

本資料のうち、枠囲みの内容は
商業機密の観点や防護上の観点
から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0180_改2
提出年月日	2021年11月24日

補足-180 工事計画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）

東北電力株式会社

工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

工認添付書類	補足説明資料
VI-1-1-4 設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	補足-180-1 大容量送水ポンプタイプ I, II 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-180-2 接続口配置図
	補足-180-3 タンクローリによる燃料補給の成立性について
	補足-180-4 配管内標準流速について
	補足-180-5 サプレッションプール水貯蔵系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-180-6 熱交換器の伝熱容量について
	補足-180-7 可搬型ストレーナの設置に関する補足説明資料

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0180-1_改3

補足-180-1 大容量送水ポンプタイプⅠ，Ⅱ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

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で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「十分に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。

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) 取水用ホース(250A：5m, 10m, 20m)
- (2) 送水用ホース(300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m)
- (3) 送水用ホース(150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m)
- (4) スプレイ用ホース(65A：1m)
- (5) 送水用ホース(65A：20m)

(1) 取水用ホース(250A：5m, 10m, 20m)の保有数の考え方について

1.1 要旨

本資料は、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、(タイプⅡ)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取水用ホース(250A：5m, 10m, 20m)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

取水用ホース(250A：5m, 10m, 20m)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(燃料プール代替注水系、燃料プルスプレー系)、原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)、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、代替水源移送系)、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(原子炉格納容器下部注水系、原子炉格納容器代替スプレー冷却系、低圧代替注水系)、放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系)、圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅠ)による使用済燃料プール、フィルタ装置、復水貯蔵タンク、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水・スプレー・補給時。
- ② 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(代替水源移送系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)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(放射性物質拡散抑制系)、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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系、放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火))として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)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原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅠ)による原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへの送水時。

1.3 ホース敷設に当たっての前提条件

①、②、③及び④の同時使用を想定したホース敷設ルートを設定する。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大容量送水ポンプ(タイプⅠ)又は(タイプⅡ)を海水ポンプ室に設置し、付属水中ポンプ2台を海水中に投入した場合における敷設ルートとする。取水用ホース(250A：5m, 10m, 20m)の用途①～④における最長ルートを図1に示す。

1.4 ホース保有数の考え方

取水用ホース(250A:5m,10m,20m)は、①又は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「2セット」に予備を加えた本数、②又は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。

ここで、取水用ホース(250A:5m,10m,20m)の必要本数は、どの用途であっても付属水中ポンプ1台当たり6本(5m:2本,10m:2本,20m:2本)である。

以上より、取水用ホース(250A:5m,10m,20m)の保有数は、ホース必要本数が①6本×2セット、②6本、③6本、④6本×2セット保有するため合計36本(5m:12本,10m:12本,20m:12本)を保有する。

予備については、ホース長さごとに予備1本を保有する設計とし、合計3本(5m:1本,10m:1本,20m:1本)を予備として保有する。

取水用ホース(250A:5m,10m,20m)の保有数を表1に示す。




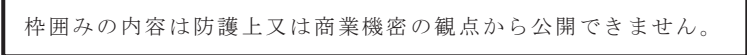
図1 用途①,②,③及び④の最長ルート  (付属水中ポンプ2台分))

表1 取水用ホース(250A:5m,10m,20m)の保有数

用途	最長ルート	ホース総延長	ホース内訳
①~④		35m×2	①6本(5m:2本,10m:2本,20m:2本)×2セット ②6本(5m:2本,10m:2本,20m:2本)×1セット ③6本(5m:2本,10m:2本,20m:2本)×1セット ④6本(5m:2本,10m:2本,20m:2本)×2セット
	合計		36本(5m:12本,10m:12本,20m:12本)
	予備		3本(5m:1本,10m:1本,20m:1本)

評価:ホース総延長 ≥ 最長ルート, よって十分である。

 枠囲みの内容は防護上又は商業機密の観点から公開できません。

(2) 送水用ホース(300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m)の保有数の考え方について

1.1 要旨

本資料は、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)、(タイプⅡ)に使用するホースのうち、複数の長さのものを組合わせ、かつ複数の用途で使用する送水用ホース(300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m)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(300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m)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(燃料プール代替注水系, 燃料プールスプレイ系), 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系), 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, 代替水源移送系), 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(原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系), 放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系), 圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅠ)による使用済燃料プール, フィルタ装置, 復水貯蔵タンク, 原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水・スプレイ・補給時。
- ② 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(代替水源移送系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)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(放射性物質拡散抑制系), 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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(放射性物質拡散抑制系, 放射性物質拡散抑制系(航空機燃料火災への泡消火))として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅡ)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原子炉補機冷却設備(原子炉補機代替冷却水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプⅠ)による原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットへの送水時。

1.3 ホース敷設に当たっての前提条件

①, ②, ③及び④の同時使用を考慮し, ここでは①から④においてそれぞれ想定した複数のルートのうち最長ルートとする。送水用ホース(300A：2m, 5m, 10m, 20m, 50m)の用途①～④それぞれの最長ルートを図2～5に示す。

1.4 ホース保有数の考え方

送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)は、①又は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「2セット」に予備を加えた本数、②又は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。

ここで、送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)の必要本数は、①は33本(20m:1本, 50m:32本)、②は33本(2m:1本, 50m:32本)、③は31本(5m:1本, 20m:2本, 50m:28本)、④は34本(5m:1本, 10m:1本, 20m:2本, 50m:30本)である。

また、各用途における最長ルート以外の敷設ルート(以下「特定ルート」という。)を考慮した場合にのみ必要なホースは、19本(2m:5本, 5m:4本, 10m:4本, 20m:6本)である。

以上より、送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)の保有数は、ホース必要本数が①33本×2セット、②が33本、③が31本、④が34本×2セット及び特定ルートにのみ必要なホース19本を保有するため、合計217本(2m:6本, 5m:7本, 10m:6本, 20m:14本, 50m:184本)を保有する。

予備については、ホース長さごとに予備1本を保有する設計とし、合計5本(2m:1本, 5m:1本, 10m:1本, 20m:1本, 50m:1本)を予備として保有する。

送水用ホース(300A:2m, 5m, 10m, 20m, 50m)の保有数を表2に示す。



図2 用途①の最長ルート ()

枠囲みの内容は防護上又は商業機密の観点から公開できません。

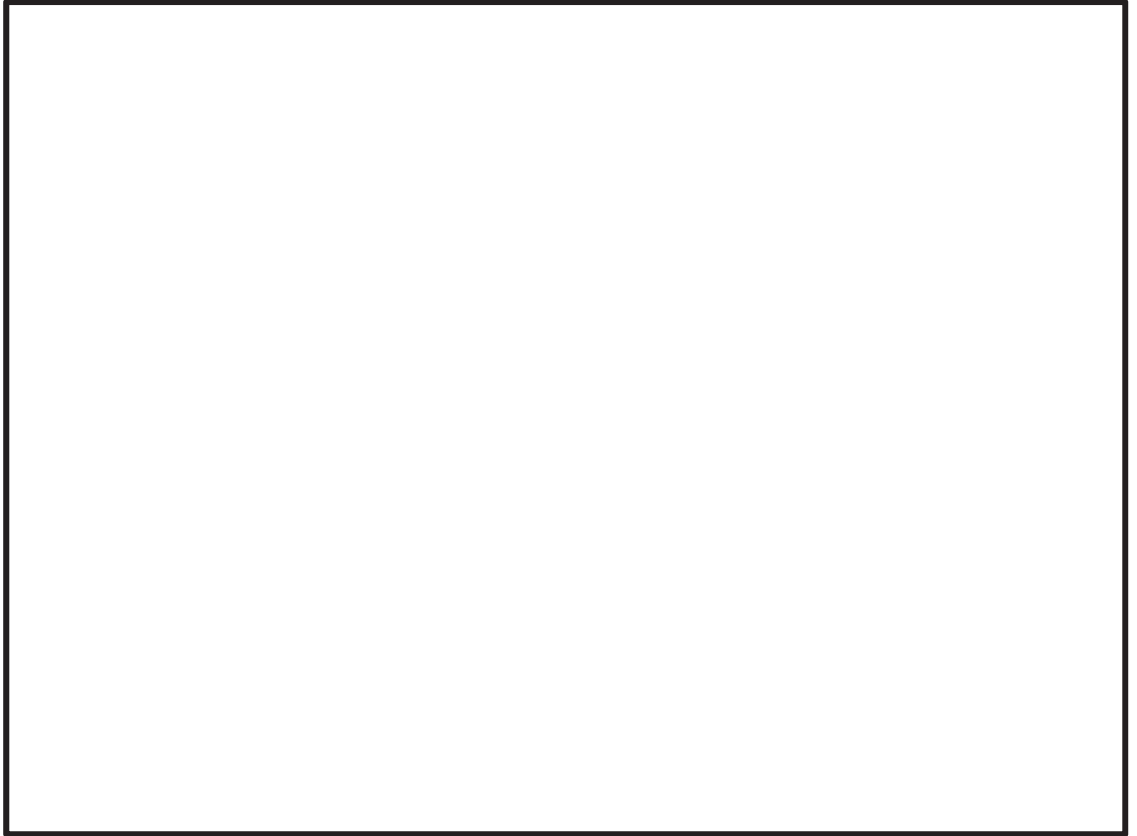


図 3 用途②の最長ルート ()

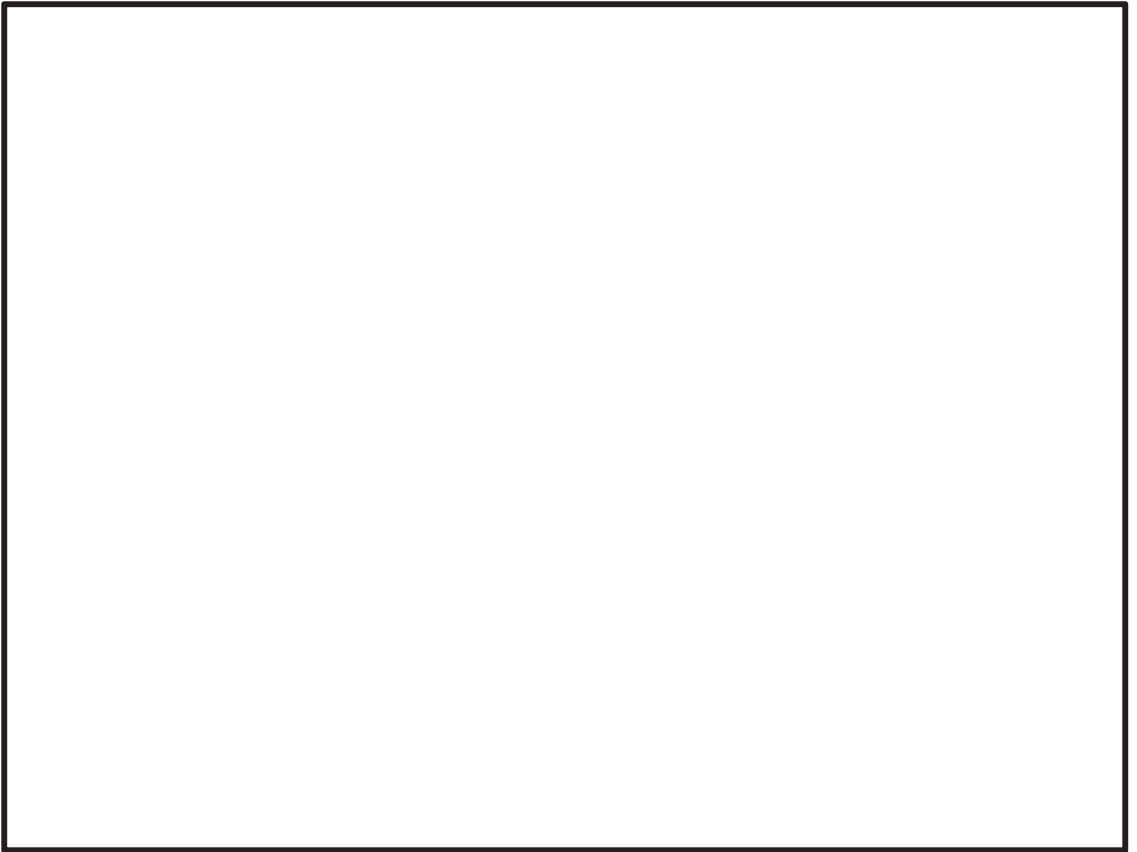


図 4 用途③の最長ルート ()

枠囲みの内容は防護上又は商業機密の観点から公開できません。

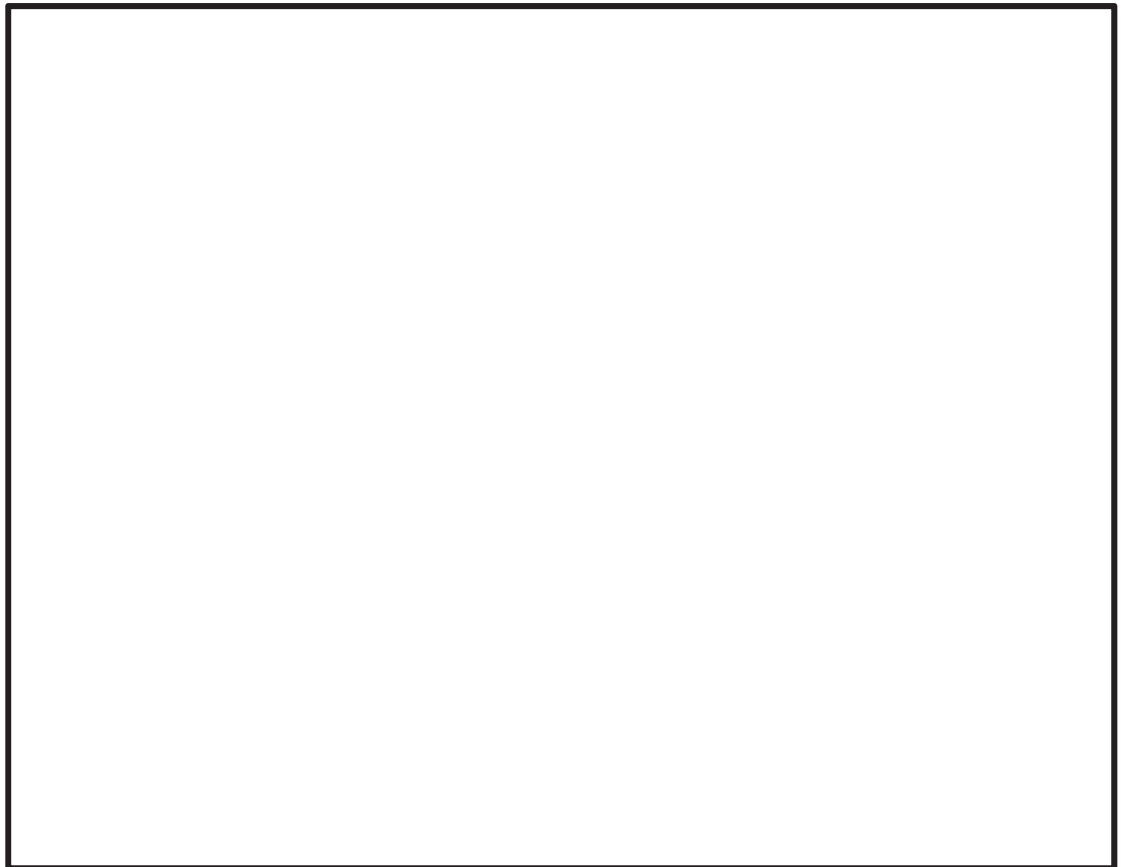


図 5 用途④の最長ルート ()

表 2 送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m) の保有数

用途	最長ルート	ホース総延長	ホース内訳
①	<input type="text"/>	1,620m	33本(20m : 1本, 50m : 32本)×2セット
②		1,602m	33本(2m : 1本, 50m : 32本)×1セット
③		1,445m	31本(5m : 1本, 20m : 2本, 50m : 28本)×1セット
④		1,555m	34本(5m : 1本, 10m : 1本, 20m : 2本, 50m : 30本)×2セット
特定ルート*	—	—	19本(2m : 5本, 5m : 4本, 10m : 4本, 20m : 6本)
合計			217本(2m : 6本, 5m : 7本, 10m : 6本, 20m : 14本, 50m : 184本)
予備			5本(2m : 1本, 5m : 1本, 10m : 1本, 20m : 1本, 50m : 1本)

* : 各用途における最長ルート以外の敷設ルートでのみ使用するホース

評価 : ホース総延長 \geq 最長ルート, よって十分である。

枠囲みの内容は防護上又は商業機密の観点から公開できません。

(3) 送水用ホース(150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m)の保有数の考え方について

1.1 要旨

本資料は、大容量送水ポンプ(タイプ I)に使用するホースのうち、複数の長さのものを組合せ、かつ複数の用途で使用する送水用ホース(150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m)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(150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m)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(燃料プール代替注水系, 燃料プールスプレイ系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)による使用済燃料プールへの注水・スプレイ時。
- ② 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(低压代替注水系), 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(原子炉格納容器下部注水系, 低压代替注水系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)による原子炉圧力容器又は原子炉格納容器への注水時。
- ③ 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(代替水源移送系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)による水源間の水の補給時。
- ④ 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(原子炉格納容器代替スプレイ冷却系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)による原子炉格納容器への送水時。

1.3 ホース敷設に当たっての前提条件

①, ②, ③及び④の同時使用を想定したホース敷設ルートを設定する。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注水用ヘッダを原子炉建屋西側に設置した場合における敷設ルートとする。送水用ホース(150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m)の用途①, ②及び④における最長ルートを図 6 に, 用途③における最長ルートを図 7 に示す。

