

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT113 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所3号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

令和3年10月
北海道電力株式会社

目 次

1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故時の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

- 2.1 可搬型設備等による対応

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

< 目 次 >

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定結果

- a. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給時の対応手段及び設備
- b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備
- c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備
- d. 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時の対応手段及び設備
- e. 使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備
- f. 使用済燃料ピットから大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水の対応手段及び設備
- g. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水の対応手段及び設備
- h. 手順等

1.13.2 重大事故等時の手順等

- 1.13.2.1 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等

- (1) 補助給水ピットから脱気器タンクへの水源切替（電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水）
- (2) 補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替
- (3) 補助給水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）
- (4) 補助給水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）
- (5) 補助給水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）
- (6) 1次系のフィードアンドブリード
- (7) 2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給
- (8) 原水槽から補助給水ピットへの補給
- (9) 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給
- (10) 海水を用いた補助給水ピットへの補給
- (11) その他の手順項目にて考慮する手順
- (12) 優先順位

1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等

- (1) 燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替
- (2) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替
- (3) 燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水）
- (4) 燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）

- (5) 燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）
- (6) 燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）
- (7) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- (8) 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
 - a. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給
 - b. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給
- (9) 2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給
- (10) ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- (11) 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給
- (12) 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給
- (13) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給
- (14) その他の手順項目にて考慮する手順
- (15) 優先順位

1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等

- (1) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替
- (2) 燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ）
- (3) 燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）

- (4) 燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）
- (5) 燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）
- (6) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- (7) 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
 - a. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給
 - b. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給
- (8) 2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給
- (9) ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- (10) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給
- (11) 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給
- (12) 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給
- (13) その他の手順項目にて考慮する手順
- (14) 優先順位

1.13.2.4 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時に係る手順等

- (1) 代替再循環運転
 - a. B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転
 - b. A-高圧注入ポンプ（海水冷却）及び可搬型大型送水ポンプ車による高圧代替再循環運転

1.13.2.5 使用済燃料ピットへの水の供給時に係る手順等

- (1) 2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水
- (2) 1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水
- (3) ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水
- (4) 代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水
- (5) 原水槽から使用済燃料ピットへの注水
- (6) 海水を用いた使用済燃料ピットへの注水

1.13.2.6 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に係る手順等

- (1) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
- (2) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
- (3) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
- (4) 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水

1.13.2.7 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に係る手順等

- (1) 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

1.13.2.8 可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順等

- (1) 可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給
- (2) ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリー

による可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

(3) 優先順位

- 添付資料 1.13.1 重大事故等対処設備の電源構成図
- 添付資料 1.13.2 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備整理表
- 添付資料 1.13.3 多様性拡張設備仕様
- 添付資料 1.13.4 重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について
(後日提出)
- 添付資料 1.13.5 海水取水時の異物管理について
- 添付資料 1.13.6 補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替
- 添付資料 1.13.7 2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給
- 添付資料 1.13.8 原水槽から補助給水ピットへの補給
- 添付資料 1.13.9 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給
- 添付資料 1.13.10 海水を用いた補助給水ピットへの補給
- 添付資料 1.13.11 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替(炉心
注水・格納容器スプレー)
- 添付資料 1.13.12 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピッ
トへの補給
- 添付資料 1.13.13 1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の
燃料取替用水ピットへの補給
- 添付資料 1.13.14 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の燃料取替
用水ピットへの補給
- 添付資料 1.13.15 2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取
替用水ピットへの補給
- 添付資料 1.13.16 ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
- 添付資料 1.13.17 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給
- 添付資料 1.13.18 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給
- 添付資料 1.13.19 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給

- 添付資料 1.13.20 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給について
- 添付資料 1.13.21 水の供給手順のうち詳細手順を整備する条文一覧表
- 添付資料 1.13.22 各タンク等配置図及び仕様
- 添付資料 1.13.23 可搬型ホース接続口の配置
- 添付資料 1.13.24 可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給
- 添付資料 1.13.25 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給
- 添付資料 1.13.26 重大事故等時における燃料補給に係るアクセスルート
- 添付資料 1.13.27 可搬型大型送水ポンプ車の水源選択に係る方針

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。
 - b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
 - c) 海を水源として利用できること。
 - d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
 - e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
 - f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

重大事故等が発生した場合において、設計基準事故の収束に必要な水源とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）が必要である場合に設計基準事故の収束に必要な水源として補助給水ピットを設置し、炉心注水及び格納容器スプレイが必要である場合に設計基準事故の収束に必要な水源として燃料取替用水ピットを設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は、その機能を代替するために、各水源が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する機能喪失に対する対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.13.1 図）。（以下「機能喪失原因対策分析」という。）

原子炉格納容器（格納容器再循環サンプ）を水源として、炉心注水を行う設備として余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプを設置している。これらの再循環設備が機能喪失した場合の対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.13.1 図）。

使用済燃料ピットへの水の補給機能が喪失した場合及び大量の水の漏えいが発生した場合の対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.13.1 図）。

原子炉格納容器及びアニュラス部に放水する場合の対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定する。

※1 多様性拡張設備:技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用

することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十六条及び技術基準規則第七十一条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.13.1, 1.13.2, 1.13.3）

(2) 対応手段と設備の選定結果

機能喪失原因対策分析の結果、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）、炉心注水、格納容器スプレイ、再循環運転及び使用済燃料ピットへの供給に使用する設備の機能喪失を想定する。

設計基準事故の収束に必要な水源に要求される機能の喪失原因と対応手段の検討、審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第 1.13.1 表～第 1.13.7 表に示す。

a. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により、蒸気発生器 2 次側への注水手段の水源となる補助給水ピットが枯渇又は破損した場合は、代替手段として、補助給水ピットから脱気器タンクへの水源切替、補助給水ピット

から2次系純水タンクへの水源切替，補助給水ピットから海への水源切替，補助給水ピットから代替給水ピットへの水源切替，補助給水ピットから原水槽への水源切替，1次系のフィードアンドブリード，2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給，原水槽から補助給水ピットへの補給，代替給水ピットから補助給水ピットへの補給及び海水を用いた補助給水ピットへの補給による重大事故等の収束に必要な十分な水量を確保する手段がある。

補助給水ピットから脱気器タンクへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・脱気器タンク
- ・電動主給水ポンプ

補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・2次系純水タンク
- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ

補助給水ピットから海への水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車

補助給水ピットから代替給水ピットへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・代替給水ピット
- ・可搬型大型送水ポンプ車

補助給水ピットから原水槽への水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・原水槽
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・2次系純水タンク
- ・ろ過水タンク

1次系のフィードアンドブリードに使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料取替用水ピット
- ・高圧注入ポンプ
- ・加圧器逃がし弁
- ・充てんポンプ

2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・2次系純水タンク
- ・2次系補給水ポンプ

原水槽から補助給水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・原水槽
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・2次系純水タンク
- ・ろ過水タンク

代替給水ピットから補助給水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・代替給水ピット
- ・可搬型大型送水ポンプ車

海水を用いた補助給水ピットへの補給に使用する設備は以下の

とおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、1次系のフィードアンドブリードに使用する設備のうち、燃料取替用水ピット、高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

海水を用いた補助給水ピットへの補給に使用する設備のうち、可搬型大型送水ポンプ車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することが可能である。また、以下の設備は、それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・2次系純水タンク、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ

水源である2次系純水タンクが耐震性を有していないものの、健全であれば電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを使用して、蒸気発生器へ継続的に供給を行う代替

手段として有効な手段である。

- ・脱気器タンク，電動主給水ポンプ

水源である脱気器タンクが耐震性を有していないものの，健全であれば電動主給水ポンプを使用して，蒸気発生器へ継続的に供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・可搬型大型送水ポンプ車（補助給水ピットから海への水源切替に使用する設備）

ポンプ吐出圧力が約 1.3MPa[gage]であるため，1次冷却材圧力及び1次冷却材温度が低下し，蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないが，補助給水ポンプの代替手段として長期的な事故収束のため蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・代替給水ピット，可搬型大型送水ポンプ車（補助給水ピットから代替給水ピットへの水源切替に使用する設備）

水源である代替給水ピットが耐震性を有していないものの，健全であれば代替手段として有効な手段である。

- ・原水槽，可搬型大型送水ポンプ車，2次系純水タンク，ろ過水タンク（補助給水ピットから原水槽への水源切替に使用する設備）

水源である原水槽が耐震性を有していないものの，健全であれば代替手段として有効な手段である。

- ・充てんポンプ，燃料取替用水ピット

注水流量が少ないため，プラント停止直後の崩壊熱を除去することは困難であるが，温度上昇を抑制する効果や崩壊熱が小さい場合においては有効である。

- ・ 2次系純水タンク， 2次系補給水ポンプ

水源である2次系純水タンクが耐震性を有していないものの，健全であれば2次系補給水ポンプを使用して，補助給水ピットへ供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 原水槽， 可搬型大型送水ポンプ車， 2次系純水タンク， ろ過水タンク（原水槽から補助給水ピットへの補給に使用する設備）

水源である原水槽が耐震性を有していないものの，健全であれば代替手段として有効な手段である。

- ・ 代替給水ピット， 可搬型大型送水ポンプ車（代替給水ピットから補助給水ピットへの補給に使用する設備）

水源である代替給水ピットが耐震性を有していないものの，健全であれば代替手段として有効な手段である。

- b. 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備

- (a) 対応手段

重大事故等により，炉心注水の水源となる燃料取替用水ピットの機能が喪失した場合は，代替手段として，燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替，燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替，燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替，燃料取替用水ピットから海への水源切替，燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替，燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替，1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給，1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給，2次系純水タンク

から使用済燃料ピットを經由した燃料取替用水ピットへの補給，ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給，原水槽から燃料取替用水ピットへの補給，代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給及び海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給による重大事故等の収束に必要な十分な水量を確保する手段がある。

燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次系純水タンク
- ・ 1次系補給水ポンプ
- ・ ほう酸タンク
- ・ ほう酸ポンプ
- ・ 充てんポンプ

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 補助給水ピット
- ・ 代替格納容器スプレイポンプ
- ・ 代替非常用発電機
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・ 可搬型タンクローリー
- ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・ ろ過水タンク
- ・ 電動機駆動消火ポンプ
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ

燃料取替用水ピットから海への水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・代替給水ピット
- ・可搬型大型送水ポンプ車

燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・原水槽
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・2次系純水タンク
- ・ろ過水タンク

1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・1次系純水タンク
- ・1次系補給水ポンプ
- ・ほう酸タンク
- ・ほう酸ポンプ

1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

i. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給

- ・ 1次系純水タンク
- ・ 1次系補給水ポンプ

ii. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給

- ・ 1次系純水タンク
- ・ 1次系補給水ポンプ
- ・ 加圧器逃がしタンク
- ・ 格納容器冷却材ドレンポンプ

2次系純水タンクから使用済燃料ピットを經由した燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 2次系純水タンク
- ・ 2次系補給水ポンプ
- ・ 使用済燃料ピットポンプ

ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・ ろ過水タンク
- ・ 電動機駆動消火ポンプ
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ

原水槽から燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原水槽
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 2次系純水タンク
- ・ ろ過水タンク

代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・代替給水ピット
- ・可搬型大型送水ポンプ車

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替に使用する設備のうち、補助給水ピット、代替格納容器スプレイポンプ、代替非常用発電機、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

燃料取替用水ピットから海への水源切替に使用する設備のうち、可搬型大型送水ポンプ車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備のうち、可搬型大型送水ポンプ車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することが可能である。また、以下の設備は、それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ 1次系純水タンク，1次系補給水ポンプ，ほう酸タンク，ほう酸ポンプ，充てんポンプ

水源である1次系純水タンクが耐震性を有していないものの、健全であれば炉心注水の代替手段として有効な手段である。

- ・ ろ過水タンク，電動機駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ

消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ、炉心注水代替手段として有効な手段である。

- ・ 代替給水ピット，可搬型大型送水ポンプ車（燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替に使用する設備）

水源である代替給水ピットが耐震性を有していないものの、健全であれば代替手段として有効な手段である。

- ・ 原水槽，可搬型大型送水ポンプ車，2次系純水タンク，ろ過水タンク（燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替に使用する設備）

水源である原水槽が耐震性を有していないものの、健全であれば代替手段として有効な手段である。

- ・ 1次系純水タンク，1次系補給水ポンプ，ほう酸タンク，ほ

う 酸ポンプ

水源である 1 次系純水タンクが耐震性を有していないものの、健全であれば燃料取替用水ピットへ供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 1 次系純水タンク， 1 次系補給水ポンプ

水源である 1 次系純水タンクが耐震性を有していないものの、健全であれば燃料取替用水ピットへ供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 1 次系純水タンク， 1 次系補給水ポンプ， 加圧器逃がしタンク， 格納容器冷却材ドレンポンプ

水源である 1 次系純水タンクが耐震性を有していないものの、健全であれば燃料取替用水ピットへ供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 2 次系純水タンク， 2 次系補給水ポンプ， 使用済燃料ピットポンプ

水源である 2 次系純水タンクが耐震性を有していないものの、健全であれば燃料取替用水ピットへ供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ ろ過水タンク， 電動機駆動消火ポンプ， ディーゼル駆動消火ポンプ

消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ、燃料取替用水ピットへ供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 原水槽， 可搬型大型送水ポンプ車， 2 次系純水タンク， ろ過水タンク（原水槽から燃料取替用水ピットへの補給に使用す

る設備)

水源である原水槽が耐震性を有していないものの、健全であれば代替手段として有効な手段である。

- ・代替給水ピット，可搬型大型送水ポンプ車（代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備）

水源である代替給水ピットが耐震性を有していないものの、健全であれば代替手段として有効な手段である。

c. 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により，格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水ピットの機能が喪失した場合は，代替手段として，燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替，燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替，燃料取替用水ピットから海への水源切替，燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替，燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替，1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給，1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給，2次系純水タンクから使用済燃料ピットを經由した燃料取替用水ピットへの補給，ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給，海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給，代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給及び原水槽から燃料取替用水ピットへの補給による重大事故等の収束に必要な十分な水量を確保する手段がある。

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・補助給水ピット
- ・代替格納容器スプレイポンプ
- ・代替非常用発電機
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・ろ過水タンク
- ・電動機駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

燃料取替用水ピットから海への水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車

燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・代替給水ピット
- ・可搬型大型送水ポンプ車

燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・原水槽
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・2次系純水タンク
- ・ろ過水タンク

1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへ

の補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次系純水タンク
- ・ 1次系補給水ポンプ
- ・ ほう酸タンク
- ・ ほう酸ポンプ

1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

i. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給

- ・ 1次系純水タンク
- ・ 1次系補給水ポンプ

ii. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給

- ・ 1次系純水タンク
- ・ 1次系補給水ポンプ
- ・ 加圧器逃がしタンク
- ・ 格納容器冷却材ドレンポンプ

2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 2次系純水タンク
- ・ 2次系補給水ポンプ
- ・ 使用済燃料ピットポンプ

ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・ ろ過水タンク

- ・電動機駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・代替給水ピット
- ・可搬型大型送水ポンプ車

原水槽から燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備は以下のとおり。

- ・原水槽
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・2次系純水タンク
- ・ろ過水タンク

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替に使用する設備のうち、補助給水ピット、代替格納容器スプレイポンプ、代替非常用発電機、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備のうち、可搬型大型送水ポンプ車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な量の水を供給することが可能である。また、以下の設備は、それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ろ過水タンク，電動機駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ

消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ格納容器スプレイの代替手段として有効な手段である。

- ・可搬型大型送水ポンプ車（燃料取替用水ピットから海への水源切替に使用する設備）

可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に約4時間55分を要するが、格納容器スプレイの代替手段であり、長期的な事故収束手段として有効である。

- ・代替給水ピット，可搬型大型送水ポンプ車（燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替に使用する設備）

水源である代替給水ピットが耐震性を有していないものの、健全であれば代替淡水源として有効である。

- ・原水槽，可搬型大型送水ポンプ車，2次系純水タンク，ろ過水タンク（燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替に使

用する設備)

水源である原水槽が耐震性を有していないものの、健全であれば代替淡水源として有効である。

- ・ 1次系純水タンク，1次系補給水ポンプ，ほう酸タンク，ほう酸ポンプ

水源である1次系純水タンクが耐震性を有していないものの、健全であれば燃料取替用水ピットへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 1次系純水タンク，1次系補給水ポンプ

水源である1次系純水タンクが耐震性を有していないものの、健全であれば燃料取替用水ピットへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 1次系純水タンク，1次系補給水ポンプ，加圧器逃がしタンク，格納容器冷却材ドレンポンプ

水源である1次系純水タンクが耐震性を有していないものの、健全であれば燃料取替用水ピットへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 2次系純水タンク，2次系補給水ポンプ，使用済燃料ピットポンプ

水源である2次系純水タンクが耐震性を有していないものの、健全であれば燃料取替用水ピットへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ ろ過水タンク，電動機駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ

消火を目的として配備しているが、火災が発生していなけ

れば、燃料取替用水ピットへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・代替給水ピット，可搬型大型送水ポンプ車（代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備）

水源である代替給水ピットが耐震性を有していないものの、健全であれば代替手段として有効である。

- ・原水槽，可搬型大型送水ポンプ車，2次系純水タンク，ろ過水タンク（原水槽から燃料取替用水ピットへの補給に使用する設備）

水源である原水槽が耐震性を有していないものの、健全であれば代替手段として有効な手段である。

d. 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により、炉心注水を行うための再循環設備である余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去冷却器の機能が喪失した場合は、代替手段として、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）及びB-格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転、A-高圧注入ポンプ（海水冷却）及び可搬型大型送水ポンプ車による高圧代替再循環運転により炉心を冷却する手段がある。

B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転に使用する設備は以下のとおり。

- ・ B-格納容器再循環サンプ
- ・ B-格納容器再循環サンプスクリーン

- ・ B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-C S S連絡ライン使用）

- ・ B-格納容器スプレイ冷却器

A-高圧注入ポンプ（海水冷却）及び可搬型大型送水ポンプ車による高圧代替再循環運転に使用する設備は以下のとおり。

- ・ A-格納容器再循環サンプ

- ・ A-格納容器再循環サンプスクリーン

- ・ A-高圧注入ポンプ（海水冷却）

- ・ 代替非常用発電機

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車

- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽

- ・ 可搬型タンクローリー

- ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、代替再循環運転で使用する設備のうち、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-C S S連絡ライン使用）、B-格納容器スプレイ冷却器、A-高圧注入ポンプ（海水冷却）、代替非常用発電機、可搬型大型送水ポンプ車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、格納容器再循環サンプを水

源とする再循環設備に対して、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保することで、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することが可能である。

e. 使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により、使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合は、2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水、1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水、ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水、代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水、原水槽から使用済燃料ピットへの注水及び海水を用いた使用済燃料ピットへの注水により重大事故等の収束に必要な十分な水量を確保する手段がある。

2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 2次系純水タンク
- ・ 2次系補給水ポンプ

1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次系純水タンク
- ・ 1次系補給水ポンプ

ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ ろ過水タンク
- ・ 電動機駆動消火ポンプ

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・代替給水ピット
- ・可搬型大型送水ポンプ車

原水槽から使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・原水槽
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・2次系純水タンク
- ・ろ過水タンク

海水を用いた使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、海水を用いた使用済燃料ピットへの注水に使用する設備のうち、可搬型大型送水ポンプ車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することが可能である。また，以下の設備は，それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ 2次系純水タンク， 2次系補給水ポンプ

水源である2次系純水タンクが耐震性を有していないものの，健全であれば2次系補給水ポンプを使用して，使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 1次系純水タンク， 1次系補給水ポンプ

水源である1次系純水タンクが耐震性を有していないものの，健全であれば1次系補給水ポンプを使用して，使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ ろ過水タンク， 電動機駆動消火ポンプ， ディーゼル駆動消火ポンプ

消火を目的として配備しているが，火災が発生していなければ使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 代替給水ピット， 可搬型大型送水ポンプ車

代替給水ピットは，初期対応の即応性に特化させた設備のため，重大事故等対処設備としてのすべての要件に対応しない設備であるが，一定の耐震性を有するものであることから，使用可能な場合，その後の対応余裕を確保する目的の代替淡水源として有効である。

- ・ 原水槽， 可搬型大型送水ポンプ車， 2次系純水タンク， ろ過水タンク

水源である原水槽が耐震性を有していないものの、健全であれば使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効な手段である。

f. 使用済燃料ピットから大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水により重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保する手段がある。

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型スプレイノズル
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・代替給水ピット
- ・可搬型スプレイノズル
- ・可搬型大型送水ポンプ車

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・原水槽
- ・可搬型スプレイノズル
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・2次系純水タンク
- ・ろ過水タンク

可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大容量海水送水ポンプ車
- ・放水砲
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイに使用する設備のうち、可搬型スプレイノズル、可搬型大型送水ポンプ車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に使用する設備のうち、放水砲、可搬型大容量海水送水ポンプ車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、

審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することが可能である。また，以下の設備は，次に示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ 代替給水ピット，可搬型スプレイノズル，可搬型大型送水ポンプ車

代替給水ピットは，初期対応の即応性に特化させた設備のため，重大事故等対処設備としてのすべての要件に対応しない設備であるが，一定の耐震性を有するものであることから，使用可能な場合，その後の対応余裕を確保する目的の代替淡水源として有効である。

- ・ 原水槽，可搬型スプレイノズル，可搬型大型送水ポンプ車，2次系純水タンク，ろ過水タンク

水源である原水槽が耐震性を有していないものの，健全であれば使用済燃料ピットへのスプレイを行う代替手段として有効な手段である。

- g. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合は，原子炉格納容器及びアニュラス部への放水により重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保する手段がある。

可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容

器及びアニュラス部への放水に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大容量海水送水ポンプ車
- ・放水砲
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に使用する設備に選定した、放水砲、可搬型大容量海水送水ポンプ車、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することが可能である。

h. 手順等

上記の a. , b. , c. , d. , e. , f. 及び g. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備を整備する（第 1.13.8 表、第 1.13.9 表）。

これらの手順は、発電所対策本部長、発電課長（当直）、運転員、災害対策要員及び事務局員の対応として蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順等に定める（第 1.13.1 表～第 1.13.7 表）。

1.13.2 重大事故等時の手順等

1.13.2.1 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等

(1) 補助給水ピットから脱気器タンクへの水源切替（電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水）

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合、脱気器タンクを水源とし、電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合に、脱気器タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) a. 「電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。

(2) 補助給水ピットから 2 次系純水タンクへの水源切替

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合、補助給水ピットから 2 次系純水タンクに水源切替を行い、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピット水位が低下し補助給水ピット水位異常低警報設定値水位である 3 % となるおそれがある場合に、又は補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合に、2 次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

補助給水ピットから 2 次系純水タンクへの水源切替手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第 1.13.3 図に、タイムチャートを第 1.13.4 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に補助給水ピットから 2 次系純水タンクへの水源切替を指示する。
- ② 運転員は、現場で 2 次系純水タンクからの供給弁を開操作し、補助給水ピットからの供給弁を閉操作することで、水源切替を実施する。
- ③ 運転員は、中央制御室で 2 次系純水タンク水位等により、水源切替後に 2 次系純水タンク等に異常がないことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名により作業を実施し、所要時間は約 40 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

（添付資料 1.13.6）

(3) 補助給水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）

重大事故等の発生時において、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、２次系純水タンク及び脱気器タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合、海を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) c. 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(4) 補助給水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）

重大事故等の発生時において、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、２次系純水タンクが破損等により機能喪失した場合、代替給水ピットを水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合において、海水取水箇所

へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合に、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) d. 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(5) 補助給水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、2次系純水タンクが破損等により機能喪失した場合、原水槽を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合において、海水の取水ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) e. 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(6) 1次系のフィードアンドブリード

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側への注水機能が喪失した場合、燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプ等により発電用原子炉（以下「原子炉」という。）へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部への1次冷却材を放出する操作を組合せた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

補助給水ピットの枯渇、破損等による蒸気発生器2次側への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器水位（広域）が10%未満）になった場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(1)「1次系のフィードアンドブリード」にて整備する。

(7) 2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、2次系純水タンクから補助給水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、2次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場

合。

b. 操作手順

2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第 1.13.5 図に、タイムチャートを第 1.13.6 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室及び現場で2次系純水タンクから補助給水ピットへの供給のための系統構成を行い、2次系補給水ポンプを起動し2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給を実施する。
- ③ 運転員は、中央制御室で補助給水ピット及び2次系純水タンク水位等により、補助給水ピットへの補給に異常がないことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名により作業を実施し、所要時間は約25分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.13.7)

(8) 原水槽から補助給水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であ

ることを確認した場合、原水槽から補助給水ピットに補給する手順を整備する。

なお、原水槽への補給は2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認できた場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合、又は炉心が損傷した場合において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合に、海水の取水ができず、かつ原水槽の水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

原水槽から補助給水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第 1.13.7 図に、タイムチャートを第 1.13.8 図に、ホース敷設ルートを第 1.13.9 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転

員及び災害対策要員に原水槽から補助給水ピットへの補給の準備作業と系統構成を指示する。

- ② 災害対策要員は、現場で資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、現場で可搬型ホースを敷設し代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場で原水槽マンホール近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を原水槽マンホールへ挿入する。
- ⑥ 運転員は、現場で補助給水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、補助給水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に補助給水ピットへの補給開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、原水槽から補助給水ピットへの補給を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 運転員は、中央制御室で補助給水ピット水位が上昇していることを確認する。
- ⑩ 発電課長（当直）は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから原水槽への補給を発電所対策本部長に依頼する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 3 時間 45 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、補助給水ピットへの供給時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

(添付資料 1. 13. 8)

(9) 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、代替給水ピットから補助給水ピットに補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは 1 次冷却材喪失事象が同時に発生しても 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを

確認した場合に、原水槽近傍へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は海水の取水ができない場合で、かつ代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合、又は炉心が損傷した場合において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合に、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合で、かつ代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

代替給水ピットから補助給水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.10 図に、タイムチャートを第 1.13.11 図に、ホース敷設ルート図を第 1.13.12 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に代替給水ピットから補助給水ピットへの補給の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は、現場で資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、現場で可搬型ホースを敷設し、代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。

- ⑤ 災害対策要員は、現場で代替給水ピット近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を代替給水ピットへ挿入する。
- ⑥ 運転員は、現場で補助給水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、補助給水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に補助給水ピットへの補給開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、代替給水ピットから補助給水ピットに補給するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 運転員は、中央制御室で補助給水ピット水位が上昇していることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 2 時間 10 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、補助給水ピットへの供給時に構内のアクセス状況を考慮

して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確認する。

(添付資料 1.13.9)

(10) 海水を用いた補助給水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合、海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットに補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは 1 次冷却材喪失事象が同時に発生しても 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽から補助給水ピットへの補給を開始した場合、又は原水槽が使用できない場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生し 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合、又は炉心が損傷した場合において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に補助給水ピットの水位が低下し続け、補給が必要であることを確認した場合。

b. 操作手順

海水を用いた補助給水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第 1.13.13 図に、タイムチャートを第 1.13.14

図に、ホース敷設ルートを第 1.13.15 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策要員に海水を用いた補助給水ピットへの補給の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 災害対策要員は、現場で資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、現場で可搬型ホースを敷設し代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場で海水取水箇所近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置する。
- ⑥ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車から水中ポンプを取り出し、可搬型ホースと接続後、海水取水箇所に水中ポンプを水面より低く、かつ着底しない位置に設置する。
- ⑦ 運転員は、現場で補助給水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、補助給水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に補助給水ピットへの補給開始を指示する。
- ⑨ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、海から補助給水ピットへの補給を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑩ 運転員は、中央制御室で補助給水ピット水位が上昇してい

ることを確認する。

- ⑪ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の運転状態及び送水状態を継続して監視し、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に燃料補給を実施する。（燃料補給しない場合、可搬型大型送水ポンプ車は約 5.5 時間の運転が可能。）

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 4 時間 10 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、補助給水ピットへの供給時に構内のアクセス状況を考慮して可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

海水取水時には、可搬型ホース先端に取り付ける水中ポンプの吸い込み部、及び可搬型大型送水ポンプ車の吸い込み部にストレーナを設置していること、並びに水面より低く、かつ着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく、補助給水ピットへ補給を実施できる。

（添付資料 1.13.5, 1.13.10）

(11) その他の手順項目にて考慮する手順

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故

時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(12) 優先順位

重大事故等の発生において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給手段として、以上の手段を用いて、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水源の確保を図る。

補助給水ピットの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合の供給については、中央制御室で操作可能な脱気器タンクを水源とした蒸気発生器への注水を行うとともに、現場にて容易に実施可能な補助給水ピットから 2 次系純水タンクへの水源切替の準備を開始する。2 次系純水タンクへの水源切替の準備が完了すれば、脱気器タンクを水源とした蒸気発生器への注水を停止し、2 次系純水タンクを水源とした蒸気発生器への注水を行う。補助給水ピットから 2 次系純水タンクへ切替える際には補助給水ポンプを停止することなく切替を行う。

補助給水ピットから海、代替給水ピット又は原水槽への水源切替は、可搬型大型送水ポンプ車の使用準備に時間を要することから、補助給水ピットが水源として使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の水源切替の手段がなければ使用する。水源の切替による注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、すべての水源が

使用不可能で蒸気発生器水位が低下した場合には、1次系のフィードアンドブリードを行うことで、対応可能である。

また、補助給水ピットが使用可能であり、枯渇するおそれがある場合については、短時間で補助給水ピットの代替水源として確保できることから、交流電源が健全である場合は2次系純水タンクを優先して使用する。

炉心損傷防止が図れる場合において、補助給水ピットへの補給に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、有効性評価における必要注水流量を十分上回る送水能力を有しているため、補助給水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切替えるための時間を確保することが可能であることから、淡水を優先して使用する。

なお、淡水を補給中に事象が進展し炉心損傷に至った場合においても、淡水補給開始時点から海を水源とするための準備を開始していること、並びに淡水補給により補助給水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切替えるための時間を確保することが可能である。

原水槽から補助給水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、補助給水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。保有水量が大きい原水槽を優先して使用するが、原水槽近傍へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代替給水ピットを優先して使用する。すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いる。

原水槽の水量は有限であるが、水源の使用準備が完了した後、引き続き次の水源からの補給準備を開始することで水源が枯渇しないようにし、最終的には海に水源を切替えることで水の中断が発生す

ることなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

炉心損傷に至るおそれのある場合又は炉心が損傷した場合は、運転員及び災害対策要員の被ばく低減、作業時間の短縮等の観点から、淡水使用の可否を判断するための状況確認等を実施せずに最優先に海水を使用する。

海水を用いた補助給水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、補助給水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代替給水ピットを優先して使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。

原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

なお、海水を使用する際の取水箇所及び敷設ルートは、複数設定したルートのうち、現場の状況を確認し、アクセス性の良いルートを優先する。

また、淡水又は海水を補助給水ピットへ補給することにより、継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)を成立させるため、補助給水ピットの保有水量を570m³以上に管理する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.13.16図に示す。

(添付資料1.13.27)

1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等

(1) 燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへ

の水源切替

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、1次系純水タンク及びほう酸タンクを水源とし、充てんポンプにより原子炉へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合に、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.13.17図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で1次系純水タンク供給弁及びほう酸タンク供給弁を開操作し、燃料取替用水ピット供給弁を閉操作することで、水源切替を実施する。
- ③ 運転員は、中央制御室で1次系純水タンク及びほう酸タンク水位等により、水源切替後に1次系純水タンク及びほう酸タンクに異常がないことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名により実施し、所要時間は約10分と想定する。

操作については中央制御室での通常の運転操作にて対応する。

(2) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから補助給水ピットに水源切替を行い、代替格納容器スプレイポンプにより原子炉へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合に、補助給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替を行う手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.18 図に、タイムチャートを第 1.13.19 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替準備を指示する。
- ② 運転員及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替及び炉心注水のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員は、現場で代替格納容器スプレイポンプを起動し、運転状態及び補助給水ピット水位等により、水源切替後に補助給水ピット等に異常がないことを確認する。代替格納容器スプレイポンプを起動する場合には代替非常用発電機が起動していることを確認し、起動していなければ、代替非常用発

電機を起動後に代替格納容器スプレイポンプを起動する。非常用高圧母線から代替格納容器スプレイポンプへの給電が可能な場合、現場でA又はB－非常用高圧母線に接続される受電遮断器の投入操作を実施する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名及び災害対策要員1名により作業を実施し、所要時間は約35分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.13.11)

(3) 燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水）

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、ろ過水タンクを水源とし、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替ができない場合に、火災が発生しておらず、ろ過水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替操作は「1.4

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (c)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水」にて整備する。

(4) 燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、海を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替、及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから海水への水源切替操作は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (d)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水」にて整備する。

(5) 燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、代替給水ピットを水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を原子炉へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替、及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合又は原水槽が使用できない場合に、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替操作は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (e)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水」にて整備する。

(6) 燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、原水槽を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を原子炉へ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替、及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合において、海水の取水ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替操作は「1.4 原子

炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (f)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水」にて整備する。

(7) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合、1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入及び蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去システムによる再循環運転ができない場合に、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.13.20図に、タイムチャートを第1.13.21図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水の燃料取替用水ピットへの補給を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室及び現場にて1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給ラインの系統

構成を行い、1次系補給水ポンプ及びほう酸ポンプを起動し、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水の燃料取替用水ピットへの補給を実施する。

- ③ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位等により、燃料取替用水ピットへの補給が実施されていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名により作業を実施し、所要時間は約30分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.13.12)

