	所要時間
①	タンクローリへの給油準備	—	11分
②	可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリへの給油	—	30分
③	給油片付け	—	5分
④	可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替低圧電源車 (2個) 及び窒素供給装置用電源車まで移動	約1.49 km	9分
⑤	可搬型代替低圧電源車 (1個目) への給油準備	—	5分
⑥	可搬型代替低圧電源車 (1個目) への給油	—	3分
⑦	可搬型代替低圧電源車 (2個目) への給油準備	—	3分
⑧	可搬型代替低圧電源車 (2個目) への給油	—	3分
⑨	窒素供給装置用電源車への給油準備	—	3分
⑩	窒素供給装置用電源車への給油	—	3分
⑪	給油片付け	—	5分
⑫	可搬型代替低圧電源車 (2個) 及び窒素供給装置用電源車から可搬型代替注水大型ポンプまで移動	約0.37 km	3分
⑬	可搬型代替注水大型ポンプへの補給準備	—	5分
⑭	可搬型代替注水大型ポンプへの給油	—	8分
⑮	給油片付け	—	5分
⑯	可搬型代替注水大型ポンプから可搬型代替注水中型ポンプ (2個) までの移動	約0.69 km	5分
⑰	可搬型代替注水中型ポンプ (1個目) への給油準備	—	5分
⑱	可搬型代替注水中型ポンプ (1個目) への給油	—	3分
⑲	可搬型代替注水中型ポンプ (2個目) への給油準備	—	3分
⑳	可搬型代替注水中型ポンプ (2個目) への給油	—	3分
㉑	給油片付け (その後、1周目終了後はステップ㉒の手順へ、2周目終了後はステップ㉓の手順へ移行する。)	—	5分
㉒	可搬型代替注水中型ポンプ (2個) から可搬型代替低圧電源車 (2個) 及び窒素供給装置用電源車まで移動	約0.96 km	6分
㉓	ステップ⑤～㉔の手順を行う。	—	(70分)
㉔	可搬型代替注水中型ポンプ (2個) から可搬型設備用軽油タンクまで移動	約0.63 km	4分
㉕	ステップ①の手順に戻る。	—	—

注 : 発電所構内においてタンクローリは時速 10 km/h にて移動する。

第4-1図 給油作業 時系列



注：青線は各給油対象機器の設計確認値における枯渴時間を示す。  
 注記 \*：放射線防護具着用，可搬型重大事故等対処設備保管場所への移動等



【凡例】

- |   |         |   |                |
|---|---------|---|----------------|
|  | 送電線     |  | タンクローリの移動ルート   |
|  | アクセスルート |  | 送電線鉄塔・送電線の影響範囲 |
-  第 1-2 表「可搬型設備用軽油タンクから給油対象機器への給油シーケンス」に示す番号
  -  可搬型設備用軽油タンクからタンクローリに給油する地点
  -  タンクローリから可搬型代替注水中型ポンプ（2 個）に給油する地点
  -  タンクローリから可搬型代替注水大型ポンプに給油する地点
  -  タンクローリから可搬型代替低圧電源車（2 個）及び窒素供給装置用電源車に給油する地点

第 4-2 図 可搬型設備用軽油タンクから各燃料タンクへの給油シーケンス概要図

補足-30-4 【配管内標準流速について】

## 1. 概要

添付書類「V-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書」に記載のある標準流速は内部流体及び配管径等からメーカー社内基準に基づき定めており、本資料では各配管内標準流速について記載する。

なお、消火系配管については「技術資料 管路・ダクトの流体抵抗」（日本機械学会）に基づく標準流速を使用する。

## 2. 各系統における配管内標準流速

表 1 及び表 2 に各系統における配管内標準流速を示す。

## 3. 配管内許容最高流速について

表 3 に流体による浸食・配管振動を生じさせない配管内の許容最高流速を示す。

圧力損失増大による最高使用圧力及び動力などへの影響が小さいと判断できる場合には、標準流速を超えて使用することを許容している。

表 1 配管内標準流速（目安値）

内部流体		配管口径	標準流速 (m/s)	備考			
淡水	低圧水	50A 以下					
		∫					
		200A 以上					
	高圧水	50A 以下					
		∫					
		200A 以上					
間欠使用*4		標準流速×1.5					
蒸気	低圧蒸気	全口径					
	高圧蒸気	50A 以下					
		∫					
		300A 以上					
自由膨張蒸気	全口径						
空気・ガス	圧縮	全口径					
	一般	全口径					
海水		100A 以下					
		100A 超過					
油		全口径					
薬品		全口径					

注記 \*1: (内挿) と記載した箇所は、流速を記載した前後配管呼び径で直線補間することにより内挿し、設定する。

\*2: sch40 以下は最大  m/s とする。

\*3: RPV バウンダリとなる配管では表 3 に示す配管内最高流速を基準流速とする。

\*4: 非常用炉心冷却系の定例試験使用 (1 回/1 ヶ月), 定期検査時のみ使用 (1 回/年) など

表 2 ポンプ廻り配管内標準流速

ポンプ種類	配管	標準流速 (m/s)	備考
うず巻ポンプ	吸込配管 (静水頭)		
	吸込配管 (加圧)		
往復動ポンプ	吸込配管		
	吐出配管		

表 3 配管内許容最高流速

流体の種類	運転形態	許容最高流速 (m/s)	備考
淡水, 海水	長期 (通常)		
	短期 (非常時)		
蒸気	—		
空気・ガス	圧縮		
	一般		

補足-30-5【熱交換器の伝熱容量について】

1. 概要

添付書類「V-1-1-4-2-10 設定根拠に関する説明書（代替燃料プール冷却系 代替燃料プール冷却系熱交換器）」の容量（設計熱交換量）について補足説明を行う。

2. 容量（設計熱交換量）の算出

表 2-1 に崩壊熱評価条件を，表 2-2 に原子炉運転中の使用済燃料プールにおける使用済燃料の通常最大熱負荷（崩壊熱）を示す。

既設の設計基準対象施設である使用済燃料プール冷却浄化系熱交換器 2 個の容量は通常時最大崩壊熱約 2.1 MW を上回る 2.31 MW で設計しており，代替燃料プール冷却系熱交換器の容量は既設の使用済燃料プール冷却浄化系熱交換器 2 個と同等の 2.31 MW/個以上とする。

表 2-1 崩壊熱評価条件

	原子炉運転中
照射期間／1 サイクル	14 ヶ月
冷却期間／1 サイクル	13 ヶ月
停止期間* <sup>1</sup>	30 日
使用済燃料体数	1486 体* <sup>2</sup>
評価日	運転開始直後

注記 \*1：過去の施設定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。

\*2：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2250 体）から 1 炉心分の燃料（764 体）を除いた体数（1486 体）が貯蔵されているものとする。

表 2-2 燃料取出スキーム（原子炉運転中）

使用済燃料プール 貯蔵燃料	冷却期間	燃料 体数	取出平均燃 焼度(GWd/t)	崩壊熱 (MW)
8 サイクル冷却済燃料	8 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	142 体	45	0.047
7 サイクル冷却済燃料	7 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.059
6 サイクル冷却済燃料	6 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.064
5 サイクル冷却済燃料	5 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.072
4 サイクル冷却済燃料	4 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.085
3 サイクル冷却済燃料	3 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.110
2 サイクル冷却済燃料	2 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.161
1 サイクル冷却済燃料	1 × (13 ヶ月 + 30 日) + 30 日	168 体	45	0.283
施設定期検査燃料	30 日	168 体	33	1.214
合計（使用済燃料及び施設定期検査時取出燃料）		1486 体	—	2.095

### 3. 伝熱面積の設定

重大事故等時に使用済燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系熱交換器の伝熱面積は、下記を考慮して決定した。

#### (1) 必要最小伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の必要最小伝熱面積は、設計熱交換量 2.31 MW を満足するための性能計算で求められる  m<sup>2</sup>/個 とする。

必要最小伝熱面積は、設計熱交換量、熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\begin{aligned} \text{必要最小伝熱面積} &= \frac{Q}{K \times \Delta T} = \frac{2.31 \times 10^6}{\text{} \times \text{}} \\ &= \text{} \div \text{} \text{ m}^2 \end{aligned}$$

Q : 設計熱交換量 (W) = 2.31 × 10<sup>6</sup> (=2.31 MW)

K : 熱通過率 (W/(m<sup>2</sup>・K)) =  (メーカーデータ値より)

ΔT : 対数平均温度差 (K) 図 3-1 及び向流形の算出式より

$$\begin{aligned} \Delta T &= \frac{(T_{h1} - T_{c2}) - (T_{h2} - T_{c1})}{1 \ln \frac{T_{h1} - T_{c2}}{T_{h2} - T_{c1}}} \\ &= \frac{(\text{} - \text{}) - (\text{} - \text{})}{1 \ln \frac{\text{} - \text{}}{\text{} - \text{}}} \\ &= \text{} \div \text{} \end{aligned}$$

(引用文献：「伝熱工学資料 改訂第 4 版」(1986 年 日本機械学会))

T<sub>h1</sub> : 一次側 (SFP側) の入口温度 (°C) =

T<sub>h2</sub> : 一次側 (SFP側) の出口温度 (°C) =

T<sub>c1</sub> : 二次側 (海水側) の入口温度 (°C) =

T<sub>c2</sub> : 二次側 (海水側) の出口温度 (°C) =

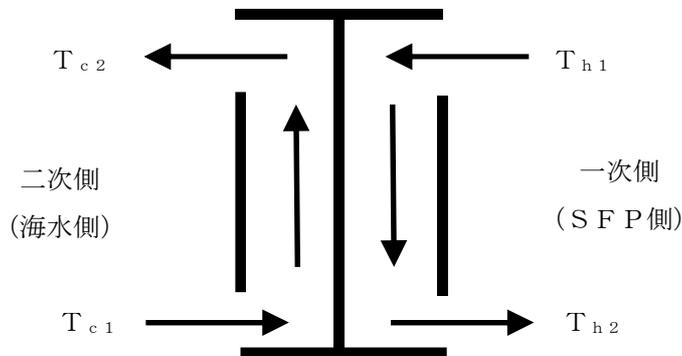


図 3-1 対数平均温度差の概念図

(2) 公称伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の公称伝熱面積は，下記より算出する。

$$A_1 = N \times A_p$$
$$= \boxed{\phantom{00}} \times \boxed{\phantom{00}} = \boxed{\phantom{00}} \div \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2$$

$A_1$  : 公称伝熱面積 (m<sup>2</sup>)

$N$  : 伝熱板有効枚数 (枚)

$$= \boxed{\phantom{00}}$$

$A_p$  : 伝熱板 1 枚当たりの有効伝熱面積 (m<sup>2</sup>)

$$= \boxed{\phantom{00}}$$

(3) 伝熱面積の設計値

代替燃料プール冷却系熱交換器の伝熱面積の設計値は，汚れによる性能低下を見込み，公称伝熱面積に 10%の余裕を考慮し，下記のように求める。

伝熱面積の設計値  $\boxed{\phantom{00}}$  m<sup>2</sup> は必要最小伝熱面積  $\boxed{\phantom{00}}$  m<sup>2</sup> を上回っており，設計熱交換量 2.31 MW/個を確保できる。

$$A' = (1 - 0.1) \times A_1 = 0.9 \times \boxed{\phantom{00}}$$
$$= \boxed{\phantom{00}} \div \boxed{\phantom{00}} \text{ m}^2$$

$A'$  : 伝熱面積の設計値 (m<sup>2</sup>)

補足-30-6【休止状態設備の撤去による廃棄物処理  
及び貯蔵への影響について】

## 1. 概 要

原子炉建屋廃棄物処理棟内に新規 SA 設備（格納容器圧力逃がし装置及び電気盤等）を設置するスペースを確保するため、現在休止状態となっている設備（固化装置（セメント固化式）及び助材型ろ過装置。以下「休止設備」という。）を撤去することから、休止設備の撤去により、廃棄物処理及び貯蔵への影響がないことを確認した。