1.4 ホース保有数の考え方

送水用ホース(150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m)は, ①, ②又は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「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。

ここで, 送水用ホース(150A：1m, 2m, 5m, 10m, 20m)の必要本数は, ①は 13 本(5m：1 本, 10m：1 本, 20m：11 本), ②は 13 本(5m：1 本, 10m：1 本, 20m：11 本), ③は 10 本(5m：

1本, 20m: 9本), ④は13本(5m: 1本, 10m: 1本, 20m: 11本)である。

また, 特定ルートにのみ必要なホースは, 49本(1m: 6本, 2m: 10本, 5m: 14本, 10m: 15本, 20m: 4本)である。

以上より, 送水用ホース(150A: 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)の保有数は, ホース必要本数が①13本×2セット, ②が13本×2セット, ③が10本, ④が13本×2セット及び特定ルートにのみ必要なホース49本を保有するため合計137本(1m: 6本, 2m: 10本, 5m: 21本, 10m: 21本, 20m: 79本)を保有する。

予備については, ホース長さごとに予備1本を保有する設計とし, 合計5本(1m: 1本, 2m: 1本, 5m: 1本, 10m: 1本, 20m: 1本)を予備として保有する。

送水用ホース(150A: 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)の保有数を表3に示す。

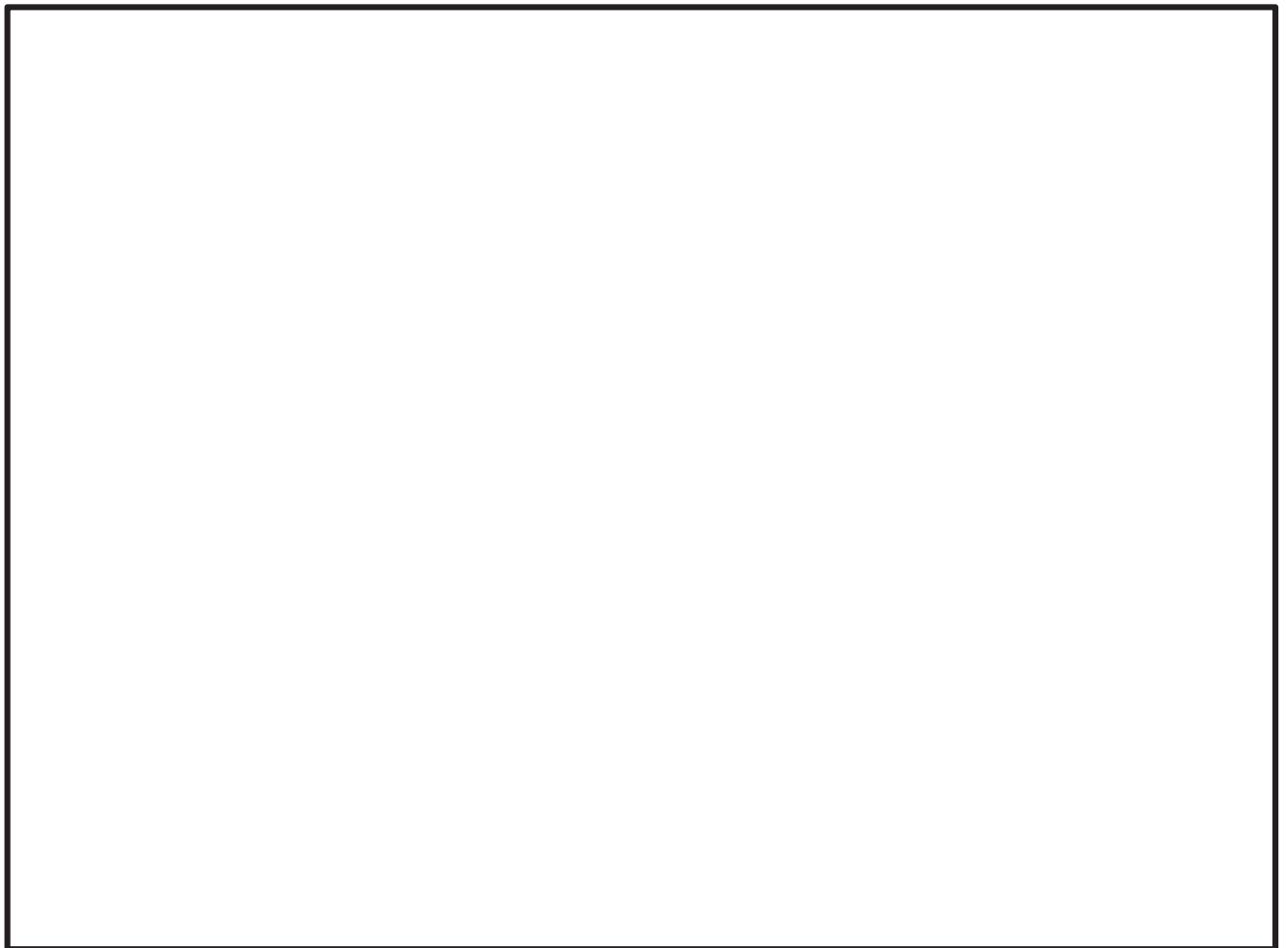


図6 用途①, ②及び④の最長ルート ()

枠囲みの内容は防護上又は商業機密の観点から公開できません。

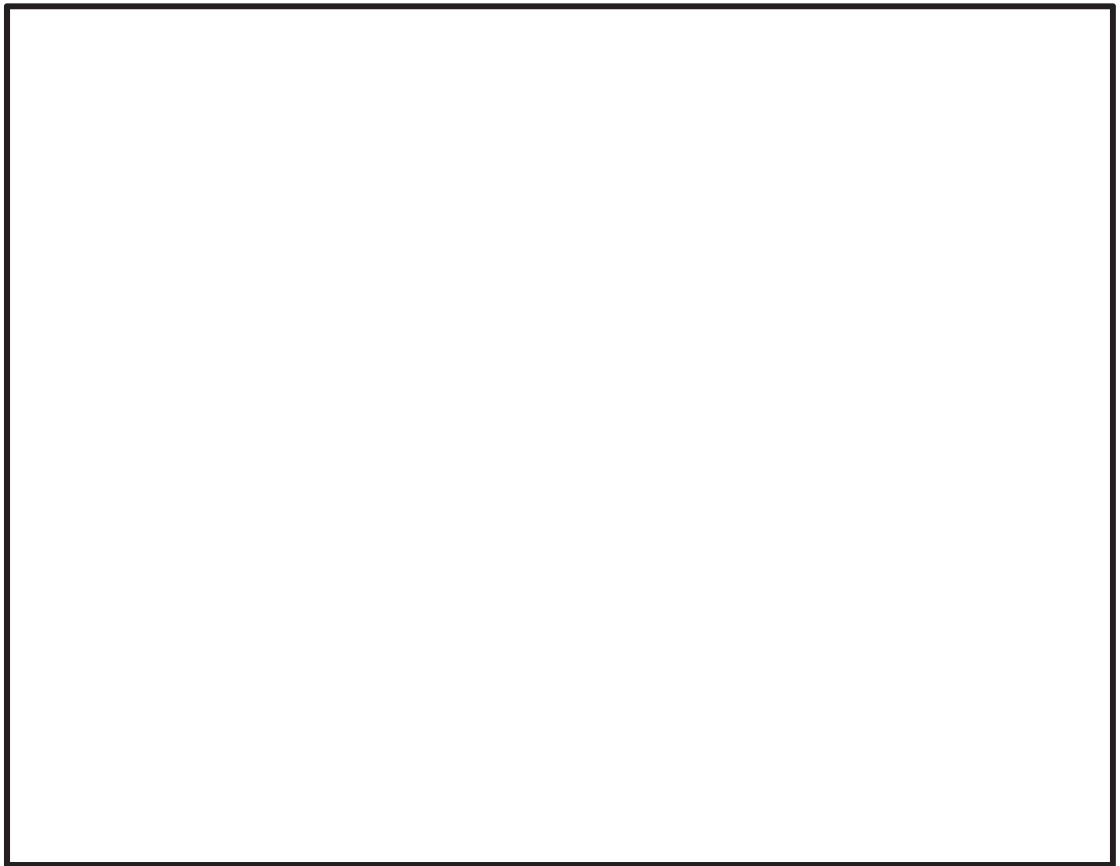


図 7 用途③の最長ルート ()

表 3 送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m) の保有数

用途	最長ルート	ホース総延長	ホース内訳
①, ② 及び④	<input type="text"/>	235m	①13本(5m:1本, 10m:1本, 20m:11本)×2セット ②13本(5m:1本, 10m:1本, 20m:11本)×2セット ④13本(5m:1本, 10m:1本, 20m:11本)×2セット
③	<input type="text"/>	185m	10本(5m:1本, 20m:9本)×1セット
特定ル ート*	—	—	49本(1m:6本, 2m:10本, 5m:14本, 10m:15本, 20m: 4本)
合計			137本(1m:6本, 2m:10本, 5m:21本, 10m:21本, 20m:79本)
予備			5本(1m:1本, 2m:1本, 5m:1本, 10m:1本, 20m:1 本)

* : 各用途における最長ルート以外の敷設ルート

評価 : ホース総延長 \geq 最長ルート, よって十分である。

枠囲みの内容は防護上又は商業機密の観点から公開できません。

(4) スプレイ用ホース(65A:1m)の保有数の考え方について

1.1 要旨

本資料は、大容量送水ポンプ(タイプ I)に使用するホースのうち、複数ルートで使用するスプレイ用ホース(65A:1m)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

スプレイ用ホース(65A:1m)は、全て同じ種類である。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(燃料プールスプレイ系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)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

スプレイ用ホース(65A:1m)は原子炉建屋内に保管・敷設するため、火災区画を考慮し、北側ルートと東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。スプレイノズル3箇所に敷設するスプレイ用ホース(65A:1m)の最長ルートを図8に示す。

1.4 ホース保有数の考え方

スプレイ用ホース(65A:1m)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を保有する。

以上より、スプレイ用ホース(65A:1m)の保有数は、ホース必要本数が3本×2セットとなり、合計6本を保有する。

予備については、ホース長さごとに予備1本を保有する設計とし、1本を予備として保有する。

スプレイ用ホース(65A:1m)の保有数を表4に示す。

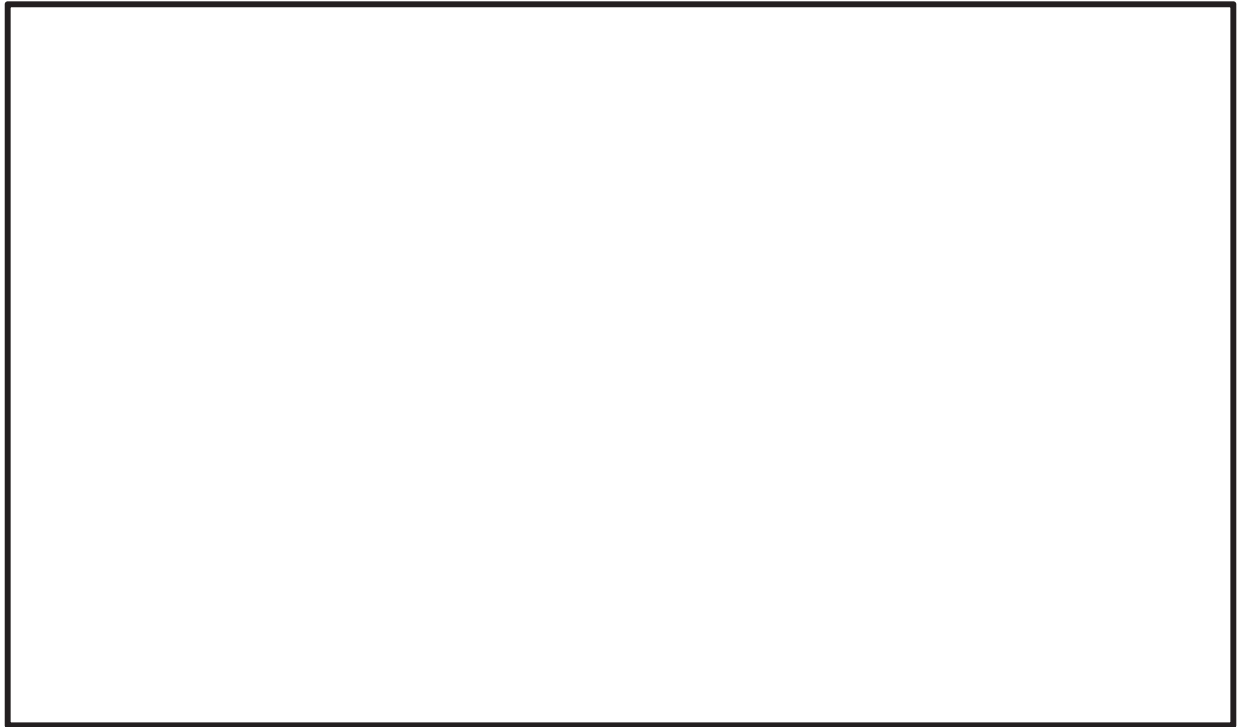


図 8 用途①の最長ルート ()

表 4 スプレー用ホース (65A : 1m) の保有数

用途	最長ルート	ホース総延長	ホース内訳
①	<input type="text"/>	1m×3箇所	3本(1m:3本)×2セット
	合計		6本(1m:6本)
	予備		1本(1m:1本)

評価：ホース総延長 \geq 最長ルート，よって十分である。

枠囲みの内容は防護上又は商業機密の観点から公開できません。

(5) 送水用ホース(65A:20m)の保有数の考え方について

1.1 要旨

本資料は、大容量送水ポンプ(タイプ I)に使用するホースのうち、複数ルートで使用する送水用ホース(65A:20m)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(65A:20m)は、全て同じ種類である。以下に使用用途を示す。

- ① 原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備(原子炉格納容器フィルタベント系)、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放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備(原子炉格納容器フィルタベント系)、圧力逃がし装置(原子炉格納容器フィルタベント系)として使用する大容量送水ポンプ(タイプ I)によるフィルタ装置への補給時。

1.3 ホース敷設に当たっての前提条件

送水用ホース(65A:20m)は、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注水用ヘッダを原子炉建屋東側に設置した場合における敷設ルートとする。送水用ホース(65A:20m)の最長ルートを図9に示す。

1.4 ホース保有数の考え方

送水用ホース(65A:20m)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を保有する。

以上より、送水用ホース(65A:20m)の保有数は、ホース必要本数が7本×2セットとなり、合計14本を保有する。

予備については、ホース長さごとに予備1本を保有する設計とし、1本を予備として保有する。

送水用ホース(65A:20m)の保有数を表5に示す。

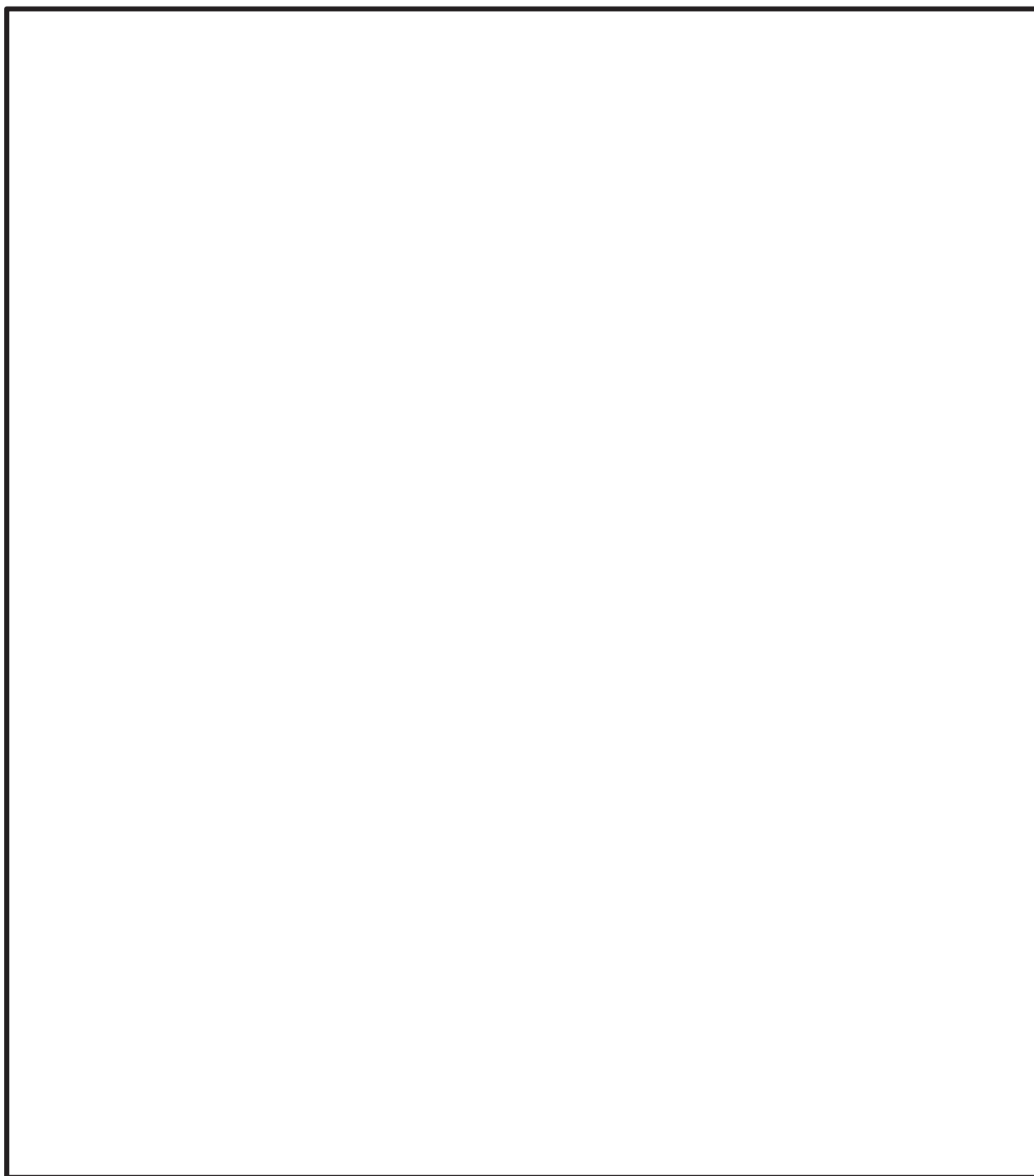


図 9 用途①の最長ルート ()