(8) 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給

- a. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給
重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合、1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入及び蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去システムによる再循環運転ができない場合において、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給

ができない場合又は補給を開始した場合に、1次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

(b) 操作手順

1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第 1.13.22 図に、タイムチャートを第 1.13.23 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室及び現場で1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行い、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給を実施する。
- ③ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位等により、燃料取替用水ピットへの補給が実施されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名により作業を実施し、所要時間は約55分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.13.14)

b. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合、1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入及び蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去システムによる再循環運転ができない場合において、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給ができない場合又は補給を開始した場合に、1次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できたが、使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給ができない場合。

(b) 操作手順

1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの加圧器逃がしタンク経由の補給手順の概要は以下のとおり。また、概略系統第1.13.24図に、タイムチャートを第1.13.25図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室及び現場で1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行い、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給を実施する。
- ③ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位等によ

り，燃料取替用水ピットへの補給が実施されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，中央制御室にて運転員 1 名，現場は運転員 1 名により作業を実施し，所要時間は約 35 分と想定する。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

炉心損傷に至った場合は，手動弁の操作場所が環境悪化する可能性があるため，操作は実施しない。

(添付資料 1.13.14)

(9) 2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において，炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し，補給が必要な場合，2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によりほう酸水を燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し，補給が必要であることを確認した場合，1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入及び蓄圧注入動作を確認した場合，インターフェイスシステム L O C A 時，蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去系統による再循環運転ができない場合において，1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給ができない場合又は補給を開始した場合に，2次系純水タンク等の水位が確保され，使用できる

ことを確認できた場合。

b. 操作手順

2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由したほう酸水の燃料取替用水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.26 図に、タイムチャートを第 1.13.27 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によるほう酸水を水源とした燃料取替用水ピットへの補給を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室及び現場で2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行い、2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給を開始する。
- ③ 運転員は、中央制御室で使用済燃料ピット水位及び燃料取替用水ピット水位により、燃料取替用水ピットへの補給に異常がないことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名により作業を実施し、所要時間は約1時間5分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.13.15)

(10) ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、ろ過水タンクから燃料取替用

水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合、1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入及び蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去系統による再循環運転ができない場合において、2次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給ができない場合又は補給を開始した場合に、火災が発生しておらず、ろ過水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.28 図に、タイムチャートを第 1.13.29 図に、ホース敷設ルート図を第 1.13.30 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にろ過水タンクを水源とした消火栓による燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ② 運転員は、現場で燃料取替用水ピット付近の屋内消火栓に消防ホースを接続し、燃料取替用水ピット付近まで敷設する。
- ③ 運転員は、現場で燃料取替用水ピットのアクセスドアを開放し、消防ホースを燃料取替用水ピットに導く。
- ④ 運転員は、現場で電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを運転し、消火栓を使用した補給を開始する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位の上昇を確認し、燃料取替用水ピットへの補給が行われていることを

確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名により作業を実施し、所要時間は約 30 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.13.16)

(11) 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、原水槽から燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

なお、原水槽への補給は 2 次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは 1 次冷却材喪失事象が同時に発生しても 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に 1 次冷却材喪失事象が同時に発生し 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失し

た場合、又は炉心が損傷した場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、海水の取水ができず、かつ原水槽の水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

- ・ 1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入及び蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去系統による再循環運転ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

原水槽から燃料取替用水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.31 図に、タイムチャートを第 1.13.32 図に、ホース敷設ルートを第 1.13.33 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に原水槽から燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ② 災害対策要員は、現場で資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、現場で可搬型ホースを敷設し代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場で原水槽マンホール近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を

原水槽マンホールへ挿入する。

- ⑥ 運転員は、現場で燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、燃料取替用水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、原水槽から燃料取替用水ピットへの補給を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑨ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位が上昇していることを確認する。
- ⑩ 発電課長（当直）は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから原水槽への補給を発電所対策本部長に依頼する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名及び災害対策要員3名により作業を実施し、所要時間は約3時間45分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬

型ホースを敷設し、移送ルートを確認する。

(添付資料 1.13.17)

(12) 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、代替給水ピットから燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽近傍へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は海水の取水ができない場合で、かつ代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合で、かつ代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入及び蓄圧注入

動作を確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去系統による再循環運転ができない場合に、原水槽近傍へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は海水の取水ができない場合で、かつ代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.34 図に、タイムチャートを第 1.13.35 図に、ホース敷設ルートを第 1.13.36 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ② 災害対策要員は、現場で資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、現場で可搬型ホースを敷設し、代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場で代替給水ピット近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置し、可搬型大型送水ポンプ車の吸管を代替給水ピットへ挿入する。
- ⑥ 運転員は、現場で燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、燃料取替用水ピットへの補給が可能

となれば、運転員及び災害対策要員に燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。

⑧ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。

⑨ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位が上昇していることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 2 時間 10 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確保する。

(添付資料 1.13.18)

(13) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、海水を用いた燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽から燃料取替用水ピットへの補給を開始した場合、又は原水槽が使用できない場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合。
- ・1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入及び蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時又は余熱除去系統による再循環運転ができない場合に、原水槽から燃料取替用水ピットへの補給を開始した場合、又は原水槽が使用できない場合。

b. 操作手順

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.39 図に、タイムチャートを第 1.13.40 図に、ホース敷設ルートを第 1.13.41 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転

員及び災害対策要員に海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。

- ② 災害対策要員は、現場で資機材の保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ③ 災害対策要員は、現場で可搬型ホースを敷設し代替給水・注水配管と接続する。
- ④ 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場で海水取水箇所近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置する。
- ⑥ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車から水中ポンプを取り出し、可搬型ホースと接続後、海水取水箇所に水中ポンプを水面より低く、かつ着底しない位置に設置する。
- ⑦ 運転員は、現場で燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を実施する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、燃料取替用水ピットへの補給が可能となれば、運転員及び災害対策要員に燃料取替用水ピットへの補給開始を指示する。
- ⑨ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、海から燃料取替用水ピットへの補給を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑩ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピット水位が上昇していることを確認する。

- ① 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の運転状態及び送水状態を継続して監視し、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に燃料補給を実施する。（燃料補給しない場合、可搬型大型送水ポンプ車は約 5.5 時間の運転が可能。）

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 4 時間 10 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

また、燃料取替用水ピットへの供給時に構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを敷設し、移送ルートを確認する。

海水取水時には、可搬型ホース先端に取り付ける水中ポンプの吸い込み部、及び可搬型大型送水ポンプ車の吸い込み部にストレーナを設置していること、並びに水面より低く、かつ着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく、燃料取替用水ピットへ補給を実施できる。

（添付資料 1.13.5, 1.13.19）

なお、格納容器スプレイ中における燃料取替用水ピットへの補給の場合、想定される重大事故等のうち「大破断 L O C A 時に低

圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」等発生時は炉心溶融が起こり，可搬型ホース敷設及び可搬型大型送水ポンプ車準備における線量が高くなり，作業員の被ばくが懸念される。これらの作業における対応手順，所要時間，原子炉格納容器からの漏えい率及びアニュラス空気浄化設備等から被ばく評価した結果，作業員の被ばく線量は 100mSv を下回る。

(添付資料 1.13.4)

(14) その他の手順項目にて考慮する手順

代替非常用発電機の代替電源に関する手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち，1.14.2.1(1)「代替非常用発電機による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また，代替非常用発電機への燃料補給の手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち，1.14.2.4「代替非常用発電機等への燃料補給の手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち，1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(15) 優先順位

重大事故等の発生において，炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給手段として，以上の手段を用いて，重大事故等の収束に必要となる十分な量の水源の確保を図る。

燃料取替用水ピットの枯渇，破損等が発生し水源として使用不可能な場合については，燃料取替用水ピットからの水源切替を実施し，ほう酸水であり，早期に燃料取替用水ピットの代替水源として使用可能であることから，1次系純水タンク及びほう酸タンクを優先し

て使用する。次にほう酸タンク等の破損等によりほう酸補給系が使用不可能である場合は、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替を実施する。次に補助給水ピットの破損等により補助給水ピットへの水源切替が不可能な場合は、燃料取替用水ピットからろ過水タンクへ水源切替を実施する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

なお、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替を実施する場合は、補助給水ピットへの補給準備を並行して実施する。

海、代替給水ピット又は原水槽への水源切替は、準備に時間を要することから、補助給水ピットへの水源切替が不可能な場合に準備を開始し、準備が整った時点で他の水源切替の手段がなければ、海、代替給水ピット又は原水槽へ水源切替を実施する。水源の切替による注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。

燃料取替用水ピットが水源として使用可能な場合については燃料取替用水ピットへの補給を実施し、ほう酸水であり、早期に燃料取替用水ピットの代替水源として使用可能であることから、1次系純水タンク及びほう酸タンクを優先して使用する。次にほう酸タンク等の破損等によりほう酸補給系が使用不可能で1次系純水タンクが使用可能である場合は、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給を実施する。次に1次系純水タンクが使用不可能であれば、2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由させて燃料取替用水ピットへ補給する。次にろ過水タンクを水源とする消火設備による

補給を実施する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

炉心損傷防止が図れる場合において、燃料取替用水ピットへの補給に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、有効性評価における必要注水流量を十分上回る送水能力を有しているため、燃料取替用水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切替えるための時間を確保することが可能であることから、淡水を優先して使用する。

なお、淡水を補給中に事象が進展し炉心損傷に至った場合においても、淡水補給開始時点から海を水源とするための準備を開始していること、並びに淡水補給により燃料取替用水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切替えるための時間を確保することが可能である。

原水槽から燃料取替用水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、燃料取替用水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。保有水量が大きい原水槽を優先して使用するが、原水槽近傍へのアクセスに時間を要する場合は、代替給水ピットを優先して使用する。すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いる。

原水槽の水量は有限であるが、当初選択した水源からの送水準備が完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないように、最終的には海から取水することで水の供給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

炉心損傷に至るおそれがある場合又は炉心が損傷した場合は、運

転員及び災害対策要員の被ばく低減、作業時間の短縮等の観点から、淡水使用の可否を判断するための状況確認等を実施せずに最優先に海水を使用する。

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、燃料取替用水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代替給水ピットを優先して使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。

原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

なお、海水を使用する際の取水箇所及び敷設ルートは、複数設定したルートのうち、現場の状況を確認し、アクセス性の良いルートを優先する。

また、淡水又は海水を燃料取替用水ピットへ補給すること及び可搬型大型送水ポンプ車による淡水又は海水の注水により、継続的な炉心注水及び代替炉心注水を成立させるため、燃料取替用水ピットの保有水量を 1700m³ 以上に管理する。

以上の炉心注水時に使用する水源に係る手順のフローチャートを第 1.13.40 図に示す。

(添付資料 1.13.27)

1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等

(1) 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用

水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、燃料取替用水ピットから補助給水ピットに水源切替を行い、代替格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合に、補助給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替を行う手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.41 図に、タイムチャートを第 1.13.42 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき運転員及び災害対策要員に燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替準備を指示する。
- ② 運転員及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替及び格納容器スプレイのための系統構成を実施する。
- ③ 運転員は、現場で代替格納容器スプレイポンプを起動し、運転状態及び補助給水ピット水位等により、水源切替後に補助給水ピット等に異常がないことを確認する。代替格納容器スプレイポンプを起動する場合には代替非常用発電機が起動していることを確認し、起動していなければ、代替非常用発電機を起動後に代替格納容器スプレイポンプを起動する。非常用高圧母線から代替格納容器スプレイポンプへの給電が可能な場合、現場でA又はB－非常用高圧母線に接続される受電

遮断器の投入操作を実施する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 1 名により作業を実施し、所要時間は約 30 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.13.11)

(2) 燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ）

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、ろ過水タンクを水源とし、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替ができない場合に、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、ろ過水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替操作は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1)

b. (b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。

(3) 燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、海を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失した場合において、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替、及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから海への水源切替操作は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1) b. (c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

(4) 燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、代替給水ピットを水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替、及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合に、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替操作は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1) b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

(5) 燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により供給が必要な場合、原水槽を水源とし、可搬型大型送水ポンプ車により淡水を原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットが枯渇、破損等により機能喪失し、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替、及び燃料取替用水ピットへの補給ができない場合において、海水の取水ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替操作は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1) b.(e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

(6) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合又は格納容器スプレイ再循環運転ができない場合に、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

1.13.2.2(7) b. と同様。

(7) 1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給

a. 1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合又は格納容器スプレイ再

循環運転ができない場合において、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給ができない場合又は補給を開始した場合に、1次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

(b) 操作手順

1.13.2.2(9) a. (b)と同様。

b. 1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合又は格納容器スプレイ再循環運転ができない場合において、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給ができない場合又は補給を開始した場合に、1次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できたが、使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給ができない場合。

(b) 操作手順

1.13.2.2(9) b. (b)と同様。

(8) 2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によりほう酸水を燃料取替用水ピットへ補

給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合又は格納容器スプレイ再循環運転ができない場合において、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給ができない場合又は補給を開始した場合に、2次系純水タンク等の水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

1.13.2.2(10) b. と同様。

(9) ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合又は格納容器スプレイ再循環運転ができない場合において、2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給ができない場合又は補給を開始した場合に、火災が発生しておらず、ろ過水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

b. 操作手順

1.13.2.2(11) b. と同様。

(10) 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用

水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、海水を用いた燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽から燃料取替用水ピットへの補給を開始した場合、又は原水槽が使用できない場合。
- ・格納容器スプレイ再循環運転ができない場合に、原水槽から燃料取替用水ピットへの補給を開始した場合、又は原水槽が使用できない場合。

b. 操作手順

1.13.2.2(13) b. と同様。

(11) 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、代替給水ピットから

燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合で、かつ代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽近傍へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は海水の取水ができない場合で、かつ代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・格納容器スプレイ再循環運転ができない場合に、原水槽近傍へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は海水の取水ができない場合で、かつ代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

1.13.2.2(12) b. と同様。

(12) 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給

重大事故等の発生時において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要な場合、原水槽から燃料取替用水ピットへ補給する手順を整備する。

なお、原水槽への補給は2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

a. 手順着手の判断基準

- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合若しくは補助給水機能が喪失した場合、又は炉心が損傷した場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、海水の取水ができず、かつ原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・全交流動力電源喪失若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合若しくは1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合、又は炉心が損傷していない場合において、格納容器スプレイ中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。
- ・格納容器スプレイ再循環運転ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

1. 13. 2. 2(11)b. と同様。

(13) その他の手順項目にて考慮する手順

代替非常用発電機の代替電源に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「代替非常用発電機による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、代替非常用発電機への燃料補給の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4「代替非常用発電機等への燃料補給の手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(14) 優先順位

重大事故等の発生において、格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給手段として、以上の手段を用いて、重大事故等の収束に必要な十分な量の水源の確保を図る。

燃料取替用水ピットの枯渇、破損等が発生し水源として使用できない場合については、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替を実施する。次に補助給水ピットの破損等により補助給水ピットへの水源切替が不可能な場合は、燃料取替用水ピットからろ過水タンクへ水源切替を実施する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

なお、燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替を実施する場合は、補助給水ピットへの補給準備を並行して実施する。

海、代替給水ピット又は原水槽への水源切替は、準備に時間を要することから、補助給水ピットへの水源切替が不可能な場合に準備を開始し、準備が整った時点で他の水源切替の手段がなければ、海、

代替給水ピット又は原水槽へ水源切替を実施する。水源の切替による注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間の最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。

燃料取替用水ピットが水源として使用可能な場合については燃料取替用水ピットへの補給を実施し、ほう酸水であり、早期に燃料取替用水ピットの代替水源として使用可能であることから、1次系純水タンク及びほう酸タンクを優先して使用する。次にほう酸タンク等の破損等によりほう酸補給系が使用不可能で1次系純水タンクが使用可能である場合は、1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給を実施する。次に1次系純水タンクが使用不可能であれば、2次系純水タンクから使用済燃料ピットを經由させて燃料取替用水ピットへ補給する。次にろ過水タンクを水源とする消火設備による補給を実施する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

炉心損傷のおそれがある場合又は炉心が損傷した場合は、運転員及び災害対策要員の被ばく低減、作業時間の短縮等の観点から、淡水使用の可否を判断するための状況確認等を実施せずに最優先に海水を使用する。

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、燃料取替用水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代替給水ピットを優先して使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。

炉心損傷防止が図れる場合において、燃料取替用水ピットへの補給に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、有効性評価における必要注水流量を十分上回る送水能力を有しているため、燃料取替用水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切替えるための時間を確保することが可能であることから、淡水を優先して使用する。

なお、淡水を補給中に事象が進展し炉心損傷に至った場合においても、淡水補給開始時点から海を水源とするための準備を開始していること、並びに淡水補給により燃料取替用水ピットに十分な水量を確保することで淡水から海水に水源を切替えるための時間を確保することが可能である。

原水槽から燃料取替用水ピットへの補給は、準備に時間を要することから、燃料取替用水ピットへの補給が必要であると判断した場合に準備を開始する。保有水量が大きい原水槽を優先して使用するが、原水槽近傍へのアクセスに時間を要する場合は、準備時間が最も短い代替給水ピットを優先して使用する。すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いる。

原水槽の水量は有限であるが、当初選択した水源からの送水準備が完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始することで、水源が枯渇しないように、最終的には海から取水することで水の供給が中断することなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

なお、海水を使用する際の取水箇所及び敷設ルートは、複数設定したルートのうち、現場の状況を確認し、アクセス性の良いルートを優先する。

また、淡水又は海水を燃料取替用水ピットへ補給すること及び可搬型大型送水ポンプ車による淡水又は海水の注水により、継続的な格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイを成立させるため、燃料取替用水ピットの保有水量を 1700m³以上に管理する。

以上の格納容器スプレイ時に使用する水源に係る手順のフローチャートを第 1.13.43 図に示す。

(添付資料 1.13.27)

1.13.2.4 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時に係る手順等

(1) 代替再循環運転

a. B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転

重大事故等の発生により、再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用)、B-格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) d.

(a) 「B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転」にて整備する。

b. A-高圧注入ポンプ (海水冷却) 及び可搬型大型送水ポンプ車による高圧代替再循環運転

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、原子炉冷却機能が喪失した場合に、A－高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧代替再循環運転により原子炉を冷却する手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(2) b. (a) i. 「A－高圧注入ポンプ(海水冷却)による高圧代替再循環運転」にて整備する。

可搬型大型送水ポンプ車による冷却水通水操作は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(5)a. 「可搬型大型送水ポンプ車によるA－高圧注入ポンプ(海水冷却)への補機冷却水(海水)通水」にて整備する。

1.13.2.5 使用済燃料ピットへの水の供給時に係る手順等

(1) 2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(2)「2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

(2) 1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(3)「1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

(3) ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の

冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(4)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

(4) 代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(5)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

(5) 原水槽から使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、原水槽から使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(6)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

(6) 海水を用いた使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合に、海水を用いた使用済燃料ピットへの注水の手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.1(7)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水」にて整備する。

1.13.2.6 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレー及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に係る手順等

(1) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレーノズルによる使用済燃料ピットへのスプレー

重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下で、かつ水位低下が継続する場合、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルを使用し、海水を使用済燃料ピットへスプレイを行う手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.2(1)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ」にて整備する。

(2) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下で、かつ水位低下が継続する場合、代替給水ピット、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルを使用し、使用済燃料ピットへスプレイを行う手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」のうち、1.11.2.2(2)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ」にて整備する。

(3) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下で、かつ水位低下が継続する場合、原水槽、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルを使用し、使用済燃料ピットへスプレイを行う手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却

等のための手順等」のうち、1.11.2.2(3)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ」にて整備する。

(4) 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水

重大事故等の発生により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下で、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示値上昇により燃料取扱棟に近づけない場合、可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」のうち、1.12.2.2(1)d.「可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制」にて整備する。

1.13.2.7 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に係る手順等

(1) 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

重大事故等の発生により、可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」のうち、1.12.2.1(1)a.「可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制」にて整備する。

1.13.2.8 可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順等

可搬型大型送水ポンプ車を運転する場合には、燃料補給が必要となる。（燃料は軽油）

重大事故等対処設備であるディーゼル発電機燃料油貯油槽から可搬型タンクローリーへ給油し、可搬型タンクローリーにより可搬型大型送水ポンプ車へ燃料補給する手順を整備する。

（添付資料 1.13.26）

(1) 可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

ディーゼル発電機燃料油貯油槽から可搬型タンクローリーにより、可搬型大型送水ポンプ車に燃料補給する。

a. 手順着手の判断基準

可搬型大型送水ポンプ車の運転が必要と判断した場合。

b. 操作手順

可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第1.13.44図に、タイムチャートを第1.13.45図に、アクセスルートを第1.13.46図に示す。

① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、発電所対策本部長にディーゼル発電機燃料油貯油槽から可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給を依頼する。

② 発電所対策本部長は、事務局員にディーゼル発電機燃料油貯油槽から可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給を指示する。

- ③ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーを保管エリアから所定の位置に移動させる。
- ④ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリー吐出口のキャップをはずし、汲み上げ用ホースを接続するとともに、切替弁を「吸込み」側に切替え、タンクの底弁を開放する。
- ⑤ 事務局員は、現場でディーゼル発電機燃料油貯油槽の防護板及び給油口を開放する。
- ⑥ 事務局員は、現場で汲み上げ用ホース端をディーゼル発電機燃料油貯油槽の給油口に挿入する。
- ⑦ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリー給油ポンプを起動し、タンクローリー吐出弁を開とし、汲み上げを開始する。
- ⑧ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーの油面計でタンクが満杯となれば給油ポンプを停止し、吐出弁を閉とする。
- ⑨ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーから汲み上げ用ホースを取り外し、吐出口のキャップを取り付けるとともに、切替弁を「吐出」側に切替え、タンクの底弁を閉止する。
- ⑩ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーを可搬型大型送水ポンプ車の近傍に移動させる。
- ⑪ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリー給油ポンプを起動し、タンクの底弁を開放するとともに出口弁を開とする。
- ⑫ 事務局員は、現場で定格負荷運転時の燃料補給作業着手時間又は燃料補給間隔^{*2}を目安に給油ガンにて可搬型大型送水ポンプ車へ燃料補給を実施する。
- ⑬ 事務局員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の燃料タンクが満杯となれば、燃料補給を停止し、給油ガンを取り外す。

⑭ 事務局員は、発電所対策本部長に可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給が完了したことを報告する。

⑮ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーの油量を確認し、定格負荷運転時の燃料補給間隔^{※2}を目安に以降③から⑬を繰り返して燃料の補給を実施する。

※2 定格負荷運転時の燃料補給作業着手時間及び燃料補給間隔の目安は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車：運転開始後4時間（その後約4時間ごとに補給）

c. 操作の成立性

上記の対応は、現場にて事務局員2名により作業を実施し、所要時間は約2時間と想定する。

可搬型大型送水ポンプ車の燃料消費率は、100%負荷で約0.072kL/hであり、起動から燃料の枯渇までの時間は約5.5時間と想定しており、枯渇までに燃料補給を実施する。

なお、重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として「1.14 電源の確保に関する手順等」に示すディーゼル発電機燃料油貯油槽4基合計で540kL以上を管理する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。防護板の開放を速やかに実施できるように可搬型タンクローリーに使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

(添付資料 1.13.24)

(2) ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリー

による可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

ディーゼル発電機燃料油貯油槽からディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーにより可搬型大型送水ポンプ車に燃料補給する。

a. 手順着手の判断基準

可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給が必要な場合に、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合。

b. 操作手順

ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順の概要は以下のとおり。

また、概略系統を第 1.13.47 図に、タイムチャートを第 1.13.48 図に、アクセスルートを示す。

- ① 発電所対策本部長は、手順着手の判断基準に基づき、発電課長（当直）及び事務局員にディーゼル発電機燃料油貯油槽からディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給を指示する。
- ② 発電課長（当直）は、運転員にディーゼル発電機燃料油貯油槽からディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給を指示する。
- ③ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーを保管エリアから所定位置に移動させる。

- ④ 事務局員は、現場でディーゼル発電機燃料油移送ポンプ出口ラインに仮設ホースを接続し、可搬型タンクローリー設置箇所まで敷設する。
- ⑤ 運転員は、現場でディーゼル発電機燃料油貯油槽から可搬型タンクローリーへ燃料を汲み上げるための系統構成を実施する。
- ⑥ 運転員は、現場でディーゼル発電機燃料油移送ポンプの給電準備を実施する。
- ⑦ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーのマンホールを開放し、仮設ホース先端のドロップパイプを挿入する。
- ⑧ 運転員は、現場でディーゼル発電機燃料油移送ポンプを起動し、燃料の汲み上げを開始する。
- ⑨ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーの油面計でタンクが満杯となれば、運転員にディーゼル発電機燃料油移送ポンプの停止を依頼する。
- ⑩ 運転員は、現場でディーゼル発電機燃料油移送ポンプを停止する。
- ⑪ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーのマンホールからドロップパイプを引き抜き、マンホールを閉止する。
- ⑫ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーを可搬型大型送水ポンプ車の近傍に移動させる。
- ⑬ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリー給油ポンプを起動し、タンクの底弁を開放するとともに出口弁を開とする。
- ⑭ 事務局員は、現場で定格負荷運転時の燃料補給作業着手時間又は燃料補給間隔^{*3}を目安に給油ガンにて可搬型大型送

水ポンプ車へ燃料補給を実施する。

- ⑮ 事務局員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の燃料タンクが満杯となれば、燃料補給を停止し、給油ガンを取り外す。
- ⑯ 事務局員は、発電所対策本部長に可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給が完了したことを報告する。
- ⑰ 事務局員は、現場で可搬型タンクローリーの油量を確認し、定格負荷運転時の燃料補給間隔^{※3}を目安に以降⑥から⑮を繰り返して燃料の補給を実施する。

※3 定格負荷運転時の燃料補給作業着手時間及び燃料補給間隔の目安は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車：運転開始後 4 時間
(その後約 4 時間ごとに補給)

c. 操作の成立性

上記の対応は、現場にて事務局員 2 名及び運転員 1 名により作業を実施し、所要時間は約 3 時間と想定する。

可搬型大型送水ポンプ車の燃料消費率は、100%負荷で約 0.072kL/h であり、起動から燃料の枯渇までの時間は約 5.5 時間と想定しており、枯渇までに燃料補給を実施する。

なお、重大事故等時 7 日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として「1.14 電源の確保に関する手順等」に示すディーゼル発電機燃料油貯油槽 4 基合計で 540kL 以上を管理する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

(3) 優先順位

可搬型タンクローリーを使用した燃料補給は、操作が容易であること及び短時間での燃料補給が可能であるため優先で使用する。可搬型タンクローリーによる燃料汲み上げができない場合は、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給を実施する。

以上の対応手順のフローチャートを第1. 13. 49図に示す。

第1.13.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順
 (蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替手段及び
 補助給水ピットへの供給)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 *6	整備する手順書	手順の分類
蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替手段及び補助給水ピットへの供給	補助給水ピット (枯渇又は破損)	補助給水ピットから脱気器タンクへの水源切替	脱気器タンク	拡張設備 多様性	余熱除去設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
			電動主給水ポンプ			
		補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替	2次系純水タンク	拡張設備 多様性		
			タービン動補助給水ポンプ			
			電動補助給水ポンプ *1			
		補助給水ピットから海への水源切替 *2	可搬型大型送水ポンプ車	拡張設備 多様性		
	補助給水ピットから代替給水ピットへの水源切替 *2	代替給水ピット	拡張設備 多様性			
		可搬型大型送水ポンプ車				
	補助給水ピットから原水槽への水源切替 *2	原水槽 *3	拡張設備 多様性			
		可搬型大型送水ポンプ車				
		2次系純水タンク *3				
	1次系のフィードアンドブリード *2	燃料取替用水ピット	重大事故等 対処設備	a, b		
高圧注入ポンプ *1						
加圧器逃がし弁		拡張設備 多様性				
燃料取替用水ピット						
充てんポンプ *1						
補助給水ピット (枯渇)	2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給	2次系純水タンク	拡張設備 多様性	余熱除去設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書	
		2次系補給水ポンプ				
	原水槽から補助給水ピットへの補給	原水槽 *3	拡張設備 多様性			
		可搬型大型送水ポンプ車				
		2次系純水タンク *3				
	代替給水ピットから補助給水ピットへの補給	ろ過水タンク *3	拡張設備 多様性			
		代替給水ピット				
	海水を用いた補助給水ピットへの補給	可搬型大型送水ポンプ車	重大事故等 対処設備			a, b
ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *4						
可搬型タンクローリー *4						
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *4 *5						

*1 : ディーゼル発電機等により給電する。
 *2 : 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手段等」にて整備する。
 *3 : 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。
 *4 : 可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。
 *5 : ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
 *6 : 重大事故対策において用いる設備の分類
 a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第1.13.2表 重大事故等における対応手段と整備する手順

(炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給) (1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類*7	整備する手順書	手順の分類	
炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水ピット (枯渇又は破損)	燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替	1次系純水タンク	多様性 拡張設備	a	余熱除去設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
			1次系補給水ポンプ * 1				
			ほう酸タンク				
			ほう酸ポンプ * 1				
		燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	充電ポンプ * 1	重大事故等 対処設備			
			補助給水ピット				
			代替格納容器スプレイポンプ * 1				
			代替非常用発電機 * 2				
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 2				
		燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替 * 3	可搬型タンクローリー * 2	多様性 拡張設備			
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 2 * 6				
			ろ過水タンク				
燃料取替用水ピットから海への水源切替 * 3	電動機駆動消火ポンプ	重大事故等 対処設備					
	ディーゼル駆動消火ポンプ						
	可搬型大型送水ポンプ車						
	ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 4						
燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替 * 3	可搬型タンクローリー * 4	多様性 拡張設備					
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 4 * 6						
燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替 * 3	代替給水ピット	多様性 拡張設備					
	可搬型大型送水ポンプ車						
	原水槽 * 5						
燃料取替用水ピットから2次系純水タンクへの水源切替 * 5	可搬型大型送水ポンプ車	多様性 拡張設備					
	2次系純水タンク * 5						
	ろ過水タンク * 5						

- * 1 : ディーゼル発電機等により給電する。
- * 2 : 代替非常用発電機からの給電手順及び燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- * 3 : 手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する手順等」にて整備する。
- * 4 : 可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。
- * 5 : 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。
- * 6 : ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
- * 7 : 重大事故対策において用いる設備の分類
 a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第1.13.2表 重大事故等における対応手段と整備する手順

(炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給) (2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	設備分類 *4	整備する手順書	手順の分類	
炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水ピット (枯渇)	1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1次系純水タンク	拡張設備 多様性	a	1次冷却材喪失事象発生時における対応手順書等	故障及び設計基準事象に対する運転手順書
			1次系補給水ポンプ				
			ほう酸タンク				
			ほう酸ポンプ				
		1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1次系純水タンク	拡張設備 多様性			
			1次系補給水ポンプ				
			1次系純水タンク				
			1次系補給水ポンプ 加圧器逃がしタンク 格納容器冷却材ドレンポンプ				
		2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給	2次系純水タンク	拡張設備 多様性			
			2次系補給水ポンプ				
			使用済燃料ピットポンプ				
		ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	ろ過水タンク	拡張設備 多様性			
電動機駆動消火ポンプ							
ディーゼル駆動消火ポンプ							
原水槽から燃料取替用水ピットへの補給	原水槽 *2	拡張設備 多様性					
	可搬型大型送水ポンプ車						
	2次系純水タンク *2						
	ろ過水タンク *2						
代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	代替給水ピット	拡張設備 多様性					
	可搬型大型送水ポンプ車						
海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	可搬型大型送水ポンプ車	重大事故等 対応設備					
	ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *1						
	可搬型タンクローリー *1						
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *1 *3						

*1：可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。

*2：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

*3：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。

*4：重大事故対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b：37条に適合する重大事故等対応設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対応設備

第1.13.3表 重大事故等における対応手段と整備する手順

(格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給)

(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	設備分類 *6	整備する手順書	手順の分類	
格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水ピット (枯渇又は破損)	燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	補助給水ピット	重大事故等対応設備	a	格納容器の健全性を確保する手順等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			代替格納容器スプレイポンプ *1				
			代替非常用発電機 *2				
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *2				
			可搬型タンクローリー *2				
		ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *2 *5					
		燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替 *3	ろ過水タンク	拡張設備			
			電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ				
		燃料取替用水ピットから海への水源切替 *3	可搬型大型送水ポンプ車	拡張設備			
		燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替 *3	代替給水ピット	拡張設備			
			可搬型大型送水ポンプ車				
		燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替 *3	原水槽 *4	拡張設備			
			可搬型大型送水ポンプ車				
			2次系純水タンク *4				
			ろ過水タンク *4				

- *1：ディーゼル発電機等により給電する。
 *2：代替非常用発電機からの給電手順及び燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 *3：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
 *4：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。
 *5：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
 *6：重大事故対策において用いる設備の分類
 a：当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b：37条に適合する重大事故等対応設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対応設備

第1.13.3表 重大事故等における対応手段と整備する手順

(格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給)