## 2. 固体廃棄物処理系における処理の変更

液体廃棄物処理系濃縮装置から発生する濃縮廃液，原子炉冷却材浄化系及び燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器から発生する使用済樹脂，液体廃棄物処理系助材型ろ過装置\*及び非助材型ろ過装置から発生する廃スラッジは，図 1 に示すように処理する。

以下に，廃棄物種類毎の処理の変更について示す。

※：プリコート型のフィルタを用いてろ過する装置を助材型ろ過装置\*<sup>1</sup>という（フィルタのプリコート材を助材という）。  
反対に，プリコート型のフィルタ以外を用いてろ過する装置を非助材型ろ過装置\*<sup>2</sup>という。

※1：助剤型ろ過装置：廃液フィルタ（機器ドレン処理系）

床ドレンフィルタ（床ドレン処理系）

※2：非助剤型ろ過装置：電磁ろ過器

### （1）液体廃棄物処理系から発生する濃縮廃液

濃縮廃液に関しては，次の 2 種類の取り扱い(a)及び(b)について許可されている。今回，固化装置（セメント固化式）（図 2，6-1，6-2 及び 6-3 参照）を撤去するため，(b)に示す処理・貯蔵保管を削除するが，(a)に示す処理・貯蔵保管が可能である。

(a) 濃縮廃液貯蔵タンクで放射能を減衰させた後，減容固化設備で，乾燥・造粒後，容器に詰めて減容固化体貯蔵室に貯蔵するか，貯蔵した後，セメント混練固化装置でドラム缶内に固化材（セメント）と混練して固化し保管廃棄施設（以下「固体廃棄物貯蔵庫」という。）に貯蔵保管する。…

【変更なし】

(b) 濃縮廃液貯蔵タンクで放射能を減衰させた後，固化装置（セメント固化式）で固化材（セメント）と混合してドラム缶内に固化し固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。…【削除】

## (2) 使用済樹脂（粉末，粒状）

① 原子炉冷却材浄化系及び燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器から発生する使用済粉末樹脂に関しては，次の2種類の取扱い(a)及び(b)について許可されている。今回，固化装置（セメント固化式）を撤去するため，(b)に示す処理・貯蔵保管を削除するが，(a)に示す貯蔵が可能である。

(a) 使用済粉末樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。…【変更なし】

(b) 使用済粉末樹脂貯蔵タンクに貯蔵し放射能を減衰させた後，固化装置（セメント固化式）で固化材（セメント）と混合してドラム缶内に固化し固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。…【削除】

② 復水脱塩装置及び液体廃棄物処理系脱塩装置から発生する使用済粒状樹脂に関しては，次の3種類の取扱い(a)，(b)及び(c)について許可されている。今回，固化装置（セメント固化式）を

撤去するため、(c)に示す処理・貯蔵保管を削除するが、(a)に示す貯蔵及び(b)に示す処理が可能である。

(a) 使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。…【変更なし】

(b) 使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵し放射能を減衰させた後、  
雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。…【変更なし】

(c) 固化装置（セメント固化式）で固化材（セメント）と混合してドラム缶内に固化し固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。  
…【削除】

### (3) 廃スラッジ

① 非助材型ろ過装置から発生する廃スラッジに関しては、次の2種類の取扱い(a)及び(b)について許可されている。今回、固化装置（セメント固化式）を撤去するため、(b)に示す処理・貯蔵保管を削除するが、(a)に示す貯蔵が可能である。

(a) クラッドスラリタンクに貯蔵する。…【変更なし】

(b) クラッドスラリタンクに貯蔵し放射能を減衰させた後、  
固化装置（セメント固化式）で固化材（セメント）と混合してドラム缶内に固化し固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。  
…【削除】

※：非助材型ろ過装置から発生する廃スラッジは(a)に示す貯蔵をするが、処分先（埋設施設）の設計に応じて、処分方法を確立し、処理設備を設置する。

② 助材型ろ過装置（機器ドレン処理系）（図3、5及び6-3参照）から発生する廃スラッジに関しては、次の3種類の取扱い(a)、

(b)及び(c)について許可されている。今回、固化装置（セメント固化式）を撤去するため、(c)に示す処理・貯蔵保管を削除するが、(a)に示す貯蔵及び(b)に示す処理が可能である。

(a) 廃液スラッジ貯蔵タンクに貯蔵する。…【変更なし】

(b) 廃液スラッジ貯蔵タンクに貯蔵し放射能を減衰させた後、  
雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。…【変更なし】

(c) 固化装置（セメント固化式）で固化材（セメント）と混合  
してドラム缶内に固化し、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管す  
る。…【削除】

③ 助材型ろ過装置（床ドレン処理系）（図 4、5 及び 6-3 参照）か  
ら発生する廃スラッジに関しては、次の 3 種類の取扱い(a), (b)  
及び(c)について許可されている。今回、固化装置（セメント固  
化式）を撤去するため、(c)に示す処理・貯蔵保管を削除するが、  
(a)に示す貯蔵及び(b)に示す処理が可能である。

(a) 床ドレンスラッジ貯蔵タンクに貯蔵する。…【変更なし】

(b) 床ドレンスラッジ貯蔵タンクに貯蔵し放射能を減衰させ  
た後、雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。…【変更なし】

(c) 固化装置（セメント固化式）で固化材（セメント）と混合  
してドラム缶内に固化し、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管す  
る。…【削除】

### 3. 液体廃棄物処理系における処理の変更

液体廃棄物のうち、機器ドレン廃液の処理を図 3 に、床ドレン廃  
液の処理を図 4 に示す。以下に、それぞれの処理の変更について示

す。

#### (1) 機器ドレン廃液の処理

機器ドレン廃液に関しては、次の 2 種類の処理 (a) 及び (b) について許可されている。今回、助材型ろ過装置 (図 3 参照) を撤去するため、(b) に示す処理を削除するが、(a) に示す処理が可能である。

(a) 電磁ろ過器及び超ろ過器 (透過膜式) からなる非助材型ろ過装置で処理する。…【変更なし】

(b) 助材型ろ過装置で処理する。…【削除】

#### (2) 床ドレン廃液の処理

床ドレン廃液に関しては、次の 2 種類の処理 (a) 及び (b) について許可されている。今回、助材型ろ過装置 (図 4 参照) を撤去するため、(b) に示す処理を削除するが、(a) に示す処理が可能である。

(a) 再生廃液処理系に移送して、濃縮処理する (図 4 参照)。…【変更なし】

(b) 助材型ろ過装置で処理する。…【削除】

### 4. 休止設備の撤去による安全性への影響について

#### (1) 固化装置 (セメント固化式)

固化装置 (セメント固化式) の撤去による廃棄物の貯蔵に関して、安全性に支障がないことを以下のとおり確認した。

##### ① 濃縮廃液

濃縮廃液を減容固化設備及びセメント混練固化装置により処理

し、製作したセメント固化体を埋設処分していること、並びに減容固化体貯蔵室（貯蔵容量約 1,400 m<sup>3</sup>に対し、平成 28 年度末時点で 283 m<sup>3</sup>貯蔵）及び固体廃棄物貯蔵庫（貯蔵保管容量約 73,000 本に対し、平成 28 年度末時点で 62,579 本貯蔵）の空き容量は十分である。

また、濃縮廃液の年間発生量約 200 m<sup>3</sup>に対する処理能力は次のとおりであり、一年分の発生量を十分に処理可能である。

- ・撤去する固化装置（セメント固化式）：

セメント固化体約 2000 本/年を製作することができる。

- ・減容固化設備以降：

約 200 m<sup>3</sup>/年の濃縮廃液を約 30 m<sup>3</sup>/年の減容固化体に処理し、セメント混練固化装置によってセメント固化体約 180 本/年とすることが可能。セメント混練固化装置は一日当たり 10 本のセメント固化体を製作することができる。

以上より、固化装置（セメント固化式）の撤去による廃棄物の処理・貯蔵に関して安全性に支障がない。

## ② 使用済粉末樹脂

使用済粉末樹脂は、性能劣化に応じて交換する際に発生し、使用済粉末樹脂貯蔵タンクに貯蔵保管する。プラント起動後は震災までの実績から約 3.6 m<sup>3</sup>/年で発生、現状は至近 5 年の平均発生量より約 0.8 m<sup>3</sup>/年で発生するものとした場合、このタンクへの長期貯蔵が可能（図 7 及び 8 参照）であり、固化装置（セメント固化式）の撤去による廃棄物の貯蔵に関して安全性に支障がない。

また、使用済粉末樹脂の処分先（埋設施設）の設計に応じて、処分方法を確立し、処理設備を設置する。

なお、タンクが満杯であっても、タンク周辺通路での線量率は遮蔽設計区分における線量率よりも十分低くなるように設計されているため、従事者の被ばくへの影響はない。

### ③ 使用済粒状樹脂

使用済粒状樹脂には、復水脱塩器樹脂、機器ドレン処理系脱塩器樹脂、凝縮水脱塩器樹脂があり、樹脂の劣化を考慮し、それぞれ、 $70 \text{ m}^3 / 5 \text{ 年}$ 、 $7 \text{ m}^3 / 5 \text{ 年}$ 、 $0.5 \text{ m}^3 / \text{年}$ 程度の量が発生し、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵中の樹脂は満杯になる前に、 $24 \text{ m}^3 / \text{年}$ の処理能力を有する雑固体焼却設備で焼却することから、このタンクへの長期貯蔵が可能であり（図 9 及び 10 参照）、固化装置（セメント固化式）の撤去による廃棄物の貯蔵に関して安全性に支障がない。

なお、タンクが満杯であっても、タンク周辺通路での線量率は遮蔽設計区分における線量率よりも十分低くなるように設計されているため、従事者の被ばくへの影響はない。

### ④ 廃スラッジ

- ・助材型ろ過装置（機器ドレン処理系及び床ドレン処理系）から発生する廃スラッジ

助材型ろ過装置（機器ドレン処理系及び床ドレン処理系）から発生する廃スラッジは、廃液スラッジ貯蔵タンク及び床ドレンスラッジ貯蔵タンクに貯蔵しているが、各貯蔵タンクは十分

な空き容量があるため（図 11, 12, 13 及び 14 参照）、固化装置（セメント固化式）の撤去による廃棄物の貯蔵に関して安全性に支障がない。

また、今回、助材型ろ過装置（機器ドレン処理系及び床ドレン処理系）を撤去する計画であり、撤去後、廃スラッジは発生しない。

なお、タンクが満杯であっても、タンク周辺通路での線量率は遮蔽設計区分における線量率よりも十分低くなるように設計されているため、従事者の被ばくへの影響はない。

- ・ 非助材型ろ過装置から発生する廃スラッジ

非助材型ろ過装置から発生する廃スラッジについては、プラント起動後は震災までの実績から約  $0.09 \text{ m}^3$  / 年で発生、起動までは至近 5 年の平均発生量より約  $0.001 \text{ m}^3$  / 年で発生するものとした場合、このタンクへの長期貯蔵は十分可能であり（図 15 及び 16 参照）、固化装置（セメント固化式）の撤去による廃棄物の貯蔵に関して安全性に支障がない。

また、非助材型ろ過装置から発生する廃スラッジの処分先（埋設施設）の設計に応じて、処分方法を確立し、処理設備を設置する。

なお、タンクが満杯であっても、タンク周辺通路での線量率は遮蔽設計区分における線量率よりも十分低くなるように設計されているため、従事者の被ばくへの影響はない。

## （２）機器ドレン廃液

機器ドレン廃液を助材型ろ過装置の代替となる非助材型ろ過装置により処理する。機器ドレン廃液の発生量約 180 m<sup>3</sup>/d に対する処理能力は次のとおりであり，一日分の発生量を十分に処理可能である。

- ・撤去する助材型ろ過装置の処理能力：約 50 m<sup>3</sup>/h
- ・非助材型ろ過装置の処理能力：約 40 m<sup>3</sup>/h

以上より，助材型ろ過装置（機器ドレン処理系）を撤去しても廃棄物処理に支障はなく，安全性に影響はない。

### （3）床ドレン廃液

床ドレン廃液を助材型ろ過装置の代替となる再生廃液処理系により処理する。床ドレン廃液の発生量：約 40 m<sup>3</sup>/d に対する処理能力は次のとおりであり，一日分の発生量を十分に処理可能である。