表 5 送水用ホース (65A : 20m) の保有数

用途	最長ルート	ホース総延長	ホース内訳
①	<input type="text"/>	140m	7本(20m : 7本) × 2セット
合計			14本(20m : 14本)
予備			1本(20m : 1本)

評価：ホース総延長 \geq 最長ルート，よって十分である。

枠囲みの内容は防護上又は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0180-2_改2

補足-180-2 接続口配置図

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0180-3_改3

補足-180-3 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。
- ・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する。

- ・タンクローリ A を使用する場合

(1) 注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)

注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)は、事象発生 10 時間後に起動するため 1 回目の補給を行うのは、事象発生から 10 時間以降であり、補給準備はアクセスルートの復旧が完了する事象発生後 4 時間から注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)が起動する事象発生後 10 時間までに実施する。注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)の初期補給は、運転開始 30 分後に補給が完了することから、表 4-1 に示す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。

(2) 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)は、事象発生 19 時間後に起動するため、1 回目の補給を行うのは、事象発生から 19 時間以降に実施する。原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)の初期補給は、運転開始 30 分後に補給が完了することから、表 4-1 に示す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。

(3) 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットは、事象発生 19 時間後に起動するため、1 回目の補給を行うのは、事象発生から 19 時間以降に実施する。原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニットの初期補給は、運転開始 70 分後に補給が完了することから、表 4-1 に示す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。

- ・タンクローリ B を使用する場合

(1) ガスタービン発電機

ガスタービン発電機で使用するガスタービン発電設備軽油タンクは、事象発生 10 時間後に補給を開始するため、補給準備はアクセスルートの復旧が完了する事象発生後 4 時間からガスタービン発電設備軽油タンクに軽油を補給する事象発生後 10 時間までに実施する。ガスター

ビン発電設備軽油タンクの初期補給は、補給開始 40 分後に補給が完了することから、表 4-1 に示す。補給要求を満足するため、タンクローリによる初期給油は成立する。

4. タンクローリによる連続給油の成立性

重大事故等対策の有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)のうち、燃料給油量が最大となる重大事故シーケンスにおいて、同時にその機能を要求される燃料補給を必要とする機器が、7日間連続運転するときに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表 4-1 に示す。表 4-1 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、表 4-2 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。(図 4-3, 4 参照)

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、同時にその機能を要求される燃料補給を必要とする機器が、7日間連続運転するときの必要最大給油量は、表 4-1 に示すとおり 4,000L であるが、タンクローリの容量は 4,000L 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、表 4-1 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、給油量と同等の容量をタンクローリ的设计確認値とする。

表 4-2 給油作業に伴う各作業の所要時間

【タンクローリ A を使用する場合】		
No.	作業内容	所要時間
①	移動 (重大事故等対応要員 (緊急時対策所⇒保管エリア))	20 分
②	移動 (タンクローリ (保管エリア⇒軽油タンク))	10 分
③	補給 (軽油タンク⇒タンクローリ (4.0 kL))	105 分
④	移動 (タンクローリ (軽油タンク⇒注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I) 設置場所))	10 分
⑤	補給 (タンクローリ⇒注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I))	30 分
⑥	補給 (タンクローリ⇒注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I))	30 分
⑦	補給 (タンクローリ⇒注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I))	30 分
⑧	移動 (タンクローリ (注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I) 設置場所⇒軽油タンク))	10 分
⑨	補給 (軽油タンク⇒タンクローリ (4.0 kL))	105 分
⑩	移動 (タンクローリ (軽油タンク⇒注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I) 設置場所))	10 分
⑪	補給 (タンクローリ⇒注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I))	30 分
⑫	移動 (タンクローリ (注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I) 設置場所⇒原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I) 設置場所))	10 分
⑬	補給 (タンクローリ⇒原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I))	30 分
⑭	移動 (タンクローリ (原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I) 設置場所⇒原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット設置場所))	10 分
⑮	補給 (タンクローリ⇒原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット)	30 分
⑯	移動 (タンクローリ (原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット設置場所⇒軽油タンク))	5 分
【タンクローリ B を使用する場合】		
No.	作業内容	所要時間
①	移動 (重大事故等対応要員 (緊急時対策所⇒保管エリア))	20 分
②	移動 (タンクローリ (保管エリア⇒軽油タンク))	10 分
③	補給 (軽油タンク⇒タンクローリ (4.0 kL))	105 分
④	移動 (タンクローリ (軽油タンク⇒ガスタービン発電設備軽油タンク))	10 分
⑤	補給 (タンクローリ⇒ガスタービン発電設備軽油タンク)	40 分
⑥	移動 (タンクローリ (ガスタービン発電設備軽油タンク⇒軽油タンク))	10 分
⑦	補給 (軽油タンク⇒タンクローリ (4.0 kL))	105 分

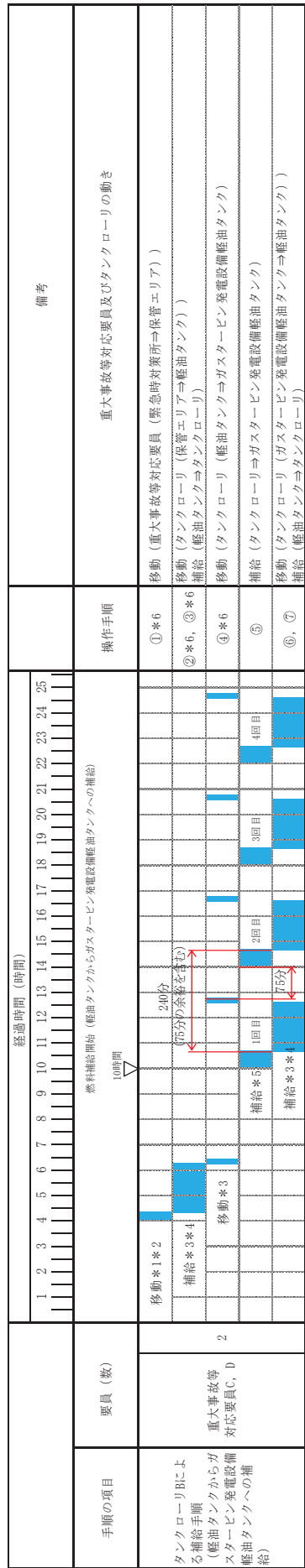


図 4-2 給油作業 時系列【タンクローリ B を使用する場合】

注記 *1：タンクローリの保管場所は第2保管エリア，第3保管エリア，第4保管エリア。
 *2：重大事故等対応要員の移動は，緊急時対策所から保管エリアまでの移動を想定した時間。
 *3：タンクローリの移動時間は，各設備までの移動距離に応じた時間。
 *4：タンクローリへの補給は，軽油補給作業の実績に余裕を見込んだ想定時間。
 *5：ガスタービン発電設備軽油タンクへの補給は類似作業の実績に余裕を見込んだ想定時間。
 *6：タンクローリ B の手順①②③④はアクセスルートでの復旧が完了する事象発生後 4 時間から，燃料補給を開始する事象発生後 10 時間までに実施する。

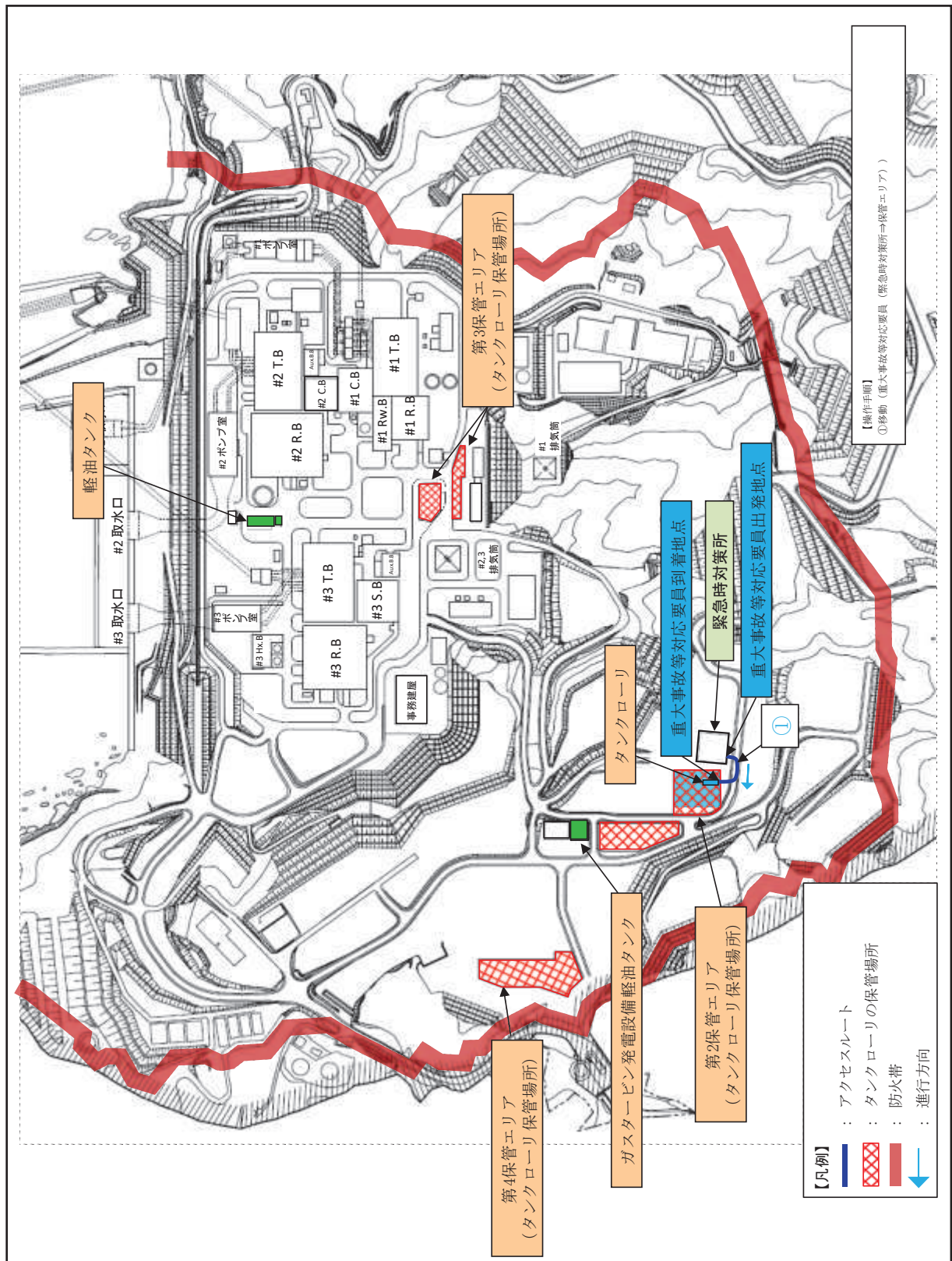


図 4-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (1/8)

(注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)，原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット)

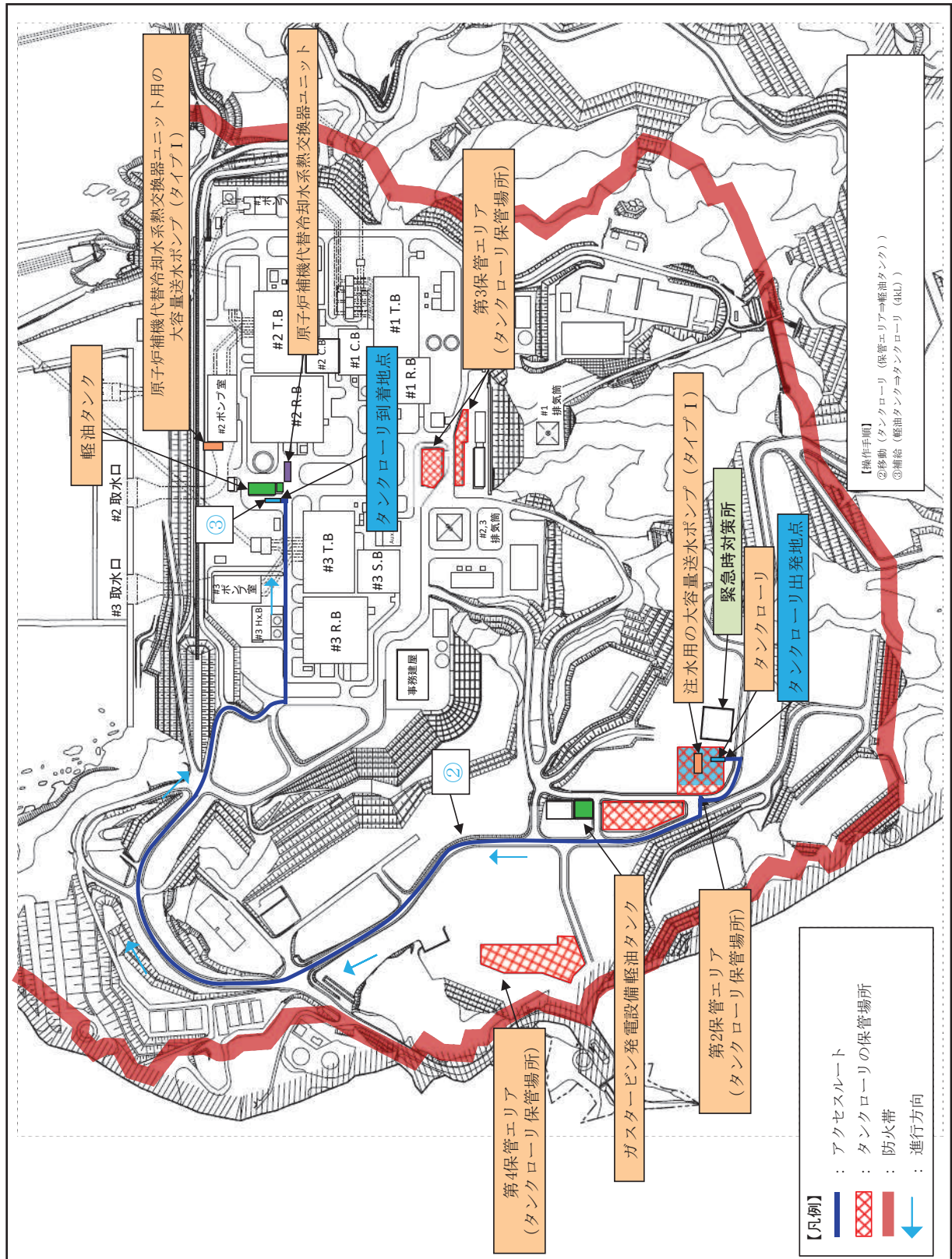


図 4-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (2/8)

(注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I), 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット)