(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	設備分類*4	整備する手順書	手順の分類
格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給	燃料取替用水ピット(枯湯)	1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1次系純水タンク	拡張設備 多様性	1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			1次系補給水ポンプ			
			ほう酸タンク			
			ほう酸ポンプ			
		1次系純水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1次系純水タンク	拡張設備 多様性		
			1次系補給水ポンプ			
		2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給	2次系純水タンク	拡張設備 多様性		
2次系補給水ポンプ						
ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	ろ過水タンク	拡張設備 多様性				
	電動機駆動消火ポンプ					
	ディーゼル駆動消火ポンプ					
海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	可搬型大型送水ポンプ車	重大事故等 対応設備	a, b			
	ディーゼル発電機燃料油貯油槽*1					
	可搬型タンクローリー*1					
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ*1*3					
代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	代替給水ピット	拡張設備 多様性	a			
	可搬型大型送水ポンプ車					
原水槽から燃料取替用水ピットへの補給	原水槽*2	拡張設備 多様性	a			
	可搬型大型送水ポンプ車					
	2次系純水タンク*2					
	ろ過水タンク*2					

*1：可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。

*2：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

*3：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。

*4：重大事故対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b：37条に適合する重大事故等対応設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対応設備

第1.13.4表 重大事故等における対応手段と整備する手順

(格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	設備分類 *6	整備する手順書	手順の分類	
格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	代替再循環運転	B-格納容器再循環サンプ	重大事故等 対応設備	a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順 1次冷却材喪失事象発生時に再循環運転が不能となった場合の対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			B-格納容器再循環サンプスクリーン				
B-格納容器スプレイポンプ (RHS-CSS連絡ライン使用) *1*3							
B-格納容器スプレイ冷却器							
全交流動力電源 又は 原子炉補機冷却水系	代替再循環運転	A-格納容器再循環サンプ	重大事故等 対応設備	a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順 全交流動力電源喪失時における対応手順等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
		A-格納容器再循環サンプスクリーン					
		A-高圧注入ポンプ(海水冷却)*3					
		代替非常用発電機 *2					
		可搬型大型送水ポンプ車 *3					
		ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *2*4					
		可搬型タンクローリー *2*4					
a							
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *2*4*5							

*1: ディーゼル発電機等により給電する。

*2: 代替非常用発電機からの給電手順及び燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

*3: 代替再循環運転の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力パウングリ低圧時に発電用原子炉を冷却する手順等」にて整備する。

*4: 可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。

*5: ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。

*6: 重大事故対策において用いる設備の分類

a: 当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b: 37条に適合する重大事故等対応設備 c: 自主的対策として整備する重大事故等対応設備

第1.13.5表 重大事故等における対応手段と整備する手順

(使用済燃料ピットへの水の供給)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 *5	整備する手順書	手順の分類
使用済燃料ピットへの水の供給	燃料取替用水ピット (枯渇又は破損)	2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水 *2	2次系純水タンク	拡張設備 多様性	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
			2次系補給水ポンプ			
		1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水 *2	1次系純水タンク	拡張設備 多様性		
			1次系補給水ポンプ			
		ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水 *2	ろ過水タンク	拡張設備 多様性		
			電動機駆動消火ポンプ			
	ディーゼル駆動消火ポンプ					
	代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水 *2	代替給水ピット	拡張設備 多様性	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書	
		可搬型大型送水ポンプ車				
	原水槽から使用済燃料ピットへの注水 *2	原水槽 *3	拡張設備 多様性			
可搬型大型送水ポンプ車						
2次系純水タンク *3						
ろ過水タンク *3						
海水を用いた使用済燃料ピットへの注水 *2	可搬型大型送水ポンプ車	重大事故等 対処設備	a, b	全交流動力電源喪失時における対応手順等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
	ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *1					
	可搬型タンクローリー *1		a			
	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *1 *4					

*1：可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。

*2：手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

*3：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

*4：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。

*5：重大事故対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第1.13.6表 重大事故等における対応手段と整備する手順

(使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟(貯蔵槽内燃料体等)への放水)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	設備分類 *7	整備する手順書	手順の分類	
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の (貯蔵槽内燃料体等)への放水	-	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ *3	可搬型スプレイノズル	重大事故等 対応設備	-	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
			可搬型大型送水ポンプ車				
		ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *1	可搬型タンクローリー *1				
		ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *1 *6					
代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ *3	代替給水ピット	拡張設備	多様性				
可搬型スプレイノズル	可搬型大型送水ポンプ車						
原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ *3	-	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ *3	原水槽 *4	拡張設備	多様性	-	-
			可搬型スプレイノズル				
			可搬型大型送水ポンプ車				
			2次系純水タンク *4				
ろ過水タンク *4							
可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟(貯蔵槽内燃料体等)への放水 *5	-	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟(貯蔵槽内燃料体等)への放水 *5	放水砲	重大事故等 対応設備	-	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
			可搬型大容量海水送水ポンプ車				
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *2				
			可搬型タンクローリー *2				
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *2 *6							

- *1: 可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。
- *2: 可搬型大容量海水送水ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
- *3: 手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
- *4: 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。
- *5: 手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。
- *6: ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
- *7: 重大事故対策において用いる設備の分類
 a: 当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b: 37条に適合する重大事故等対応設備 c: 自主的対策として整備する重大事故等対応設備

第 1.13.7 表 重大事故等における対応手段と整備する手順
(原子炉格納容器及びアニュラス部への放水)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	設備分類 *4	整備する手順書	手順の分類
ア 原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	—	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水 *2	可搬型大容量海水送水ポンプ車 放水砲 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *1 可搬型タンクローリー *1 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *1*3	重大事故等 対応設備 a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順 発電所外への放射性物質拡散を抑制する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対応する運転手順書 重大事故等発生時及び大規模損傷発生時に対応する手順書

*1：可搬型大容量海水送水ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

*2：手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するため手順等」にて整備する。

*3：ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。

*4：重大事故対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b：37条に適合する重大事故等対応設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対応設備

第1.13.8表 重大事故等対処に係る監視計器

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視計器一覧（1 / 3 1）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等			
(1) 補助給水ピットから 脱気器タンクへの水源切替	判断 基準	最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
		水源の確保	・ 補助給水ピット水位 ・ 脱気器タンク水位
	操作	水源の確保	・ 補助給水ピット水位 ・ 脱気器タンク水位
	(2) 補助給水ピットから 2次系純水タンクへの水源切替	判断 基準	最終ヒートシンク の確保
水源の確保			・ 補助給水ピット水位 ・ 2次系純水タンク水位
操作		水源の確保	・ 補助給水ピット水位 ・ 2次系純水タンク水位

監視計器一覧（2 / 3 1）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器				
1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等						
(3) 補助給水ピットから 海への水源切替	判断 基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 394 995 461">最終ヒートシンク の確保</td> <td data-bbox="995 394 1444 461">・ 補助給水流量</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 461 995 506">水源の確保</td> <td data-bbox="995 461 1444 506">・ 補助給水ピット水位</td> </tr> </table>	最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量	水源の確保	・ 補助給水ピット水位
	最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量				
水源の確保	・ 補助給水ピット水位					
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)c.「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。					
(4) 補助給水ピットから 代替給水ピットへの水源切替	判断 基準	原子炉圧力容器内 の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）			
			・ 1次冷却材温度（広域－低温側）			
	最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量				
		・ 蒸気発生器水位（広域）				
水源の確保	・ 蒸気発生器水位（狭域）					
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)d.「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。					
(5) 補助給水ピットから 原水槽への水源切替	判断 基準	原子炉圧力容器内 の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）			
			・ 1次冷却材温度（広域－低温側）			
	最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量				
		・ 蒸気発生器水位（広域）				
水源の確保	・ 蒸気発生器水位（狭域）					
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)e.「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。					
(6) 1次系のフィードアンドブリード	判断 基準	最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（広域）			
			・ 補助給水流量			
	水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位				
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(1)「1次系のフィードアンドブリード」にて整備する。					

監視計器一覧（3 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等			
(7) 2次系純水タンクから 補助給水ピットへの補給	判断 基準	最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
		水源の確保	・ 補助給水ピット水位 ・ 2次系純水タンク水位
	操作	水源の確保	・ 補助給水ピット水位
			・ 2次系純水タンク水位

監視計器一覧 (4 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等				
(8) 原水槽から 補助給水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動	
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 炉心出口温度	
		原子炉格納容器内の 水位	・ 加圧器水位	
		原子炉圧力容器内 への注水量	・ 高圧注入流量 ・ 低圧注入流量	
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力(広域)	
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度	
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力(AM用)	
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位(広域) ・ 格納容器再循環サンプ水位(狭域)	
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量 ・ 蒸気発生器水位(広域) ・ 蒸気発生器水位(狭域)	
		水源の確保	・ 補助給水ピット水位	
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ(高 レンジ) ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ(低 レンジ) ・ エアロックエリアモニタ ・ 炉内核計装区域エリアモニタ ・ 格納容器じんあいモニタ ・ 格納容器ガスモニタ	
		電源	・ 泊幹線1L, 2L電圧 ・ 後志幹線1L, 2L電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C1, C2, D母線電圧	
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量	
		操作	水源の確保	・ 補助給水ピット水位 ・ 2次系純水タンク水位 ・ ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (5 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	のたための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等		
		信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉格納容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の への注水量	・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量
		原子炉格納容器内の の圧力	・ 1次冷却材圧力(広域)
		原子炉格納容器内の の温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の の圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力(AM用)
		原子炉格納容器内の の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位(広域) ・ 格納容器再循環サンプ水位(狭域)
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
			・ 蒸気発生器水位(広域)
			・ 蒸気発生器水位(狭域)
		水源の確保	・ 補助給水ピット水位
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ(高 レンジ)
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ(低 レンジ)
			・ エアロックエリアモニタ
			・ 炉内核計装区域エリアモニタ
			・ 格納容器じんあいモニタ
		電源	・ 格納容器ガスモニタ
			・ 泊幹線1L, 2L電圧
・ 後志幹線1L, 2L電圧			
・ 甲母線電圧, 乙母線電圧			
補機監視機能	・ 6-A, B, C1, C2, D母線電圧		
	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量		
操作	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
	・ 補助給水ピット水位		

監視計器一覧（6 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器		
1.13.2.1 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等				
(10) 海水を用いた 補助給水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動	
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度	
		原子炉格納容器内の 水位	・ 加圧器水位	
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量	
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）	
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度	
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用）	
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）	
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量	
			・ 蒸気発生器水位（広域）	
			・ 蒸気発生器水位（狭域）	
		水源の確保	・ 補助給水ピット水位	
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高 レンジ） ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低 レンジ） ・ エアロックエリアモニタ ・ 炉内核計装区域エリアモニタ ・ 格納容器じんあいモニタ ・ 格納容器ガスモニタ	
		電源	・ 泊幹線1L, 2L電圧 ・ 後志幹線1L, 2L電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C1, C2, D母線電圧	
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量	
		操作	水源の確保	・ 補助給水ピット水位

監視計器一覧 (7 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等				
(1) 燃料取替用水ピットから 1次系純水タンク及びほう酸タンクへの 水源切替	判断基準	原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 	
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 1次系純水タンク水位 ・ ほう酸タンク水位 	
		操作	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系純水タンク水位 ・ ほう酸タンク水位
	(2) 燃料取替用水ピットから 補助給水ピットへの水源切替	判断基準	原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
			水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
			操作	水源
(3) 燃料取替用水ピットから ろ過水タンクへの水源切替		判断基準	原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量
			水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 ・ ろ過水タンク水位
	操作		「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を 冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (c)「電動機 駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉 心注水」にて整備する。	

監視計器一覧（8 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器				
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等						
(4) 燃料取替用水ピットから 海への水源切替	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 400 995 483">原子炉圧力容器内 への注水量</td> <td data-bbox="995 400 1447 483"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 483 995 573">水源の確保</td> <td data-bbox="995 483 1447 573"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 </td> </tr> </table>	原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
	原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 				
水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 					
操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (d)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水」にて整備する。					
(5) 燃料取替用水ピットから 代替給水ピットへの水源切替	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 732 995 880">原子炉圧力容器内 への注水量</td> <td data-bbox="995 732 1447 880"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 880 995 969">水源の確保</td> <td data-bbox="995 880 1447 969"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 </td> </tr> </table>	原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
	原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 				
水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 					
操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (e)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水」にて整備する。					
(6) 燃料取替用水ピットから 原水槽への水源切替	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 1128 995 1276">原子炉圧力容器内 への注水量</td> <td data-bbox="995 1128 1447 1276"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1276 995 1366">水源の確保</td> <td data-bbox="995 1276 1447 1366"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 </td> </tr> </table>	原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
	原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ・ 低圧注入流量 ・ 高圧注入流量 				
水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 					
操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.4.2.1(1) b. (f)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水」にて整備する。					

監視計器一覧 (9 / 3 1)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(7) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の への注水量	・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量
		原子炉压力容器内の の圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の の温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の の圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内の の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 1次系純水タンク水位 ・ ほう酸タンク水位
		格納容器パイパスの 監視	・ 補助建屋サンプタンク水位 ・ 排気筒ガスモニタ ・ 排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ) ・ 排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ) ・ 復水器排気ガスモニタ ・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ ・ 高感度型主蒸気管モニタ ・ 蒸気発生器水位 (狭域) ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去冷却器入口温度 ・ 余熱除去冷却器出口温度 ・ 加圧器逃がしタンク水位 ・ 加圧器逃がしタンク圧力 ・ 加圧器逃がしタンク温度
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ・ エアロックエリアモニタ ・ 炉内核計装区域エリアモニタ ・ 格納容器じんあいモニタ ・ 格納容器ガスモニタ

監視計器一覧（10／31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等		
(7) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	操 作	水源の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ ほう酸タンク水位 ・ 1次系純水タンク水位

監視計器一覧 (1 1 / 3 1)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1. 13. 2. 2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(8) 1次系純水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 注水量	・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 1次系純水タンク水位 ・ ほう酸タンク水位
		格納容器バイパス の監視	・ 補助建屋サンプタンク水位 ・ 排気筒ガスモニタ ・ 排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ) ・ 排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ) ・ 復水器排気ガスモニタ ・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ ・ 高感度型主蒸気管モニタ ・ 蒸気発生器水位 (狭域) ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去冷却器入口温度 ・ 余熱除去冷却器出口温度 ・ 加圧器逃がしタンク水位 ・ 加圧器逃がしタンク圧力 ・ 加圧器逃がしタンク温度
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ・ エアロックエリアモニタ ・ 炉内核計装区域エリアモニタ ・ 格納容器じんあいモニタ ・ 格納容器ガスモニタ

監視計器一覧（12／31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等		
(8) 1次系純水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	操 作 水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 1次系純水タンク水位

監視計器一覧 (1 3 / 3 1)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1. 13. 2. 2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(9) 2次系純水タンクから 使用済燃料ピットを經由した 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 1次系純水タンク水位 ・ 2次系純水タンク水位 ・ 使用済燃料ピット水位
		格納容器バイパス の監視	・ 補助建屋サンプタンク水位 ・ 排気筒ガスモニタ ・ 排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ) ・ 排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ) ・ 復水器排気ガスモニタ ・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ ・ 高感度型主蒸気管モニタ ・ 蒸気発生器水位 (狭域) ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去冷却器入口温度 ・ 余熱除去冷却器出口温度 ・ 加圧器逃がしタンク水位 ・ 加圧器逃がしタンク圧力 ・ 加圧器逃がしタンク温度
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ・ エアロックエリアモニタ ・ 炉内核計装区域エリアモニタ ・ 格納容器じんあいモニタ ・ 格納容器ガスモニタ

監視計器一覧（14／31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等		
(9) 2次系純水タンクから 使用済燃料ピットを経由した 燃料取替用水ピットへの補給	操 作	水源の確保
		・ 燃料取替用水ピット水位
		・ 2次系純水タンク水位
		・ 使用済燃料ピット水位

監視計器一覧 (15 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1. 13. 2. 2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(10) ろ過水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 注水量	・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 2 次系純水タンク水位 ・ ろ過水タンク水位
		格納容器バイパス の監視	・ 補助建屋サンプタンク水位 ・ 排気筒ガスモニタ ・ 排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ) ・ 排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ) ・ 復水器排気ガスモニタ ・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ ・ 高感度型主蒸気管モニタ ・ 蒸気発生器水位 (狭域) ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去冷却器入口温度 ・ 余熱除去冷却器出口温度 ・ 加圧器逃がしタンク水位 ・ 加圧器逃がしタンク圧力 ・ 加圧器逃がしタンク温度
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ・ エアロックエリアモニタ ・ 炉内核計装区域エリアモニタ ・ 格納容器じんあいモニタ ・ 格納容器ガスモニタ

監視計器一覧（16 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等		
(10) ろ過水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	操 作 水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ ろ過水タンク水位

監視計器一覧（17 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(11) 原水槽から 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用）
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量 ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域）
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		格納容器バイパス の監視	・ 補助建屋サンプタンク水位
			・ 排気筒ガスモニタ
			・ 排気筒高レンジガスモニタ（低レン ジ）
			・ 排気筒高レンジガスモニタ（高レン ジ）
			・ 復水器排気ガスモニタ
			・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ
			・ 高感度型主蒸気管モニタ
			・ 蒸気発生器水位（狭域）
			・ 主蒸気ライン圧力
			・ 余熱除去ポンプ出口圧力
		・ 余熱除去冷却器入口温度	
・ 余熱除去冷却器出口温度			
・ 加圧器逃がしタンク水位			
・ 加圧器逃がしタンク圧力			
・ 加圧器逃がしタンク温度			

監視計器一覧（18 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(11) 原水槽から 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
			・ エアロックエリアモニタ
			・ 炉内核計装区域エリアモニタ
			・ 格納容器じんあいモニタ
			・ 格納容器ガスモニタ
	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧	
	・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
	・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧		
	補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量	
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量		
	操作	水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
・ 2次系純水タンク水位			
・ ろ過水タンク水位			

監視計器一覧（19／31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(12) 代替給水ピットから 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用）
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位（広域） ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量 ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域）
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		格納容器バイパス の監視	・ 補助建屋サンプタンク水位
			・ 排気筒ガスモニタ
			・ 排気筒高レンジガスモニタ（低レンジ）
			・ 排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）
			・ 復水器排気ガスモニタ
			・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ
			・ 高感度型主蒸気管モニタ
			・ 蒸気発生器水位（狭域）
			・ 主蒸気ライン圧力
			・ 余熱除去ポンプ出口圧力
・ 余熱除去冷却器入口温度			
・ 余熱除去冷却器出口温度			
・ 加圧器逃がしタンク水位			
・ 加圧器逃がしタンク圧力			
・ 加圧器逃がしタンク温度			

監視計器一覧（20 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等				
(12) 代替給水ピットから 燃料取替用水ピットへの補給	判断 基準	原子炉格納容器内の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ エアロックエリアモニタ ・ 炉内核計装区域エリアモニタ ・ 格納容器じんあいモニタ ・ 格納容器ガスモニタ 	
		電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧 	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 	
		操作	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位

監視計器一覧 (2 1 / 3 1)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(13) 海水を用いた 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量 ・ 蒸気発生器水位 (広域) ・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		格納容器バイパス の監視	・ 補助建屋サンプタンク水位
			・ 排気筒ガスモニタ
			・ 排気筒高レンジガスモニタ (低レン ジ)
			・ 排気筒高レンジガスモニタ (高レン ジ)
			・ 復水器排気ガスモニタ
			・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ
			・ 高感度型主蒸気管モニタ
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
			・ 主蒸気ライン圧力
			・ 余熱除去ポンプ出口圧力
		・ 余熱除去冷却器入口温度	
・ 余熱除去冷却器出口温度			
・ 加圧器逃がしタンク水位			
・ 加圧器逃がしタンク圧力			
・ 加圧器逃がしタンク温度			

監視計器一覧（22 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等				
(13) 海水を用いた 燃料取替用水ピットへの補給	判断 基準	原子炉格納容器内の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ・ エアロックエリアモニタ ・ 炉内核計装区域エリアモニタ ・ 格納容器じんあいモニタ ・ 格納容器ガスモニタ 	
		電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧 	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 	
		操作	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位

監視計器一覧（23 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(1) 燃料取替用水ピットから 補助給水ピットへの水源切替	判断基準	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
	操作	水源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水ピット水位
(2) 燃料取替用水ピットから ろ過水タンクへの水源切替	判断基準	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 ・ ろ過水タンク水位
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.1(1) b. (b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆 動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。	

監視計器一覧（24 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器				
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等						
(3) 燃料取替用水ピットから 海への水源切替	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 394 995 506">原子炉格納容器内 への注水量</td> <td data-bbox="995 394 1447 506"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 506 995 595">水源の確保</td> <td data-bbox="995 506 1447 595"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 </td> </tr> </table>	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） 	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） 				
水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 					
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1) b. (c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。					
(4) 燃料取替用水ピットから 代替給水ピットへの水源切替	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 725 995 904">原子炉格納容器内 への注水量</td> <td data-bbox="995 725 1447 904"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 904 995 994">水源の確保</td> <td data-bbox="995 904 1447 994"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 </td> </tr> </table>	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） 	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） 				
水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 					
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1) b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。					
(5) 燃料取替用水ピットから 原水槽への水源切替	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 1124 995 1303">原子炉格納容器内 への注水量</td> <td data-bbox="995 1124 1447 1303"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1303 995 1393">水源の確保</td> <td data-bbox="995 1303 1447 1393"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 </td> </tr> </table>	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） 	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位
	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） 				
水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 					
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。					

監視計器一覧（25 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(6) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	判断 基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力（AM用）
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
		原子炉格納容器内 の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）
			・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
			・ 1次系純水タンク水位
			・ ほう酸タンク水位
	原子炉格納容器内 の放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低 レンジ）	
・ エアロックエリアモニタ			
・ 炉内核計装区域エリアモニタ			
・ 格納容器じんあいモニタ			
・ 格納容器ガスモニタ			
操 作	1.13.2.2(7) b. と同様。		

監視計器一覧（26 / 31）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(7) 1次系純水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ ECCS 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力（AM用）
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
		原子炉格納容器内 の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）
			・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
			・ 1次系純水タンク水位
			・ ほう酸タンク水位
	原子炉格納容器内 の放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低 レンジ）	
・ エアロックエリアモニタ			
・ 炉内核計装区域エリアモニタ			
・ 格納容器じんあいモニタ			
操作	使用済燃料ピット脱塩塔経由の補給は1.13.2.2(8) a. (b)と 同様。 加圧器逃がしタンク経由の補給は1.13.2.2(8) b. (b)と同 様。		

監視計器一覧 (27 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(8) 2次系純水タンクから 使用済燃料ピットを経由した 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		原子炉格納容器内 の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
			・ 1次系純水タンク水位
			・ 2次系純水タンク水位
			・ 使用済燃料ピット水位
	原子炉格納容器内 の放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低 レンジ)	
・ エアロックエリアモニタ			
・ 炉内核計装区域エリアモニタ			
・ 格納容器じんあいモニタ			
・ 格納容器ガスモニタ			
操作	1.13.2.2(9) b. と同様。		

監視計器一覧 (28 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(9) ろ過水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		原子炉格納容器内 の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
			・ 2次系純水タンク水位
			・ 使用済燃料ピット水位
			・ ろ過水タンク水位
	原子炉格納容器内 の放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低 レンジ)	
・ エアロックエリアモニタ			
・ 炉内核計装区域エリアモニタ			
・ 格納容器じんあいモニタ			
操作	1.13.2.2(10) b. と同様。		

監視計器一覧 (29 / 31)

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(10) 海水を用いた 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉圧力容器内 への注水量	・ 高压注入流量
			・ 低压注入流量
			・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
			・ 蒸気発生器水位 (広域)
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高 レンジ)
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低 レンジ)
			・ エアロックエリアモニタ
・ 炉内核計装区域エリアモニタ			
・ 格納容器じんあいモニタ			
電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
	・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧		
補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量		
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
操作	1.13.2.2(13) b. と同様。		

監視計器一覧 (30 / 31)

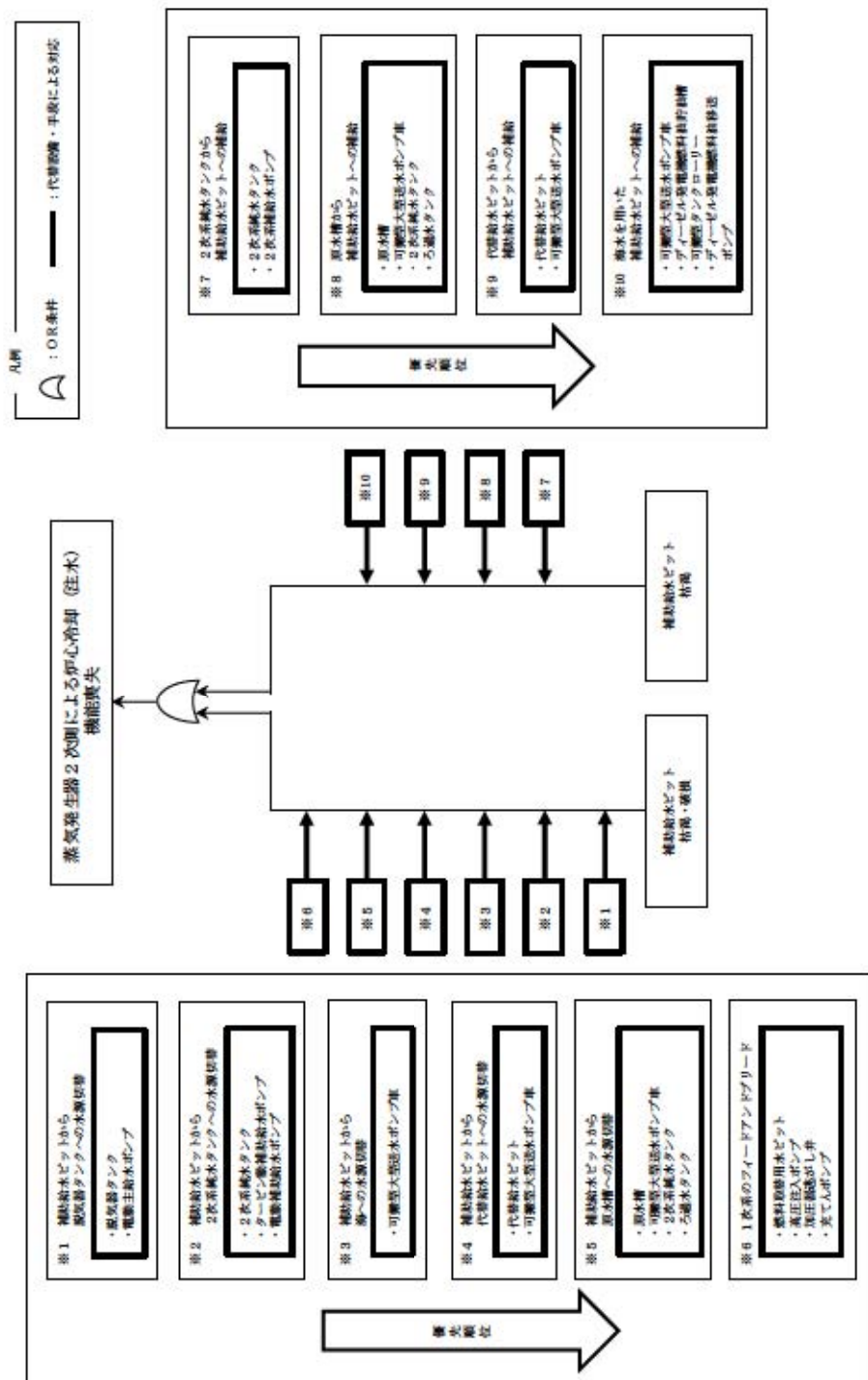
対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(11) 代替給水ピットから 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉圧力容器内 への注水量	・ 高压注入流量
			・ 低压注入流量
			・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
			・ 蒸気発生器水位 (広域)
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高 レンジ)
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低 レンジ)
			・ エアロックエリアモニタ
			・ 炉内核計装区域エリアモニタ
			・ 格納容器じんあいモニタ
電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
	・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧		
補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量		
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
操作	1.13.2.2(12) b. と同様。		

監視計器一覧 (3 1 / 3 1)

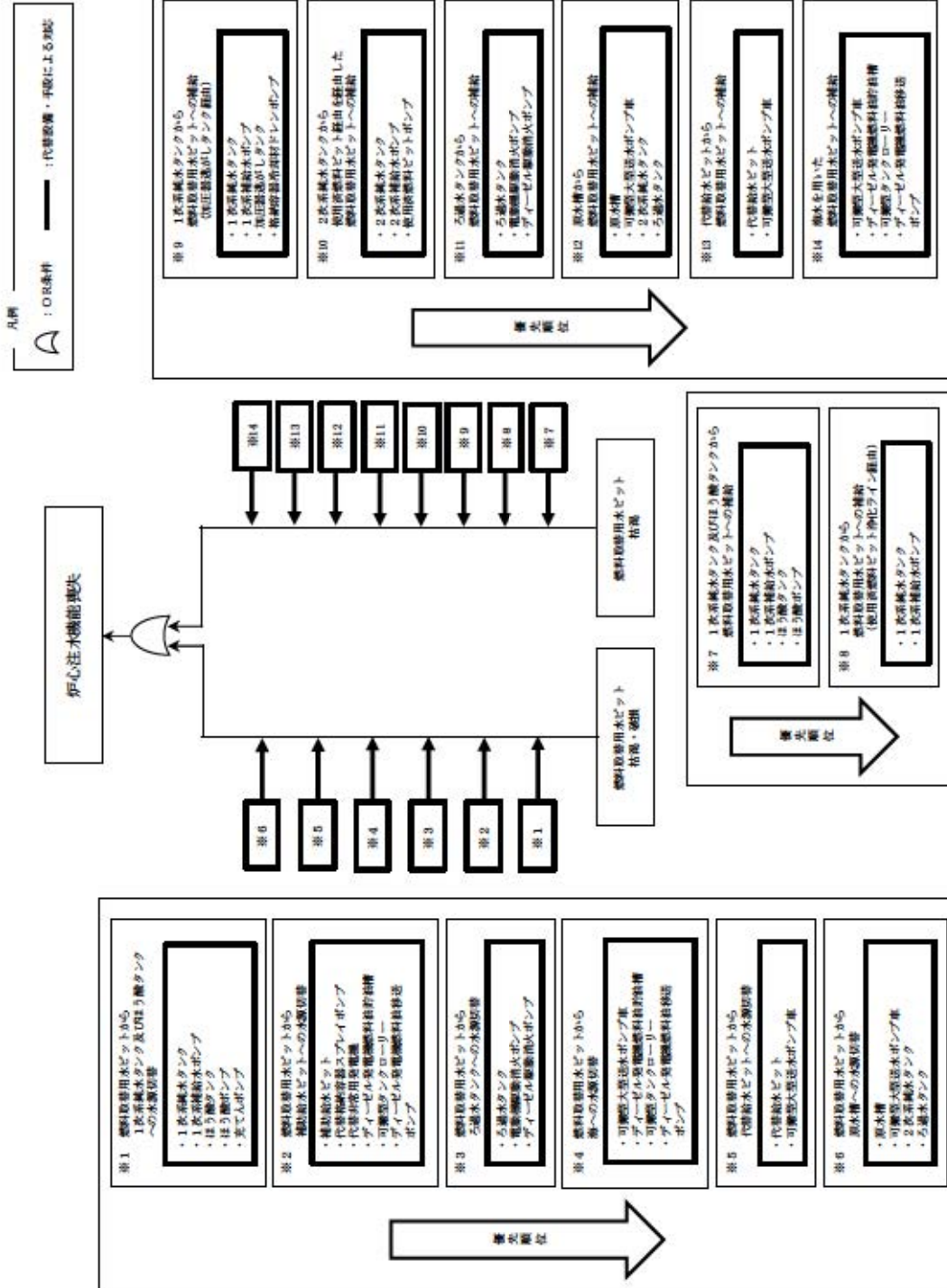
対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.13.2.3 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等			
(12) 原水槽から 燃料取替用水ピットへの補給	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力 (広域)
		原子炉圧力容器内 への注水量	・ 高压注入流量
			・ 低压注入流量
			・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
			・ B - 格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)
			・ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
			・ 蒸気発生器水位 (広域)
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高 レンジ)
			・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低 レンジ)
			・ エアロックエリアモニタ
			・ 炉内核計装区域エリアモニタ
			・ 格納容器じんあいモニタ
電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
	・ 6 - A, B, C 1, C 2, D 母線電圧		
補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量		
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
操作	1.13.2.2(11) b. と同様。		