- ・撤去する助材型ろ過装置の処理能力：約 50m<sup>3</sup>/h
- ・再生廃液処理系の処理能力：約 6.8m<sup>3</sup>/h

以上より，助材型ろ過装置（床ドレン処理系）を撤去しても廃棄物処理に支障はなく，安全性に影響はない。

## 5. 休止設備の撤去による固体廃棄物の発生量について

休止設備の撤去により発生する廃棄物については，容器（ドラム缶等）に収納し，固体廃棄物貯蔵庫（貯蔵容量約 73,000 本（200 L ドラム缶相当））に貯蔵保管する。発生する廃棄物量は，ドラム缶 100 本程度である。また，震災前 5 年間の固体廃棄物貯蔵庫の貯蔵保管量の増加（東海第二発電所分）は平均 2,042 本/年（平成 18 年度から

1,333本, 957本, 2,263本, 3,361本, 2,299本発生)となっており, 休止設備の撤去により発生する廃棄物量は年間発生量の5%程度となる。休止設備の撤去により発生する廃棄物量を今後の固体廃棄物貯蔵庫の貯蔵保管量の推定(図17)に加えても固体廃棄物貯蔵庫における貯蔵保管への影響及び休止設備の撤去による廃棄物処理の安全性への影響はない。

以 上



固化装置（セメント固化式）

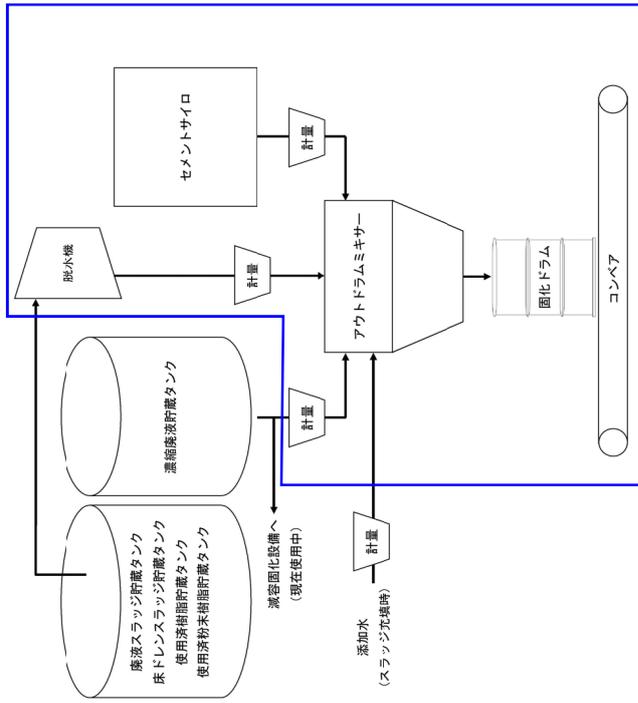


図2 固化装置（セメント固化式）概略図

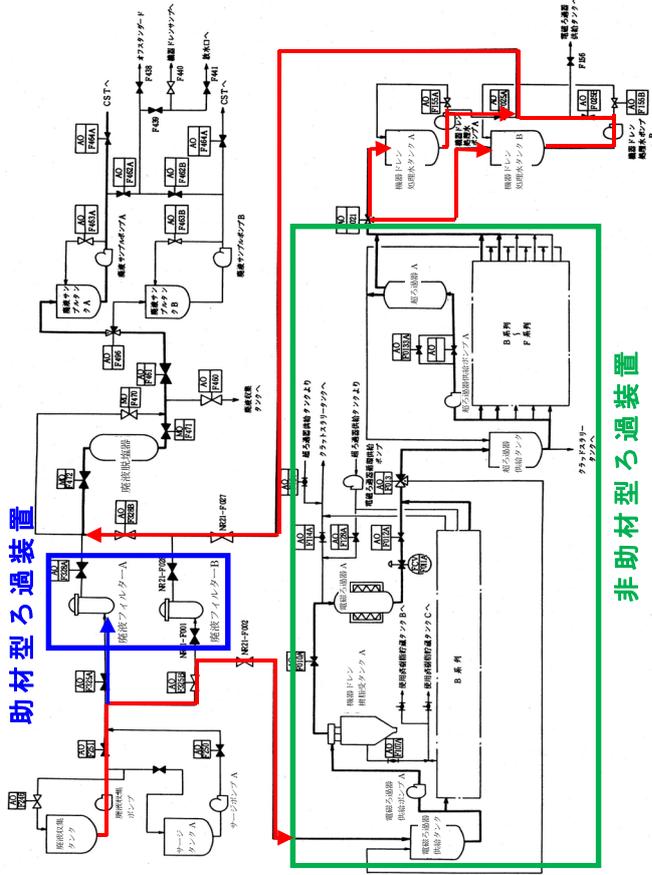


図3 機器ドレン処理系統図

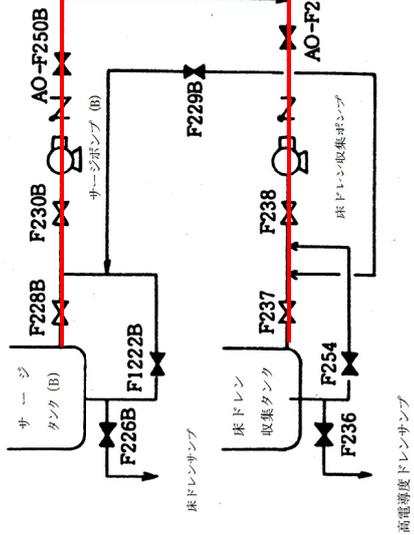
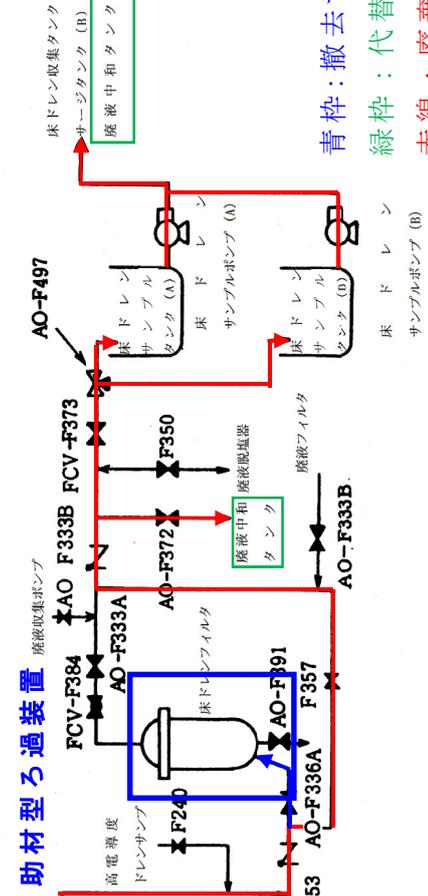
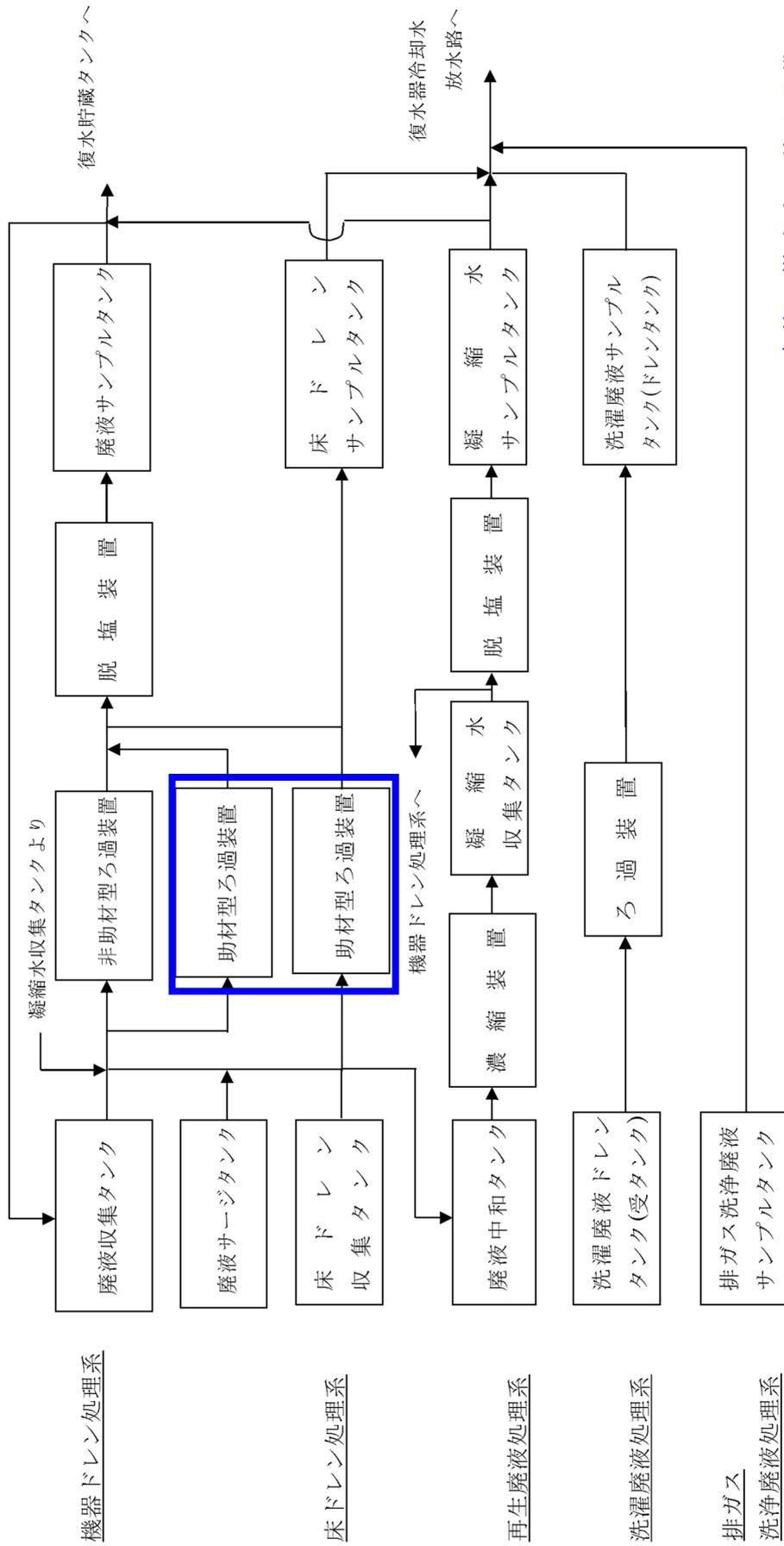