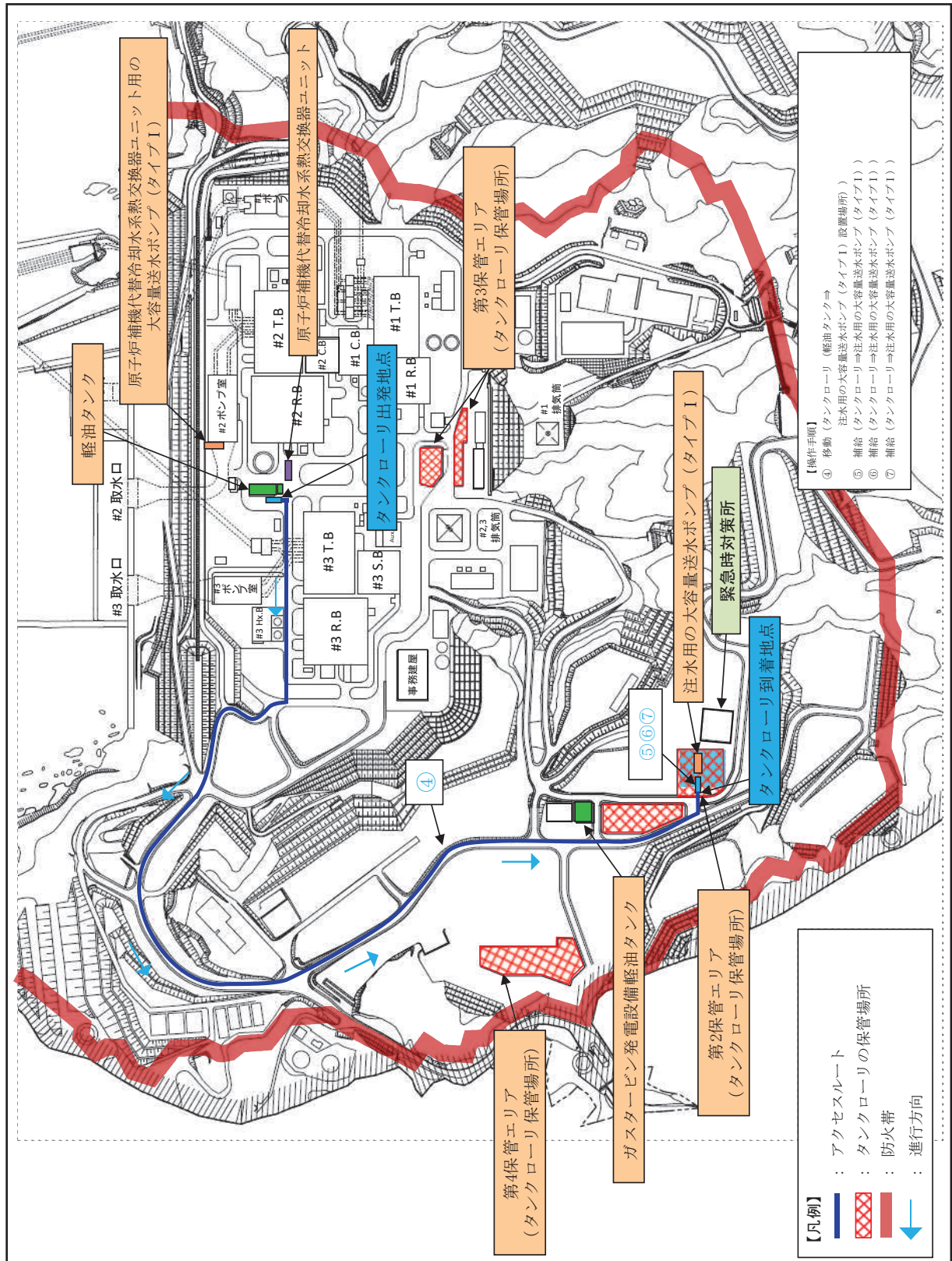


図 4-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (3/8)

(注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)，原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット)

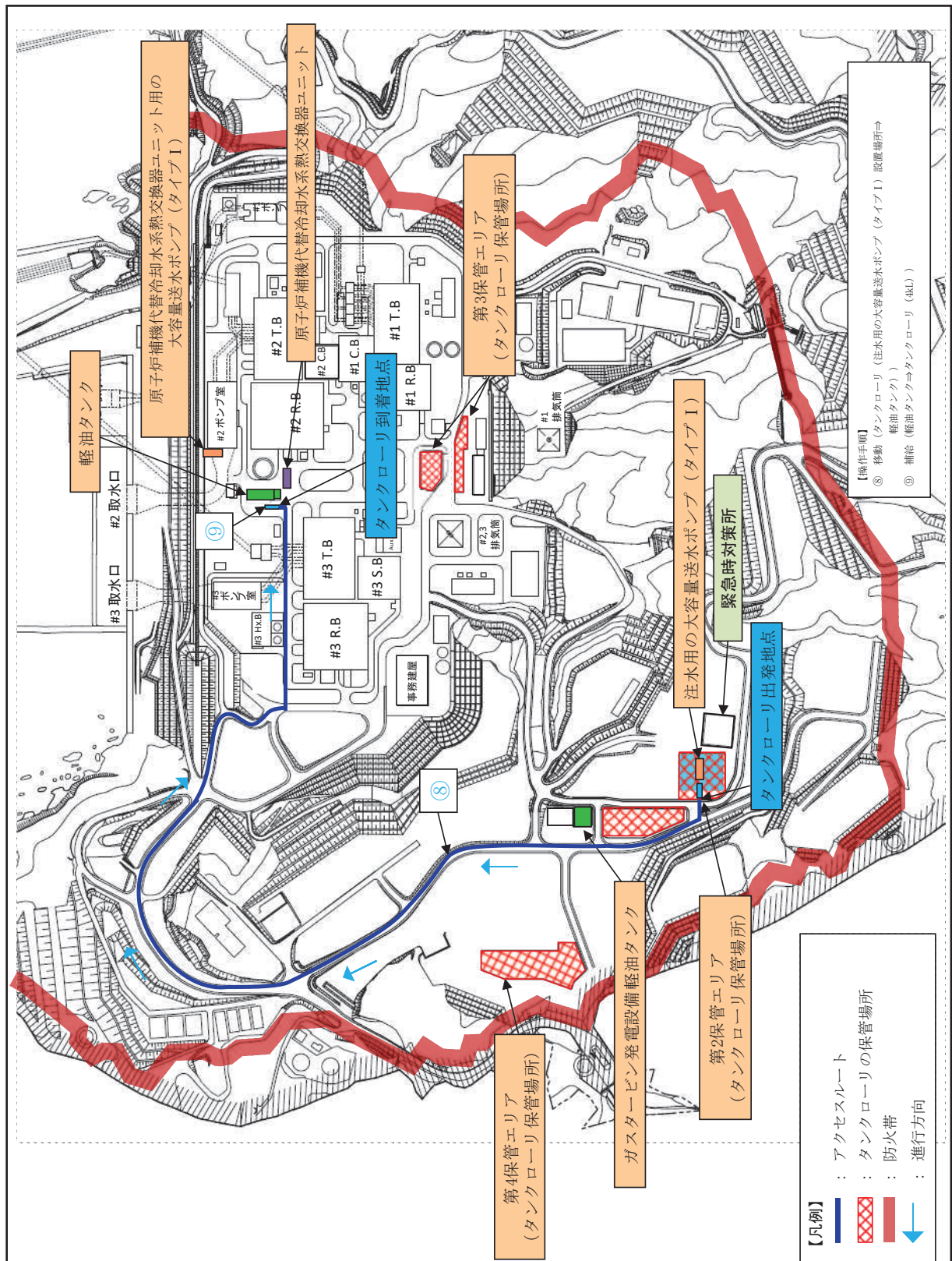


図 4-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (4/8)

(注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)，原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット)

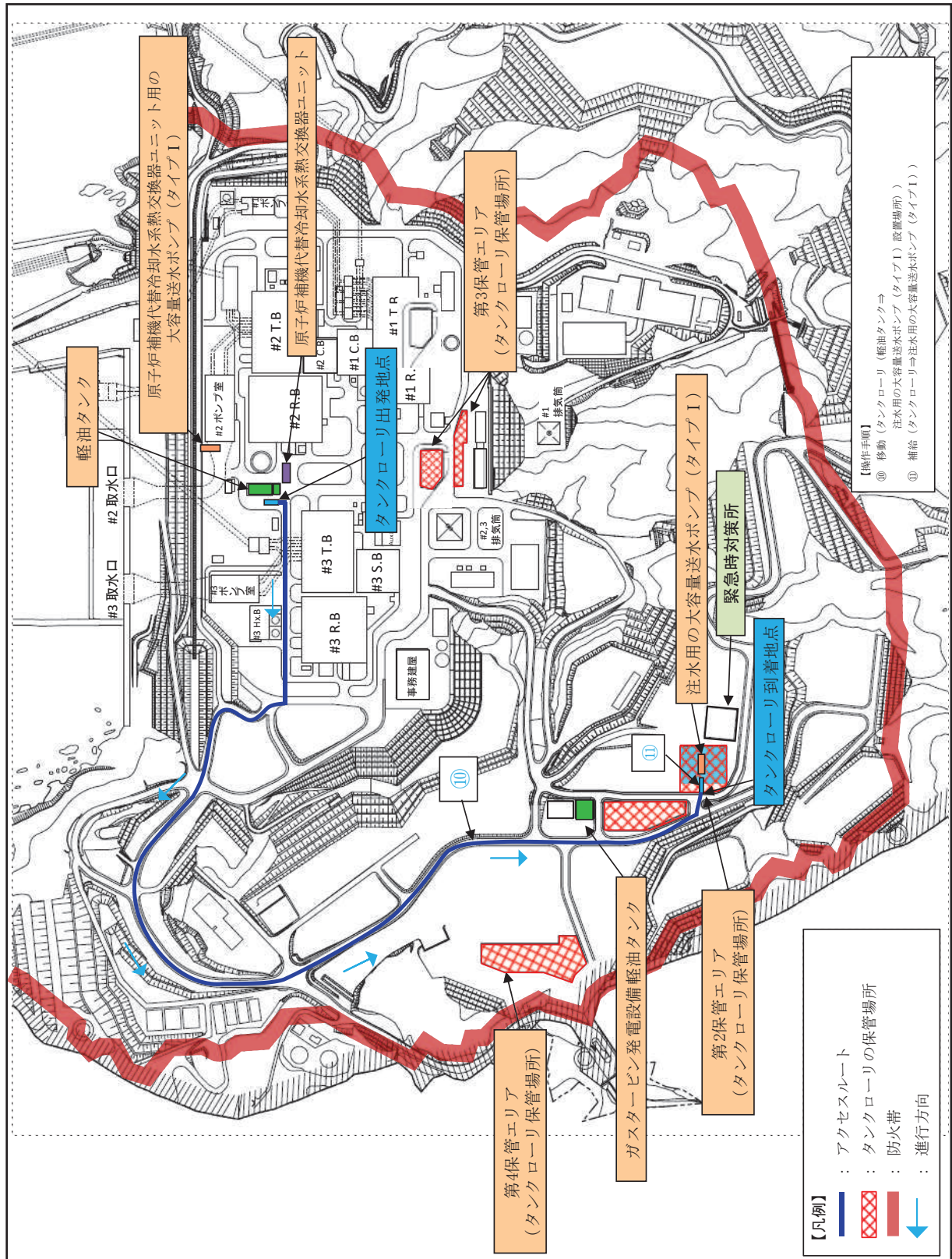


図 4-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (5/8)

(注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I), 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット)

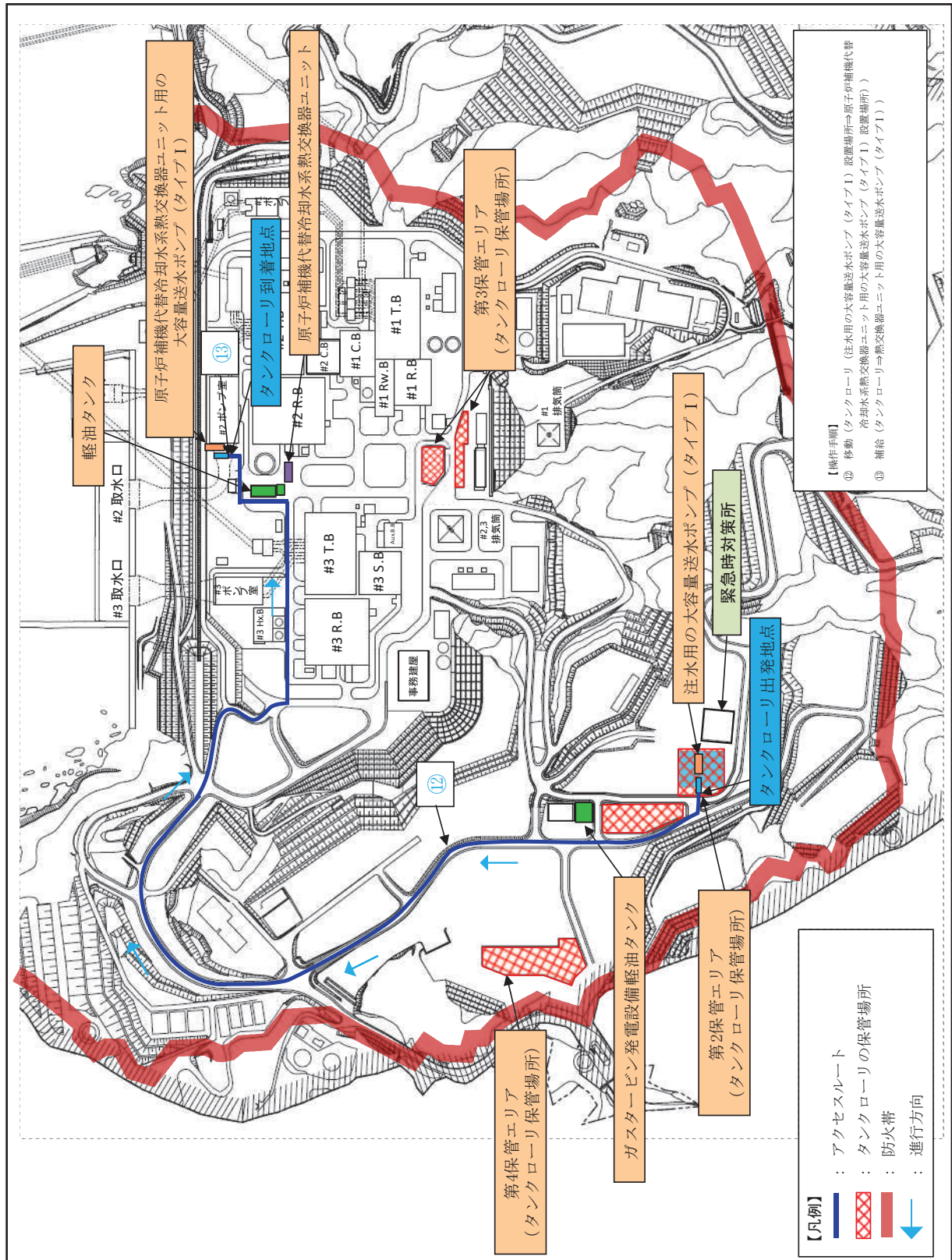


図 4-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (6/8)

(注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I), 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット)

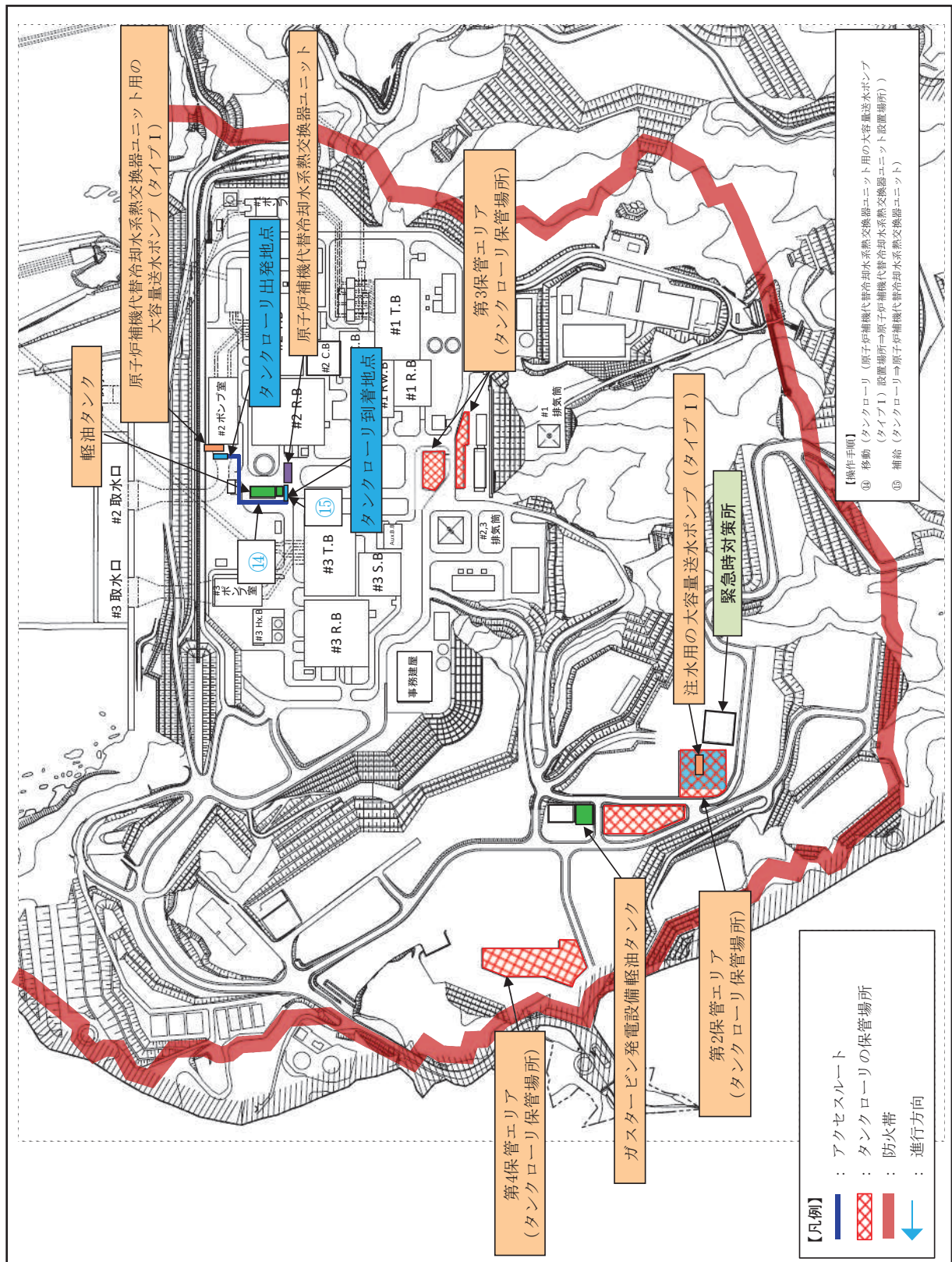


図4-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (7/8)

(注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I)，原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット)