第 1.13.9 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

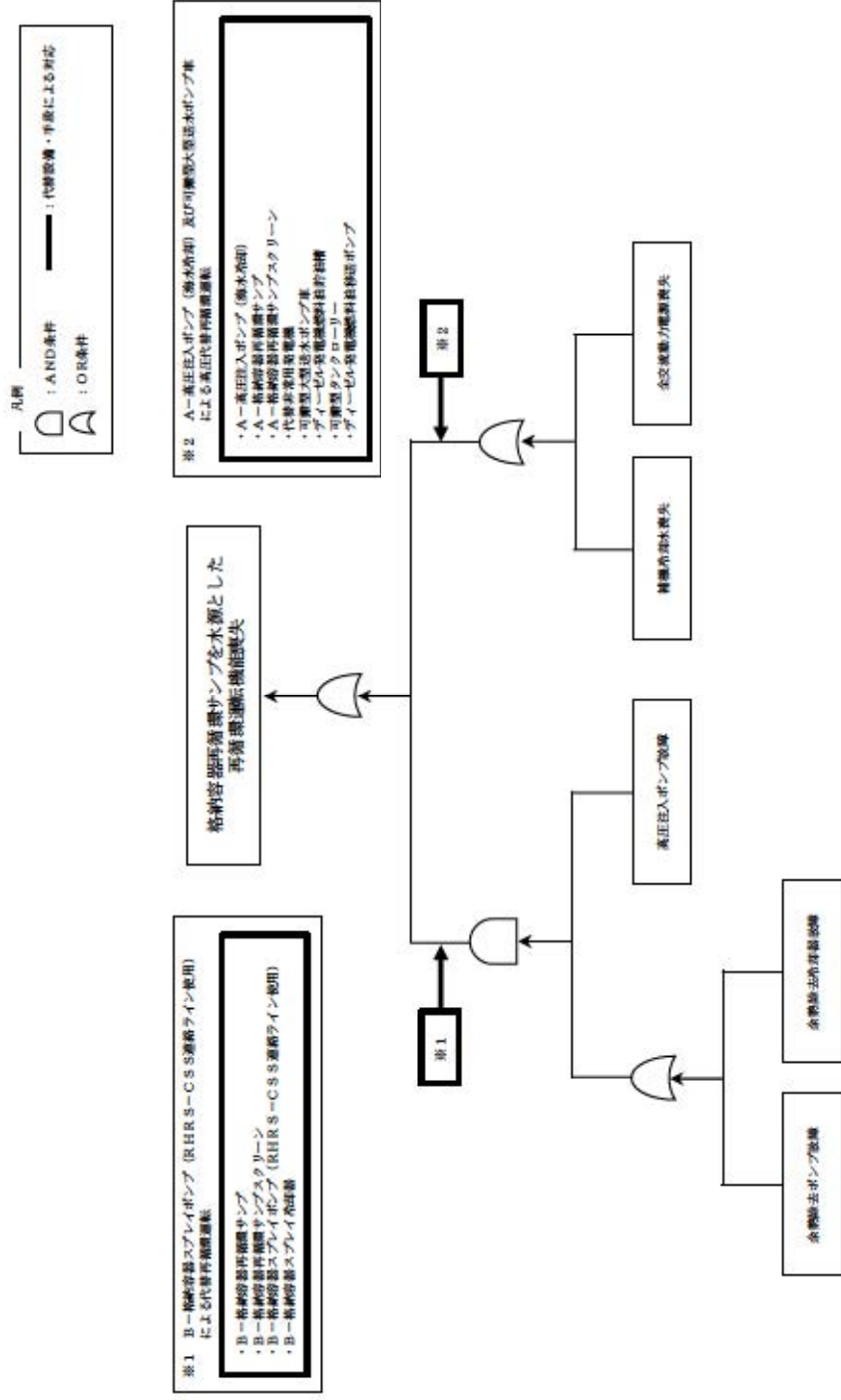
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.13】 重大事故等の収束に必要な となる水の供給手順等	A－高压注入ポンプ	6－A 非常用高压母線
	B－高压注入ポンプ	6－B 非常用高压母線
	B－格納容器スプレイポンプ	6－B 非常用高压母線
	A－加压器逃がし弁	ソレノイド分電盤 A 1
	B－加压器逃がし弁	ソレノイド分電盤 B 1
	代替格納容器スプレイポンプ	6－A 非常用高压母線
		6－B 非常用高压母線
		代替非常用発電機
	A－ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	A－ディーゼル発電機 コントロールセンタ
	B－ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	B－ディーゼル発電機 コントロールセンタ



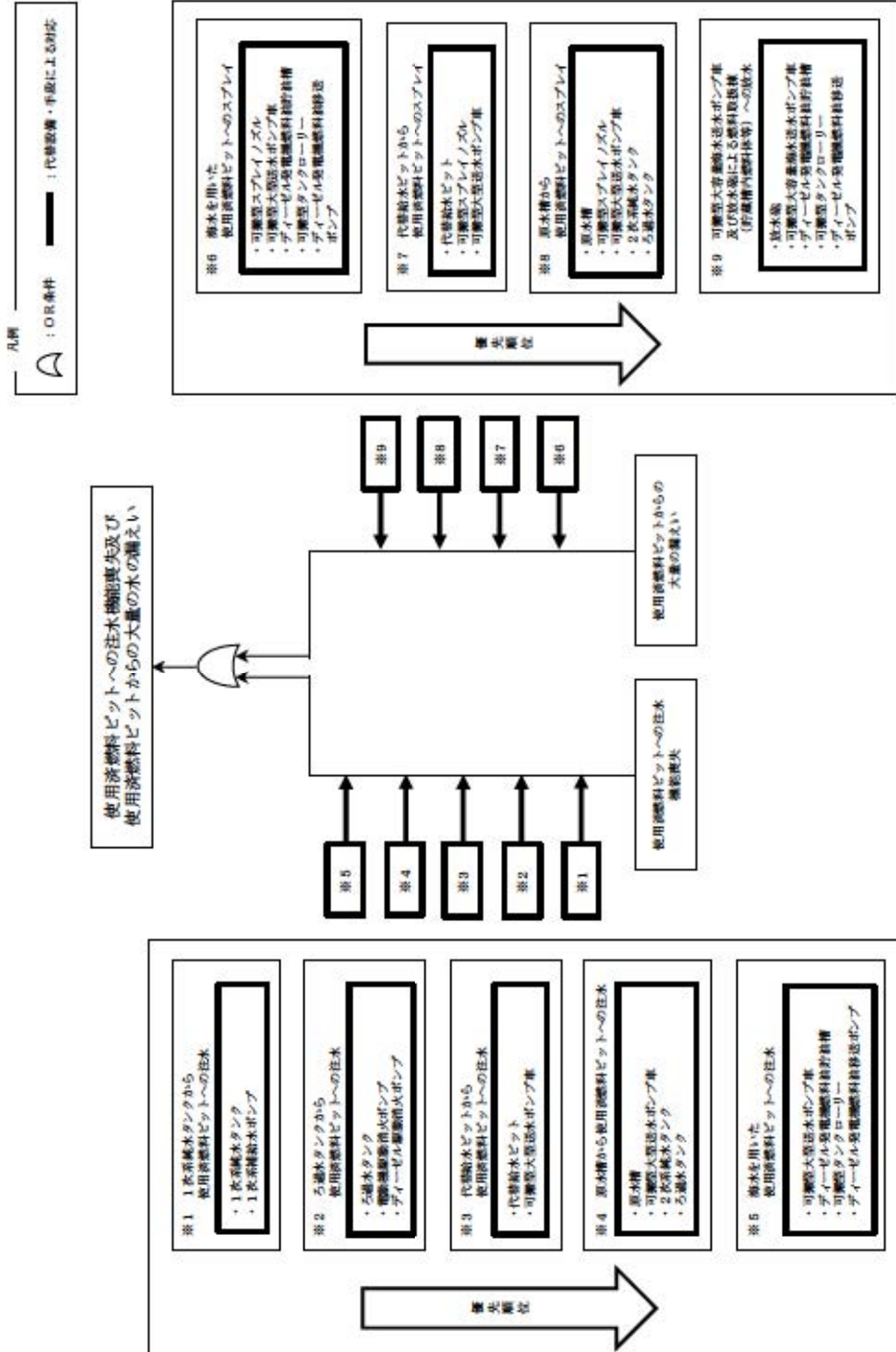
第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (1 / 5)



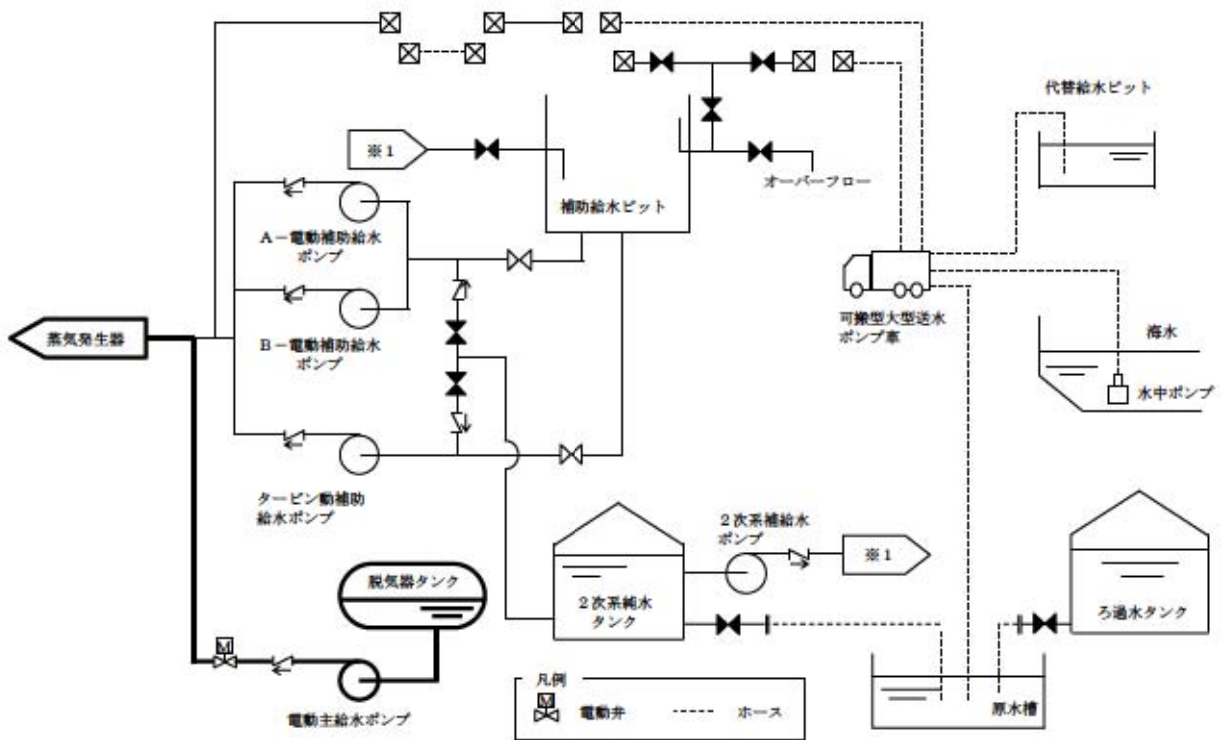
第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (2 / 5)



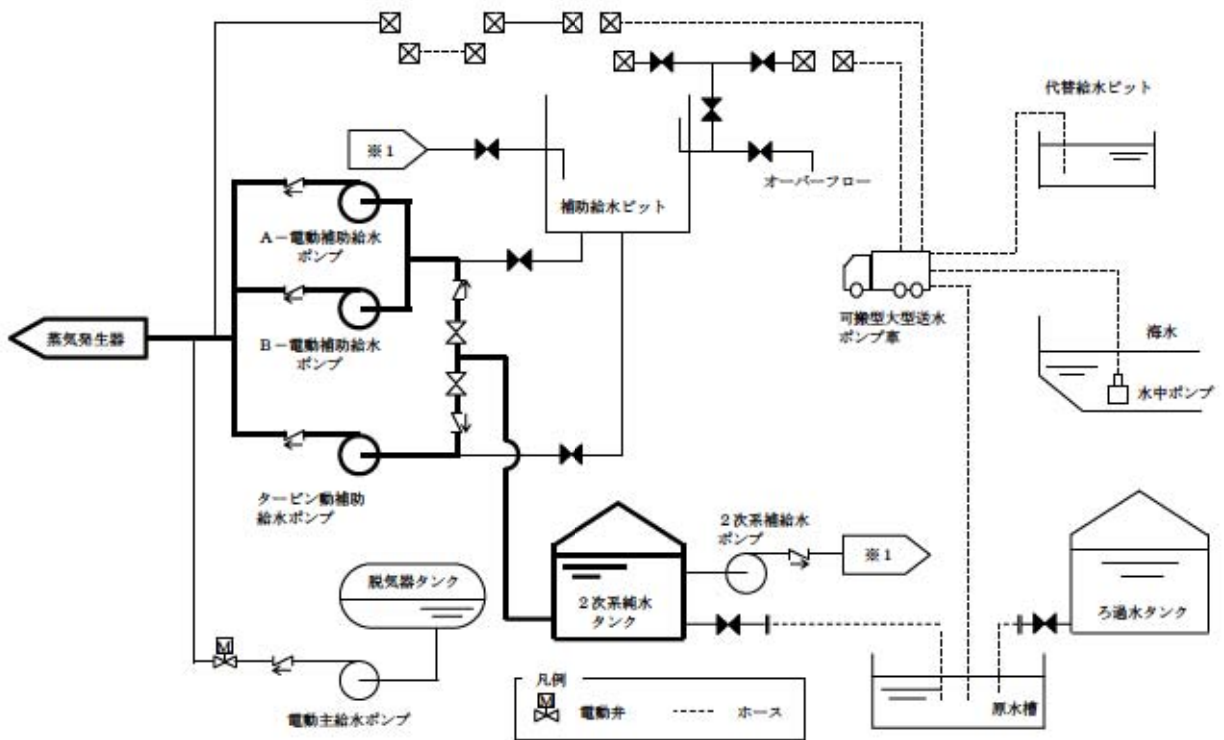
第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (4 / 5)



第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (5 / 5)



第 1.13.2 図 補助給水ピットから脱気器タンクへの水源切替 概略系統

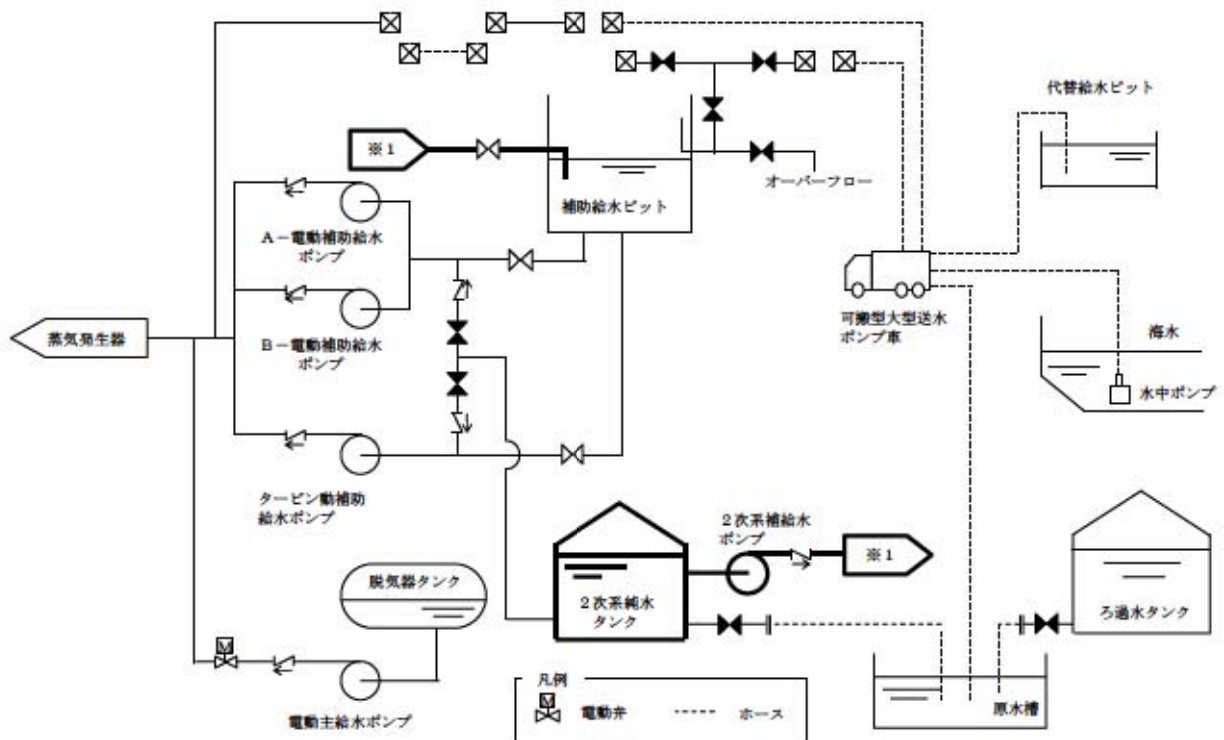


第1.13.3図 補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替 概略系統

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)				
				10	20	30	40	50
補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替		運転員(現場)		1		約40分 補助給水ポンプ水源切替完了		
						移動, 系統構成		

第1.13.4図 補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替

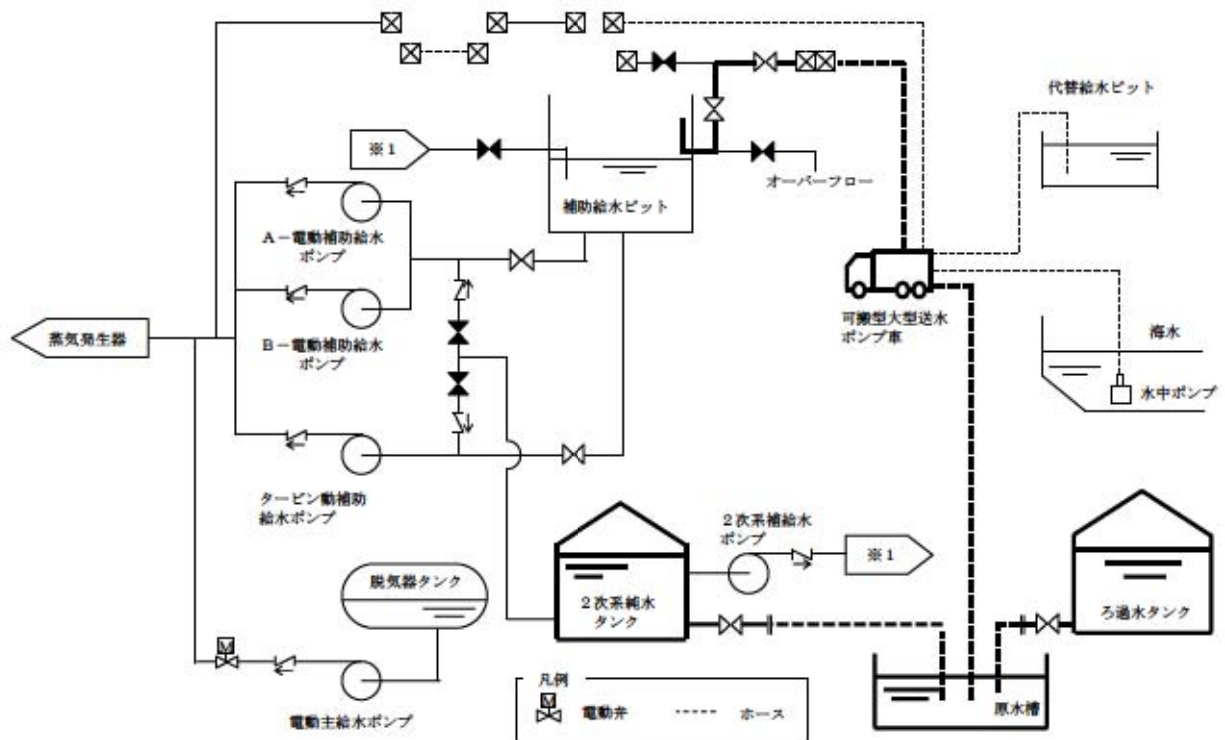
タイムチャート



第 1. 13. 5 図 2 次系純水タンクから補助給水ピットへの補給 概略系統

		経過時間 (分)		
		10	20	30
手順の項目	要員(数)			約25分 2次系純水タンクから 補助給水ピットへの補給開始
2次系純水タンク から補助給水ピット への補給	運転員 (中央制御室)			2次系補給水ポンプ起動
	運転員 (現場)			移動, 系統構成

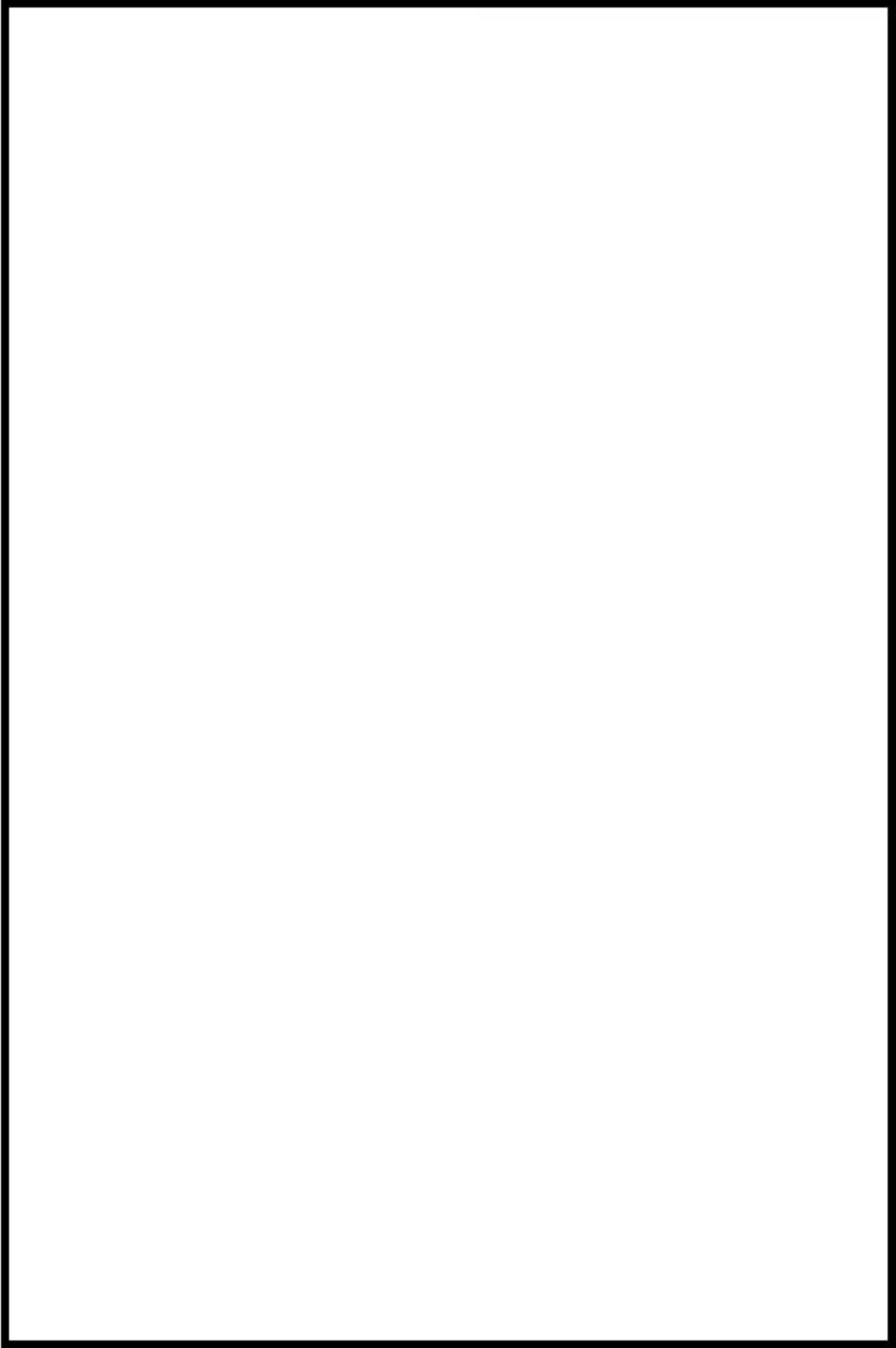
第1. 13. 6図 2 次系純水タンクから補助給水ピットへの補給 タイムチャート



第1.13.7図 原水槽から補助給水ピットへの補給 概略系統

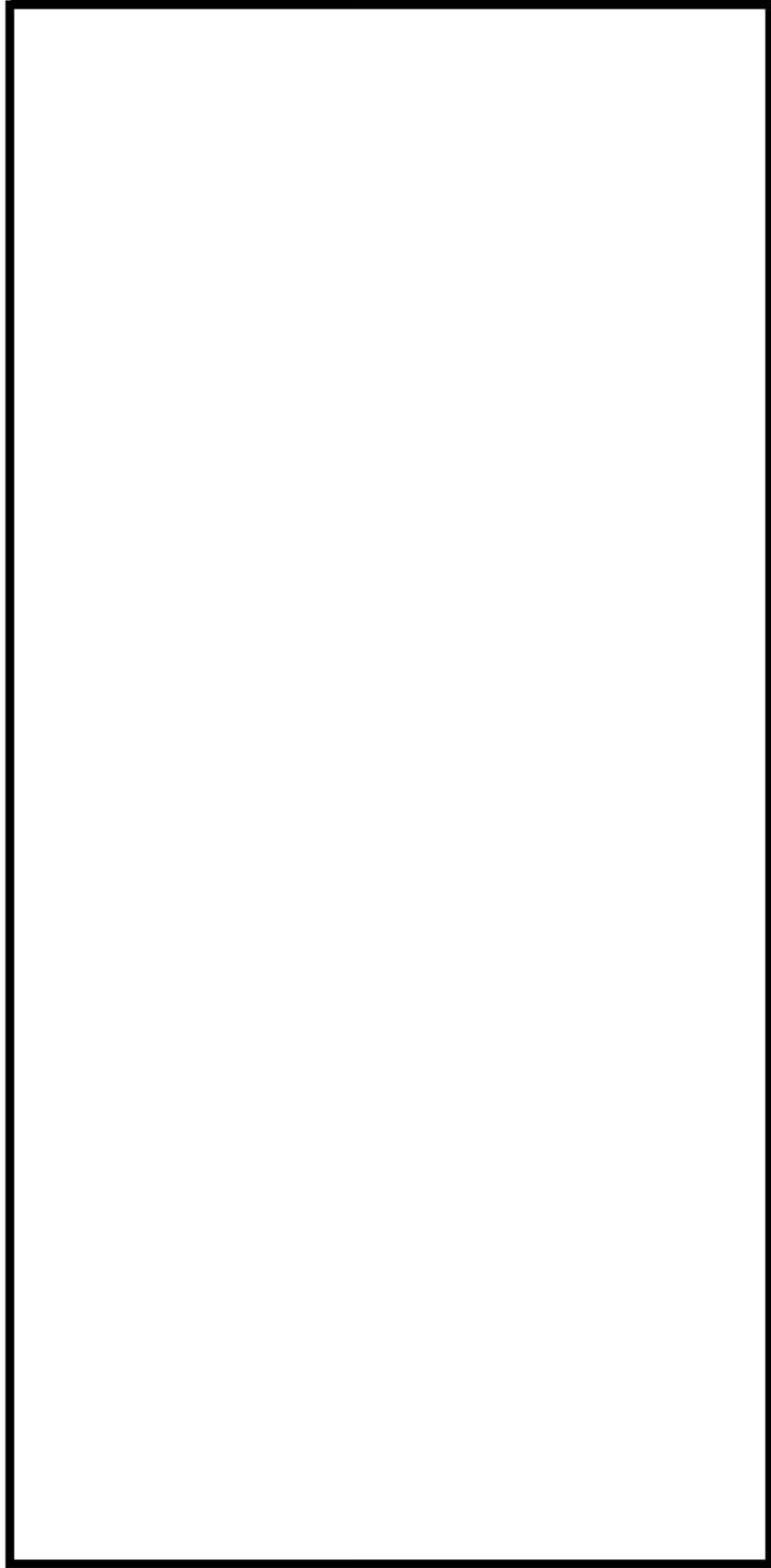
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)	約3時間45分 原水槽から 補助給水ピットへの補給開始					
原水槽から補助給水ピットへの補給	運転員 (現場)	1	移動, 系統構成				
	災害対策要員	3	移動, ホース敷設, 代替給水・注水配管と接続 ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設				
		3	原水槽への吸管挿入				

第1.13.8図 原水槽から補助給水ピットへの補給 タイムチャート



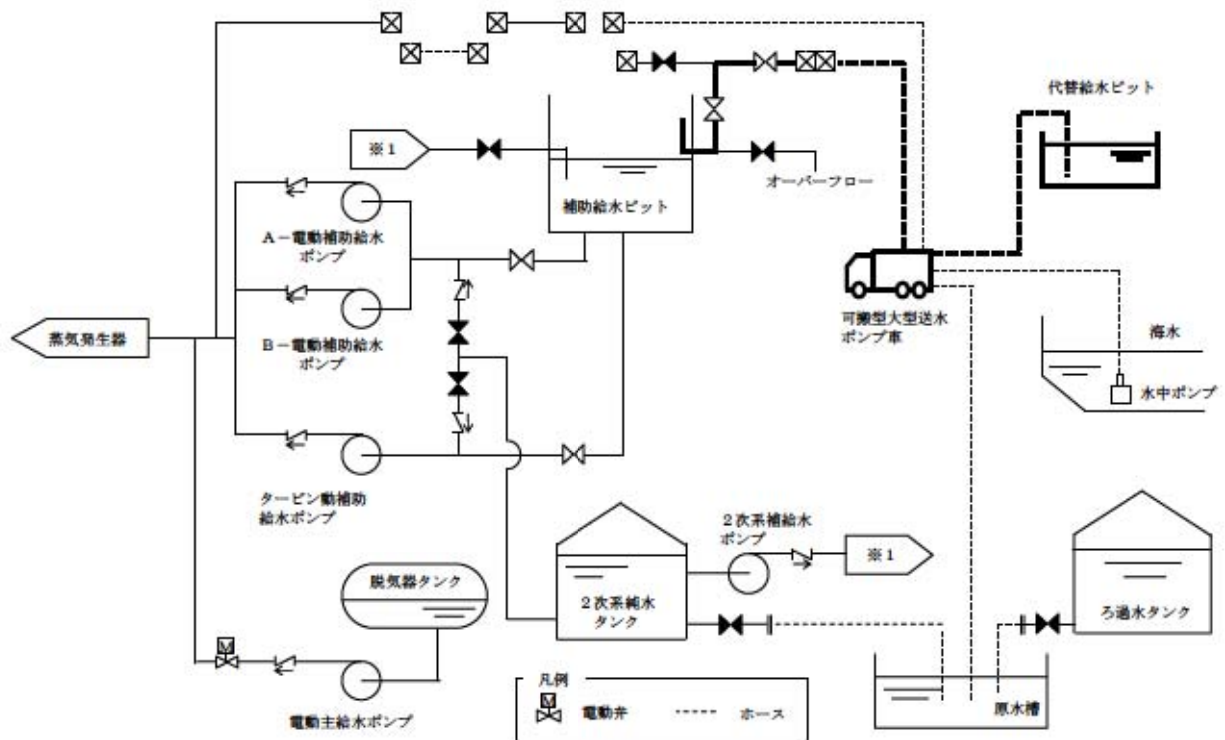
第 1.13.9 図 原水槽から補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1/2)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.13.9 図 原水槽から補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2 / 2)

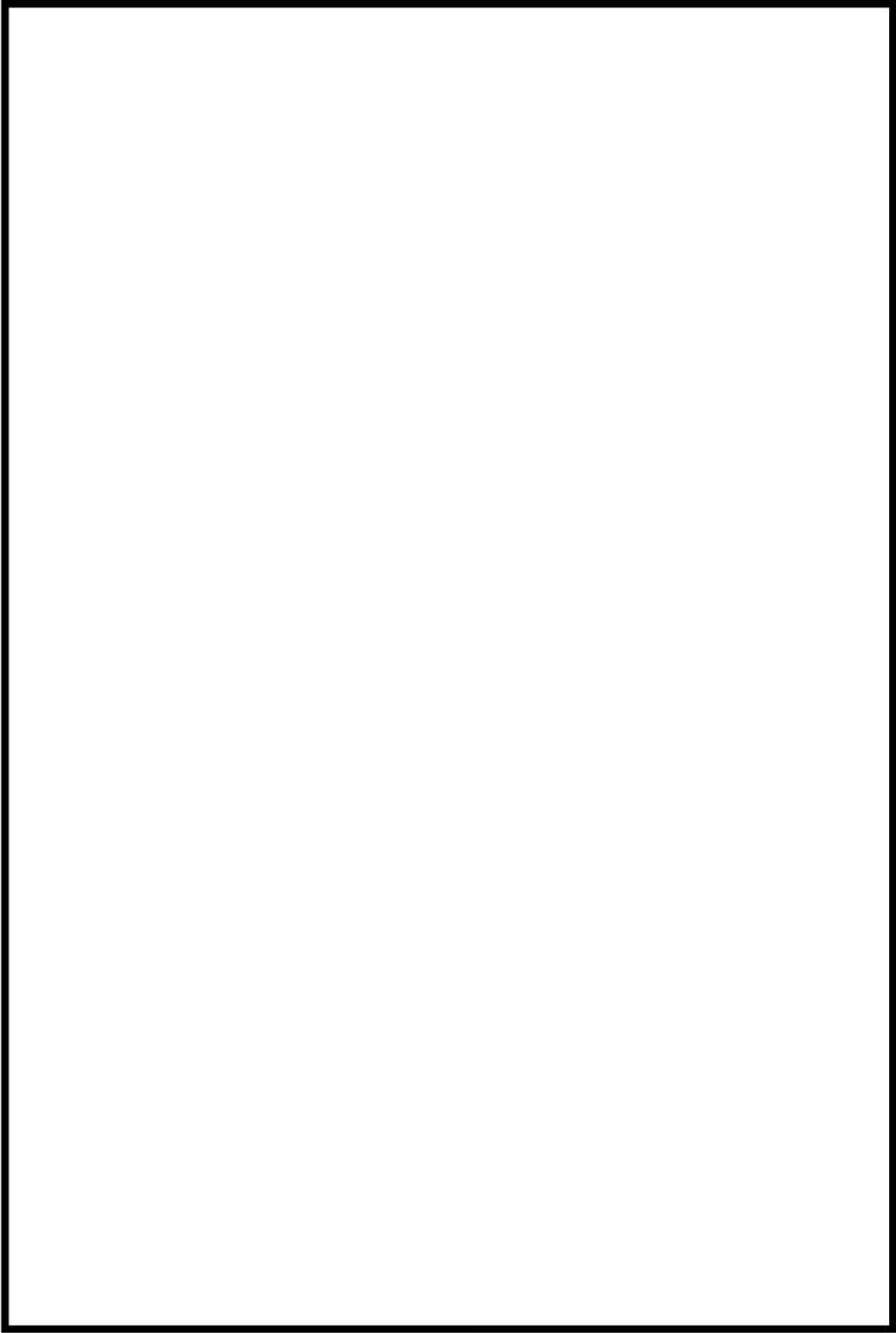
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1.13.10図 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給 概略系統