図4 床ドレン処理系統図

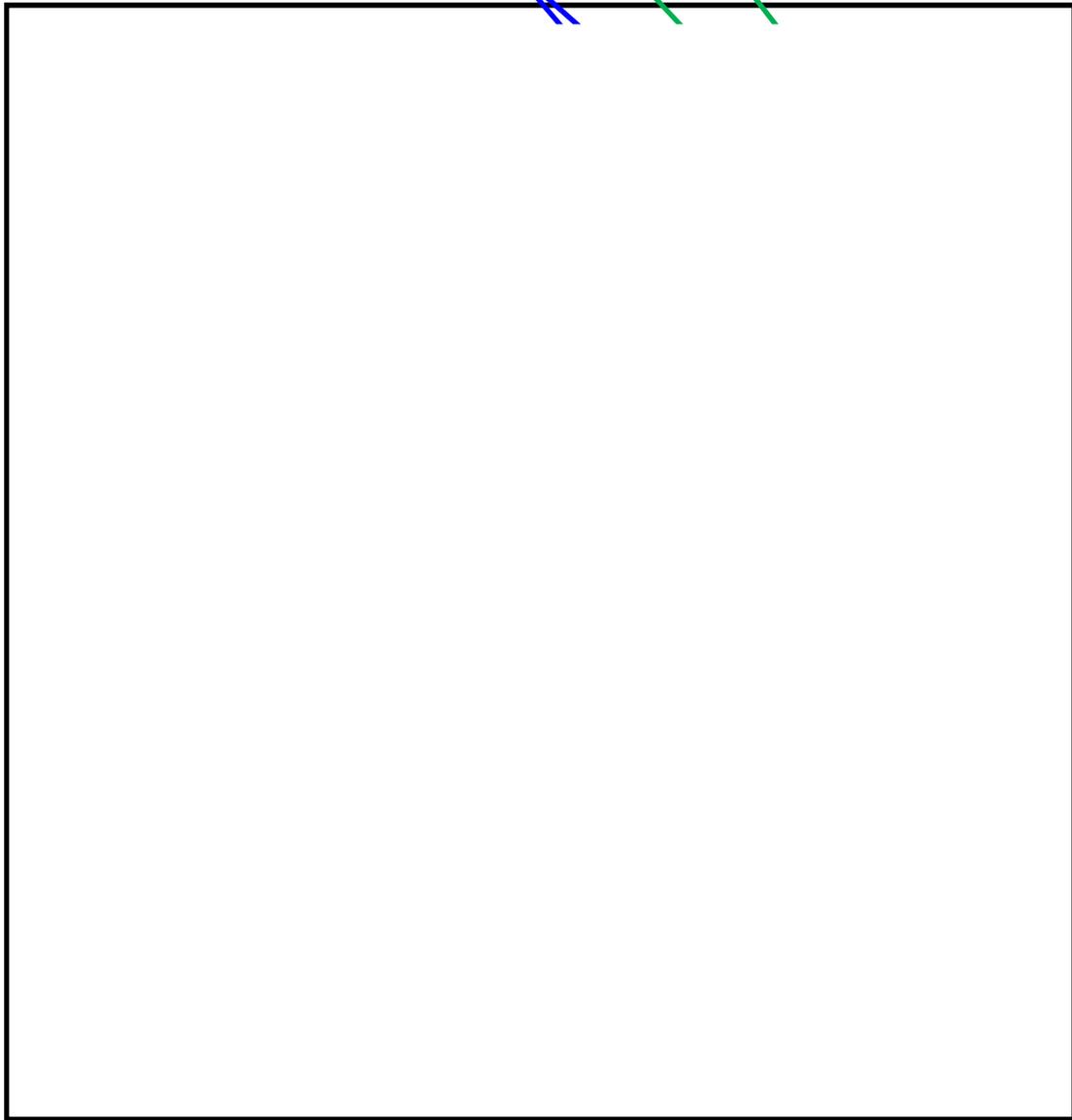


青枠：撤去する休止設備  
 緑枠：代替設備  
 赤線：廃棄物の流れ



青枠：撤去する休止設備

図 5 液体廃棄物処理系統概要図（設置許可申請書 第 10.2-1 図）



セメントサイロ（屋外）

格納容器圧力逃がし装置

第二弁操作室

格納容器圧力逃がし装置

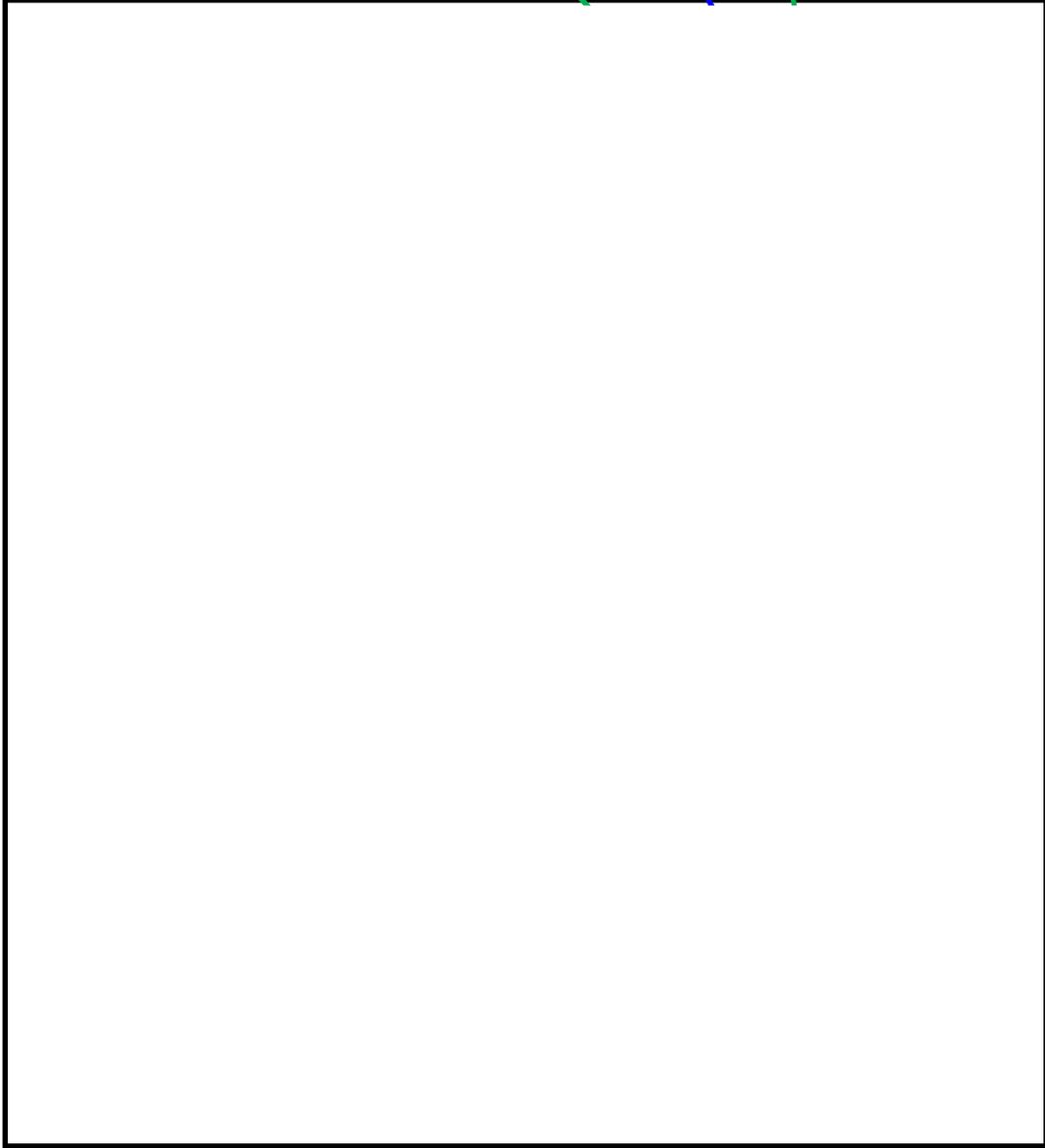
フィルタ装置入口水素濃度

青：撤去する

固化装置（セメント固化式）

緑：撤去後に新設する重大事故等  
対処施設

図 6-1 撤去対象設備の設置場所