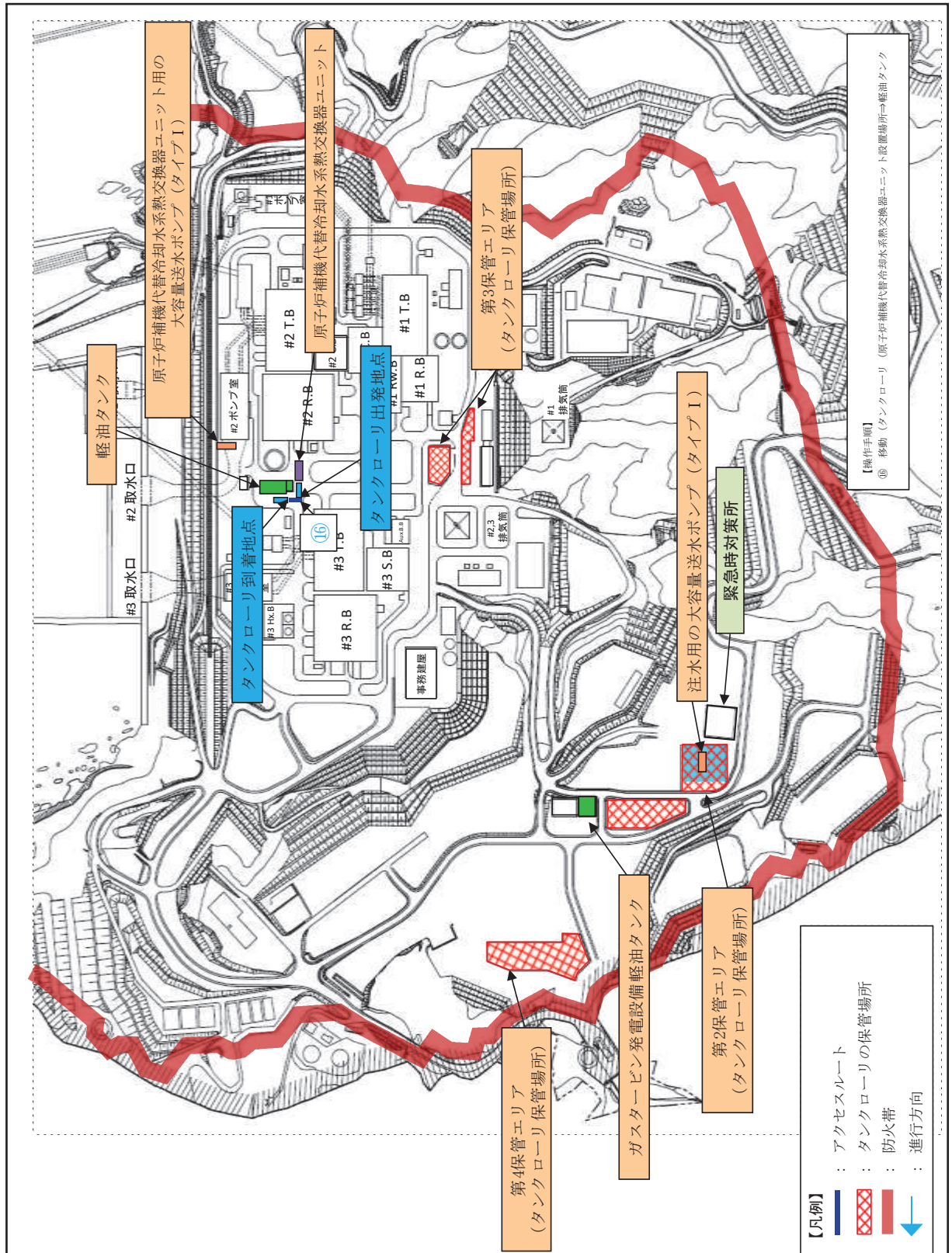


図 4-3 タンクローリ A 移動及び補給ルート (8/8)

(注水用の大容量送水ポンプ(タイプ I), 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット用の大容量送水ポンプ(タイプ I)及び原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット)

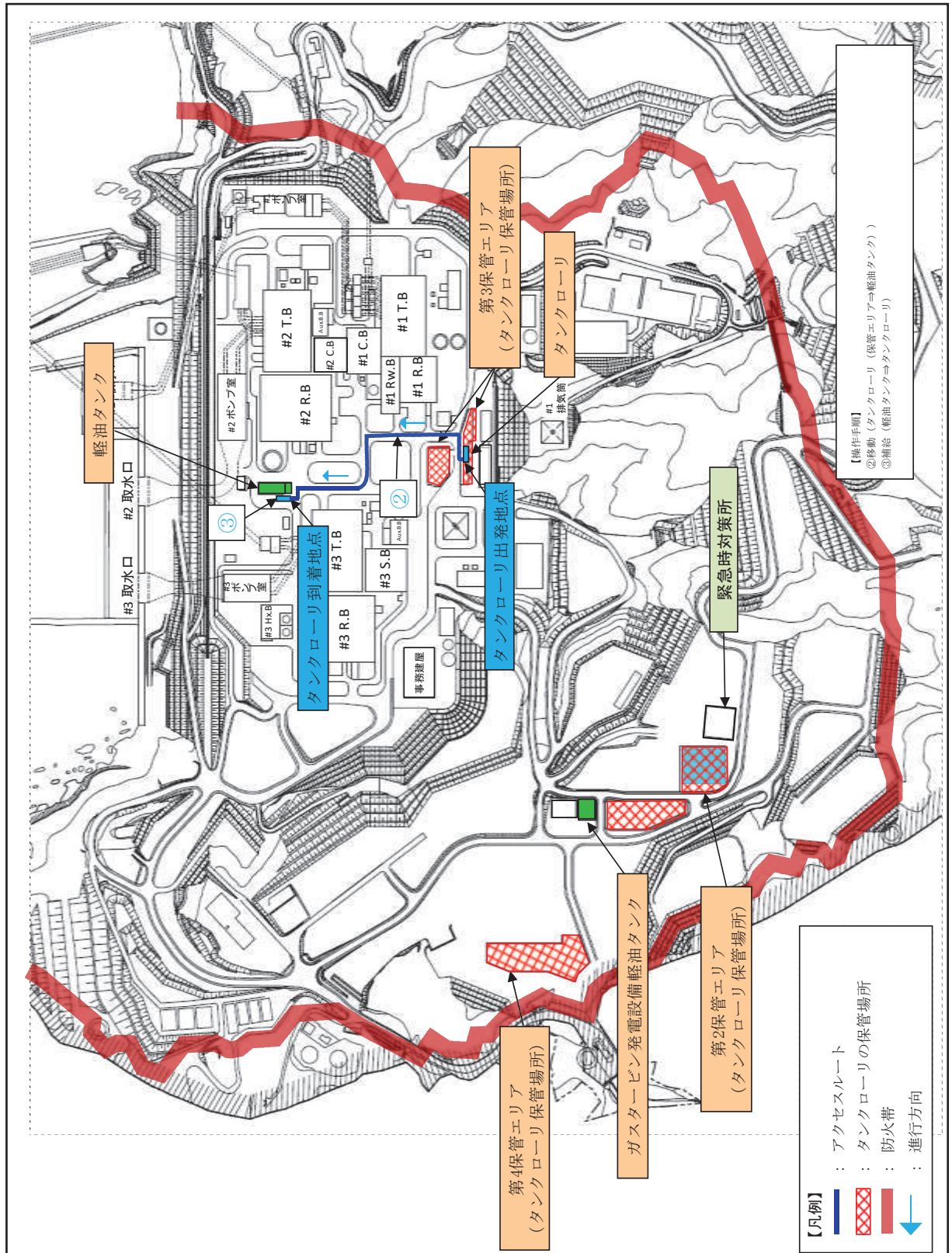


図 4-4 タンクローリー B 移動及び補給ルート (2/4)
 (ガスタービン発電機 (ガスタービン発電設備軽油タンク))

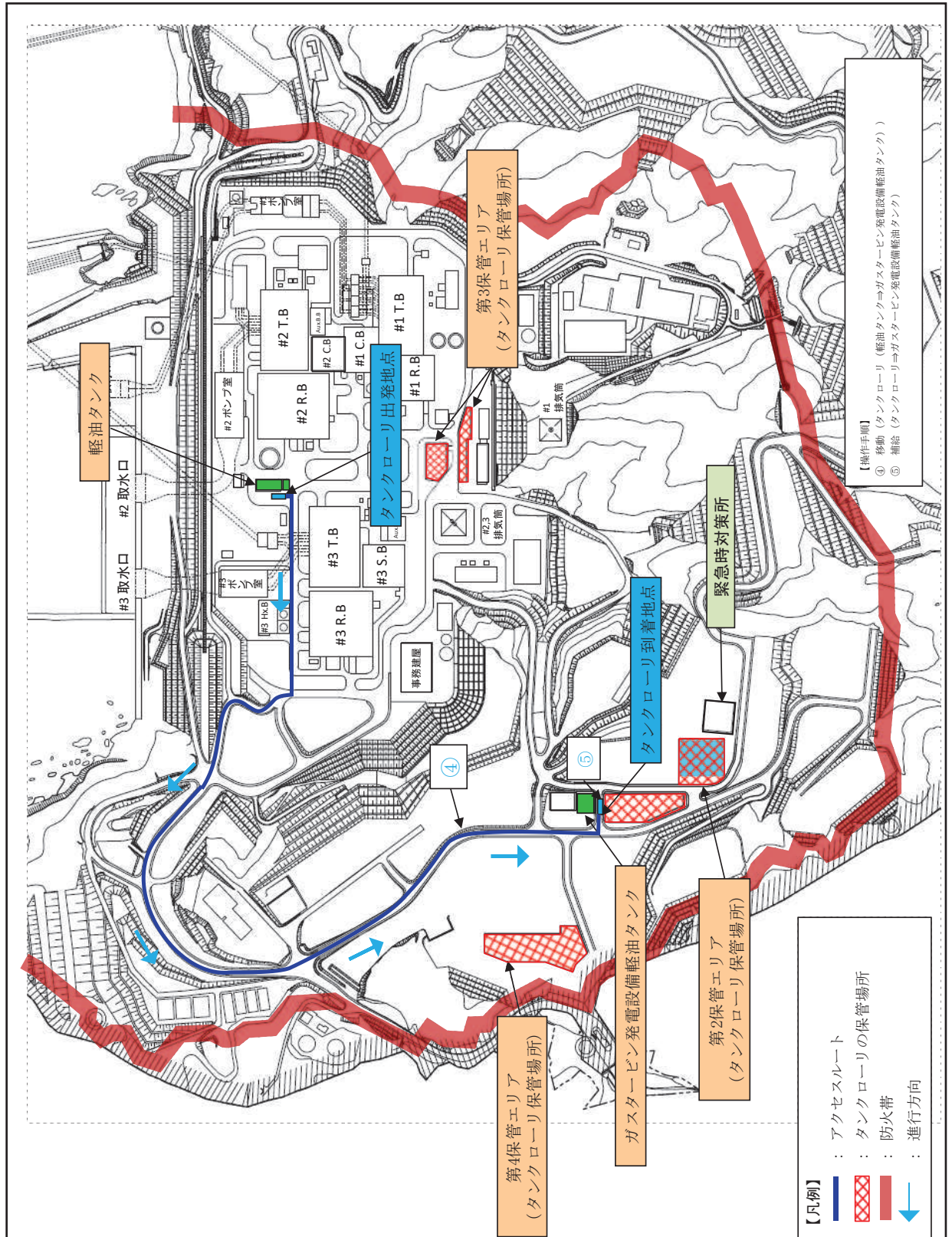


図 4-4 タンクローリ B 移動及び補給ルート (3/4)
 (ガスタービン発電機 (ガスタービン発電設備軽油タンク))

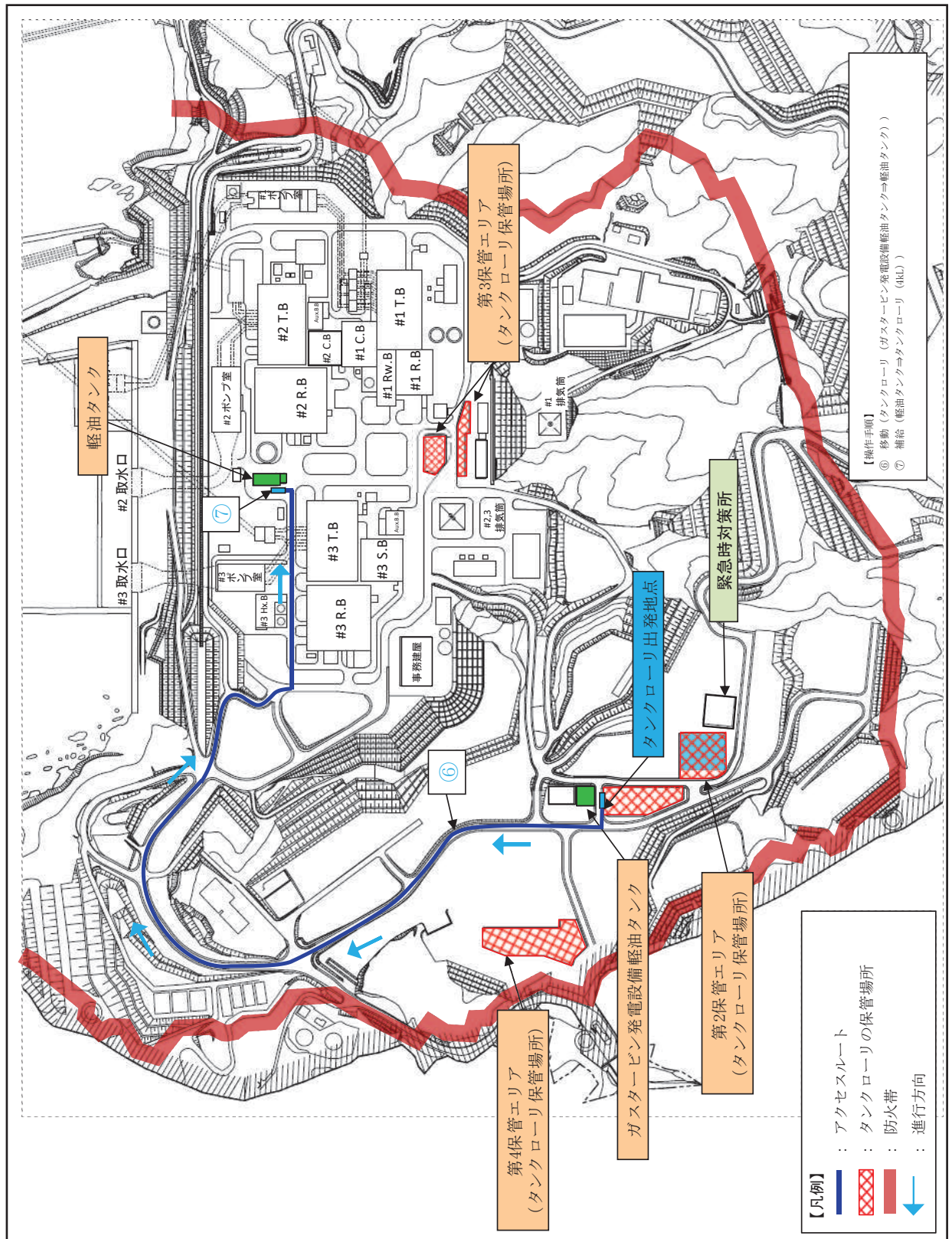


図 4-4 タンクローリー B 移動及び補給ルート (4/4)
 (ガスタービン発電機 (ガスタービン発電設備軽油タンク))

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0180-4_改0

補足-180-4 配管内標準流速について

目次

1. 概要 1
2. 各系統における配管内標準流速 1

1. 概要

添付書類「VI-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。

2. 各系統における配管内標準流速

表1に各系統における配管内標準流速を示す。

圧力損失増大による最高使用圧力及び動力等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	通常系	50A 以下		
		∫		
		300A 以上		
	短期運転系*2	50A 以下		
		∫		
		300A 以上		
原子炉再循環系	全口径			
蒸気	低圧蒸気	全口径		
	高圧蒸気	全口径		
	自由膨張蒸気	全口径		
空気・ガス		全口径		
海水		全口径		
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：非常用炉心冷却系等、常時は運転されない系統をいう。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0180-5_改3

補足 180-5 サプレッションプール水貯蔵系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

原子炉建屋内に重大事故等対処設備（代替循環冷却系設備）を設置するスペースを確保するため、貯水を行わない運用としていたサプレッションプール水貯蔵系設備について、1号機との共用を取止め、廃止する方針としたことから、共用取止め及び廃止により基準適合性への影響がないことを確認した。

2. サプレッションプール水貯蔵系設備の第1号機との共用取止め及び廃止内容について

サプレッションプール水貯蔵系設備における1号機との共用取止め及び廃止に伴い、第2号機の発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年12月27日申請）において、以下のとおり既設置許可申請から申請内容を変更している。

また、本変更に伴いサプレッションプール水貯蔵系設備の有する機能全体（以下に示す既設置許可申請内容の①及び②）が廃止（以下、「機能の廃止」という。）となる*。

（既設置許可申請）

- ① サプレッションチェンバ内の水を抜く場合には、原則としてサプレッションプール水貯蔵タンクに一時貯留し、その水は再使用する。
- ② サプレッションプール水貯蔵タンクには、床ドレン・化学廃液系に導かれた廃液等を貯留することもできる。