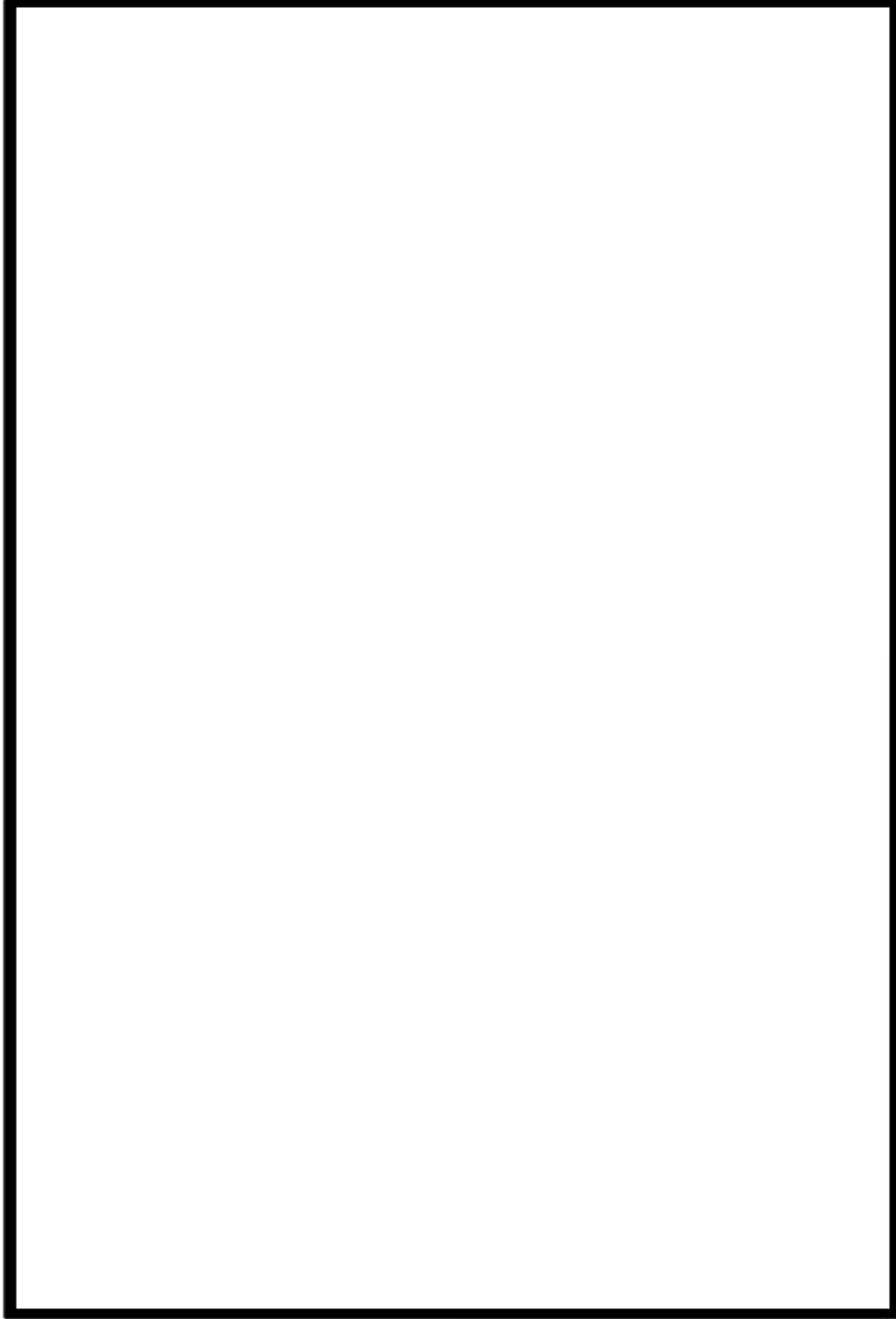
手順の項目	要員(数)	経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
代替給水ピットから補助給水ピットへの補給	運転員(現場)			約2時間10分 代替給水ピットから 補助給水ピットへの補給開始			
代替給水ピットから補助給水ピットへの補給	災害対策要員	1	移動, 系統構成				
		3	移動, ホース敷設, 代替給水・注水配管と接続				
			ホース延長・回収車によるホース敷設				
			可搬型大型送水ポンプ車の設置				
			ポンプ車周辺のホース敷設 代替給水ピットへの吸管挿入				

第1.13.11図 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給
タイムチャート



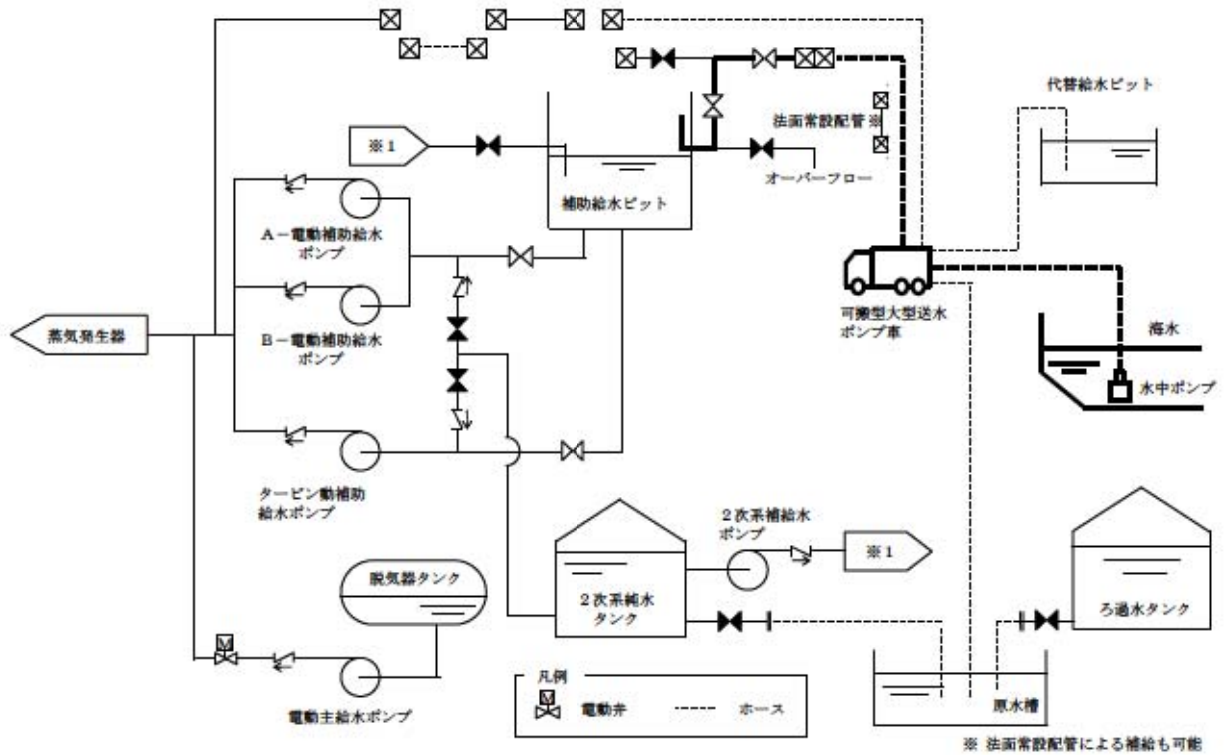
第 1.13.12 図 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1/2)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.13.12 図 代替給水ピットから補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2 / 2)

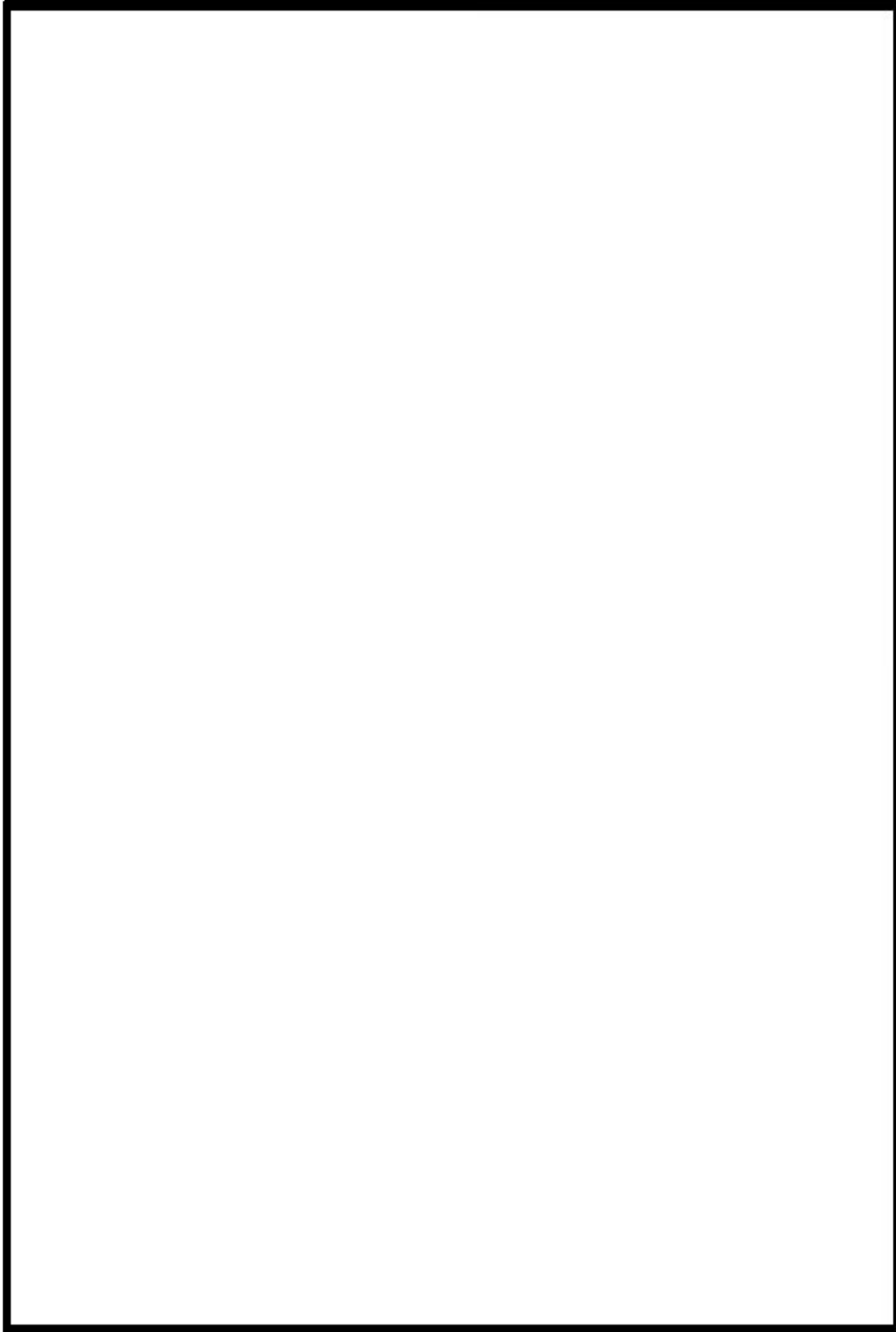
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1.13.13図 海水を用いた補助給水ピットへの補給 概略系統

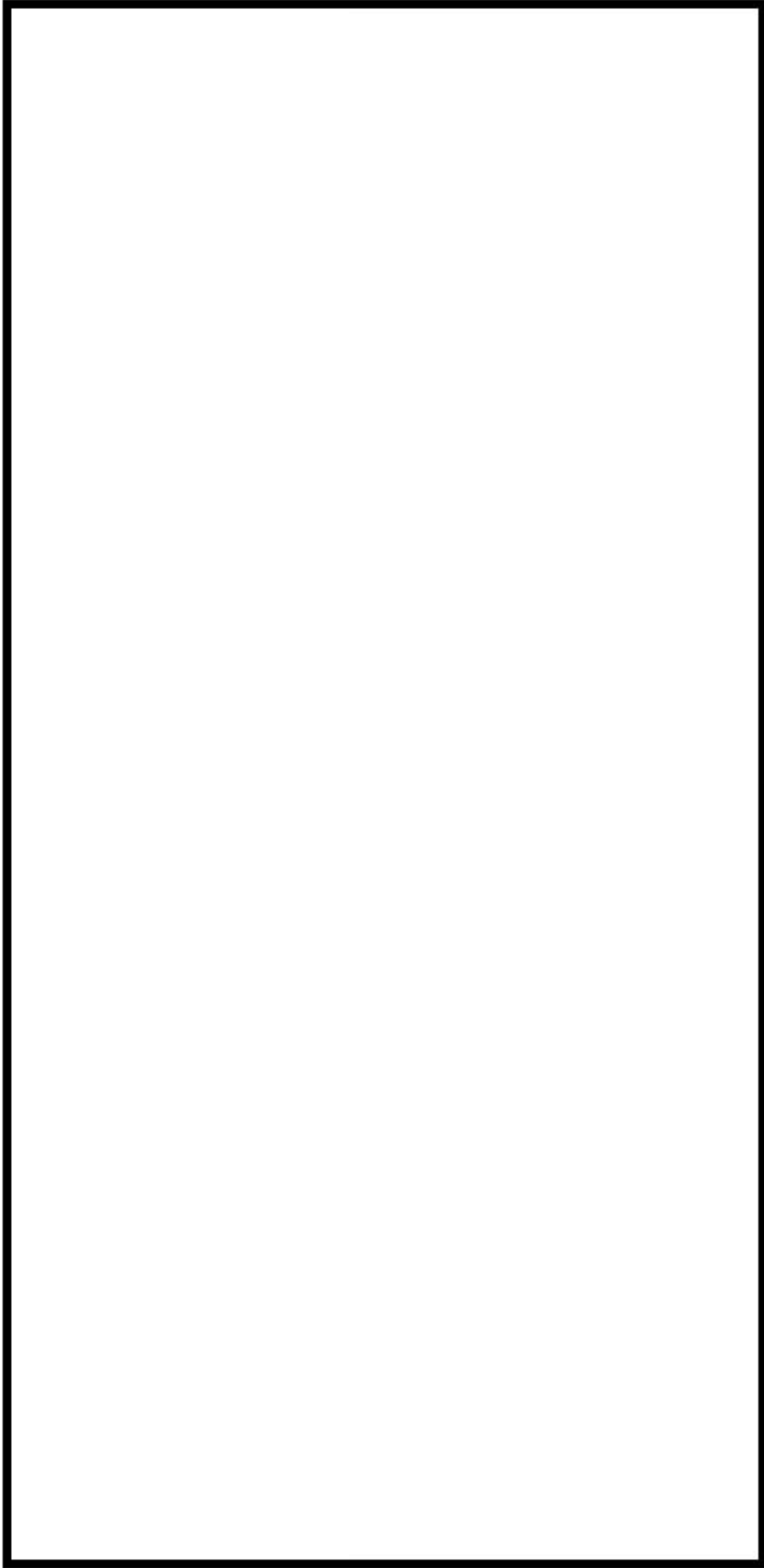
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)				約4時間10分 海水を用いた 補助給水ピットへの補給開始		
海水を用いた補助 給水ピットへの補 給	運転員 (現場)	1	移動, 系統構成				
	災害対策要員	3	移動, ホース敷設, 代替給水・注水配管と接続 ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設				
		3	海水取水箇所への水中ポンプ設置				

第1.13.14図 海水を用いた補助給水ピットへの補給 タイムチャート



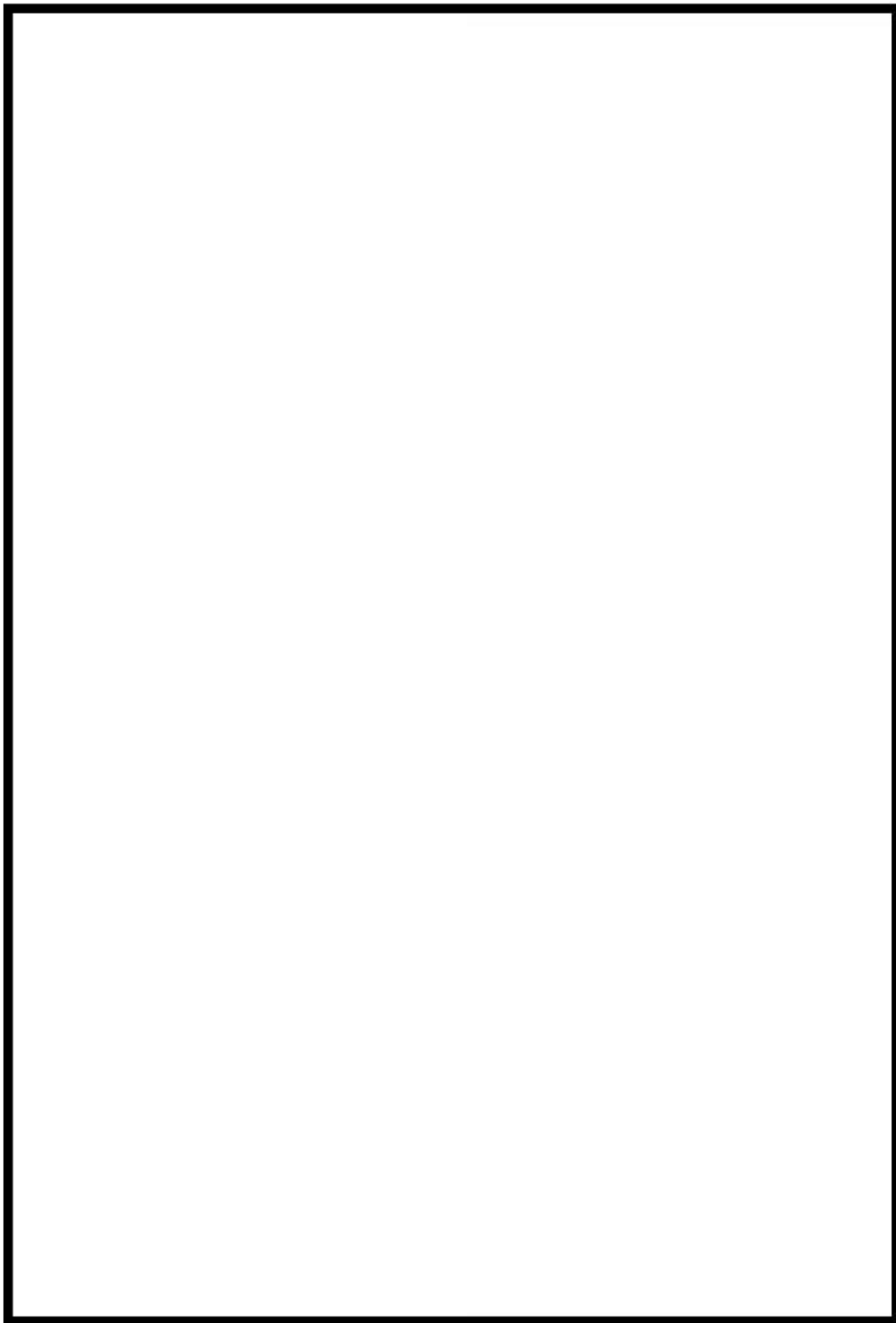
第 1.13.15 図 海水を用いた補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1/3)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



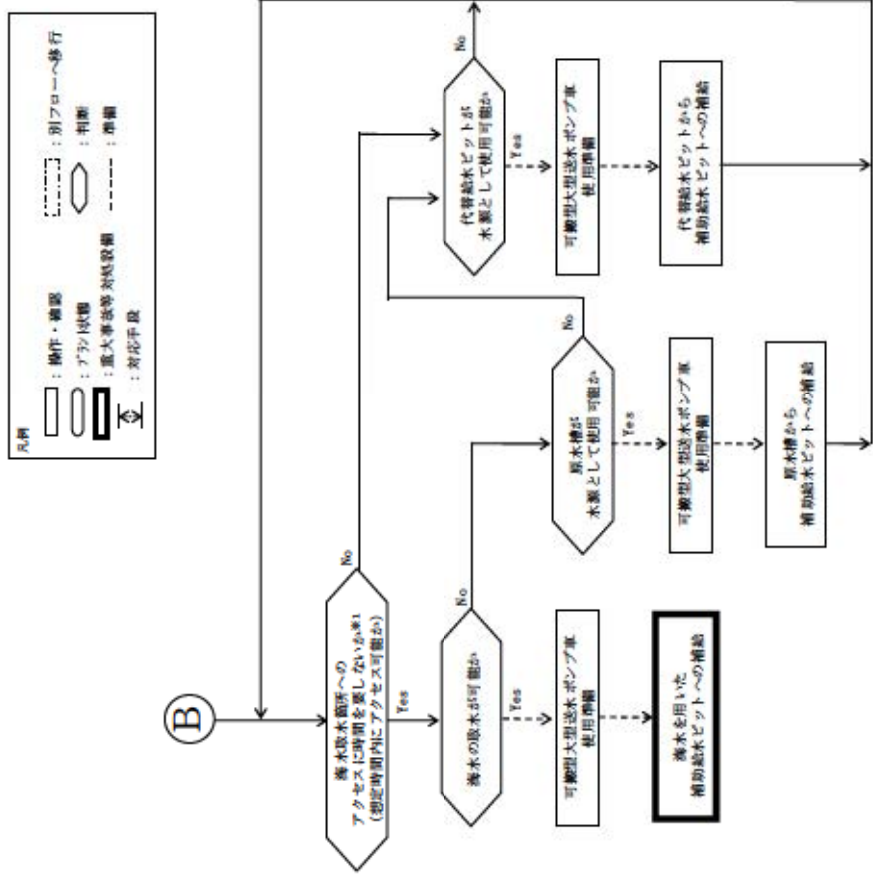
第 1.13.15 図 海水を用いた補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2/3)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



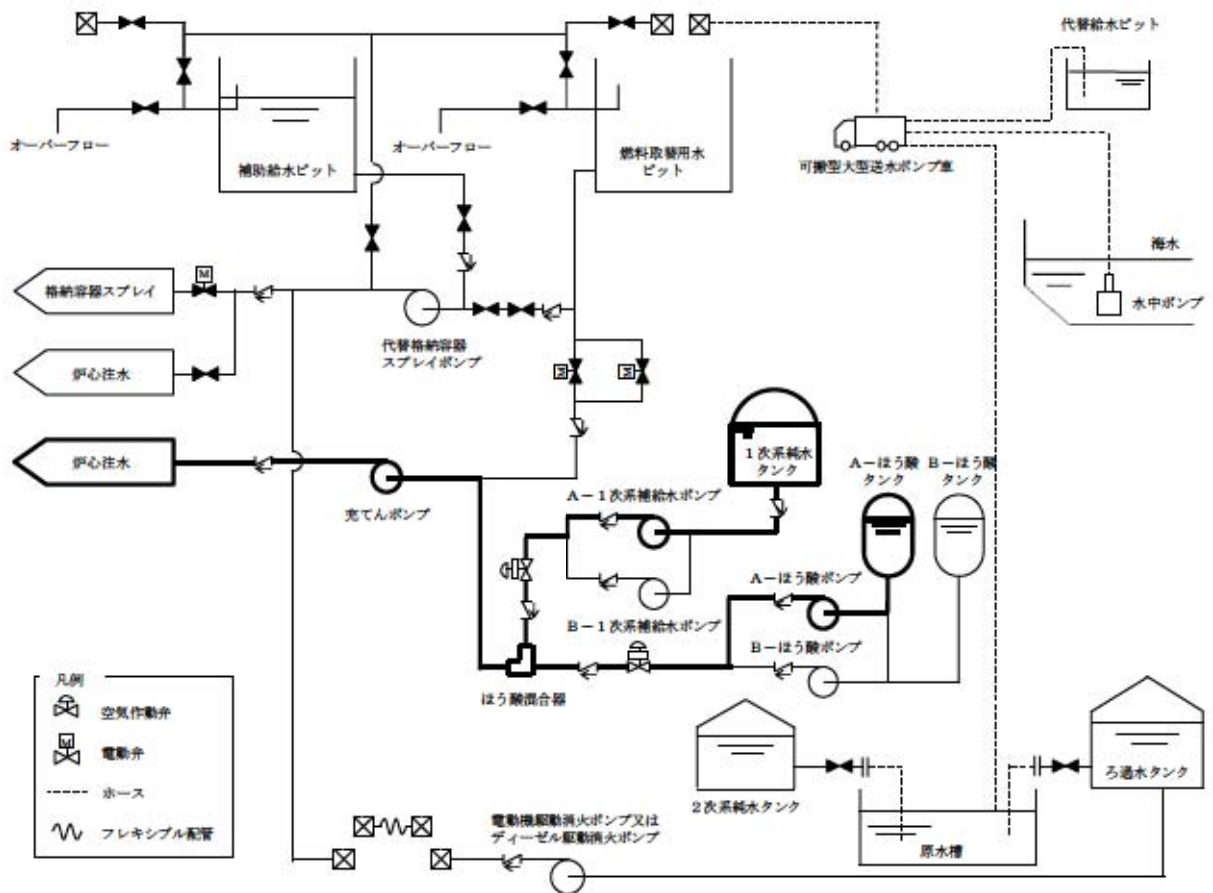
第 1.13.15 図 海水を用いた補助給水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (3 / 3)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

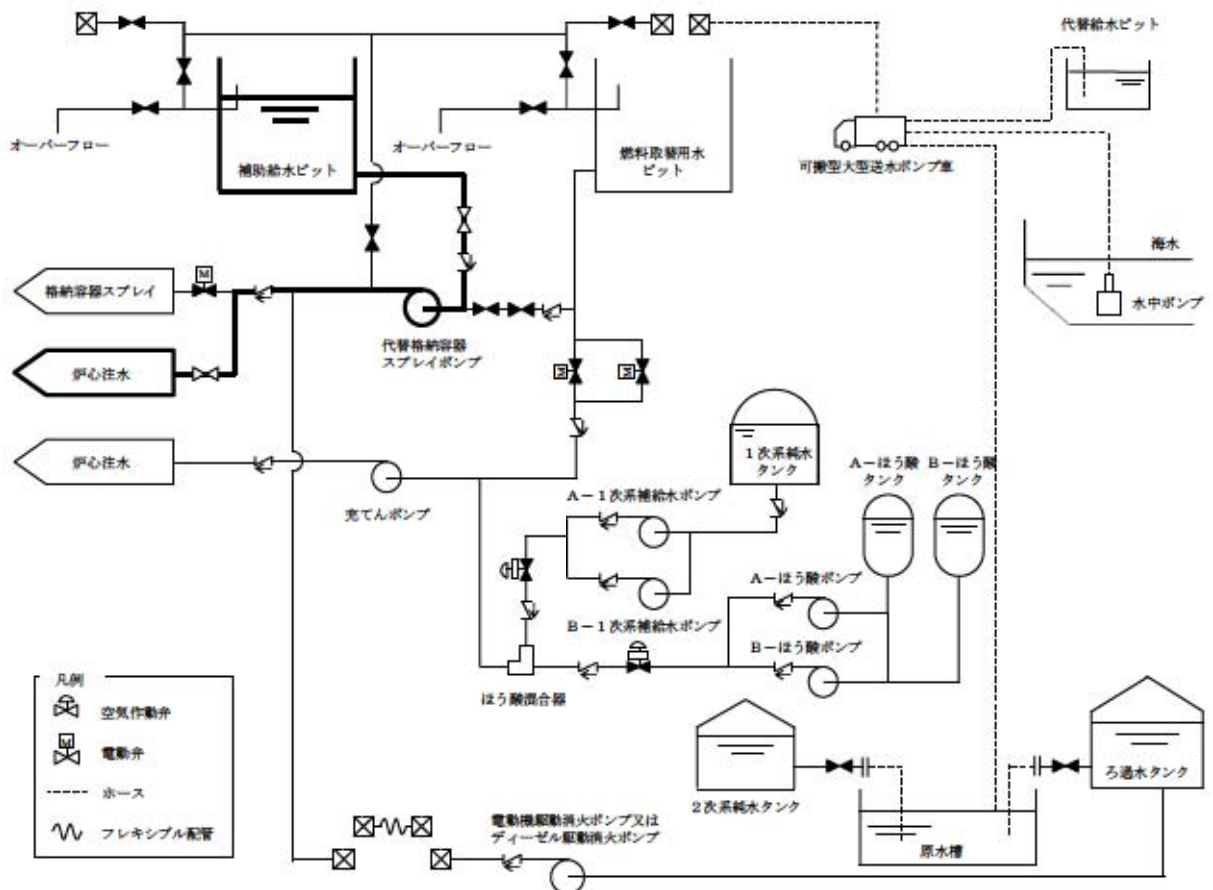


※ 1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1.13.16 図 補助給水ピットへの供給手順 (3 / 3)



第1.13.17図 燃料取替用水ピットから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替 概略系統



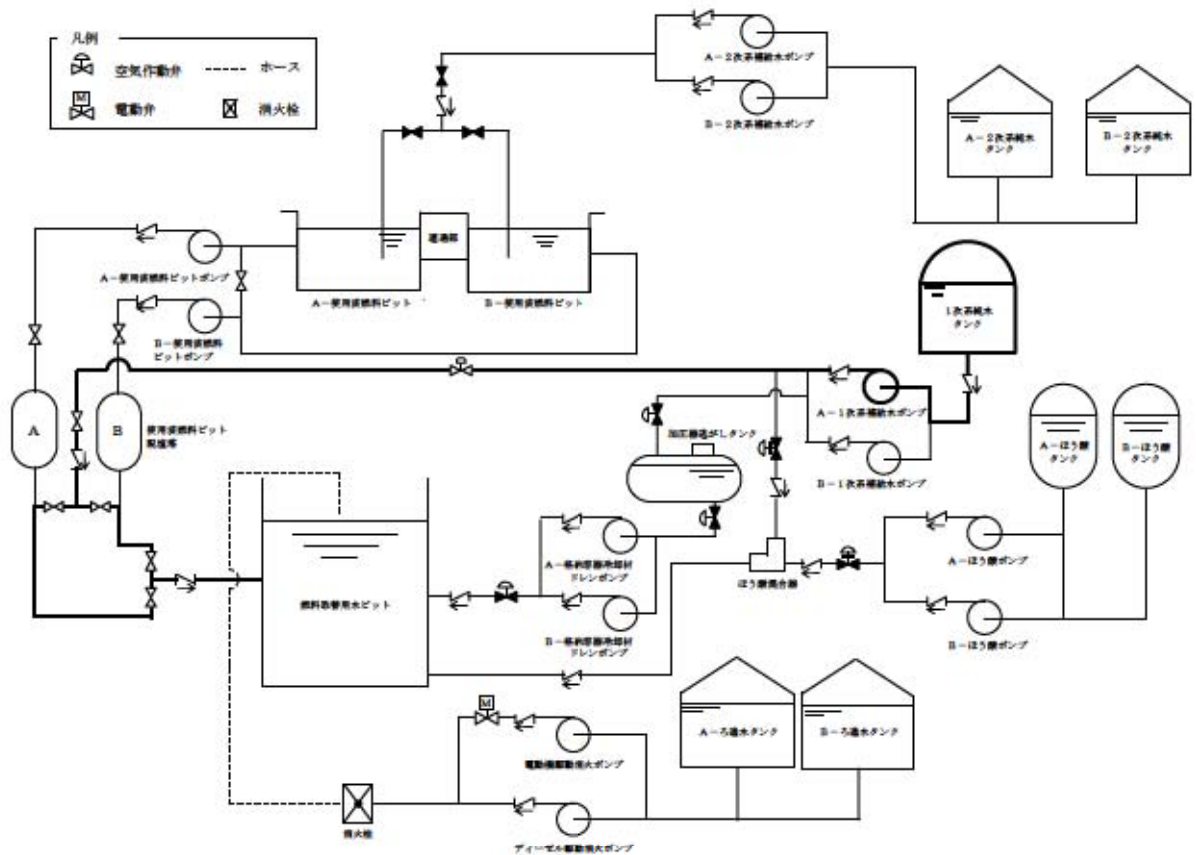
第1.13.18図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替

概略系統

		経過時間 (分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)				約35分 代替格納容器スプレイポンプ による代替炉心注水開始	
燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	運転員 (中央制御室)			■	■	■
	運転員 (現場)			■	■	■
	災害対策要員 (現場)			■	■	■