格納容器圧力逃がし装置  
第二弁操作室空ポンベユニット

アウトドラムミキサー  
スラッジコンベア

緊急用直流 125V MCC

青：撤去する

固化装置（セメント固化式）

緑：撤去後に新設する重大事故等  
対処施設

図 6-2 撤去対象設備の設置場所

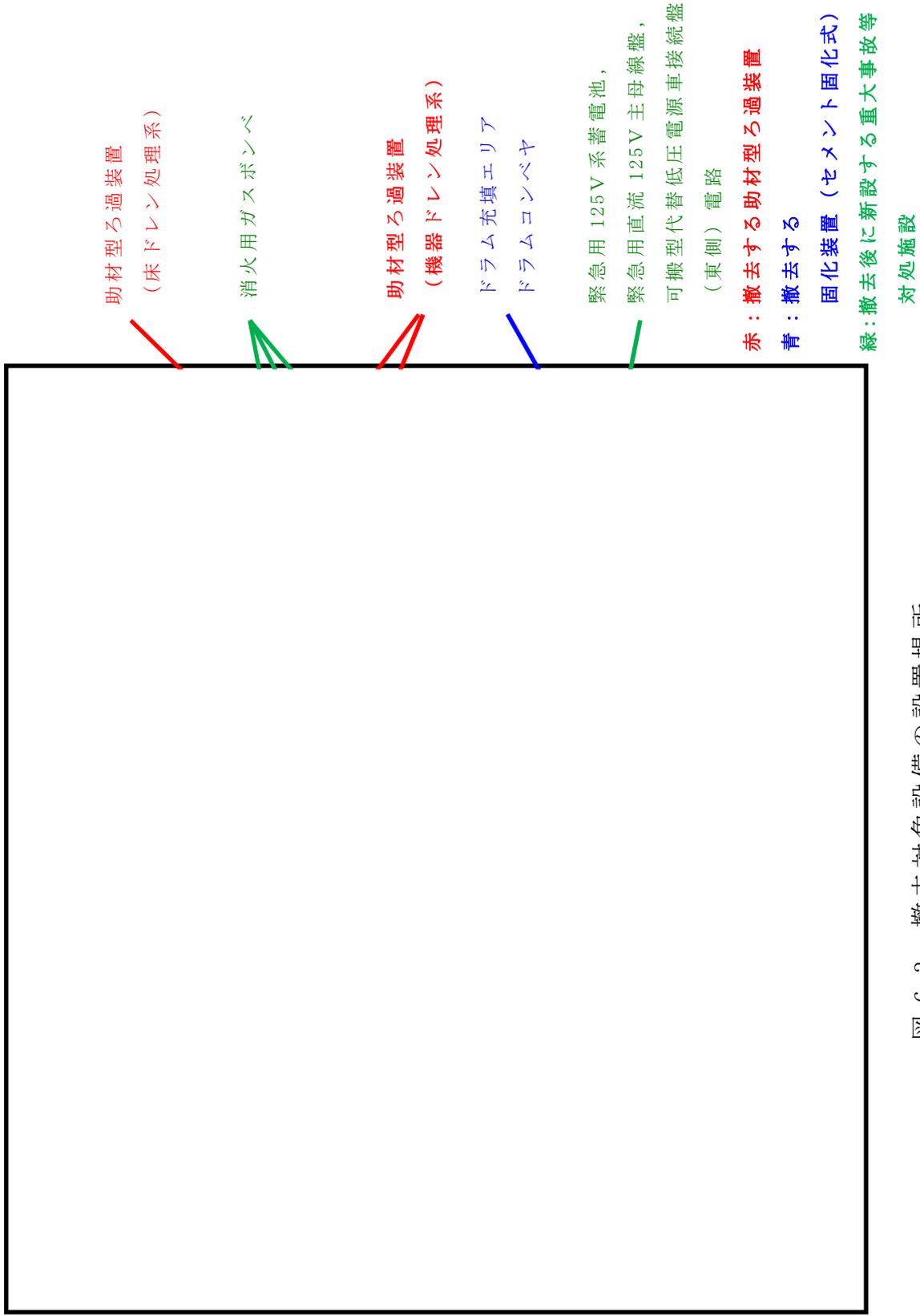


図 6-3 撤去対象設備の設置場所

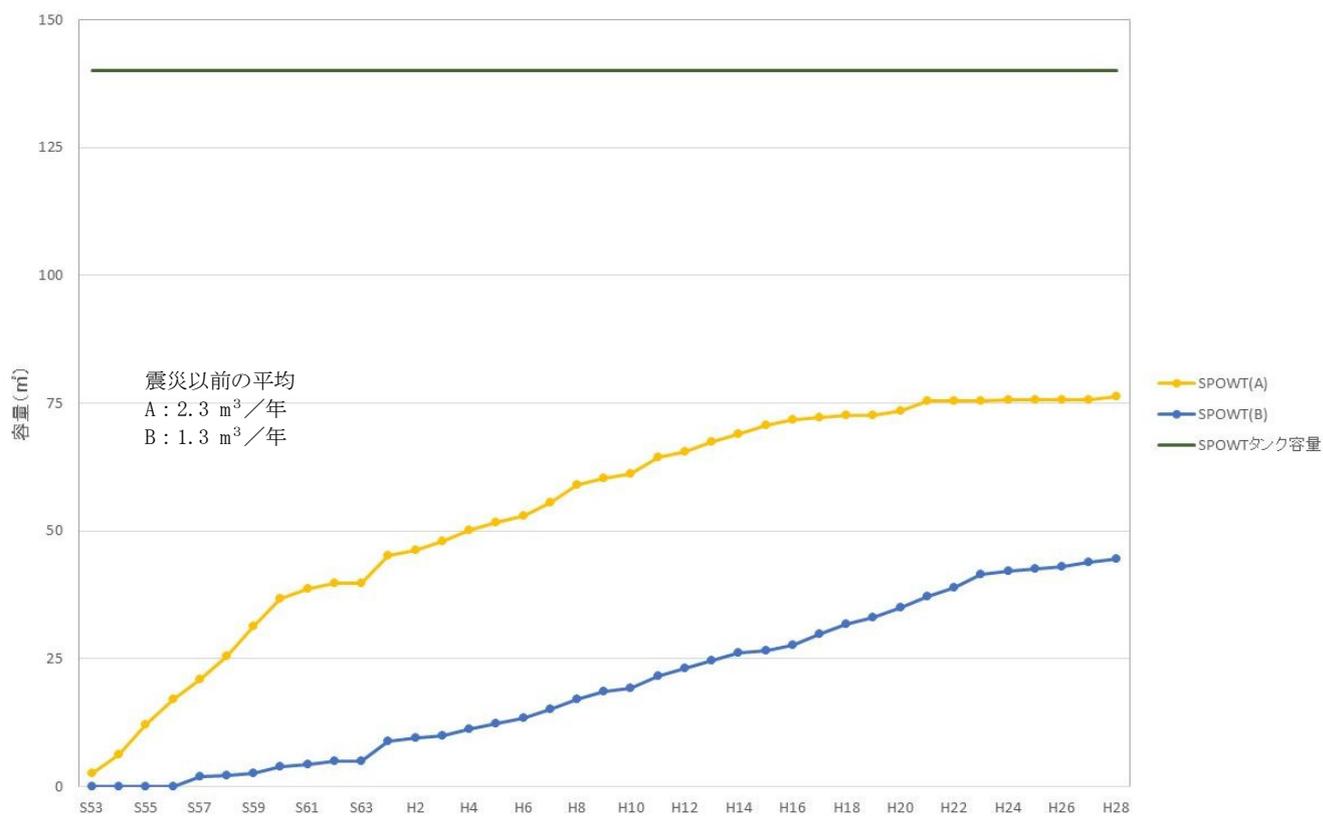


図7 使用済粉末樹脂貯蔵タンク受入れ実績

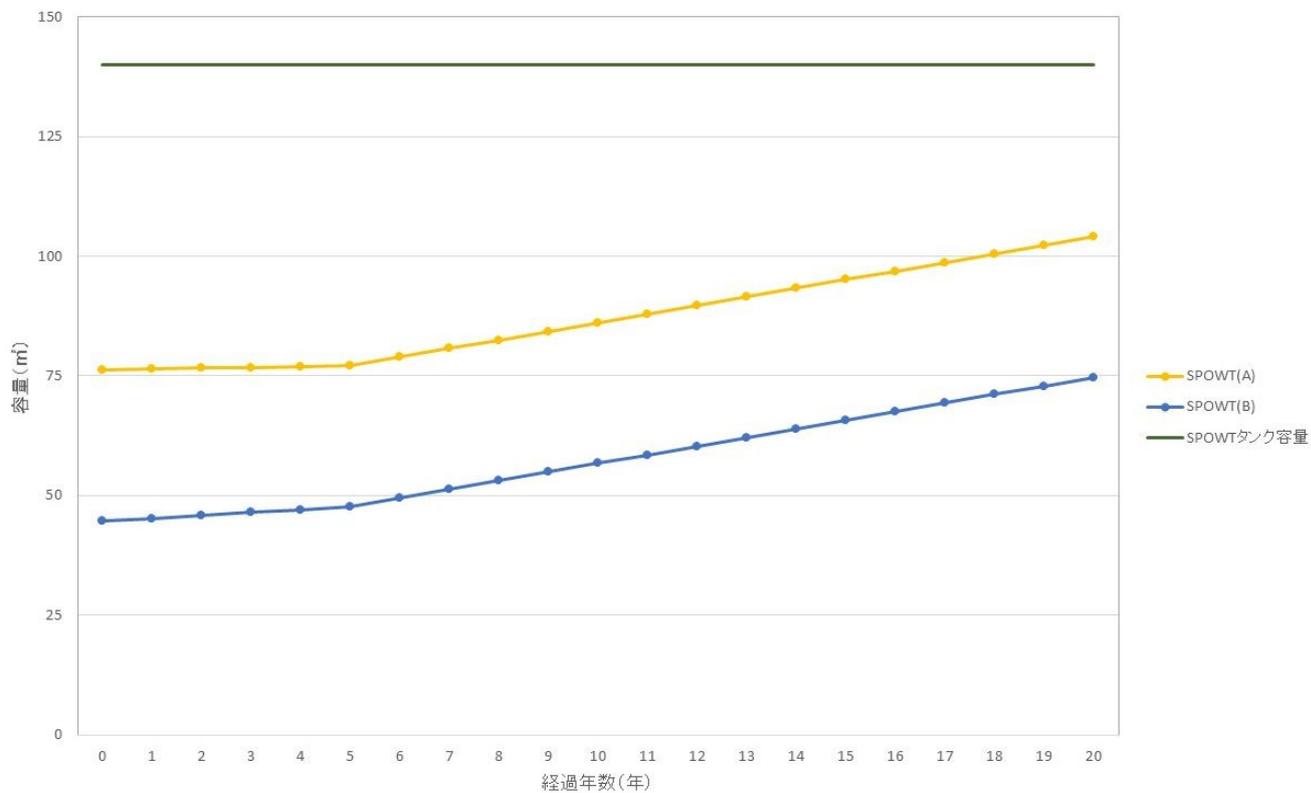