（設置変更許可申請（平成25年12月27日申請））

- ① 1号炉との共用を取止め、廃止するサプレッションプール水貯蔵系設備は、放射性液体廃棄物を処理する能力を有していないことから、サプレッションプール水貯蔵タンク等の撤去後においても、放射性液体廃棄物の処理施設の処理能力に変更はなく、影響を及ぼさない。
- ② 1号炉との共用を取止め、廃止するサプレッションプール水貯蔵タンク等の撤去後においても処理施設からの漏えいの発生を防止できる設計とする。
- ③ 1号炉との共用を取止め、廃止するサプレッションプール水貯蔵タンク等の撤去については、液体廃棄物処理系の機能に影響を及ぼさないよう、取合い部の切断撤去（必要に応じて部分的に切断撤去）及び開口部閉止等の適切な処置を講ずることとする。

注記 *：機能の廃止については、Ⅱ 5.5(1)「放射性廃棄物の廃棄施設の基本設計方針」に示す。

3. 安全性への影響

(1) 共用取止めによる影響（関連条文：設置許可基準規則第12条，技術基準規則第15条）

安全施設であるサプレッションプール水貯蔵系設備の共用を取止めることから、発電用原子炉施設の安全性を損なうことはなく、要求事項を満足しており、基準適合性への影響はない。

（表2，3参照）

(2) 廃止による影響（関連条文：設置許可基準規則第 27 条，技術基準規則第 39 条）

a. 機能の廃止による影響

表 1 に示すとおり，機能の廃止による安全性への影響はない。

表 1 機能の廃止による影響確認結果

廃止となる機能（既設置許可内容）	影響確認結果
サプレッションチェンバ内の水を抜く場合には，原則としてサプレッションプール水貯蔵タンクに一時貯留し，その水は再使用する。	補修作業の高度化により，サプレッションチェンバ内部の水を抜くことなく点検・補修が可能であり，廃止による影響はない。
サプレッションプール水貯蔵タンクには，床ドレン・化学廃液系に導かれた廃液等を貯留することもできる。	サプレッションプール水貯蔵タンクは，液体廃棄物の廃棄設備の主要設備ではなく廃棄物の処理能力として期待していないこと及び廃止に伴う主要設備の変更がないことから，廃止により放射性廃棄物の廃棄施設に影響を及ぼさない。（図 2，表 2～4 参照）

b. 液体状の放射性廃棄物の漏えい防止への影響

以下の処置を実施することにより，液体状の放射性廃棄物の漏えいを防止する（図 1 参照）。

- ・廃止する設備については，第 1 号設備及びサプレッションチェンバ配管貫通部との取合い部にて切断を行い，開口部に閉止処置を実施する。
- ・第 1 号設備側の開口部については，閉止処置を行う。
- ・サプレッションチェンバ配管貫通部については，原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（配管貫通部）側にて閉止処置（端板設置）を行う。

4. 廃止による固体廃棄物の発生量について

廃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，固体廃棄物貯蔵所（貯蔵容量約 55,488 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 480 本程度である。また，震災前 5 年間の放射性固体廃棄物の発生量は平均 4,675 本/年（平成 18 年度から 2,704 本，3,720 本，5,320 本，4,532 本，7,097 本発生）となっており，廃止設備の撤去により発生する廃棄物量は年間発生量の 10%程度となる。廃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所の貯蔵保管量の予測（図 3）に加えても固体廃棄物貯蔵所における貯蔵保管への影響及び廃止設備の撤去による廃棄物処理への影響はない。（表 2，3 参照）

以 上

- 表 2 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」における廃止設備に関する確認結果
- 表 3 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」における廃止設備に関する確認結果
- 表 4 設置変更許可申請書の本文記載内容比較
- 図 1 サプレッションプール水貯蔵系 系統概要図の比較
- 図 2 液体廃棄物処理系系統概要図（設置変更許可申請書添付参考図 第 21 図）
- 図 3 固体廃棄物貯蔵所（1 号，2 号及び 3 号機共用）の貯蔵保管量予測

表2「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」における廃止設備に関する確認結果（1/2）

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	サブプレッションプール水貯蔵系の1号機との共用取止め及び廃止に関する確認結果
<p>(安全施設)</p> <p>第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならぬ。</p> <p style="text-align: center;">[第2項～第6項 省略]</p> <p>7 安全施設（重要安全施設を除く。）は、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。</p>	<p>第7項について、1号機サブプレッションプール水貯蔵系設備と共用している状態を解消し、1号及び2号機間において共用していた2号機サブプレッションプール水貯蔵系設備を廃止することから、第7項の基準への適合性に影響を及ぼさない。</p>
<p>(放射性廃棄物の処理施設)</p> <p>第二十七条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物（実用炉規則第二条第二項第二号に規定する放射性廃棄物をいう。以下同じ。）を処理する施設（安全施設に係るものに限る。以下この条において同じ。）を設けなければならない。</p> <p>一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。</p>	<p>第一号について、廃止するサブプレッションプール水貯蔵タンクは、液体廃棄物の廃棄設備の主要設備ではなく、廃棄物の処理能力として期待していないことから、廃止により、第一号の基準への適合性に影響を及ぼさない（図2参照）。</p>

表2 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」における廃止設備に関する確認結果 (2/2)

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	サブプレッションプルール水貯蔵系の1号機との共用取止め及び廃止に関する確認結果
<p>二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性物質を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。</p> <p>三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。</p>	<p>第二号について、廃止するサブプレッションプルール水貯蔵系設備から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることがないように、以下の処置を講ずることから、第二号の基準への適合性に影響を及ぼさない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・廃止する設備については、第1号設備及びサブプレッションチェンバ配管貫通部との取合い部にて切断を行い、開口部に閉止処置を実施する。 ・第1号設備側の開口部については、閉止処置を行う。 ・サブプレッションチェンバ配管貫通部については、原子炉格納施設のうち原子炉格納容器（配管貫通部）側にて閉止処置（端板設置）を行う。 <p>第三号について、固体状の放射性廃棄物の処理に係る設備の設計を変更しないことから、第三号の基準への適合性に影響を及ぼさない。</p>
<p>(放射性廃棄物の貯蔵施設)</p> <p>第二十八条 工場等には、次に掲げるところにより、発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を貯蔵する施設（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>一 放射性廃棄物が漏えいし難いものとする。</p> <p>二 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備を設けるものにあつては、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。</p>	<p>第一号及び第二号について、基準の解釈により、本条における貯蔵は、「将来的に発電用原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して放射性固体廃棄物を貯蔵及び管理できること」としている。撤去した設備は、ドラム缶等の容器に収納することから放射性物質が漏えいし難く、かつ放射性物質による汚染が広がらない。また、これらの廃棄物を固体廃棄物貯蔵所に貯蔵保管しても、貯蔵容量以下に管理できることから、第一号及び第二号の基準への適合性に影響を及ぼさない。</p>

表3 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」における廃止設備に関する確認結果 (1/3)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	サプレッションプール水貯蔵系の1号機との共用取止め及び廃止に関する確認結果
<p>(設計基準対象施設の機能)</p> <p>第十五条 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</p> <p style="text-align: center;">[第2項～第5項 省略]</p> <p>6 前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</p>	<p>第6項について、1号機サプレッションプール水貯蔵系設備と共用している状態を解消し、1号及び2号機間において共用していた2号機サプレッションプール水貯蔵系設備を廃止することから、第6項の基準への適合性に影響を及ぼさない。</p>
<p>(廃棄物処理設備等)</p> <p>第三十九条 工場等には、次に定めるところにより放射性廃棄物を処理する設備（排気筒を含み、次条及び第四十三条に規定するものを除く。）を施設しなければならない。</p> <p>一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ原子力規制委員会の定める濃度限度以下になるように発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものであること。</p> <p>二 放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別して施設すること。ただし、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導く場合において、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物以外の廃棄物を取り扱う設備に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>第一号について、廃止するサプレッションプール水貯蔵系設備は、液体廃棄物の廃棄設備の主要設備ではなく、廃棄物の処理能力として期待していないことから、廃止により、第一号の基準への適合性に影響を及ぼさない（図2参照）。</p> <p>第二号、第三号、第四号、第五号及び第六号については、放射性廃棄物を処理する設備及び放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備の設計を変更しないことから、第二号、第三号、第四号、第五号及び第六号の基準への適合性に影響を及ぼさない。</p>

表3 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」における廃止設備に関する確認結果 (2/3)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	サブプレッションプール水貯蔵系の1号機との共用取止め及び廃止に関する確認結果
<p>三 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷により著しく腐食しないものであること。</p> <p>四 気体状の放射性廃棄物を処理する設備は、第四十三条第三号の規定に準ずるほか、排気筒の出口以外の箇所において気体状の放射性廃棄物を排出しないこと。</p> <p>五 流体状の放射性廃棄物及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物を工場等内において運搬するための容器は、取扱中における衝撃その他の負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p> <p>六 前号の容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面からメートルの距離における線量当量率が原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないよう、遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p> <p>2 流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設(流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。以下この項において同じ。)は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 放射性廃棄物処理施設内部の床面及び壁面は、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。</p> <p>二 放射性廃棄物処理施設内部の床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造であり、かつ、流体状の放射性廃棄物(気体状のものを除く。以下同じ。)を処理する設備の周辺部には、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するための堰が施設されていること。</p> <p>三 放射性廃棄物処理施設外に通じる出入口又はその周辺部には、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物処理施設外へ漏えいすることを防止するための堰が施設されていること。ただし、放射性廃棄物処理施設内部の床面が隣接する発電用原子炉施設の床面又は地表面より低い場合であって、放射性廃棄物処理施設外へ漏えいするおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>第2項第一号、第二号、第三号及び第四号について、廃止するサブプレッションプール水貯蔵系設備から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることがないように、廃止する設備については、第1号設備及びサブプレッションチェンバ配管貫通部との取合い部にて切断を行い、開口部に閉止処置を実施するため、第2項第一号、第二号、第三号及び第四号の基準への適合性に影響を及ぼさない。</p>

表3 「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」における廃止設備に関する確認結果 (3/3)

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	サブプレッションプール水貯蔵系の1号機との共用取止め及び廃止に関する確認結果
<p>四 工場等外に排水を排出する排水路（湧水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないもの並びに排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設するものを除く。）上に放射性廃棄物処理施設内部の床面がないよう、施設すること。</p> <p>3 第一項第五号の流体状の放射性廃棄物を運搬するための容器は、前項第三号に準じて流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない。ただし、管理区域内においてのみ使用されるもの及び漏えいするおそれがない構造のものは、この限りでない。</p>	<p>第3項について、サブプレッションプール水貯蔵系設備の廃止に伴い、液体状の放射性廃棄物を運搬する運用を採用しないことから、第3項の基準への適合性に影響を及ぼさない。</p>
<p>（廃棄物貯蔵設備等）</p> <p>第四十条 放射性廃棄物を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を貯蔵する容量があること。</p> <p>二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。</p> <p>三 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷により著しく腐食しないこと。</p> <p>2 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される発電用原子炉施設は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように施設しなければならない。</p> <p>3 前条第二項の規定は、流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される放射性廃棄物処理施設について準用する。この場合において、「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とあるのは「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」と読み替えるものとする。</p>	<p>第一号及び第二号について、廃止設備の撤去により発生する廃棄物量はドラム缶等の容器に収納することから放射性物質が漏えいし難く、かつ放射性物質による汚染が広がらない。また、設備の廃止に伴い発生する廃棄物量は年間発生量（通常運転時）の10%程度となる。廃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所の貯蔵保管量の推定（図3）に加えても固体廃棄物貯蔵所の貯蔵容量に影響を及ぼさないことから、第一号及び第二号の基準への適合性に影響を及ぼさない。</p> <p>第1項第三号、第2項及び第3項について、放射性廃棄物を貯蔵する設備の設計を変更するものではないため、第1項第三号、第2項及び第3項の基準への適合性に影響を及ぼさない。</p>

表4 設置変更許可申請書の本文記載内容比較

変更前【本文】	変更後【本文】	変更による影響評価
<p>五 原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 又 その他原子炉の附属施設の構造及び設備 (ロ) その他の主要な事項 (4) サプレッションプール水貯蔵タンク（1号及び2号炉共用、一部既設） サプレッションチェンバ内の水を抜く場合には、原則としてサプレッションプール水貯蔵タンクに一時貯留し、その水は再使用する。</p> <p>また、サプレッションプール水貯蔵タンクには、床ドレン・化学廃液系に導かれた廃液等を貯留することもできる。</p>	<p>五 原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 又 その他原子炉の附属施設の構造及び設備 (ロ) その他の主要な事項 <u>(4) 項目削除</u></p>	<p>サプレッションプール水貯蔵系設備は、1号及び2号機のサプレッションチェンバ内部の水抜きをし、内部点検・補修作業を行う際に、内部水の一時貯蔵を行う設備であり、一時貯蔵を効率的に運用することを目的に1号機と共用しているが、補修作業の高度化により、サプレッションチェンバ内部の水を抜くことなく点検・補修が可能であるため、<u>本記載を削除することによる影響はない。</u></p> <p>関連する「放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」部分の記載を確認する。</p>
<p>五 原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備 ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備 (ロ) 液体廃棄物の廃棄設備 (1) 構造 液体廃棄物処理系は、機器ドレン系、床ドレン・化学廃液系、ランドリドレン処理系等で構成する。 主な系統は、下記のとおりである。 b. 床ドレン・化学廃液系の主要な設備は、収集タンク、蒸発濃縮装置、脱塩装置、サンプルタンクである。本系統の処理済液は、原則として復水貯蔵タンクに回収して再使用するが、一部については放射性物質濃度が低いことを確認して、復水器冷却水放水路に放出する場合がある。 (2) 廃棄物の処理能力 液体廃棄物処理系の各タンク類の容量及び脱塩装置、蒸発濃縮装置等の処理容量は、原子炉の起動、停止の態様を考慮して発生廃液量が最大と予想される場合に対して十分対処できる大きさとする。蒸発濃縮装置、脱塩装置等の除染能力は、廃液の発電所内再使用あるいは所外放出を可能とするのに十分な性能を有するものとする。</p>	<p>(この部分について、記載の変更はない)</p>	<p><u>サプレッションプール水貯蔵タンクは、床ドレン・化学廃液系の主要な設備ではなく廃棄物の処理能力として期待していないため、液体廃棄物の廃棄設備に関して記載がないこと、また廃止に伴う液体廃棄物の廃棄設備に関する主要な設備の変更がないことから、「又 その他原子炉の附属施設の構造及び設備」、(ロ) その他の主要な事項 の(4)を削除することに伴い、液体廃棄物の廃棄設備に係る許可の内容に影響を及ぼさない。</u></p>

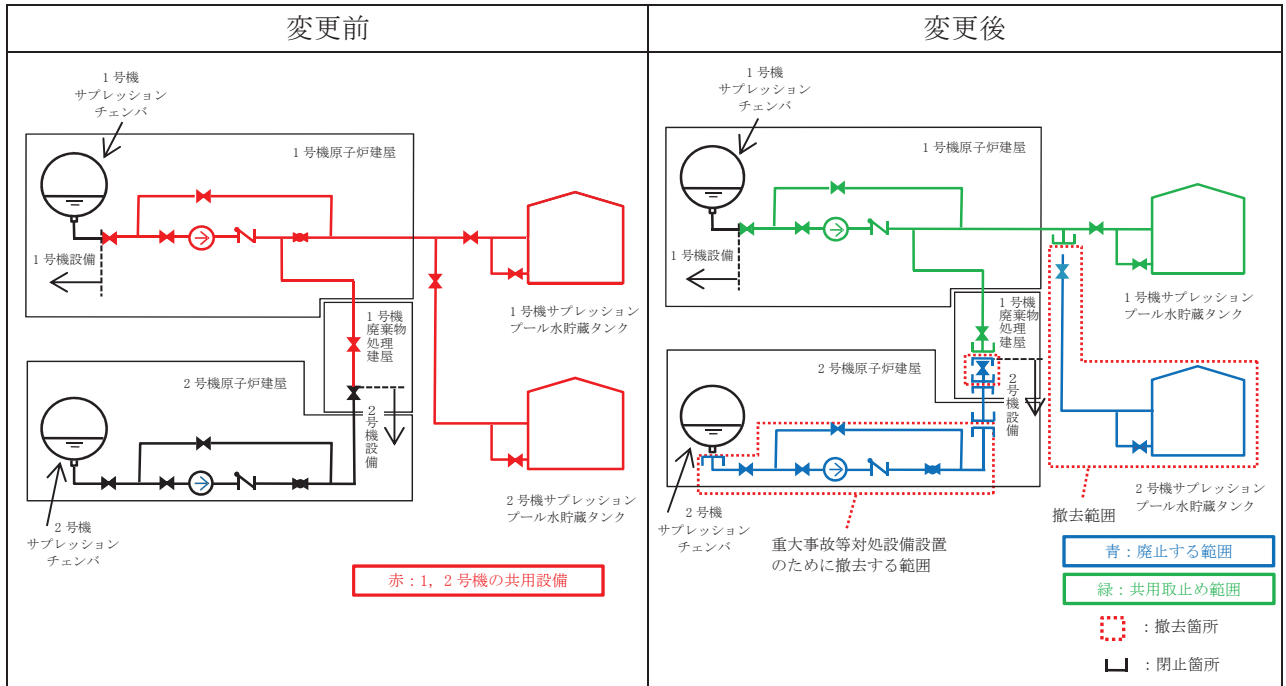
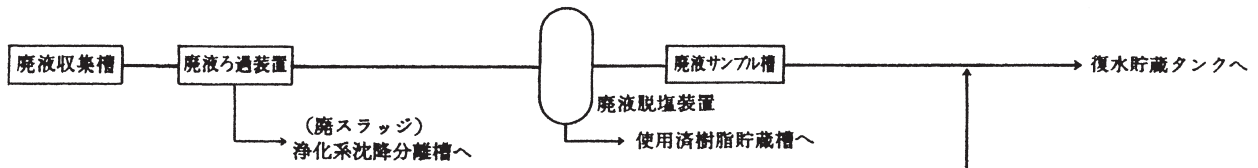
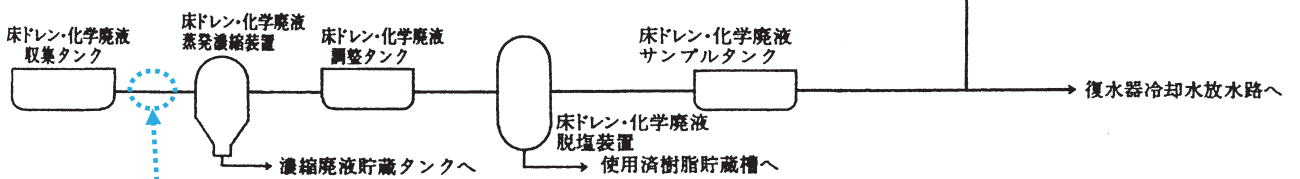