第1.13.19図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替

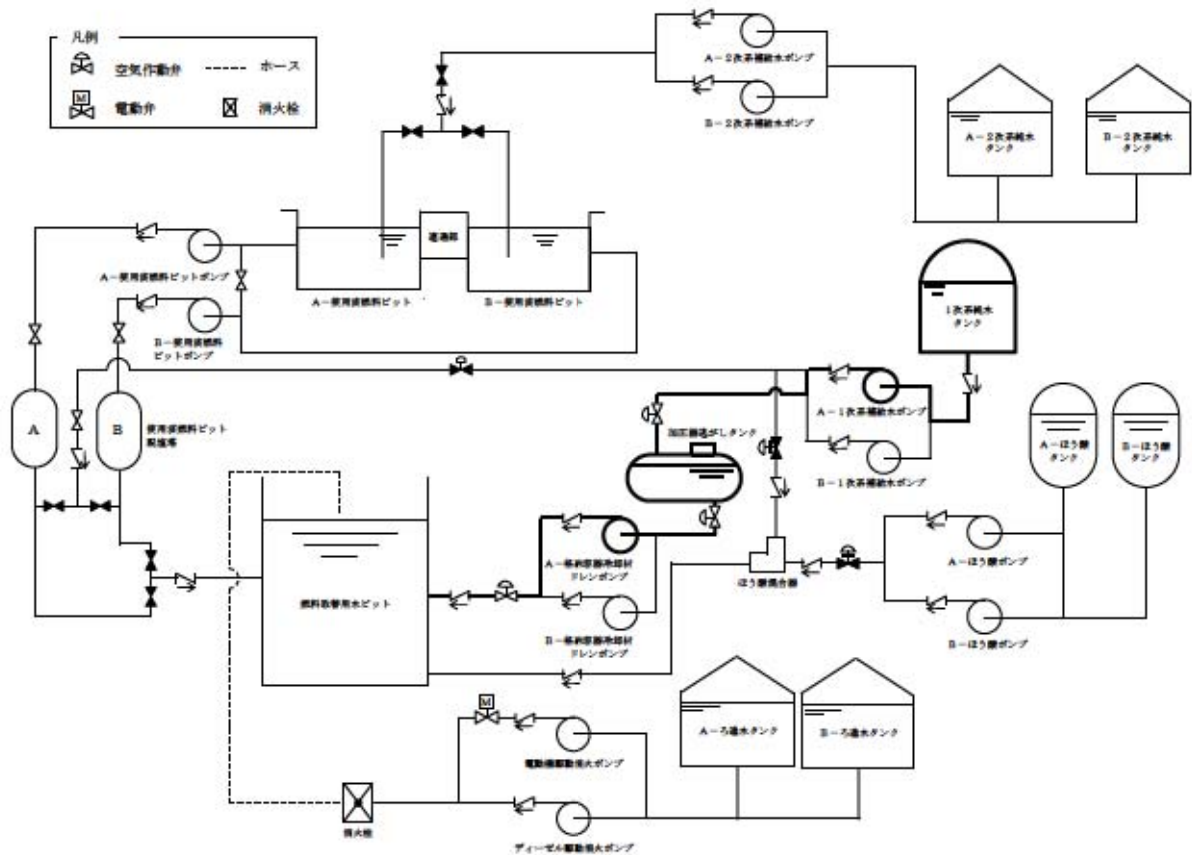
タイムチャート



第 1.13.22 図 1 次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給
概略系統

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)									
				10	20	30	40	50	60	70	80	90	
				約55分 1次系純水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給開始									
1次系純水タンク から燃料取替用水 ピットへの補給 (使用済燃料ピット 浄化ライン経 由)	運転員 (中央制御室)	1	系統構成										
	運転員 (現場)	1	移動, 系統構成										

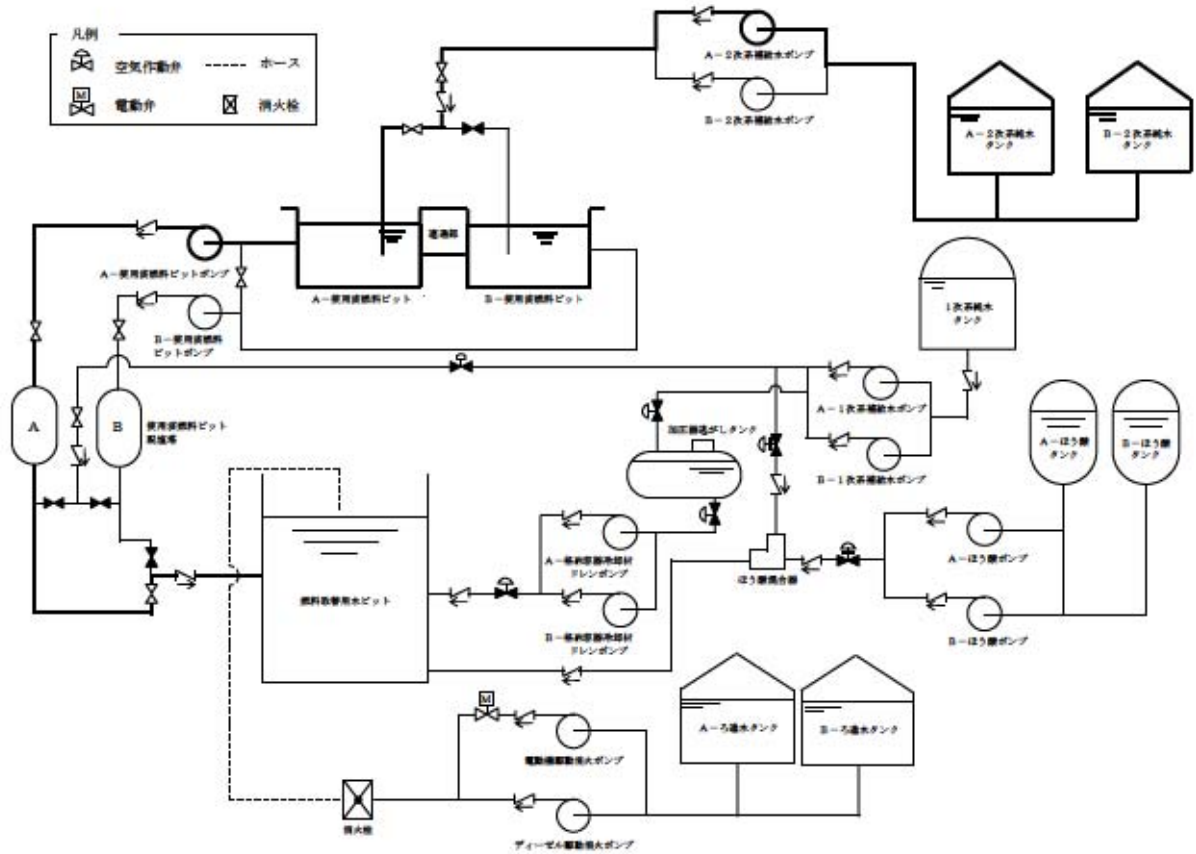
第 1.13.23 図 1 次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給
タイムチャート



第 1.13.24 図 1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給概略系統

		経過時間 (分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)				約35分 1次系純水タンクから 燃料取替用水ビットへの補給開始	
1次系純水タンク から燃料取替用水 ビットへの補給 (加圧器逃がし タンク経由)	運転員 (中央制御室)				系統構成	
	運転員 (現場)			移動, 系統構成		

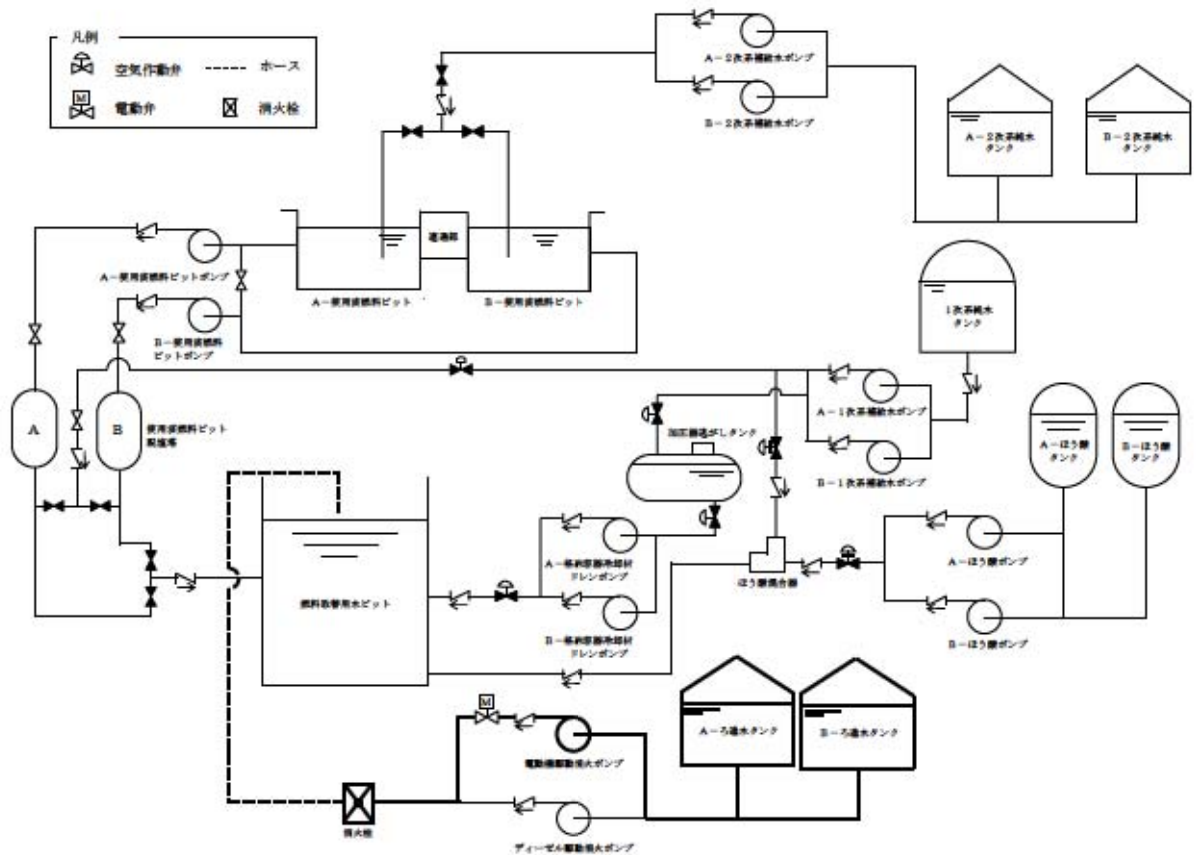
第 1.13.25 図 1 次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給タイムチャート



第 1.13.26 図 2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由の補給 概略系統

		経過時間 (分)								
		10	20	30	40	50	60	70	80	90
手順の項目	要員(数)	約1時間5分 2次系純水タンクから 使用済燃料ピットを経由した 燃料取替用水ピットへの補給開始								
2次系純水タンク から使用済燃料 ピットを経由した 燃料取替用水ピットへの補給	運転員 (中央制御室)	系統構成								
	運転員 (現場)	移動, 系統構成								

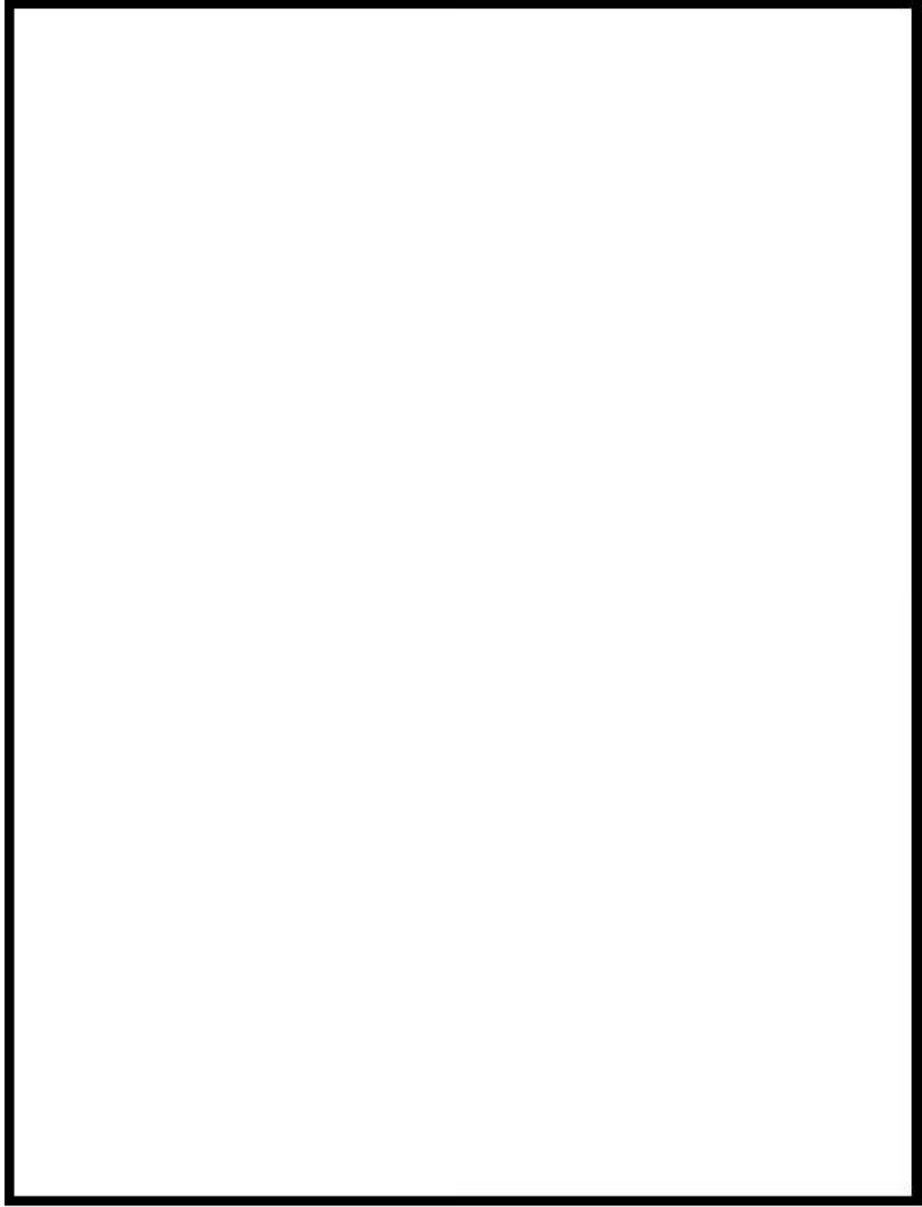
第 1.13.27 図 2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由の補給
タイムチャート



第 1.13.28 図 ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 概略系統

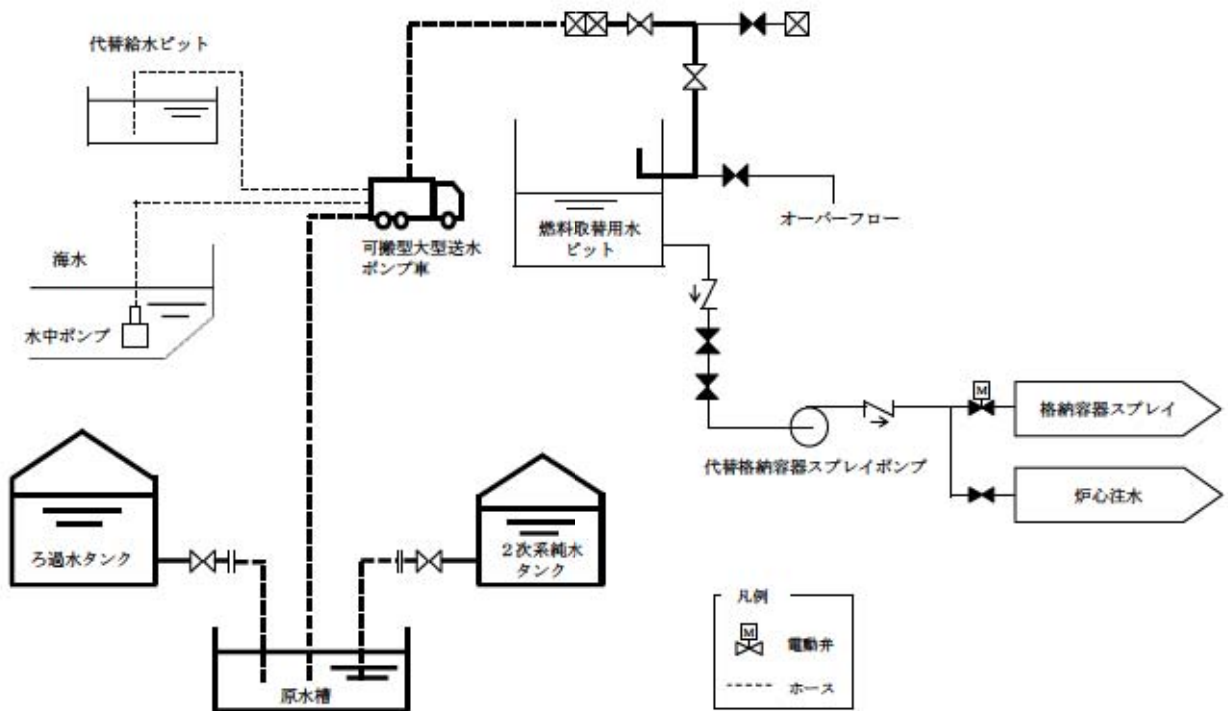
		経過時間 (分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)			約30分 ろ過水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給開始		
ろ過水タンクから 燃料取替用水ピットへの補給	運転員 (現場)			移動, 系統構成	消火ポンプ起動	

第 1.13.29 図 ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給
タイムチャート



第1.13.30図 ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図

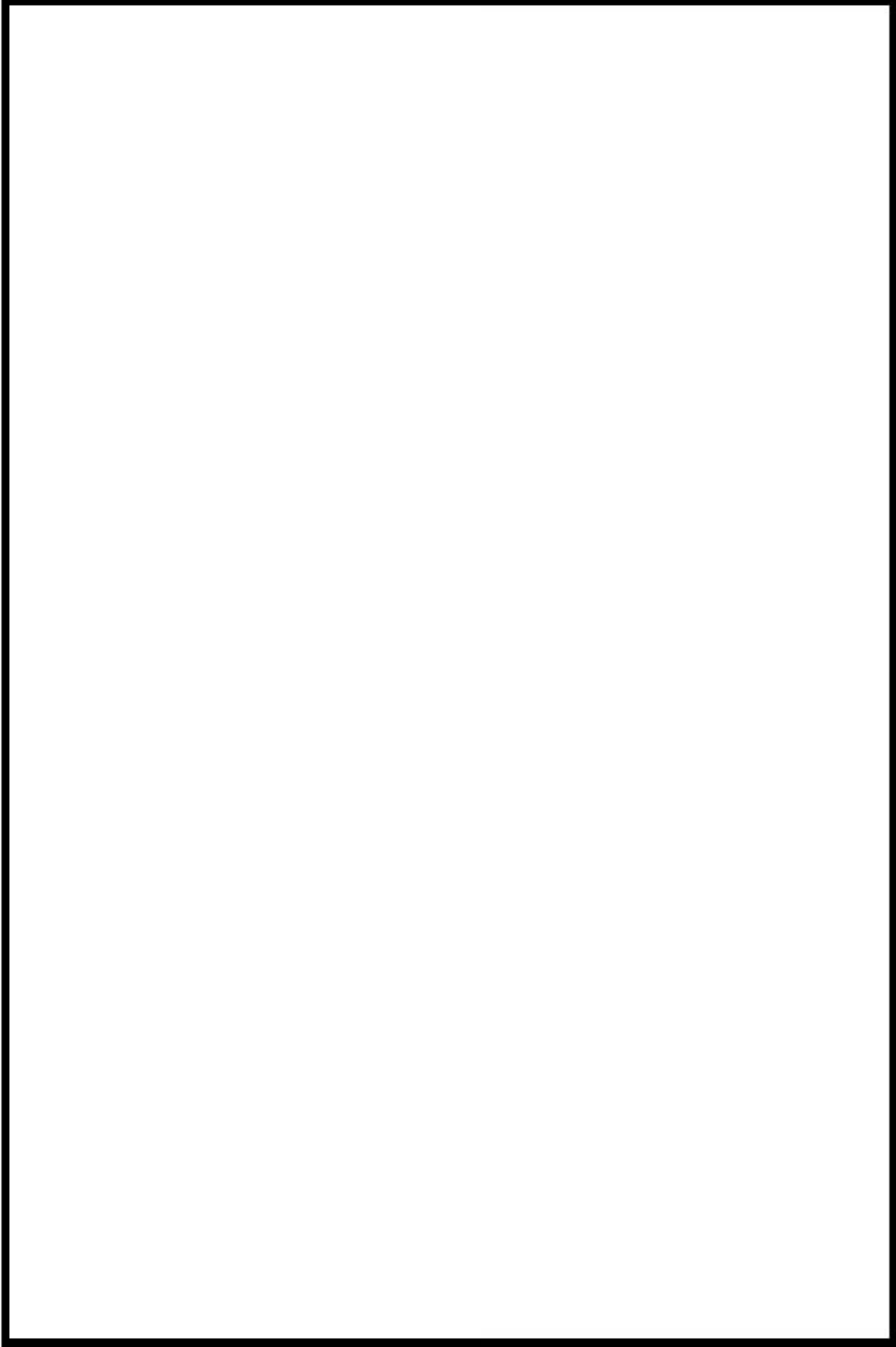
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1.13.31図 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給 概略系統

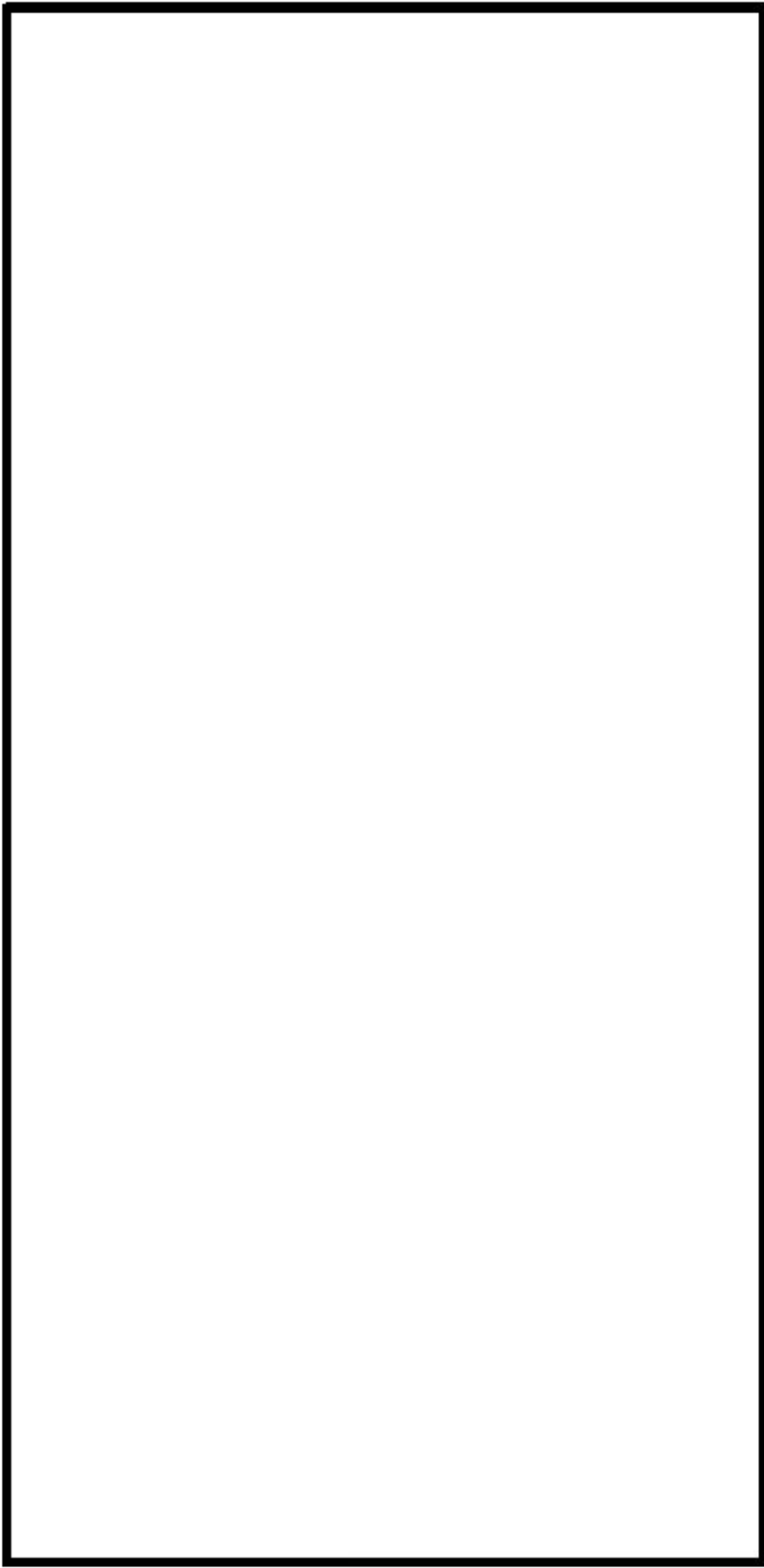
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)	約3時間45分 原水槽から 燃料取替用水ピットへの補給開始					
原水槽から燃料取替用水ピットへの補給	運転員 (現場)	1	移動, 系統構成				
	災害対策要員	3	移動, ホース敷設, 代替給水・注水配管と接続 ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	ホース延長・回収車によるホース敷設 可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設 原水槽への吸管挿入				
		3					

第1.13.32図 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給 タイムチャート



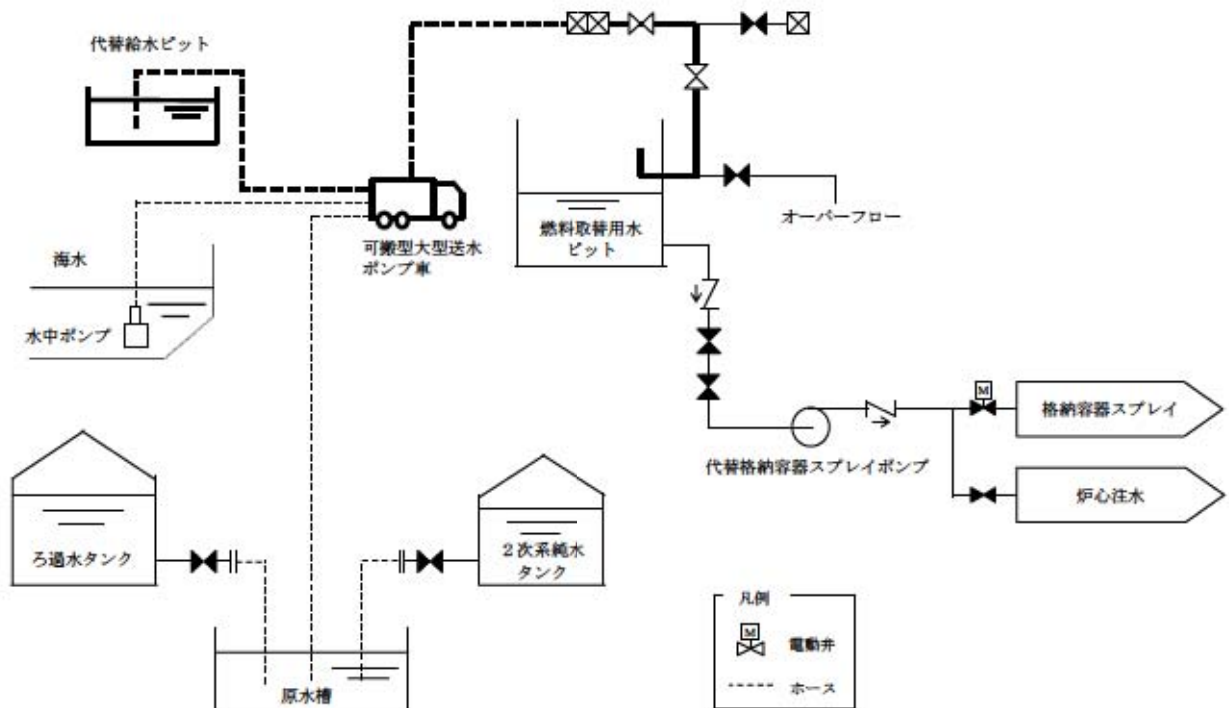
第 1.13.33 図 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1/2)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.13.33 図 原水槽から燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2/2)

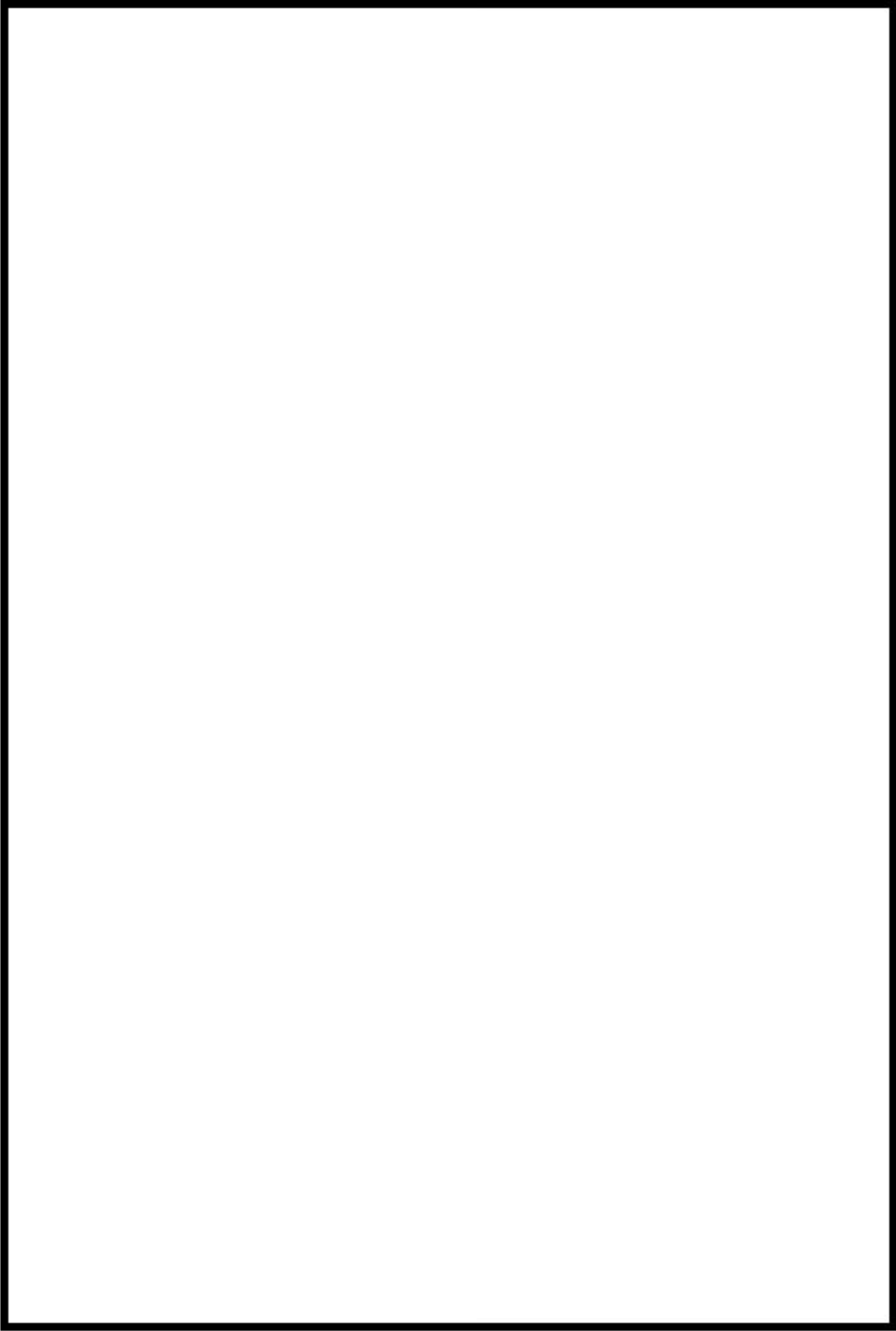
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1.13.34図 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給概略系統