図8 使用済粉末樹脂貯蔵タンク貯蔵量予想

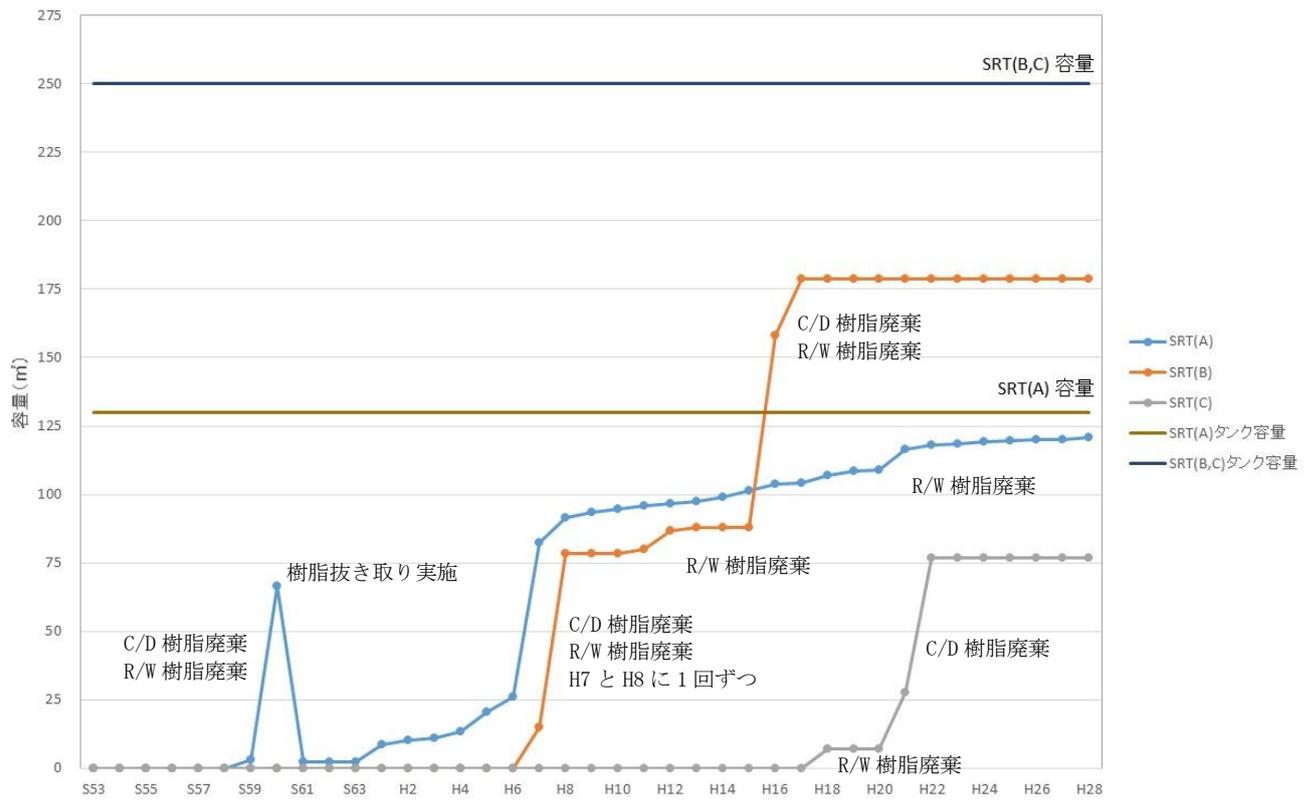


図9 使用済樹脂貯蔵タンク受入れ実績

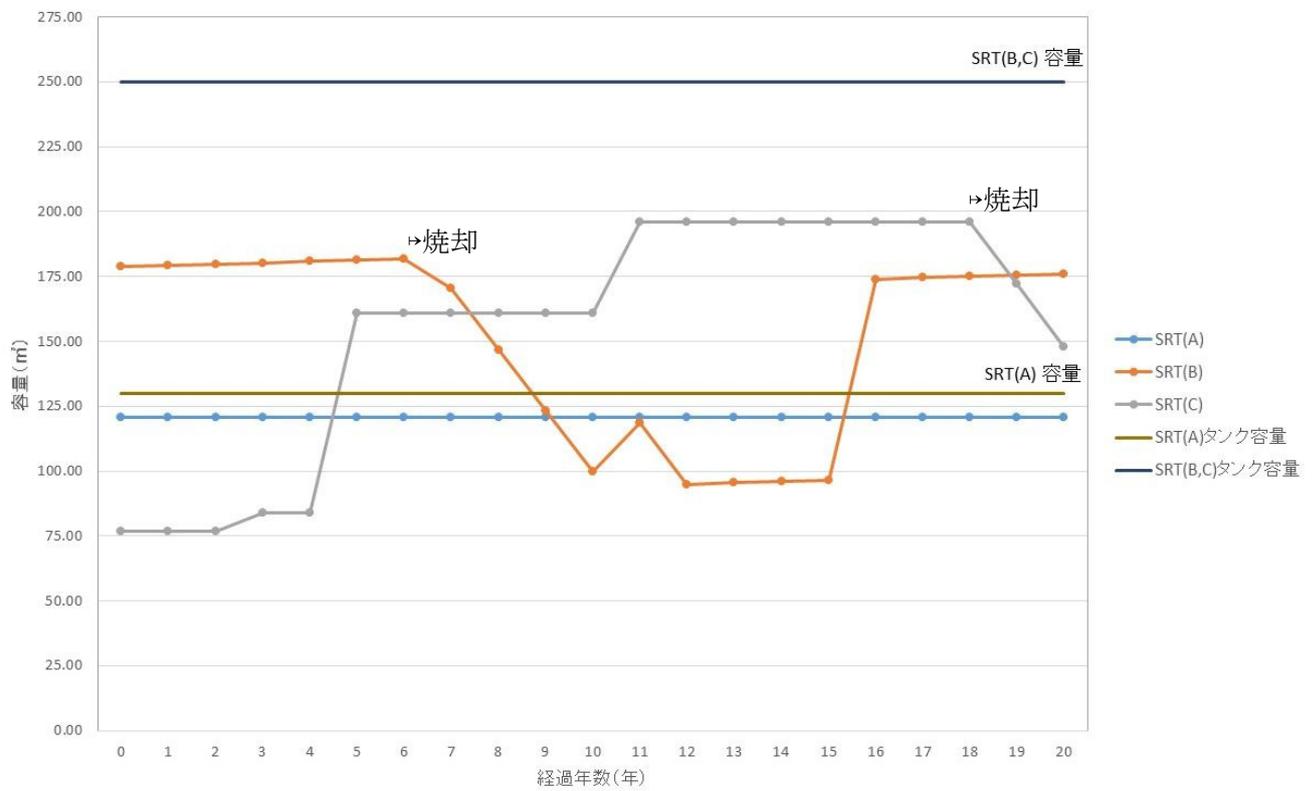


図10 使用済樹脂貯蔵タンク貯蔵量予測

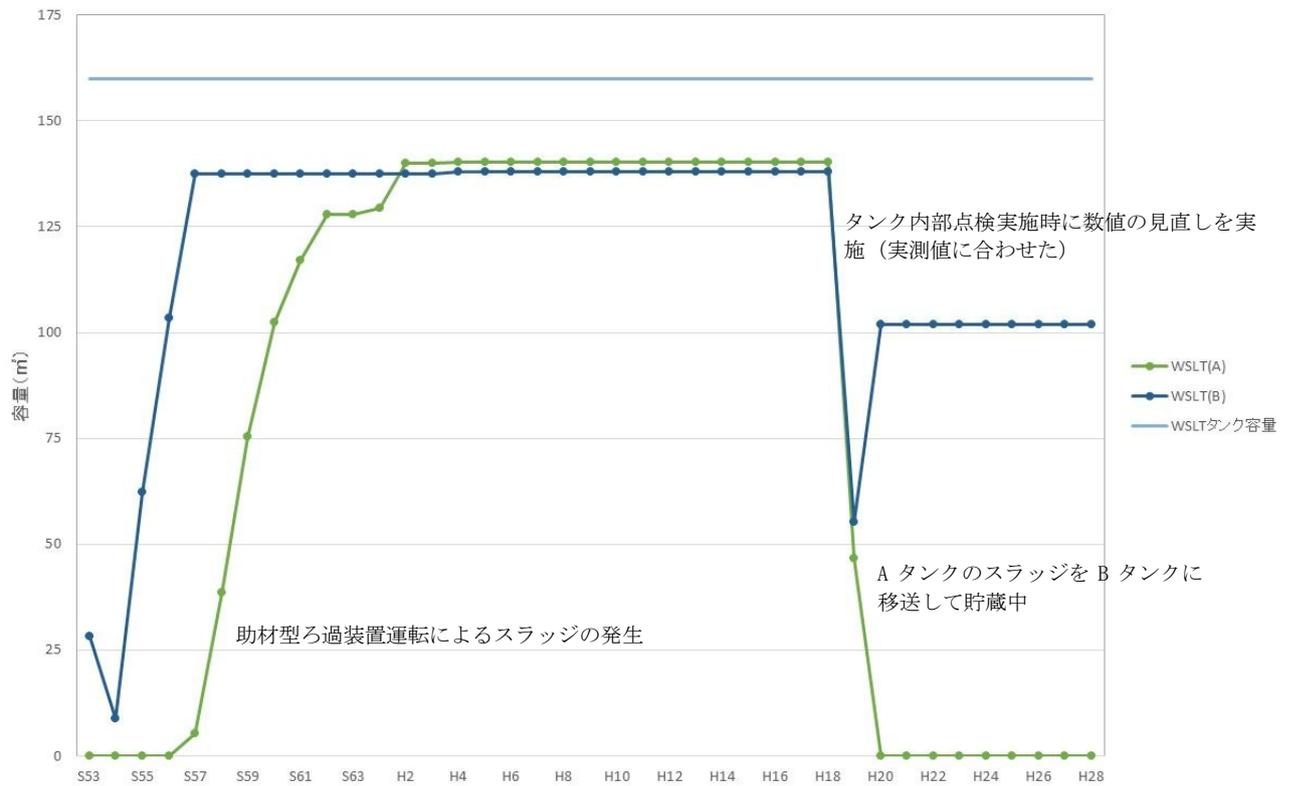


図 11 廃液スラッジ貯蔵タンク受入れ実績

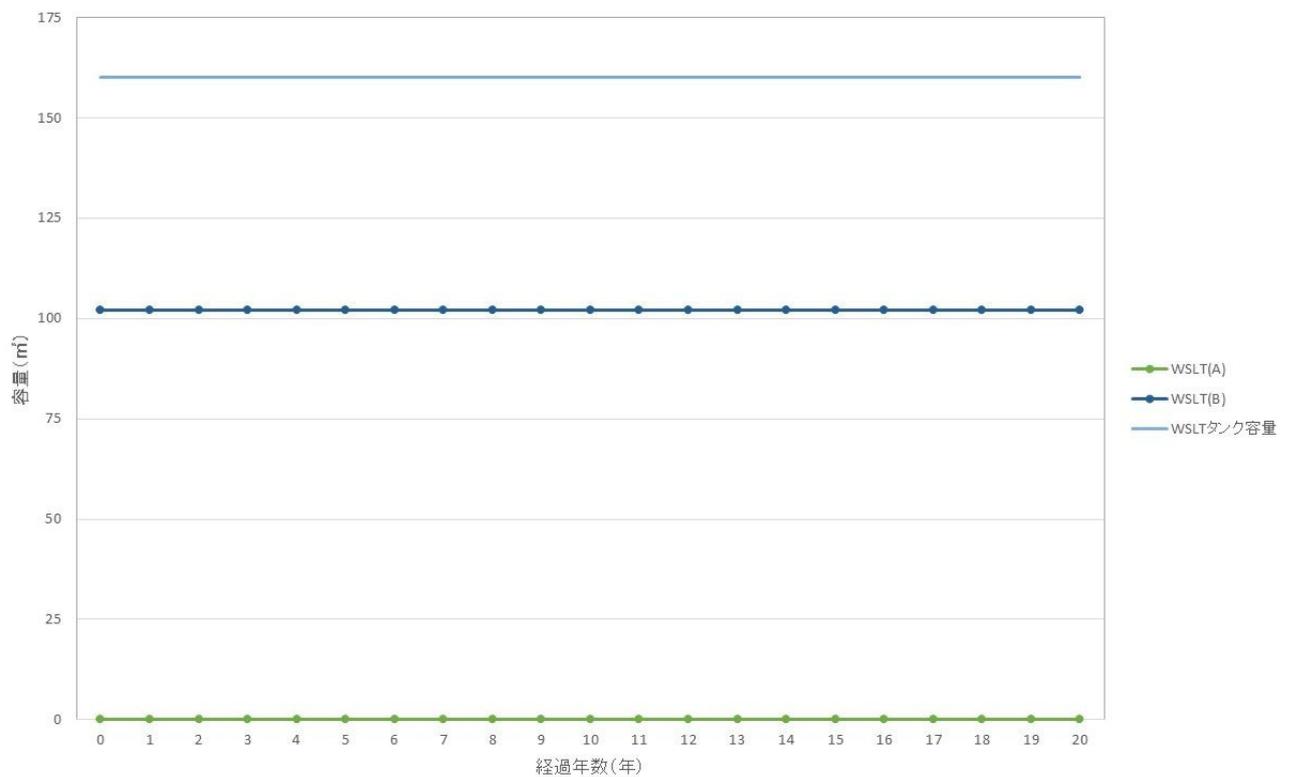


図 12 廃液スラッジ貯蔵タンク貯蔵量予測

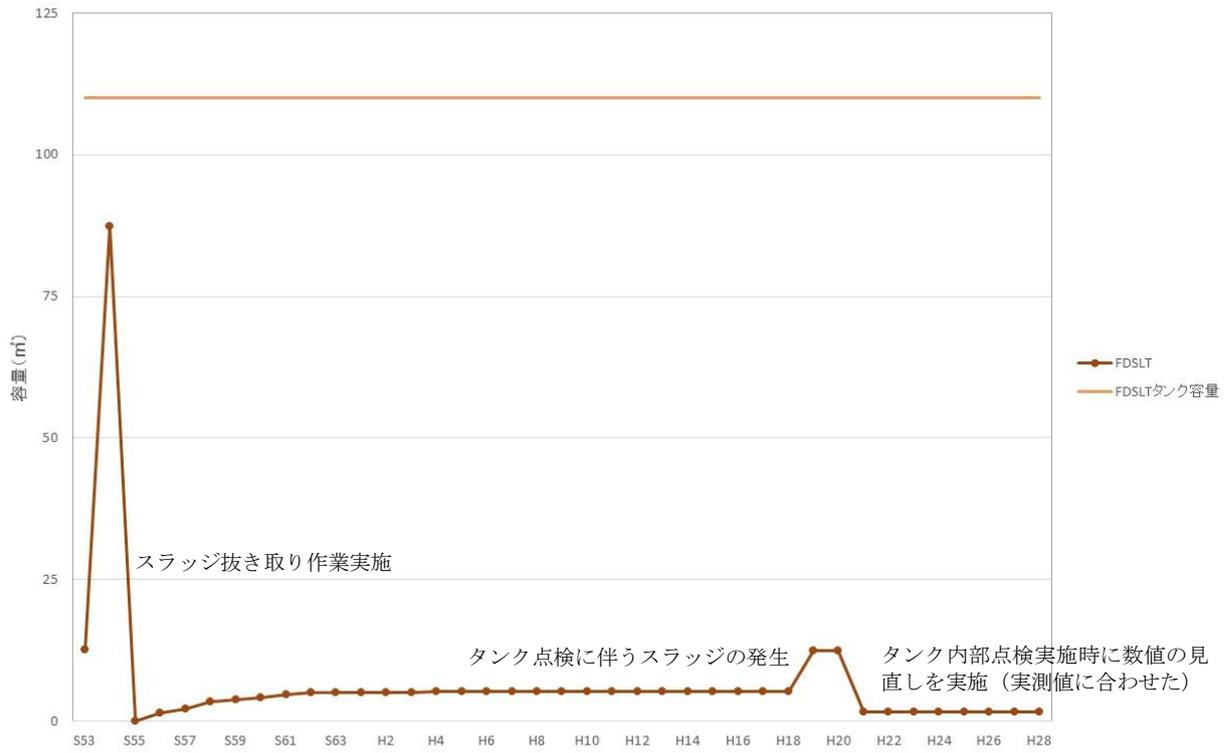