図1 サプレッションプール水貯蔵系 系統概要図の比較

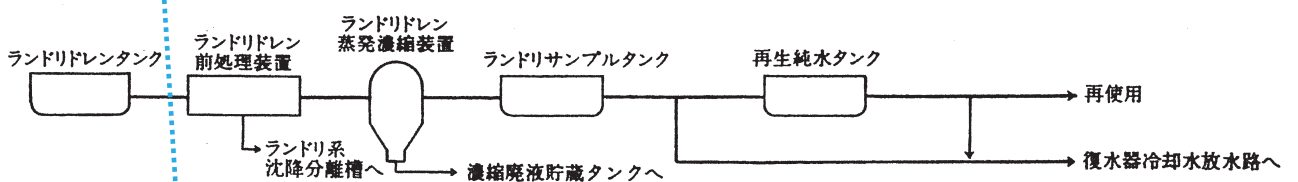
機器ドレン系



床ドレン・化学廃液系



ランドリドレン処理系 (1号及び2号炉共用、既設)



サプレッションプール水貯蔵タンクは液体廃棄物処理系の主要な設備ではなく、系統概要図にも記載がないことから、廃止によって液体廃棄物の廃棄設備に係る許可の内容に影響を及ぼさない。

※破線部は追記

図2 液体廃棄物処理系系統概要図 (設置変更許可申請書添付参考図 第21図)

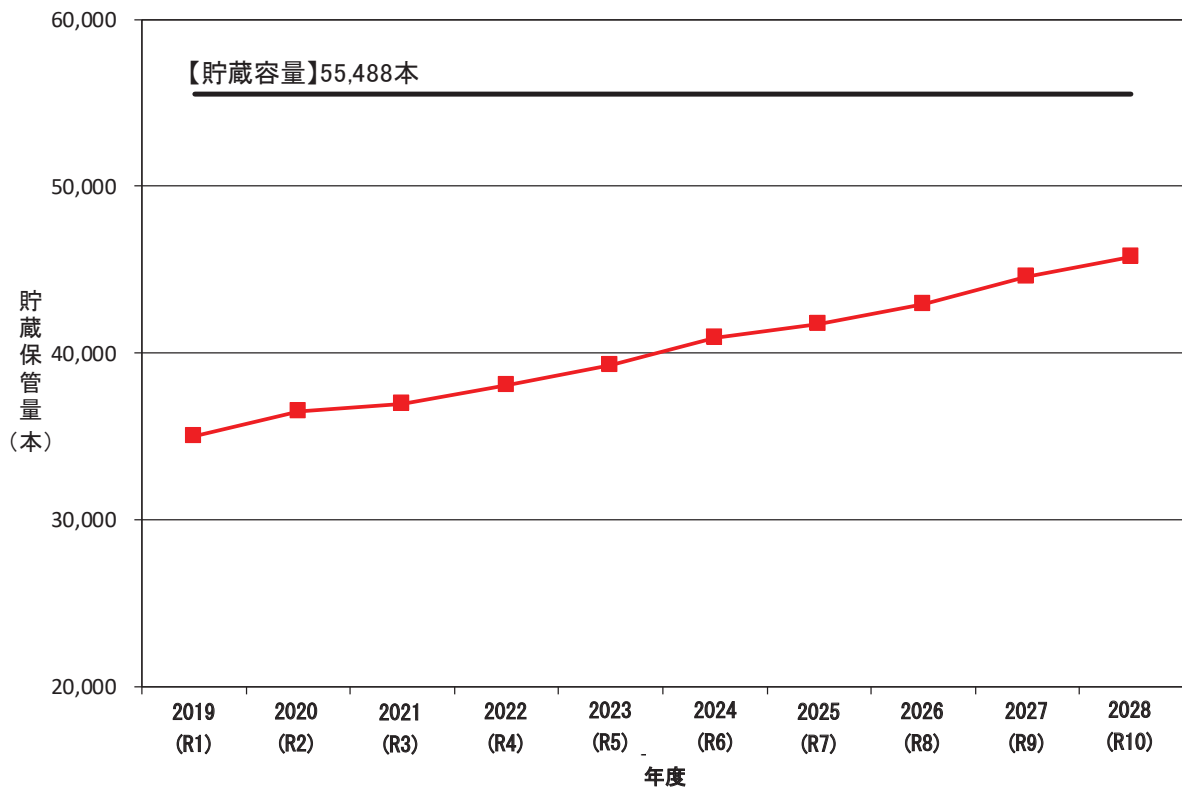


図3 固体廃棄物貯蔵所（1号、2号及び3号機共用）の貯蔵保管量予測

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0180-6_改1

補足-180-6 熱交換器の伝熱容量について

1. 概要

添付書類「VI-1-1-4-3-6-3-1 設定根拠に関する説明書（原子炉補機代替冷却水系 原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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（必要熱交換量）の算出

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）の容量は、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系を運転する場合として、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおいてサプレッションプール水の除熱効果が確認されている熱交換量16MW、又は原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合として、有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」シナリオ及び有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて除熱効果が確認されている熱交換量14.7MWと同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な熱交換量2.29MWを除熱できる容量として、20MW以上とする。

3. 伝熱面積の設定

重大事故等時に原子炉補機冷却設備として使用する原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（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

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット（熱交換器）の必要最小伝熱面積は、設計熱交換量20MWを満足するための性能計算で求められる m²とする。

必要最小伝熱面積は、設計熱交換量、総括伝熱係数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。

$$\text{必要最小伝熱面積} = \frac{Q}{U_c \times \Delta T} = \frac{20 \times 10^6}{\text{} \times \text{}} \div \text{$$

Q : 設計熱交換量 (W) = 20 × 10⁶

U_c : 総括伝熱係数 (W/m²・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

$$\begin{aligned} \Delta T &= \frac{(T_{h1}-T_{c2})-(T_{h2}-T_{c1})}{\ln \frac{T_{h1}-T_{c2}}{T_{h2}-T_{c1}}} \\ &= \frac{(\text{} - \text{}) - (30.00 - 26.00)}{\ln \frac{\text{} - \text{}}{30.00 - 26.00}} \\ &\div \text{$$

T_{h1} : 一次側 (RCW側) の入口温度 (°C) =

T_{h2} : 一次側 (RCW側) の出口温度 (°C) = 30.00

T_{c1} : 二次側 (海水側) の入口温度 (°C) = 26.00

T_{c2} : 二次側 (海水側) の出口温度 (°C) =

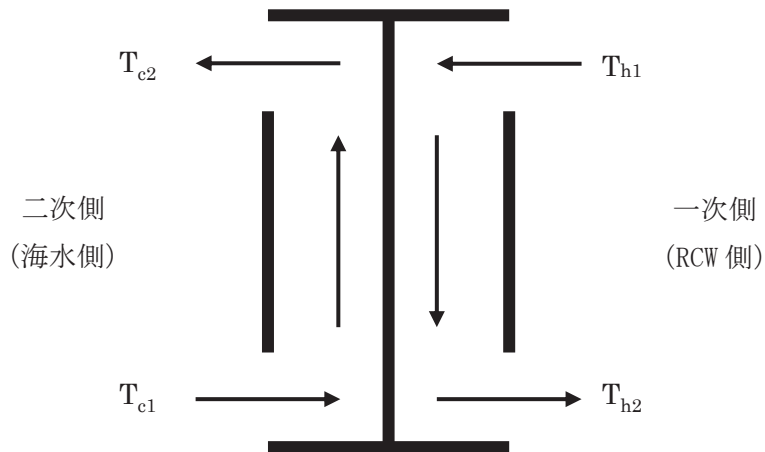


図3-1 熱交換器の対数平均温度差の概念図

(引用文献: 「熱交換器設計ハンドブック」 (昭和49年))

(2) 公称伝熱面積

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) の必要最小伝熱面積と同じ m^2 とする。

(3) 伝熱面積の設計確認値

原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット (熱交換器) の伝熱面積の設計確認値は、公称伝熱面積と同じ m^2 とする。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-01-0180-7_改1

補足-180-7 可搬型ストレーナの設置に関する補足説明資料

3. 発電用原子炉設置変更許可申請書との整合性

(1) 設置許可基準規則との適合性

可搬型ストレナの設置許可基準規則への適合性について整理したものを表 3-1 に示す。また、各項目の適合性の詳細を①～⑧に示す。

表 3-1 より、可搬型ストレナは、重大事故等対処設備として設置許可基準規則に適合する。

表 3-1 女川原子力発電所 2 号炉 SA 設備基準適合性一覧表（可搬型）

設置許可基準規則				可搬型ストレナーナの適合性	詳細	
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	想定される重大事故等が発生した場合における環境条件においても、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮できるため適合している。	①
			荷重			
			海水			
			他設備からの影響			
			電磁的障害			
	第 2 号	操作性	想定される重大事故等が発生した場合においても、確実に操作できるため適合している。	②		
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・ 外部入力)	発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるため適合している。	③		
	第 4 号	切替え性	本来の用途としてのみ使用するため、切替不要	—		
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離していることから、他の設備に対して悪影響を与えない。	—	
			その他（飛散物）	対象外		
第 6 号	設置場所	放射線量が高くなるおそれが少ない屋外に設置するため適合している。	④			
第 3 項	第 1 号	可搬型重大事故等対処設備の容量	想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するため適合している。	⑤		
	第 2 号	可搬型重大事故等対処設備の接続性	常設設備と接続しない。	—		
	第 3 号	異なる複数の接続箇所 の確保	常設設備と接続しない。	—		
	第 4 号	設置場所	放射線量が高くなるおそれが少ない屋外に設置するため適合している。	④		
	第 5 号	保管場所	分散して保管するため適合している。	⑥		
	第 6 号	アクセスルート	送水用ホースや注水用ヘッダに併せて運搬・設置するため、発電所内の道路及び通路が確保できており適合している。	⑦		
	第 7 号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 人為事象, 溢水, 火災	保管場所を分散し, 可搬設備により系統構成するため適合している。	⑧	
サポート系要因			対象外			

① 環境条件における健全性

a. 設備概要

可搬型ストレーナの概略構造図を図 3-1 に示す。

可搬型ストレーナの材質はステンレス鋼であり、静的で単純な構造であることから、環境条件において機能を失うことはない。

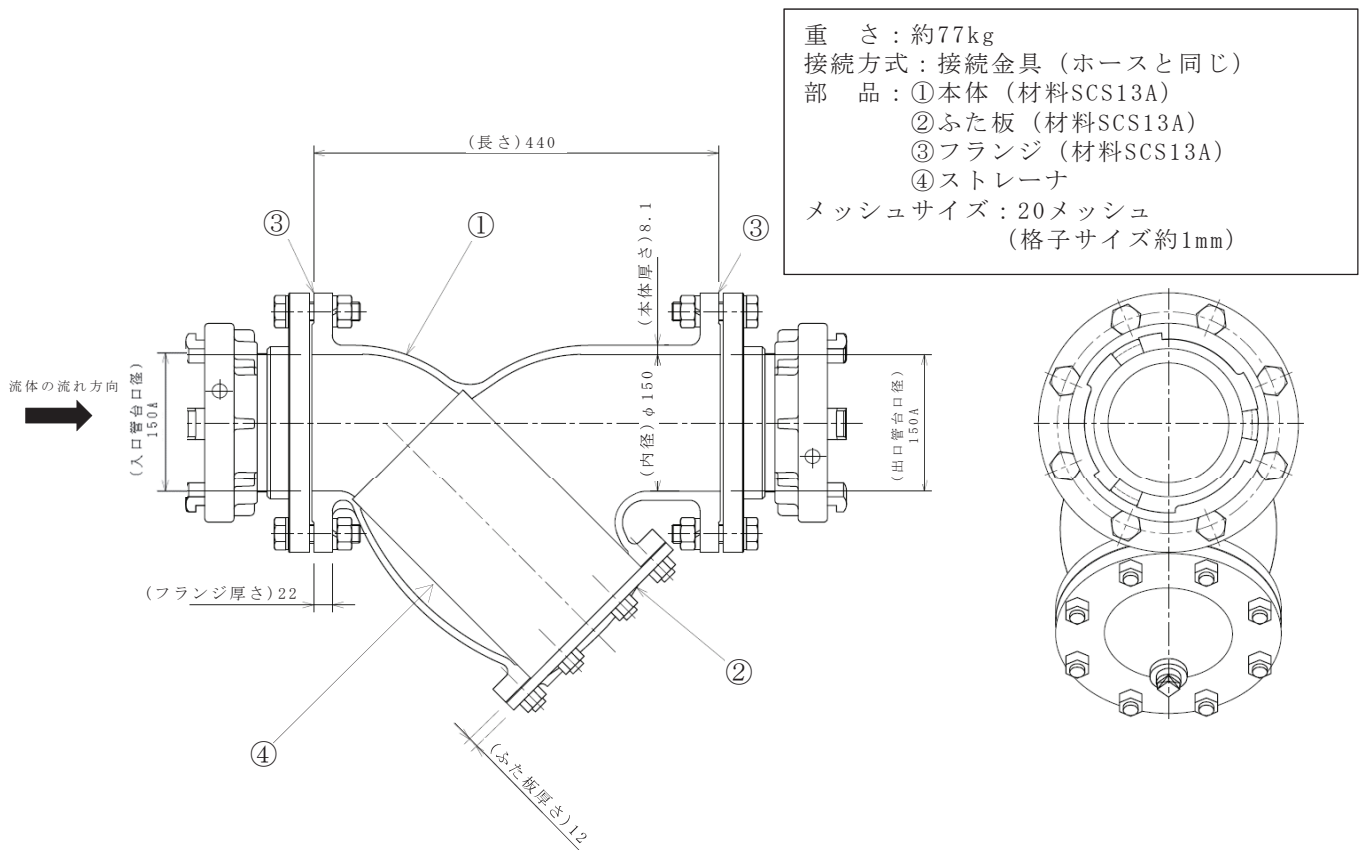


図 3-1 可搬型ストレーナの概略構造図

② 操作性

a. 可搬型ストレーナの取り扱い

可搬型ストレーナは、保管場所から設置場所まで送水用ホースや注水用ヘッドと併せてホース延長回収車による運搬・設置が可能な設計とする。また、可搬型ストレーナは質量が約 77kg であり、ホース敷設要員（重大事故等対応要員 3 名）による位置の調整が可能である。

可搬型ストレーナの接続部は、ホースと同じ仕様（接続金具）にすることで、接続作業に影響を及ぼさない。接続金具の接続イメージを図 3-2 に示す。

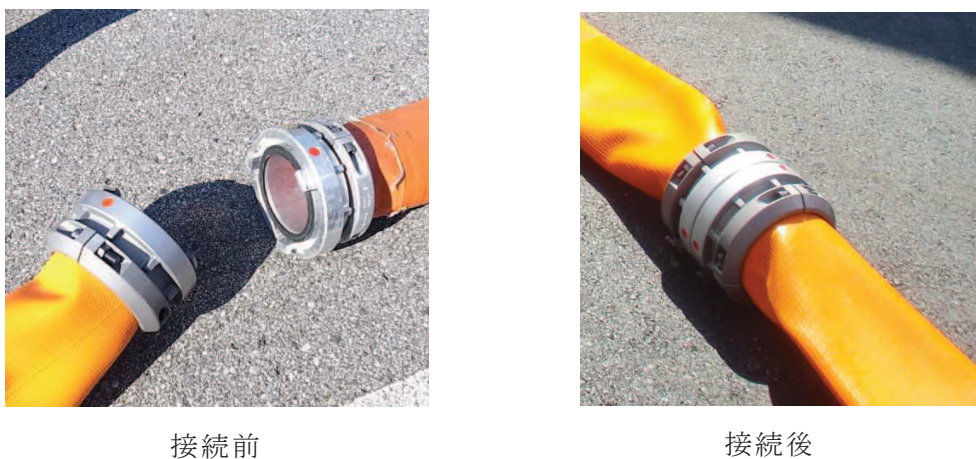


図 3-2 接続金具の接続イメージ図

b. 運転時の状態監視

燃料プールスプレイ系又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系として可搬型ストレーナを使用する際、重大事故等対応要員による大容量送水ポンプ（タイプ I）のコントロールパネル及び注水用ヘッドの流量計*の監視や中央制御室内の運転員によるスプレイ時のプラント状態の監視により可搬型ストレーナに閉塞が発生していないことを確認することができる。監視パラメータを表 3-2 に示す。