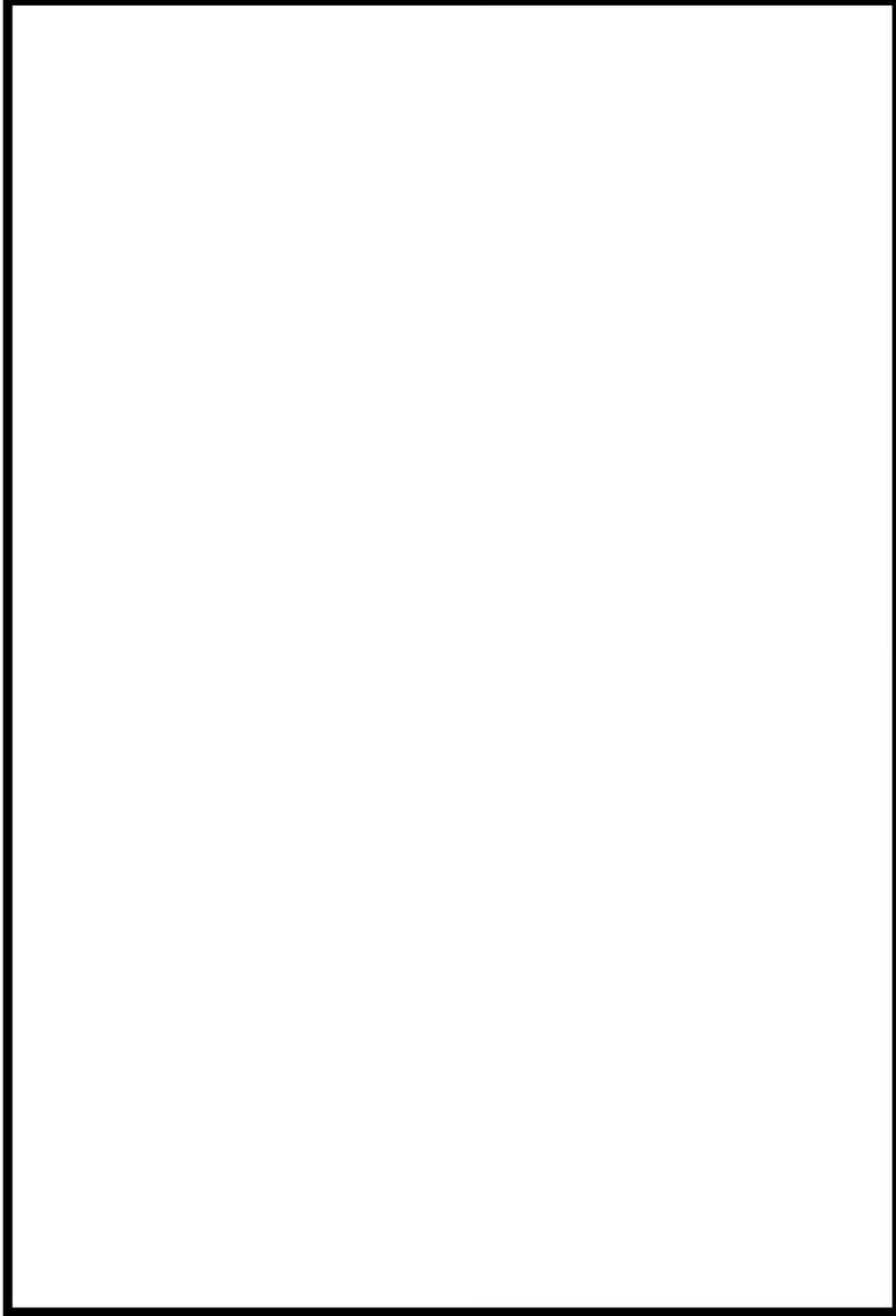
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)		約2時間10分 代替給水ピットから 燃料取替用水ピットへの補給開始 ▽				
代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	運転員(現場)	1	移動、系統構成				
	災害対策要員	3	移動、ホース敷設、代替給水・注水配管と接続				
		3	ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設 代替給水ピットへの吸着挿入				

第1.13.35図 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給タイムチャート



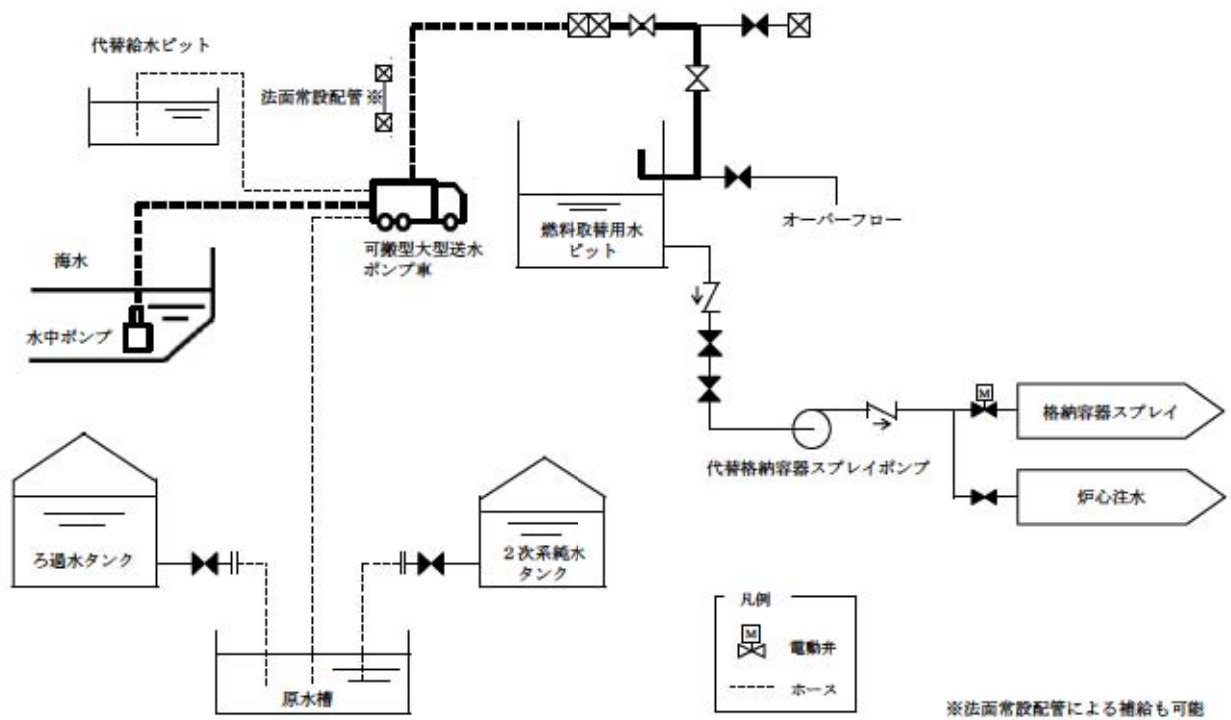
第 1.13.36 図 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1 / 2)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.13.36 図 代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2/2)

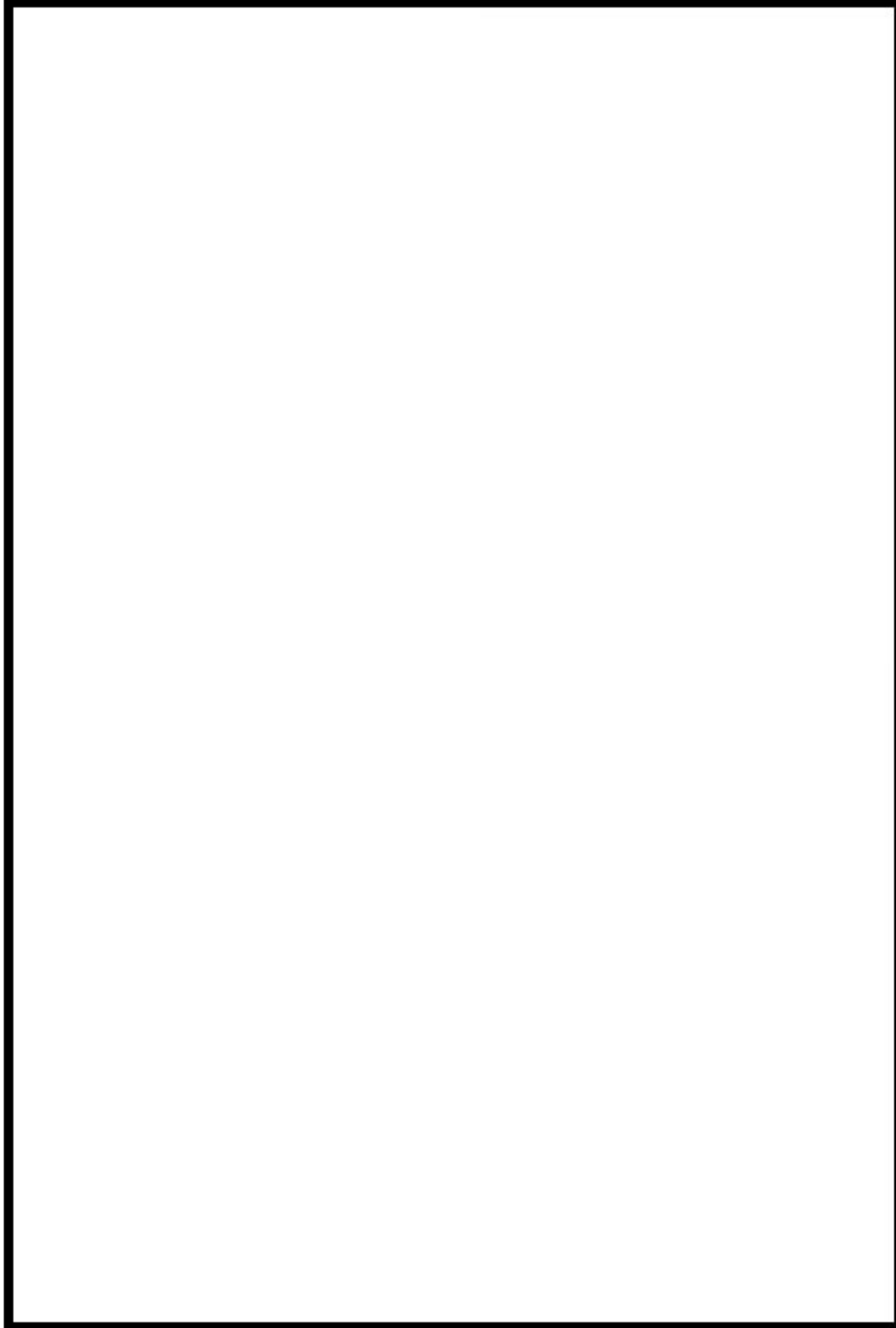
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第1.13.37図 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 概略系統

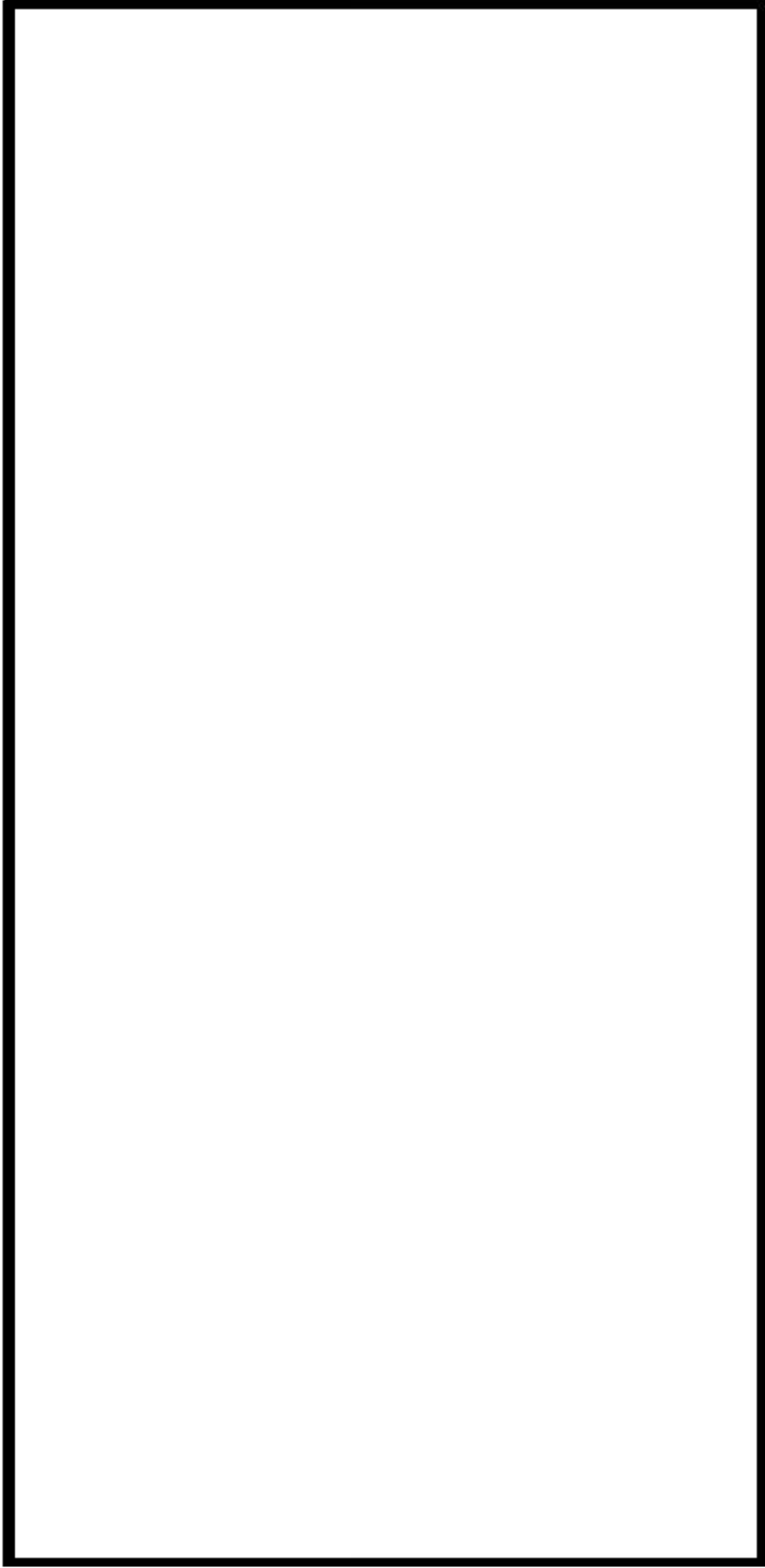
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)				約4時間10分 海水を用いた 燃料取替用水ピットへの補給開始		
海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	運転員 (現場)	1	移動、系統構成				
	災害対策要員	3	移動、ホース敷設、代替給水・注水配管と接続 ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	ホース延長・回収車によるホース敷設				
		3	可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設				
		3	海水取水箇所への水中ポンプ設置				

第1.13.38図 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 タイムチャート



第1.13.39図 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (1/3)

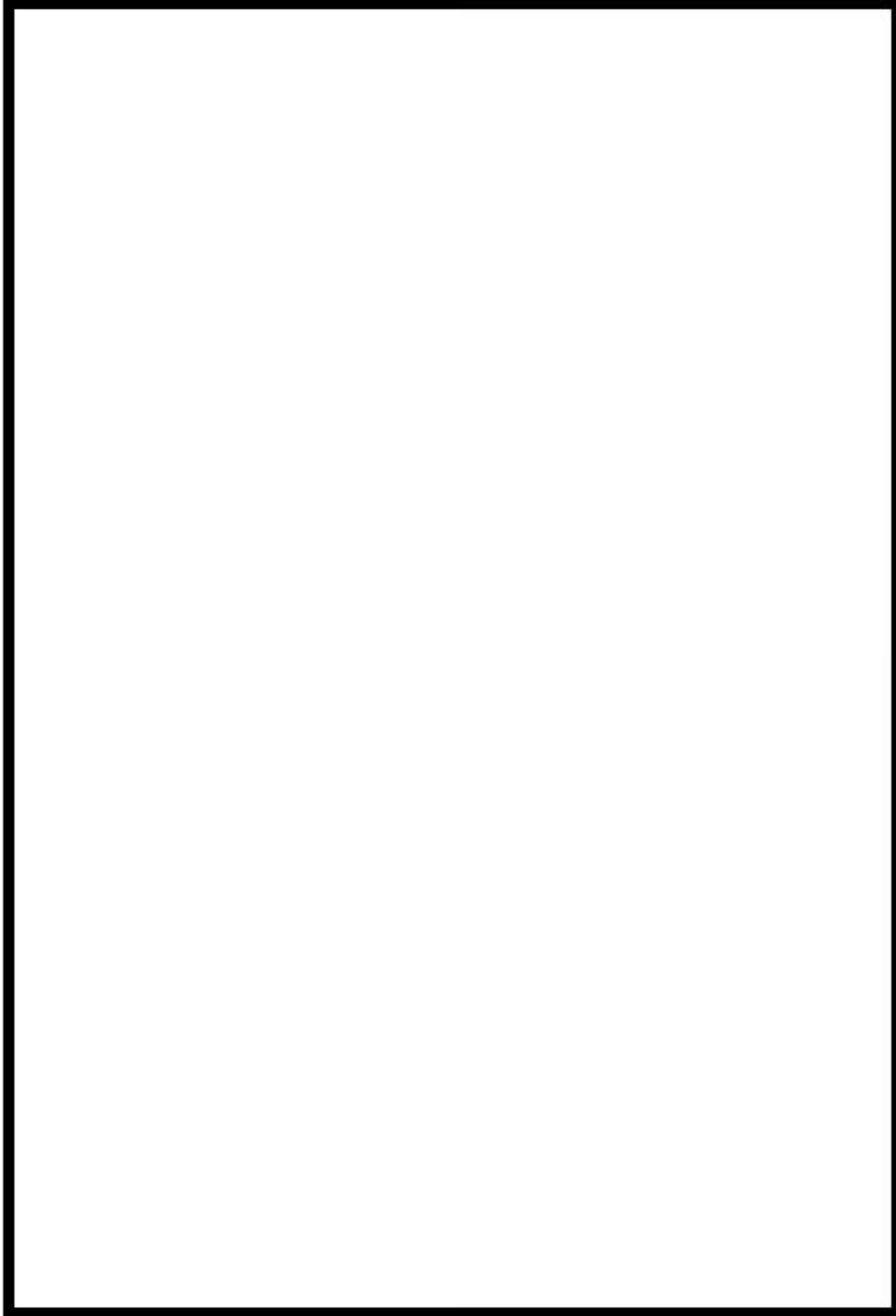
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.13.39 図 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (2/3)

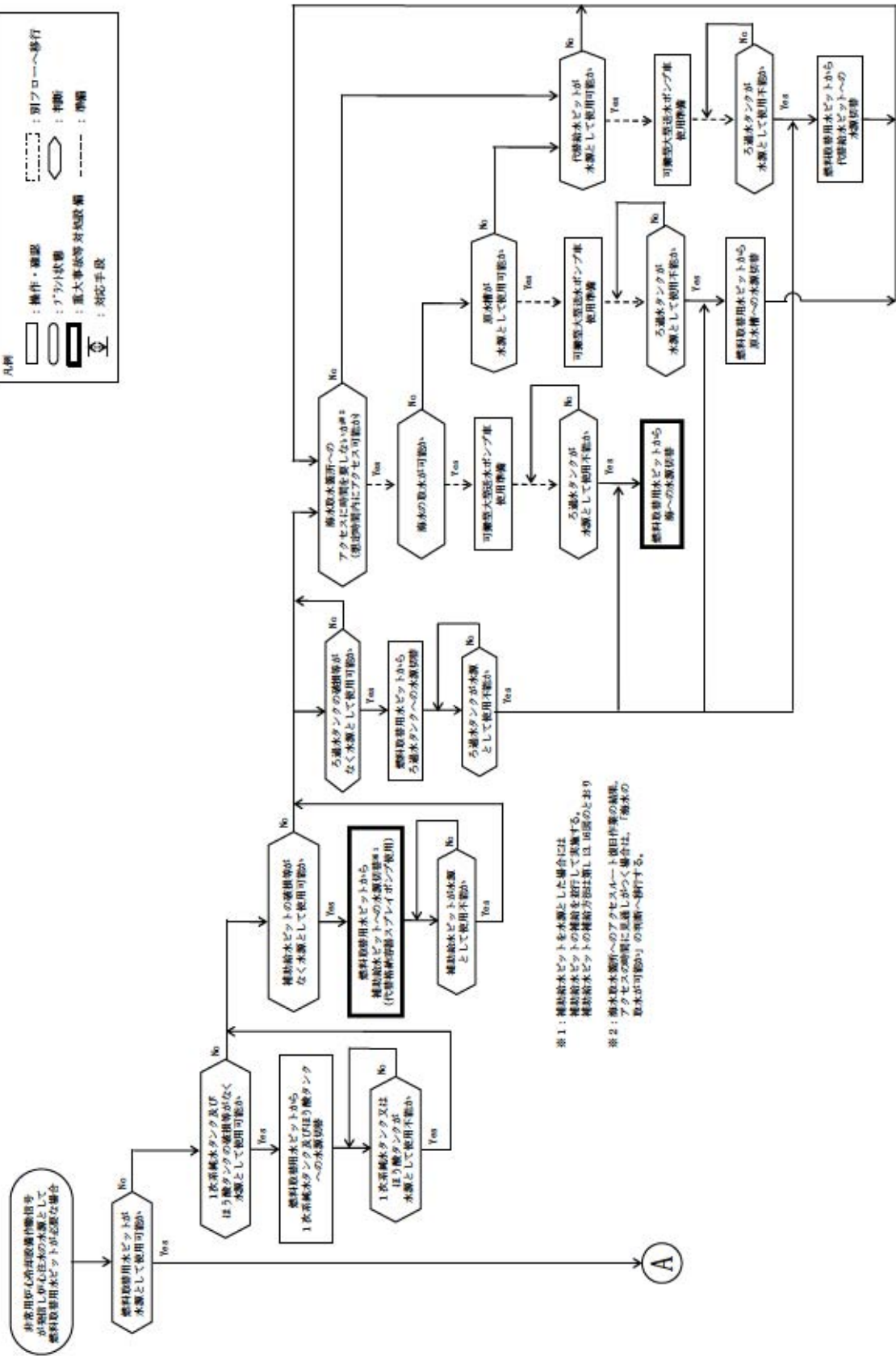


: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.13.39 図 海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給 ホース敷設ルート図 (3 / 3)

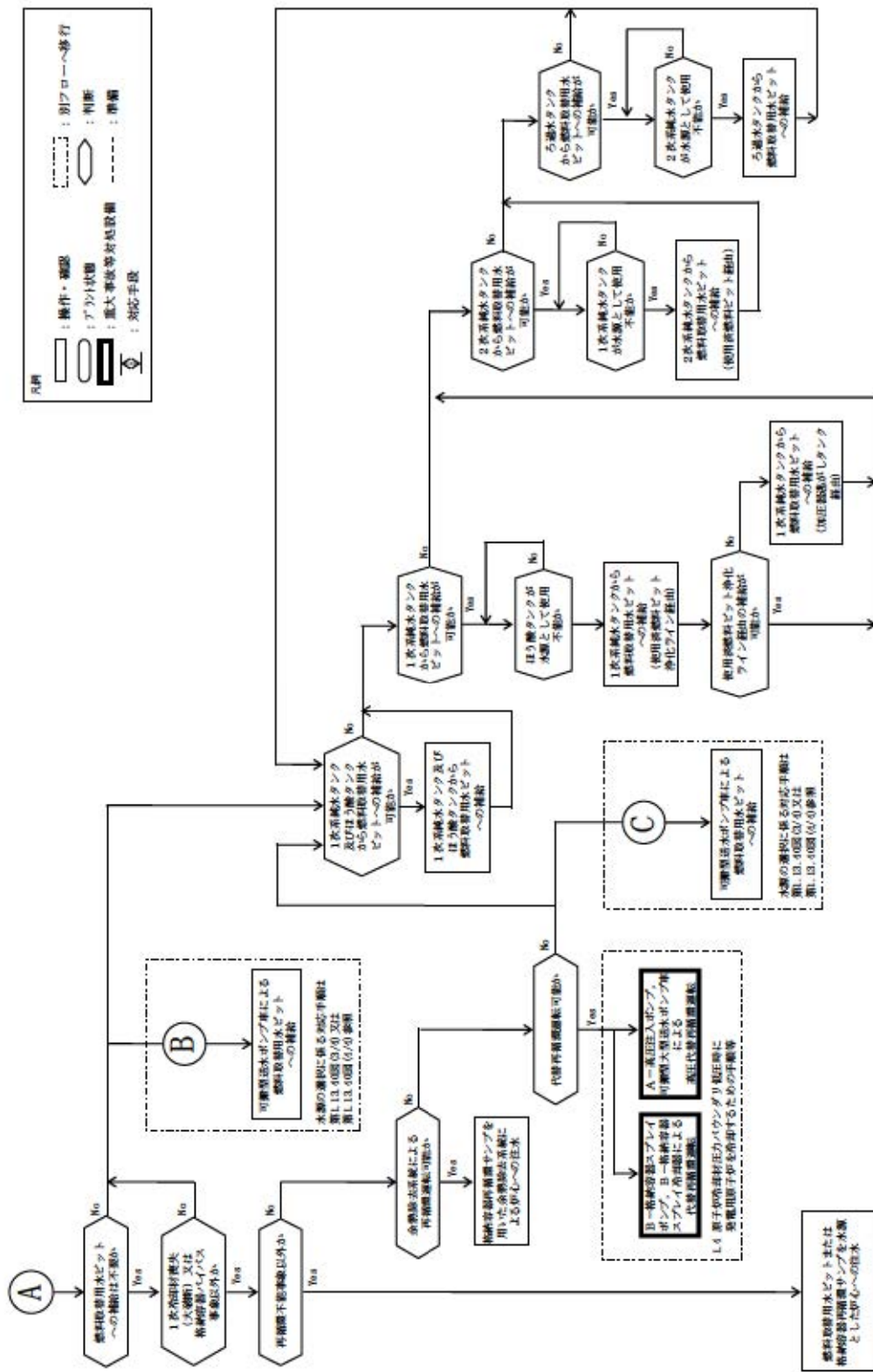
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



※1：燃料給水ピットを水源とした場合には、燃料給水ピットの機能を移行して実施する。
燃料給水ピットの機能は第13.10図のとおり

※2：炉水取水装置へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの間に実施しがつく場合は、「炉水の取水が可能か」の判断へ移行する。

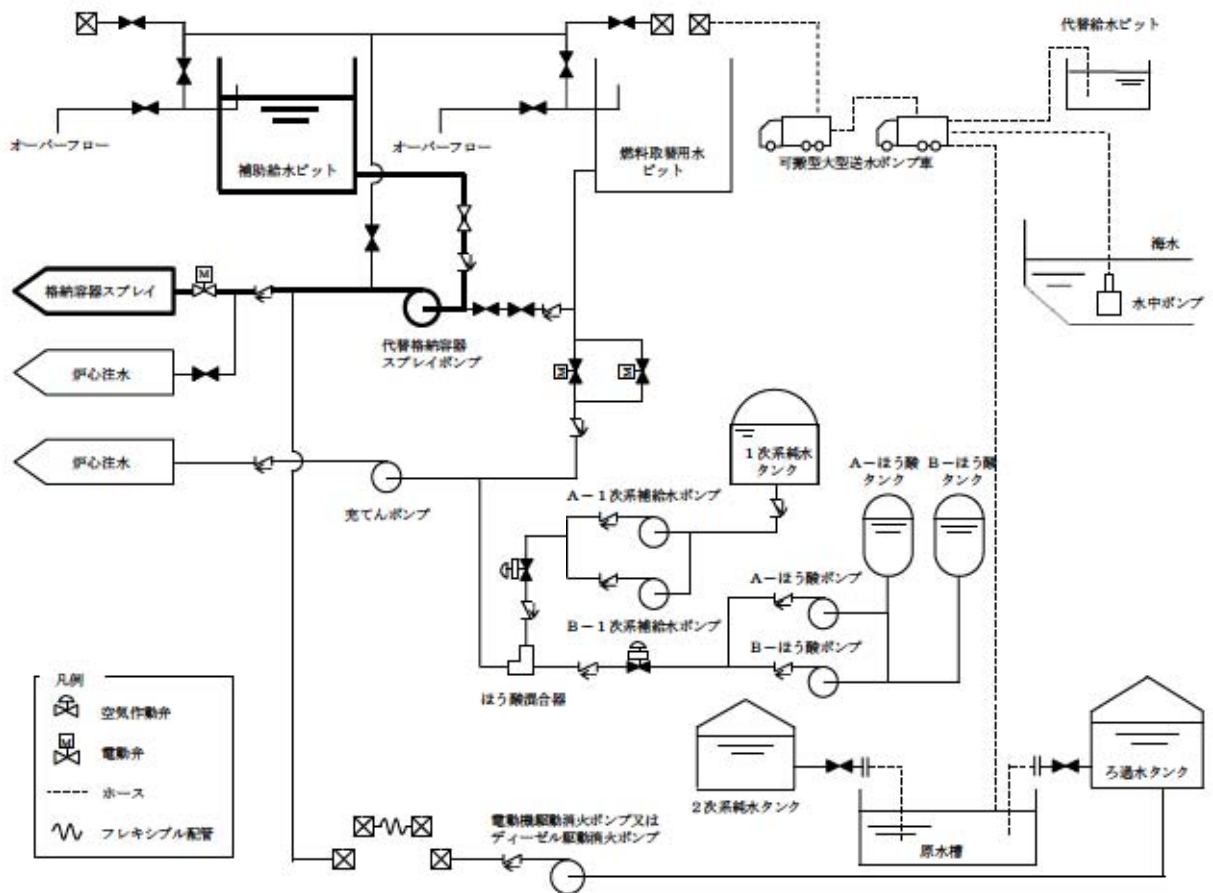
第 1.13.40 図 炉心注水時における燃料取扱用ピットへの補給手順(1 / 4)



凡例

- 操作・確認
- 判断
- 別フローへ移行
- アラウ状態
- 重大事故等対応設備
- 確認手段

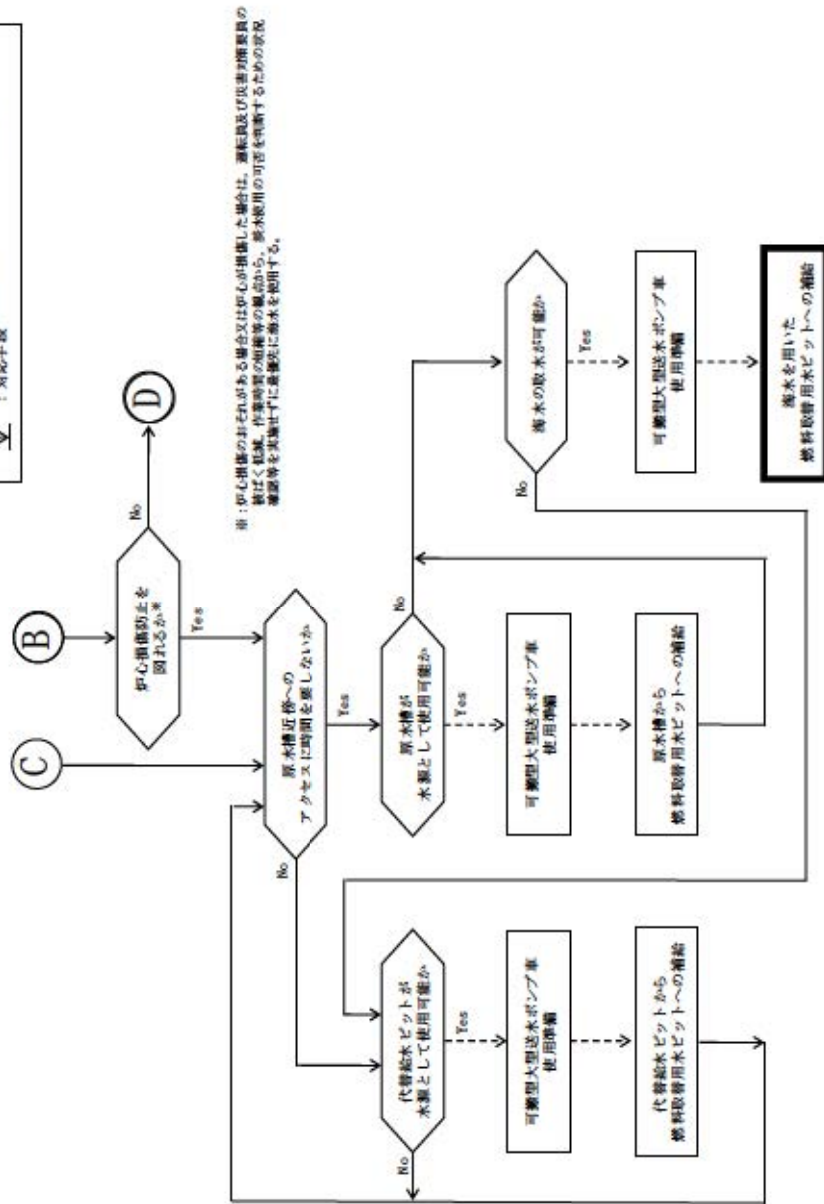
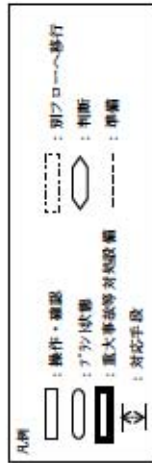
第 1.13.40 図 炉心注水時における燃料取替用水ピットへの補給手順(2 / 4)