図 13 床ドレンスラッジ貯蔵タンク受入れ実績

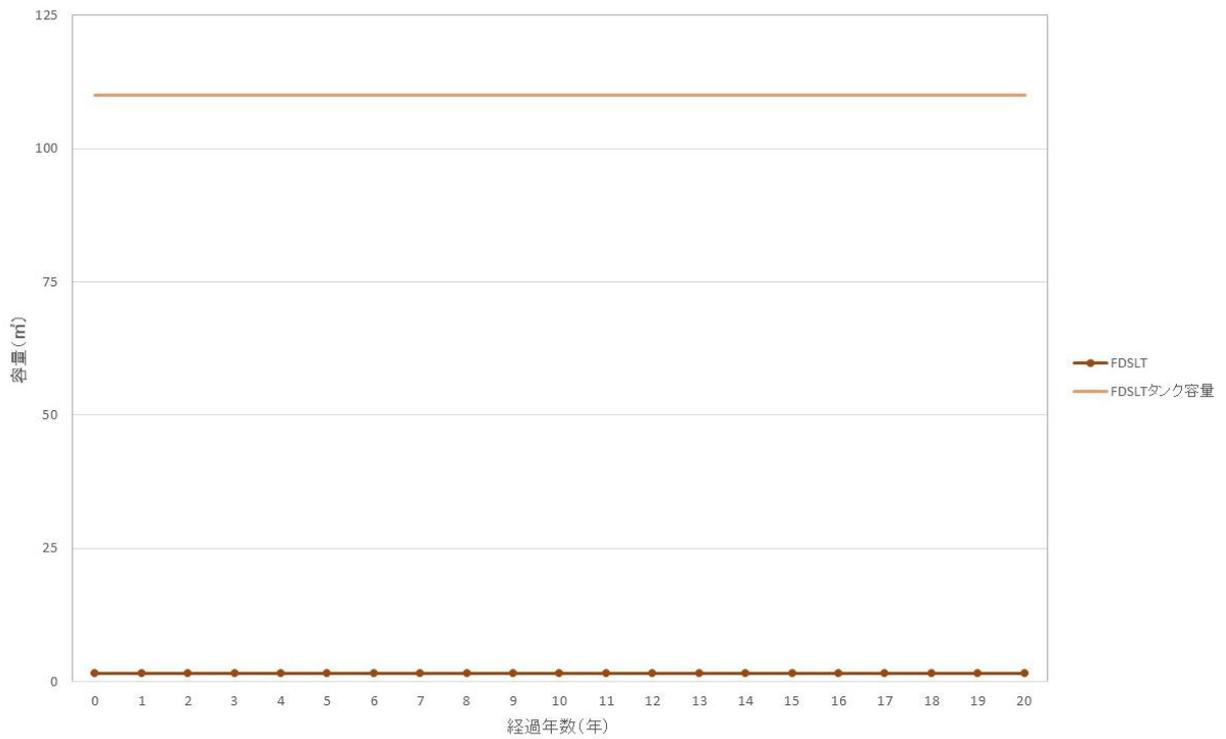


図 14 床ドレンスラッジ貯蔵タンク貯蔵量予測

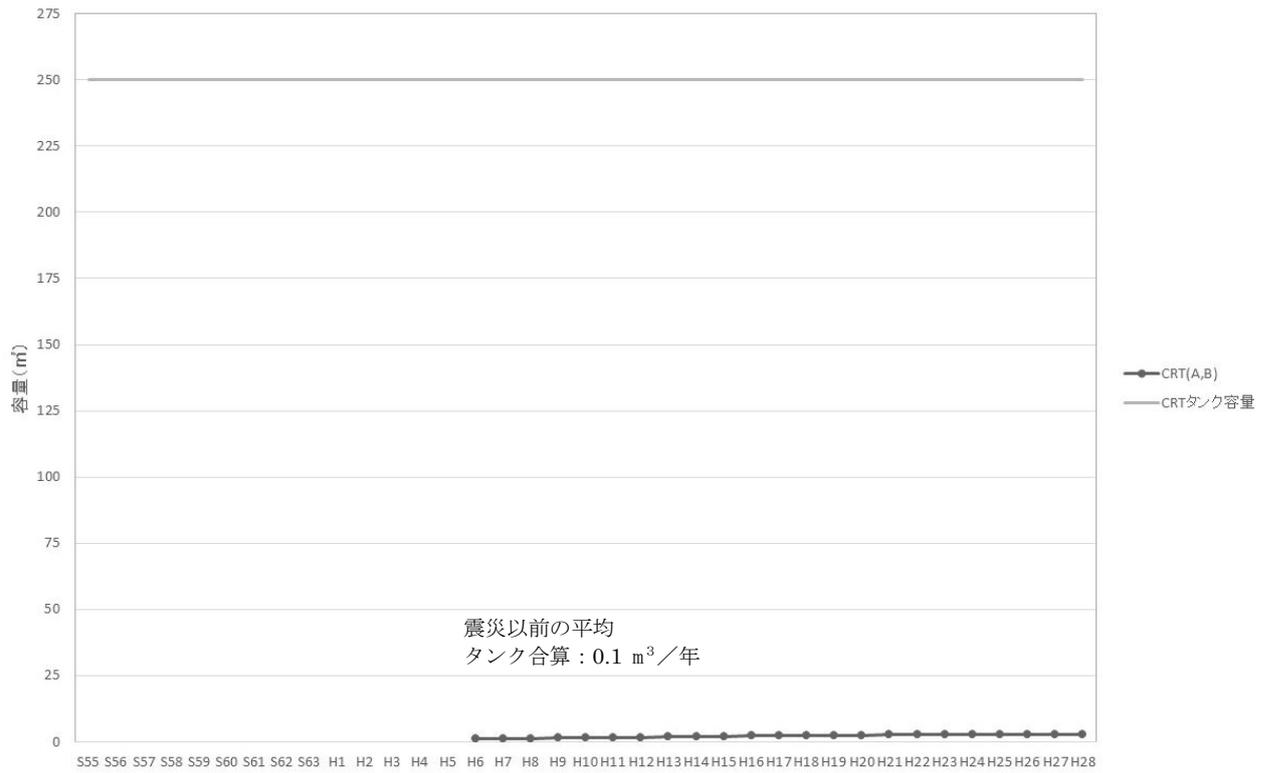


図 15 クラッドスラリタンク受入れ実績

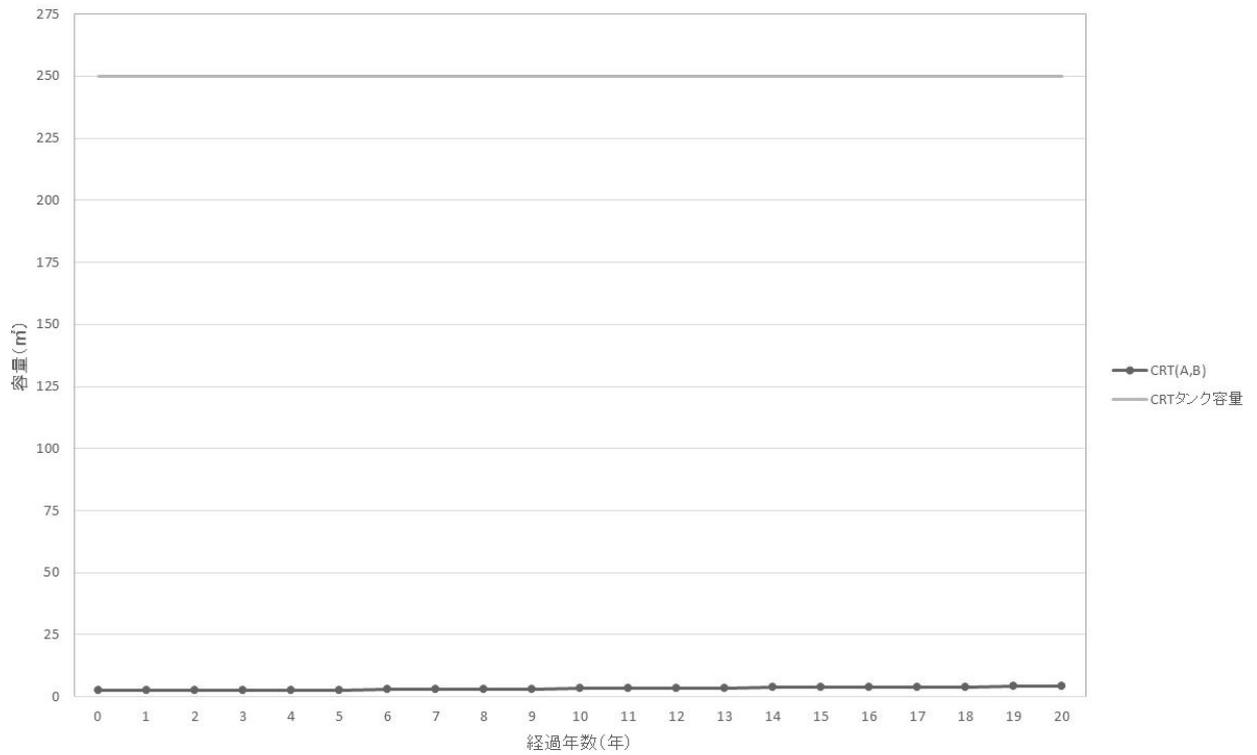


図 16 クラッドスラリタンク貯蔵量予測

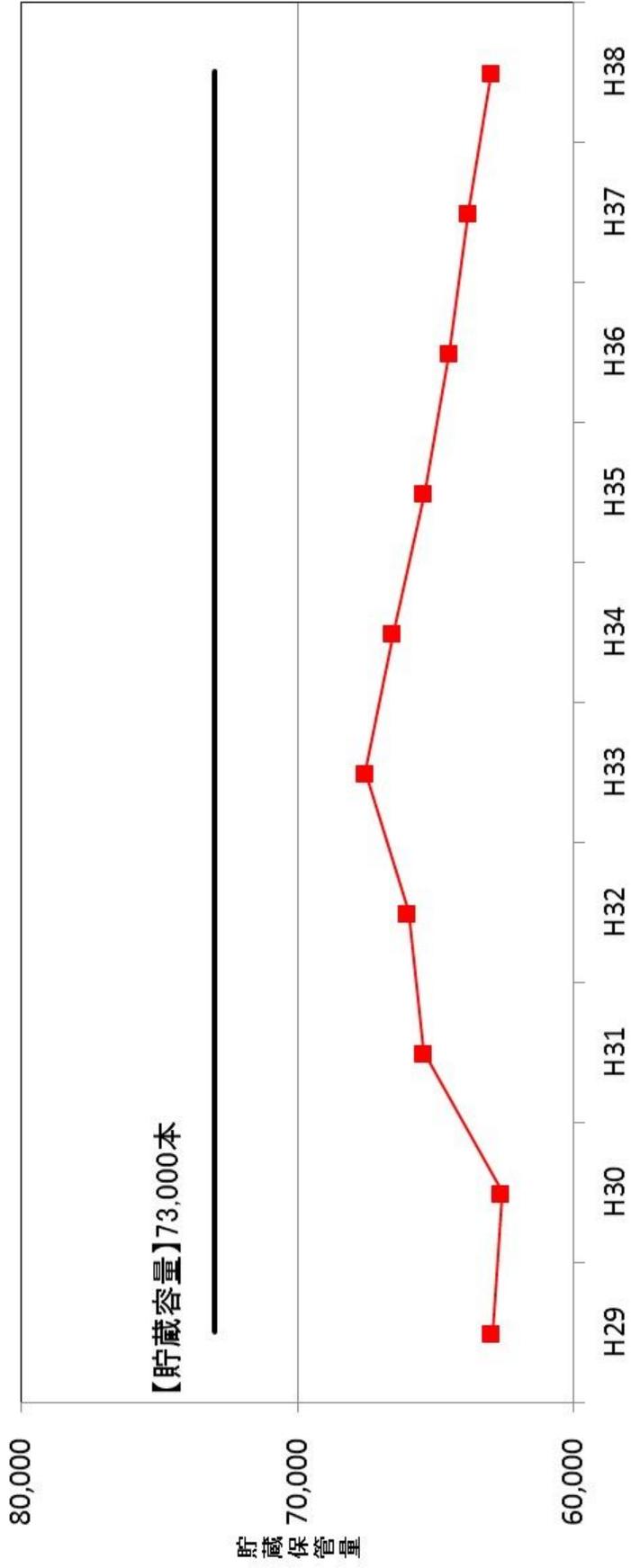
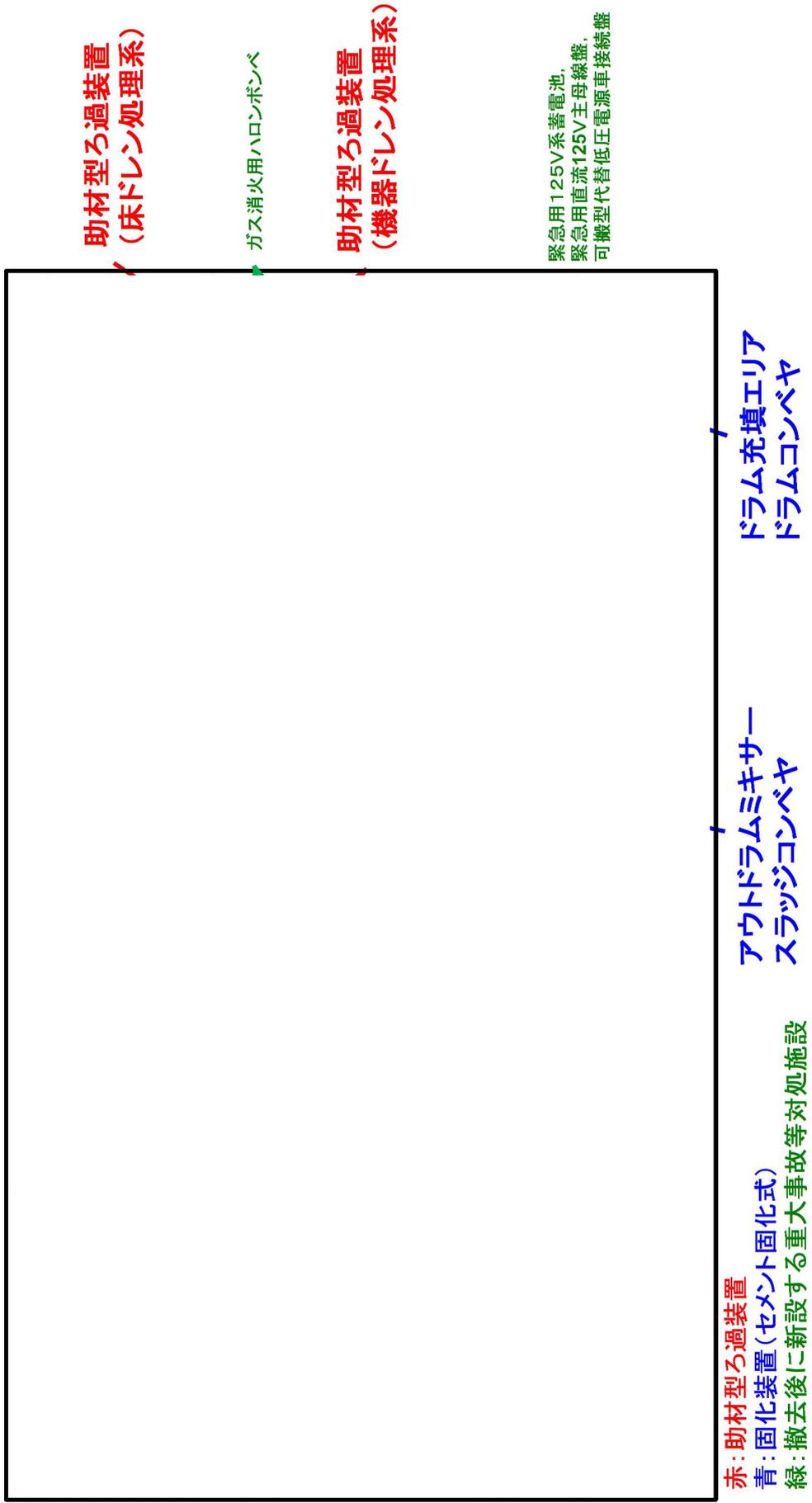