注記*：注水用ヘッドの流量計は、自主設備であるため参考として扱う。

表 3-2 監視パラメータ

用途	重大事故等対応要員監視計器	運転員監視計器
燃料プールスプレイ系	<ul style="list-style-type: none"> ・大容量送水ポンプ（タイプ I）のコントロールパネル（吐出圧力，吐出流量） 	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式） ・使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式） ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（低線量） ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量） ・使用済燃料プール監視カメラ
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系	<ul style="list-style-type: none"> ・注水用ヘッダの流量計 	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウェル圧力 ・ドライウェル温度 ・原子炉格納容器下部温度 ・原子炉格納容器代替スプレイ流量 ・原子炉格納容器下部水位 ・ドライウェル水位

なお，可搬型ストレーナの閉塞を防止する対策として，大容量送水ポンプ（タイプ I）の取水については，水源となる淡水貯水槽又は海水に付属の水中ポンプを水没させて使用するが，水中ポンプにはフロートが設けられており，使用時には水中ポンプの吸込みは水面下の一定の水位に維持されることから，水面に浮いている異物や水源の底部の異物を吸い込まないように設計上考慮されている。水中ポンプの吸込み部はφ7mm のメッシュがあり，大容量送水ポンプ（タイプ I）の運転に影響を及ぼす大きな異物が系統に混入しない設計になっている。

水中ポンプの設置状況を図 3-3 に示す。

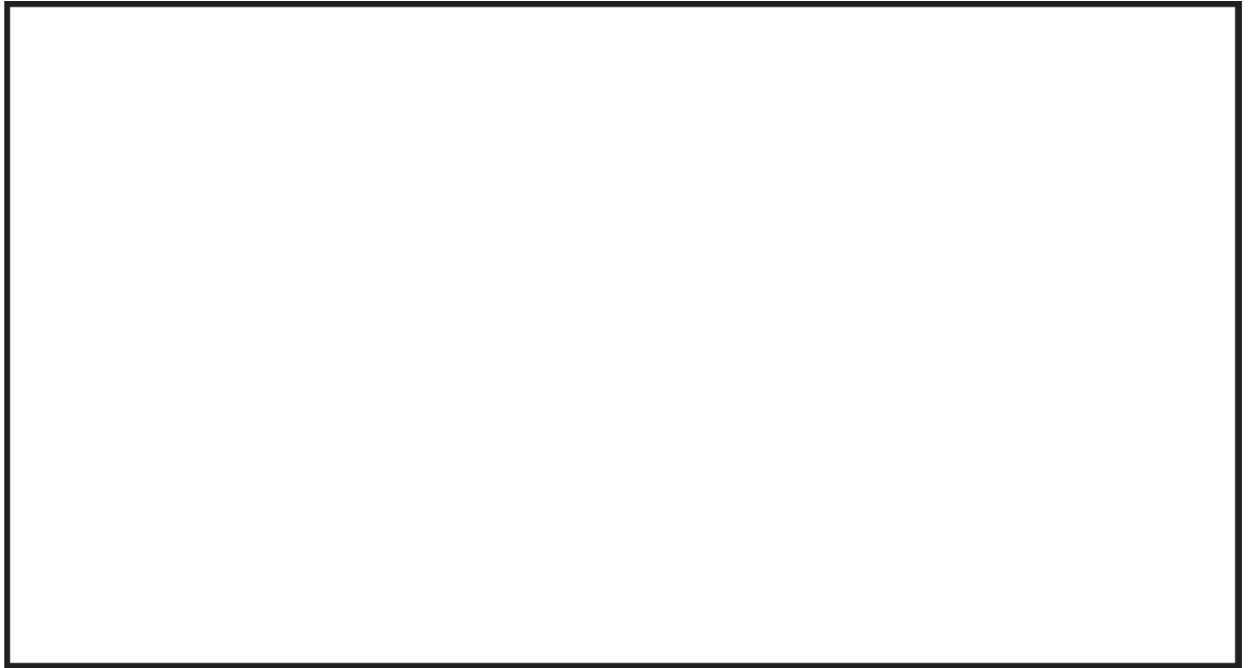


図 3-3 水中ポンプ設置状況

また、主な水源として使用する淡水貯水槽は鉄筋コンクリート製の頂版で覆われていることから、異物が混入しにくい構造となっている。

可搬型ストレーナは、運転時の状態監視や異物混入防止の設計により使用時の閉塞リスクを十分に低く抑えることが可能である。万が一閉塞した場合でも、ホースと同様に容易に切り離すことが可能な構造であるため、予備との取り替えにより短時間で閉塞を解消することができる。

③ 試験・検査

図 3-1 より、ふた板を取り外すことで分解点検が可能である。

④ 設置場所

図 3-4 より、放射線量が高くなる恐れが少ない屋外の原子炉建屋（北側）（東側）（西側）に設置することから現場操作可能である。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

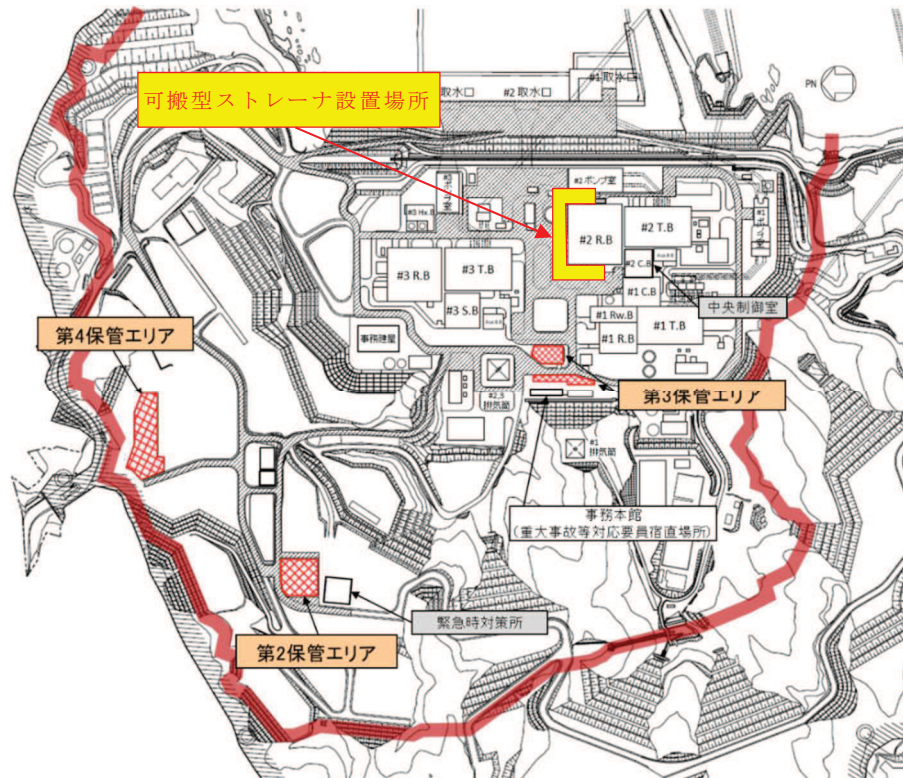


図 3-4 可搬型ストレーナ設置場所

⑤ 可搬型重大事故等対処設備の容量

a. 容量の考慮

可搬型ストレーナは、燃料プールスプレイ系における必要容量が $126\text{m}^3/\text{h}$ 、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系における必要容量が $88\text{m}^3/\text{h}$ であることから、それ以上の容量を有する設計である。

b. 個数の考慮

燃料プールスプレイ系*及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系において、それぞれ 1 個設置する。また、「 $2n+\alpha$ 」の要求があることから、更に 1 個ずつ保管し、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして、予備 1 個を確保し、合計 5 個確保する。

注記*：燃料プールスプレイ系において燃料プールスプレイ系（常設配管）と燃料プールスプレイ系（可搬型）があるが、それらの同時運用は行わない。

c. メッシュサイズの考慮

可搬型ストレーナのメッシュサイズは、燃料プールスプレイ系のスプレイノズルの狭隘部が約 mm、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系のスプレイノズルの狭隘部が約 mm であることから、ノズルの閉塞を防止するために 20 メッシュ（格子サイズ約 1mm）を選定する。

d. 圧力損失の考慮

(a) 燃料プールスプレイ系

燃料プールスプレイ系の注水流量は $126\text{m}^3/\text{h}$ であり，可搬型ストレーナの圧力損失は約 6.0kPa (=約 0.6m) である。

燃料プールスプレイ系について，大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程が 122m であり，可搬型ストレーナを含む燃料プールスプレイ系の必要揚程が約 116.7m であることから，可搬型ストレーナの圧力損失による影響は無い。

(b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の注水流量は $88\text{m}^3/\text{h}$ であり，可搬型ストレーナの圧力損失は約 3.5kPa (=約 0.35m) である。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系について，大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程が 122m であり，可搬型ストレーナを含む原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の必要揚程が約 95.35m であることから，可搬型ストレーナの圧力損失による影響は無い。

⑥ 保管場所

可搬型ストレーナは，地震，津波その他の自然現象及び人為事象による影響を考慮し，位置的分散を図り第 2 保管エリア，第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管を行う。

保管設備の内訳を表 3-3 に示す。また，保管場所を図 3-5 に示す。

表 3-3 保管設備の内訳

	保管場所		
	第 2 保管エリア	第 3 保管エリア	第 4 保管エリア
可搬型ストレーナ	2 個	2 個	1 個

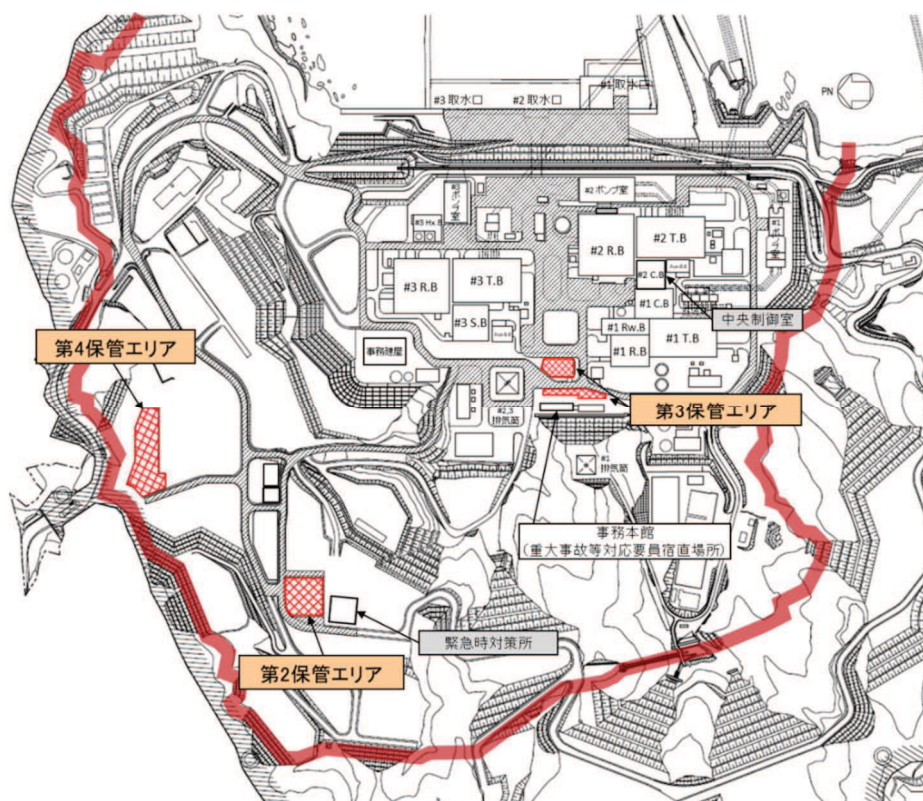


図 3-5 可搬型ストレナーの保管場所

⑦ アクセスルート

可搬型ストレナーは、保管場所から設置場所まで送水用ホースや注水用ヘッダと併せてホース延長回収車による運搬・設置が可能な設計である。

⑧ 共通要因故障防止

可搬型ストレナーは、設計基準事故対処設備と共通要因により機能が損なわれるおそれがないよう、図 3-5 のとおり分散配置を行う。

(2) タイムチャートとの適合性

燃料プールのスプレイ系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の重大事故等対策の有効性評価及び技術的能力審査基準への適合状況に示すタイムチャートを図 3-6 及び図 3-7 に示す。

図 3-6 及び図 3-7 の赤枠部より、注水系の系統構成を約 4 時間以内に実施することとしているが、可搬型ストレーナは注水用ヘッダに併せて運搬及び設置が可能であることから、タイムチャートへの影響はない。

また、可搬型ストレーナの状態監視や閉塞時の対応が容易であることから、系統監視においても想定する対応要員で対応可能である。

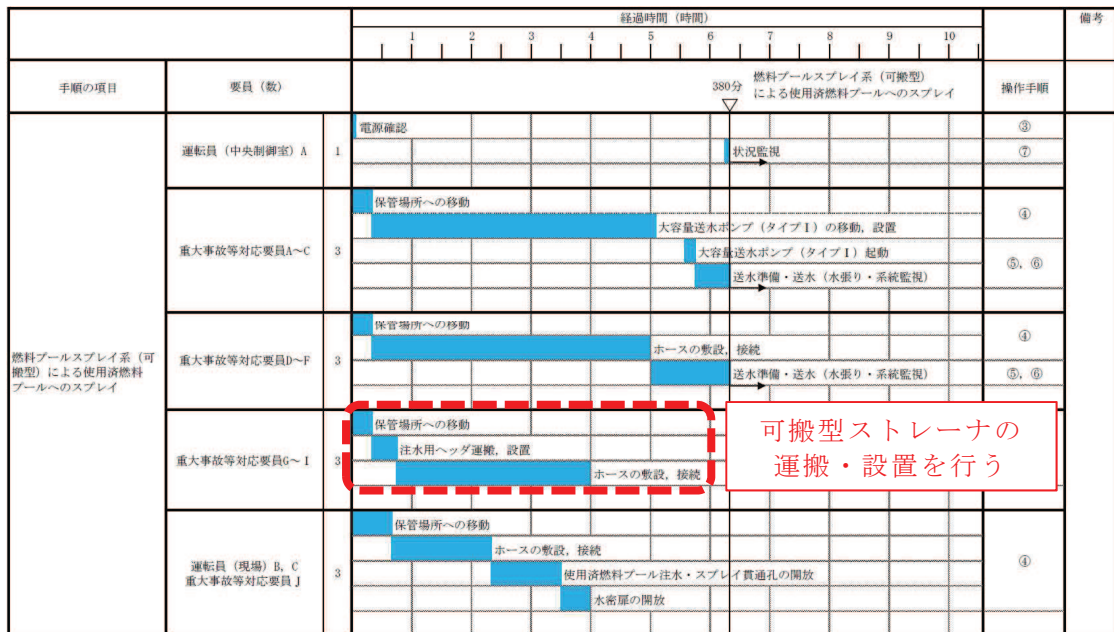


図 3-6 燃料プールのスプレイ系タイムチャート (代表例)

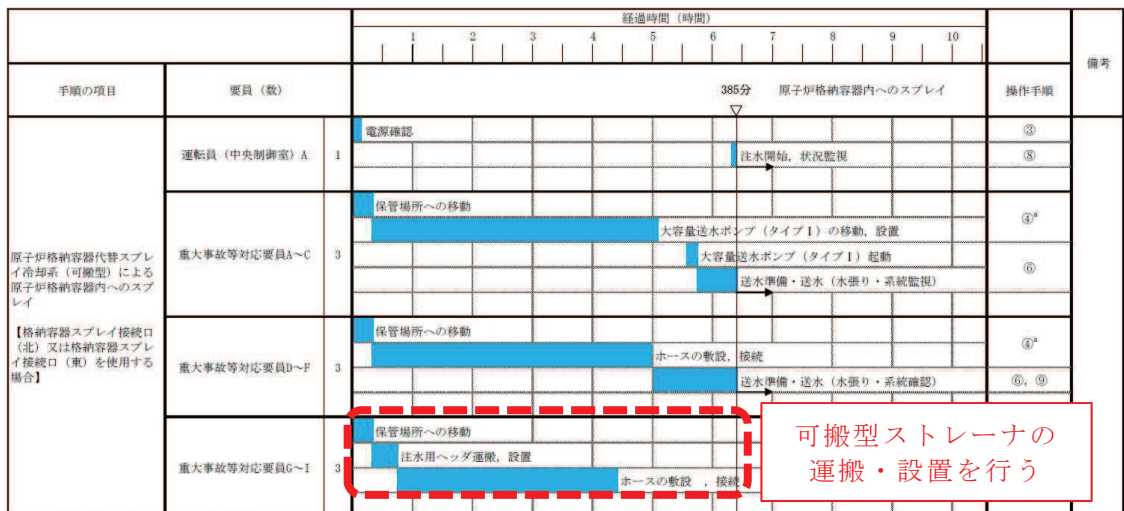


図 3-7 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系タイムチャート (代表例)

4. まとめ

燃料プールスプレイ系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系への可搬型ストレーナの設置は、以下から発電用原子炉設置変更許可申請書に整合する。

- ・可搬型ストレーナは、3.(1)より設置許可基準規則に適合する。
- ・可搬型ストレーナの設置は、3.(2)より重大事故等対策の有効性評価及び技術的能力審査基準への適合状況に示すタイムチャートに影響を与えない。
- ・可搬型ストレーナは、発電用原子炉設置変更許可申請書に記載がないが、流路の一部と整理することができ、また、発電用原子炉設置変更許可申請書に記載の系統の設備構成、機能及び主要仕様に影響を与えない。