図 17 固体廃棄物貯蔵庫（東海発電所と共用）の貯蔵保管量予測

休止状態設備の撤去による廃棄物処理及び貯蔵への影響について（概略 1 / 3）

1. 格納容器圧力逃がし装置、電源盤等の重大事故等対処施設を設置するスペースを確保するため、放射性廃棄物の処理施設の内、休止状態となっている助材型ろ過装置及び固化装置（セメント固化式）の撤去を行う。



液体廃棄物処理系（機器ドレン及び床ドレン処理系）における処理の変更（概略 2 / 3）

系統図		現在	撤去後
機器ドレン	廃棄物	<p>機器ドレン処理系については、助材型ろ過装置（赤枠内）と非助材型ろ過装置（青枠内）のいずれかによる処理が可能である。</p>	<p>機器ドレン処理系については、非助材型ろ過装置（青枠内）による処理が可能である。</p>
床ドレン	廃棄物	<p>助材型ろ過装置（赤枠内）と再生廃液処理系（青破線枠内）のいずれかによる処理が可能である。</p>	<p>床ドレン処理系については、再生廃液処理系（青破線枠内）による処理が可能である。</p>

処理方法の切り替えと処理能力について

助材型ろ過装置で廃液の浄化に用いたろ過助材の廃棄物量が多く、抑制するため、この設備による処理を休止し、昭和61年度に、発生した機器ドレン廃液及び床ドレン廃液を処理する能力を有するろ過助材を用いない非助材型ろ過装置及び再生廃液処理系に切り替えた。



補足-30-7 【非常用ガス再循環系の最高使用温度の  
設定について】

## 非常用ガス再循環系の最高使用温度の設定について

### 1. はじめに

非常用ガス再循環系（以下「FRVS」という。）の最高使用温度については、図1に示すとおり設定している。その考え方について、以下にまとめる。

### 2. 設計基準事故（DBA）時の最高使用温度

#### 2.1 変更前

FRVS が設置されている原子炉建屋原子炉棟内の温度が最も高くなる DBA として主蒸気管破断事故（以下「MSLBA」という。）が考えられる。ただし、設置変更許可申請書の添付書類十における設計基準の MSLBA では FRVS の機能に期待していないことから、MSLBA 以外の DBA 時における原子炉建屋原子炉棟内の最高の温度を基に、FRVS の DBA 時の最高使用温度を設定している。

##### (1) FRVS フィルタトレインまで

MSLBA 以外の DBA 時に考えられる原子炉建屋原子炉棟内の温度上昇要因としては、原子炉格納容器からの放熱等のわずかな入熱であること、通常運転中の原子炉建屋原子炉棟内の温度は外気温に近いと考えられることから、DBA 時の原子炉建屋原子炉棟内の最高の温度としては、環境条件として設定している外気温：40℃（既往最大値を包絡する温度）に余裕を考慮した□を想定している。

FRVS フィルタトレインまでの DBA 時の最高使用温度としては、この□に保守性を考慮し、2.1(2)に示す FRVS フィルタトレイン以降の DBA 時の最高使用温度と同じ 72℃と設定している。

##### (2) FRVS フィルタトレイン以降

FRVS フィルタトレインにはヒータを 2 個設置しており、気体がそれぞれのヒータを通過する際に□程度温度上昇することから、FRVS フィルタトレイン通過時には気体温度が保守的に□程度温度上昇すると想定している。

このため、FRVS フィルタトレイン以降の DBA 時の最高使用温度としては、DBA 時の原子炉建屋原子炉棟内の最高の温度 □ に □ を加え、72℃としている。

#### 2.2 変更後

変更後については、3. に示す SA 時の最高使用温度との整合を考慮し、DBA 時の最高使用温度を設定している。

##### (1) FRVS フィルタトレインまで

3. (1)に示す FRVS フィルタトレインまでの SA 時の最高使用温度は、2.1(1)に示

す FRVS フィルタトレインまでの DBA 時の最高使用温度と同じ 72℃であることから、同様に 72℃としている。

(2) FRVS フィルタトレイン以降

2. (1)に示す FRVS フィルタトレイン以降の DBA 時の最高使用温度は 72℃であるが、3. (2)に示す FRVS フィルタトレイン以降の SA 時の最高使用温度は 86℃であることから、同様に 86℃としている。

3. 重大事故等 (SA) 時の最高使用温度

MSLBA 起因の SA 時には FRVS の機能に期待することから、MSLBA 起因の SA 時における原子炉建屋原子炉棟内の温度を基に FRVS の SA 時の最高使用温度を設定している。

(1) FRVS フィルタトレインまで

SA 時に FRVS に期待するのは事故発生 2 時間後であり、MSLBA 起因の SA 発生 2 時間後の原子炉建屋原子炉棟内の最高の温度は約  である。

FRVS フィルタトレインまでの SA 時の最高使用温度としては、この  に保守性を考慮し 72℃としている。

(2) FRVS フィルタトレイン以降

FRVS フィルタトレイン以降の SA 時の最高使用温度としては、MSLBA 起因の SA 発生 2 時間後の原子炉建屋原子炉棟内の最高の温度： に  を加え、86℃としている。

非常用ガス再循環系フィルタトレインまで

MSLBA 以外の DBA 時の原子炉建屋原子炉棟内の最高の温度：

⇒ 変更前の最高使用温度：72℃，変更後の最高使用温度：72℃

SA 時に FRVS に期待するタイミングにおける原子炉建屋原子炉棟内の最高の温度：

⇒ 変更後の最高使用温度：72℃

青字：DBA 時の最高使用温度

赤字：SA 時の最高使用温度

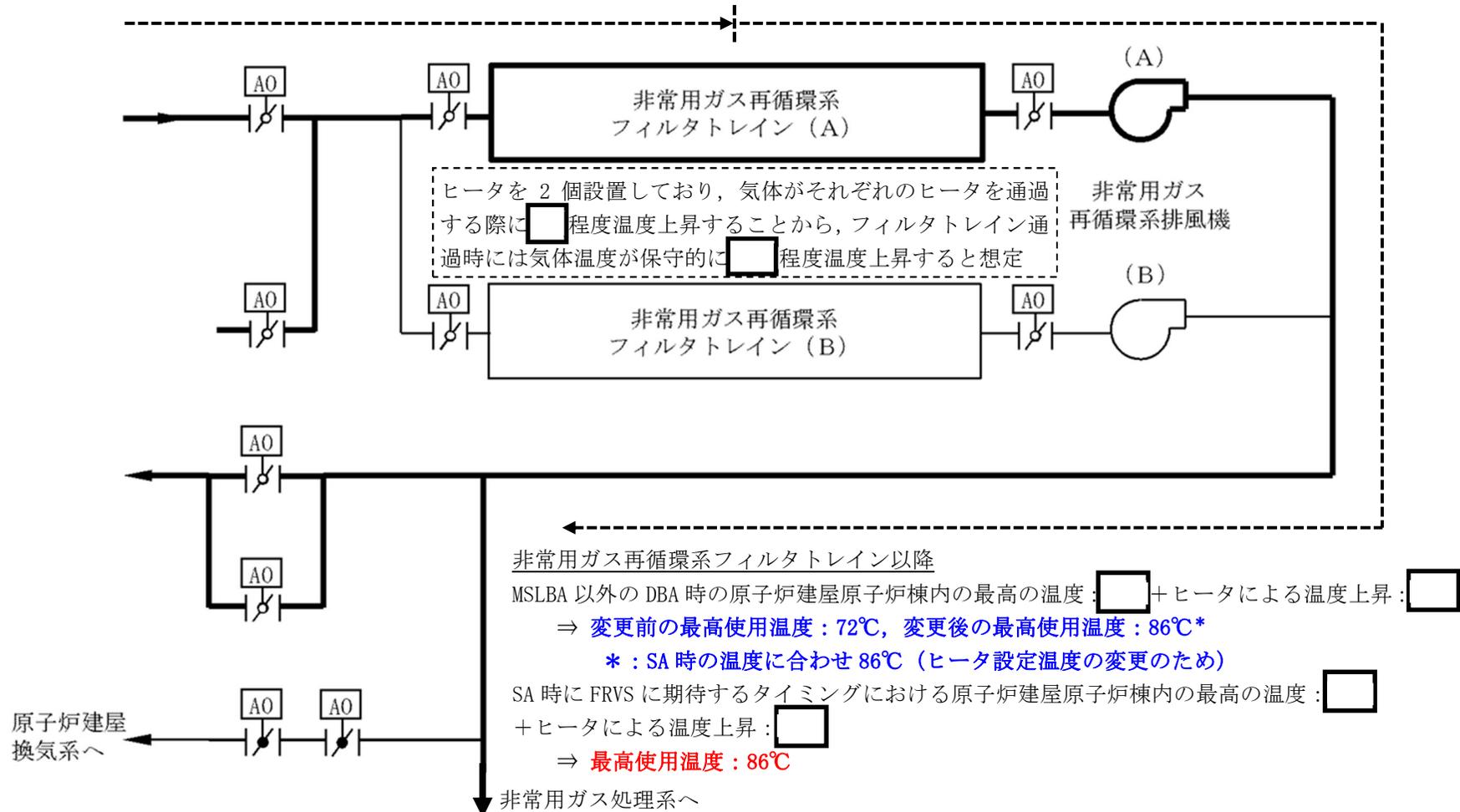


図 1 非常用ガス再循環系の系統概要図