第1.13.41図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替概略系統

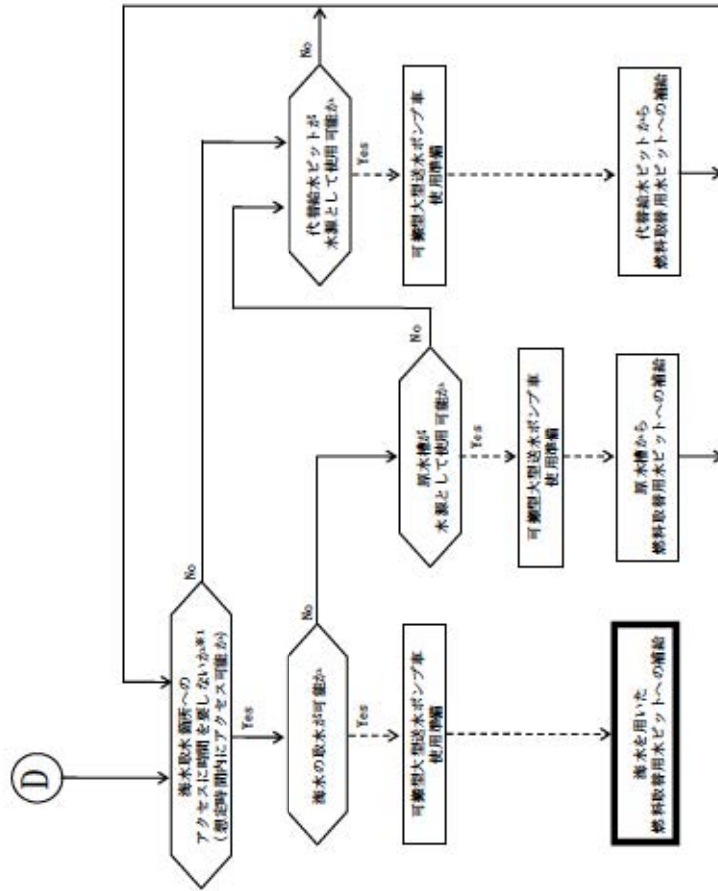
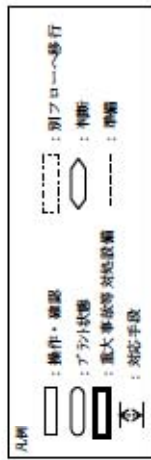
		経過時間(分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)			約30分 代替格納容器スプレイポンプによる 代替格納容器スプレイ開始		
燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	運転員 (中央制御室)	1		系統構成		
	運転員 (現場)	1	移動, 系統構成, 水張り	代替格納容器スプレイポンプ起動		
	災害対策要員	1				

第1.13.42図 燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替タイムチャート



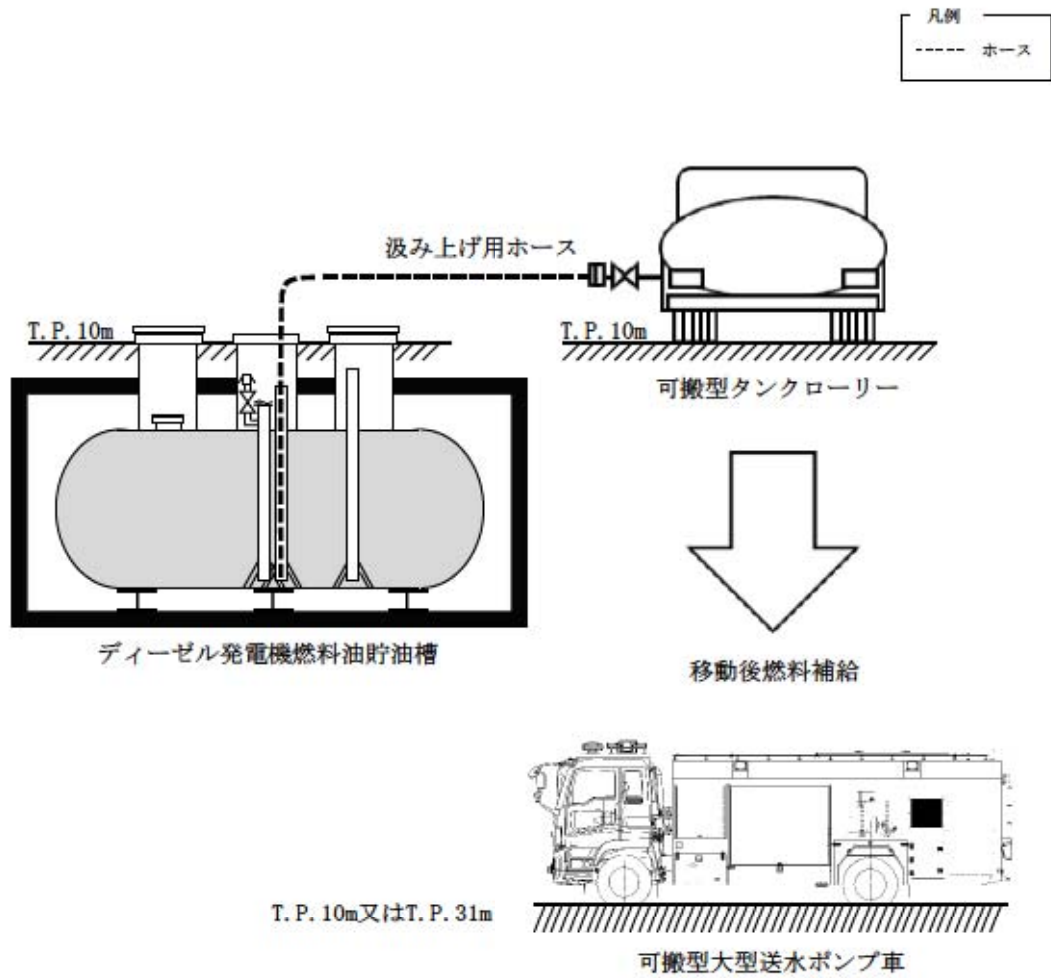
注：炉心損傷のおそれがある場合は炉心が損傷した場合、運転員及び技術員が燃料取扱員の手助けを行い、作業時間の短縮等の観点から、海水取用の可否を判断するための状況確認等を実施せずに直ちに海水を使用する。

第 1.13.43 図 格納容器スプレイ時における燃料取替用水ピットへの補給手順 (3 / 4)

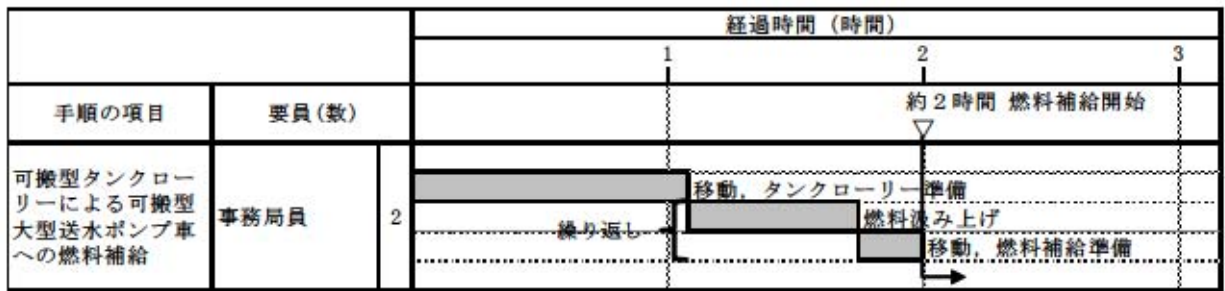


※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

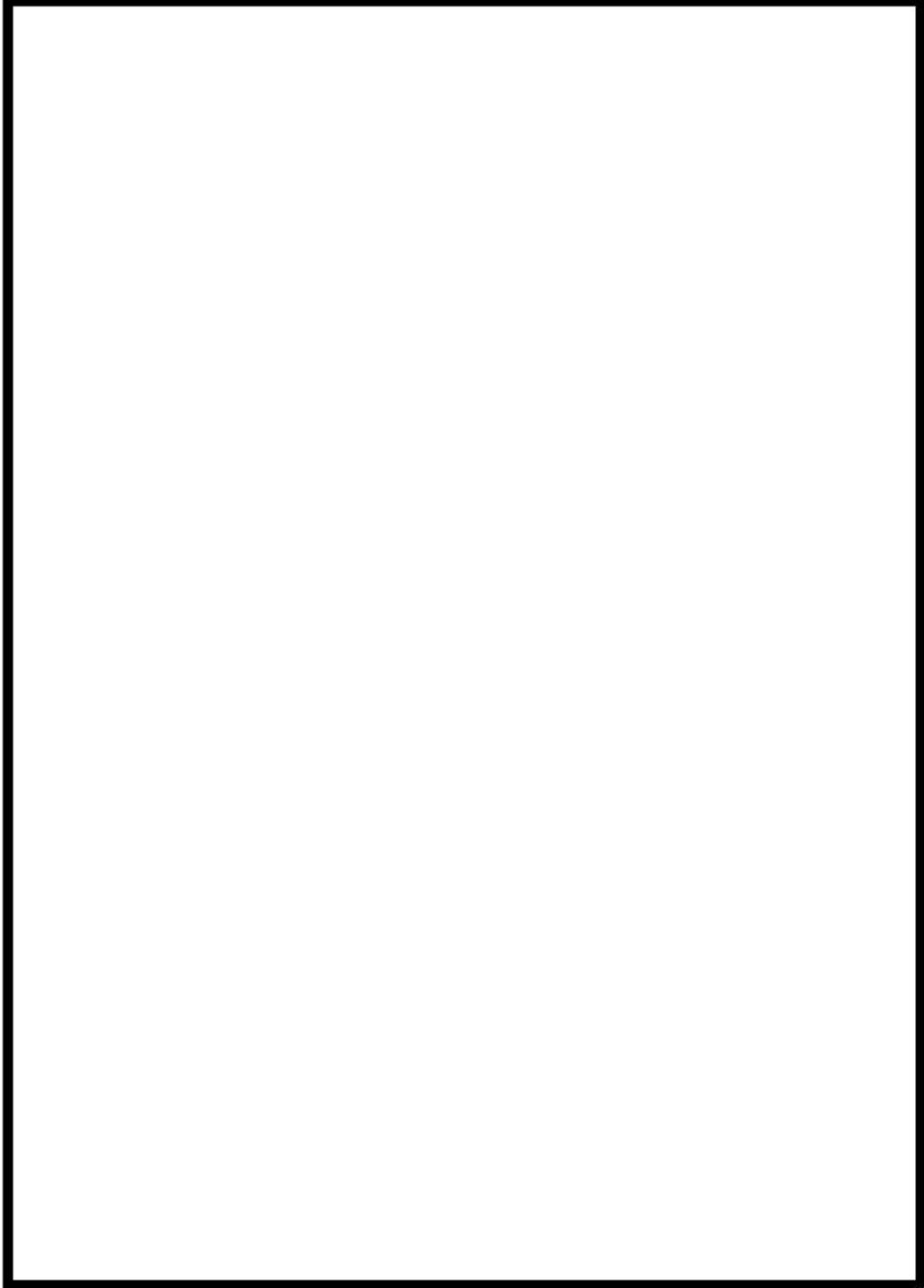
第 1.13.43 図 格納容器スプレイ時における燃料取替用海水ピットへの補給手順 (4 / 4)



第1.13.44図 可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への
燃料補給 概略系統

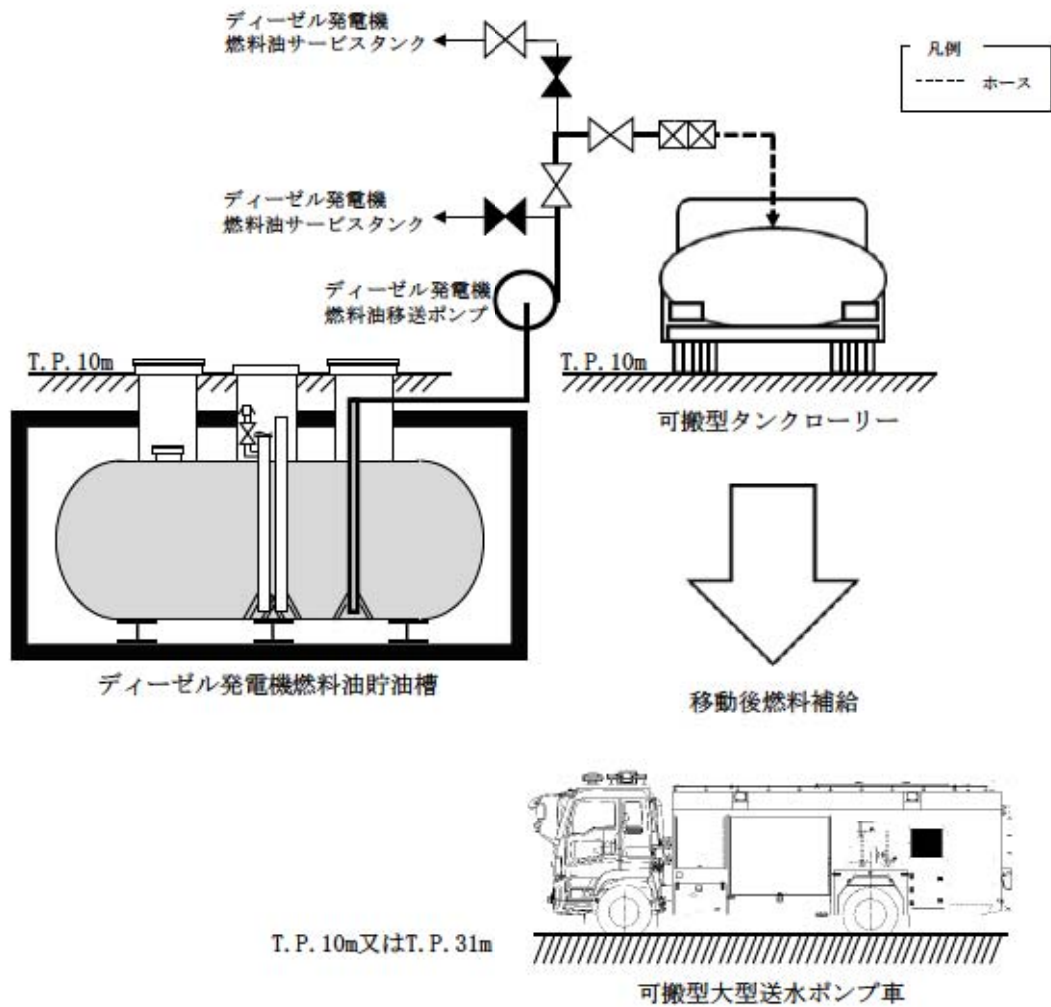


第1.13.45図 可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への
燃料補給 タイムチャート

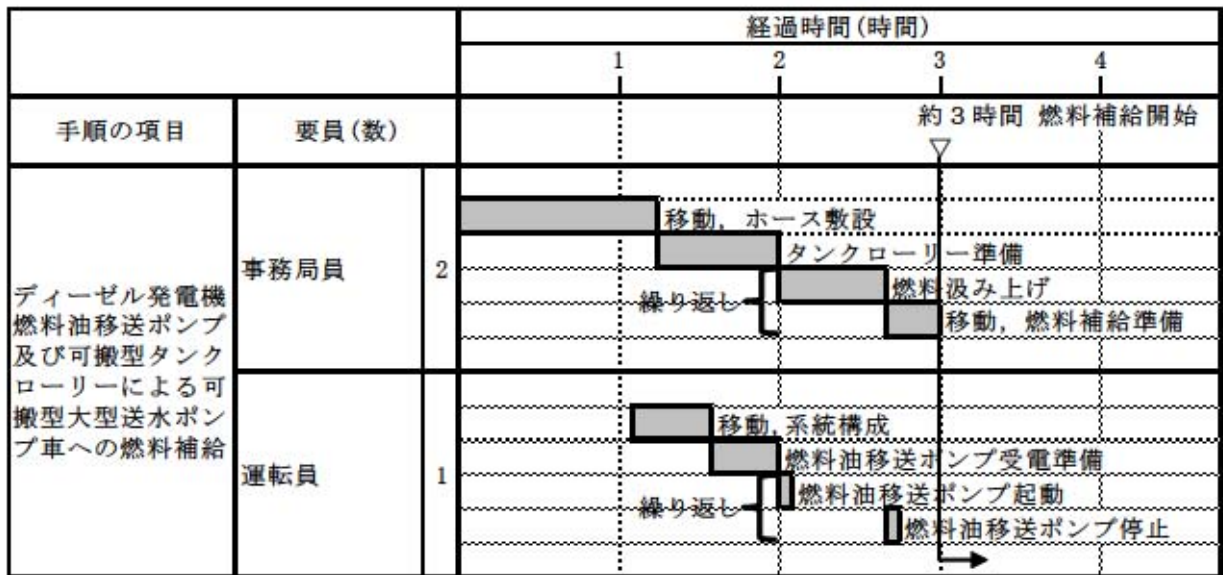


第 1.13.46 図 可搬型大型送水ポンプ車への燃料給油アクセスルート

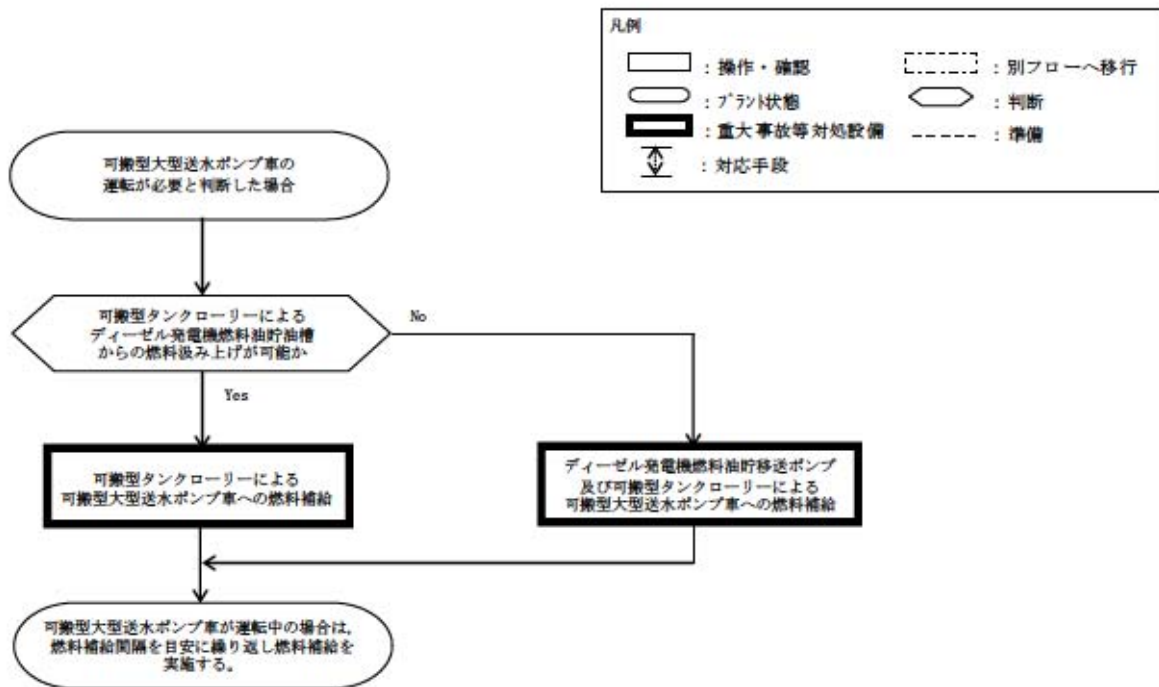
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



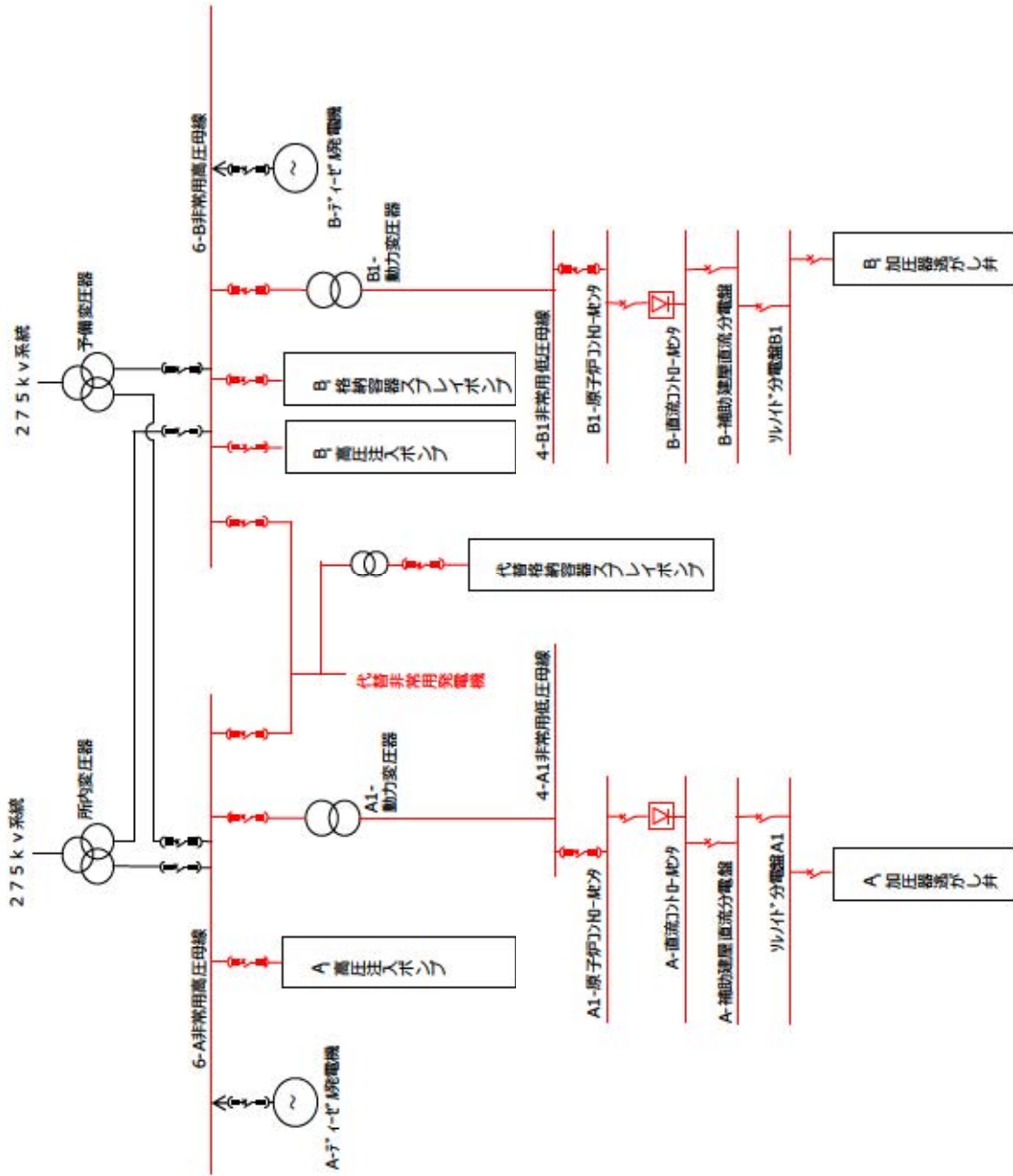
第1.13.47図 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリー
による可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給 概略系統



第1.13.48図 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリー
による可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給
タイムチャート



第1.13.49図 可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給手順



重大事故等対処設備の電源構成図

重大事故等対処設備及び多様性拡張設備整理表 (5 / 8)

設備種別 / 所属事業 / 備品番号	設備名称 / 設備仕様	設備の概要 / 設置の場所	設備の機能 / 設置の目的	緊急事態発生時の稼働			多様な拡張設備			備品 / 仕様	設置場所 / 用途	設置時期 / 年度	設置状況	設置コスト / 予算	設置期間 / 日数	設置後の 運用状況	設置後の 効果
				稼働	稼働内容	稼働時間	稼働内容	稼働時間	稼働内容								
1. 重大事故等 / 所属事業 / 備品番号	1. 重大事故等 / 設備仕様	1. 重大事故等 / 設置の場所	1. 重大事故等 / 設置の目的	稼働	稼働内容	稼働時間	稼働	稼働内容	稼働時間	稼働	稼働内容	稼働時間	稼働	稼働内容	稼働時間	稼働	稼働内容
2. 多様な拡張設備 / 所属事業 / 備品番号	2. 多様な拡張設備 / 設備仕様	2. 多様な拡張設備 / 設置の場所	2. 多様な拡張設備 / 設置の目的	稼働	稼働内容	稼働時間	稼働	稼働内容	稼働時間	稼働	稼働内容	稼働時間	稼働	稼働内容	稼働時間	稼働	稼働内容

多様性拡張設備仕様

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	台数
脱気器タンク	常設	Cクラス	約400m ³	—	1基
電動主給水ポンプ	常設	Cクラス	約3,400m ³ /h	620m	1台
2次系純水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³ (1基当たり)	—	2基
タービン動補助給水ポンプ	常設	Sクラス	約115m ³ /h	約900m	1台
電動補助給水ポンプ	常設	Sクラス	約90m ³ /h (1台当たり)	約900m	2台
代替給水ピット	常設	Cクラス	約473m ³	—	1基
可搬型大型送水ポンプ車	可搬	転倒評価	約300m ³ /h (1台当たり)	吐出圧力 約1.3MPa [gage]	4台+予備2台
原水槽	常設	Cクラス	約5000m ³ /基	—	2基
ろ過水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³ (1基当たり)	—	2基
燃料取替用水ピット	常設	Sクラス	約2000m ³	—	1基
充てんポンプ	常設	Sクラス	約45m ³ /h (1台当たり)	約1,770m	3台
2次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	265m ³ /h	92m	2台
1次系純水タンク	常設	Cクラス	約360m ³	—	1基
1次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	45m ³ /h	95m	2台
ほう酸タンク	常設	Sクラス	約40m ³ (1基当たり)	—	2基
ほう酸ポンプ	常設	Sクラス	約17m ³ /h (1台当たり)	72m	2台
電動機駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約390m ³ /h	138m	1台
ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約390m ³ /h	133m	1台
使用済燃料ピットポンプ	常設	Bクラス	約550m ³ /h (1台当たり)	75m	2台
加圧器逃がしタンク	常設	Bクラス	約37m ³	—	1基
格納容器冷却材ドレンポンプ	常設	Bクラス	23m ³ /h	95m	2台
可搬型スプレイノズル	可搬	—	—	—	2台+予備2台

重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について

1. 評価事象

評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、作業員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入および格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスとする。本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、格納容器内圧が高めに推移することから、格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなり、被ばく評価としては厳しくなる。

2. 考慮する被ばく経路

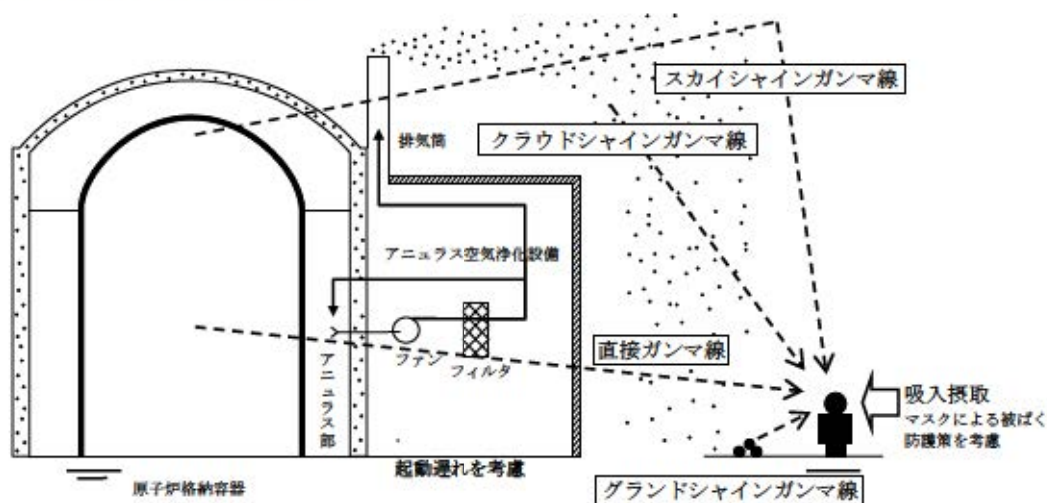
考慮する被ばく経路は、以下のとおりとする。第 2-1 図に、経路イメージ図を示す。

(1) 建屋内からのガンマ線による被ばく

- ・直接ガンマ線
- ・スカイシャインガンマ線

(2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

- ・クラウドシャインによる外部被ばく
- ・グランドシャインによる外部被ばく
- ・吸入摂取による内部被ばく



第 2-1 図 被ばく経路イメージ

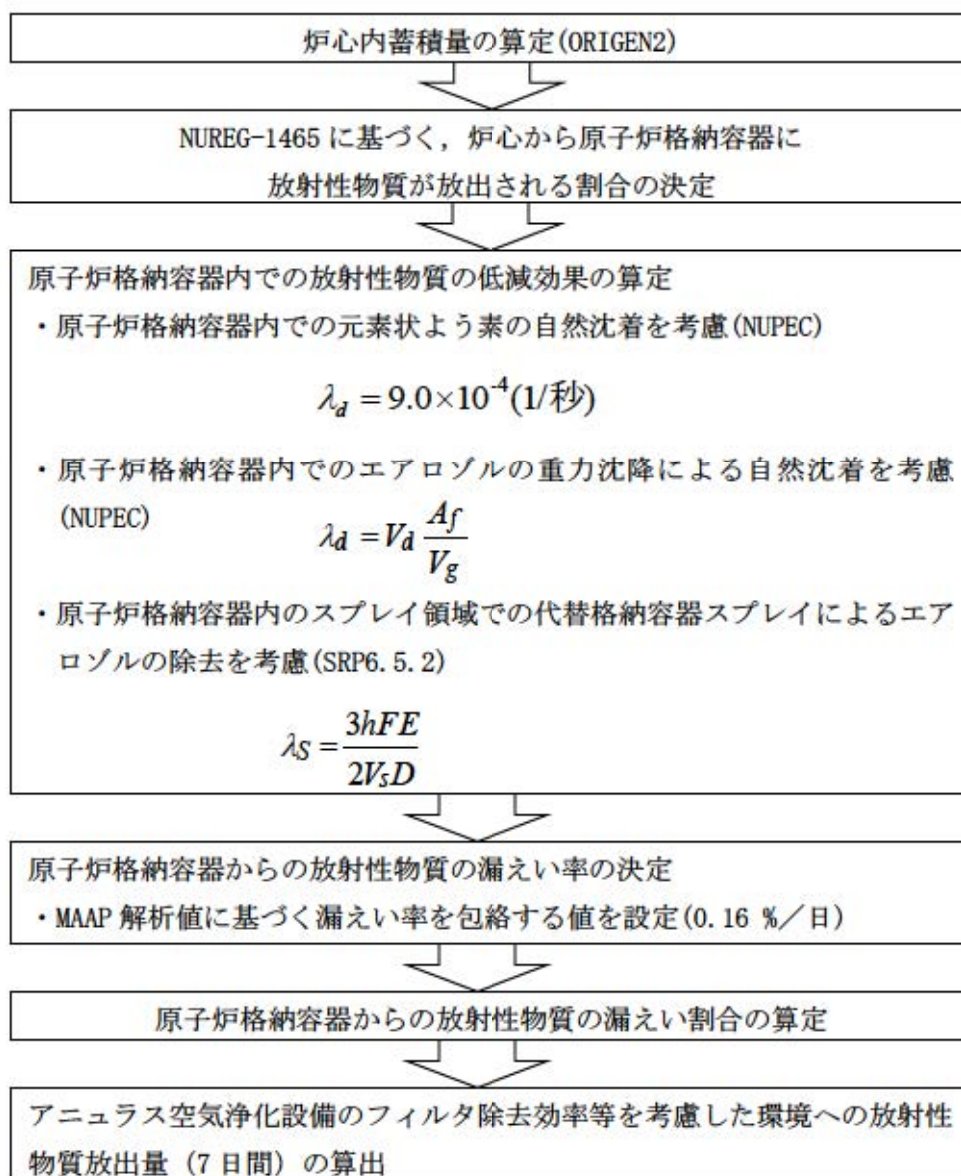
3. 評価対象作業

評価対象とする作業は、事象発生後、原子炉容器破損以降に屋外で実施する災害対策要員の作業として、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」及び「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」の作業とする。

4. 評価条件

4.1. 大気中への放出放射エネルギーの評価

放射性物質の大気中への放出量算定の概略を第 4-1 図に示す。



第 4-1 図 大気中への放射性物質放出量算定の概略フロー

原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2 コードで評価した炉心内蓄積量及び NUREG-1465 の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。また、よう素の化学形態については適切に考慮する。

原子炉格納容器内に放出された放射性物質の沈着等を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については 0.16%/日とし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効率については設計値を用いる。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有する代替格納容器スプレイ設備及びアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とする。第 4-2 図～第 4-5 図に希ガス、よう素、セシウム並びにその他核種の大気放出過程を示す。

また、第 4-6 図～第 4-11 図に、希ガス、よう素及びセシウムの大気中への放出放射量の推移グラフを示す。

4.2. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、泊発電所 3 号炉からの放出として、1997 年 1 月～1997 年 12 月の 1 年間における気象データを使用する。3 号炉からの評価点までの距離及び方位を考慮して、気象指針に基づく大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を 1 時間として計算した値を年間について小さいほうから順に並べた累積出現頻度 97%にあたる値を用いる。また、放出形態は、アニュラス空気浄化設備のファン起動までは地上放出とし、ファン起動後は排気筒放出として評価する。

4.3. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては、作業場所、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。直接ガンマ線は QAD コード、スカイシャインガンマ線は SCATTERING コードを用いて評価する。

4.4. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線の評価

地表面に沈着した放射性物質（湿性沈着を考慮）からのガンマ線についても考慮する。

なお、4.で述べた評価条件については、第 4-1 表～第 4-7 表に整理する。

5.評価のプロセス

4.の評価条件に従い、各作業場所での線量率の時間推移を算出する。作業員が各作業場所に滞在する時間より、被ばく線量評価を実施する。

今回の評価対象の作業員の対応手順と所要時間を第 5-1 表に示す。

6.放射線管理上の防護装備について

評価を行う作業については、屋外作業となるため、全面マスク、汚染防護服（タイベック）、個人線量計、ゴム手袋等を着用することとし、被ばく評価において全面マスクの着用を考慮する。

7.評価結果

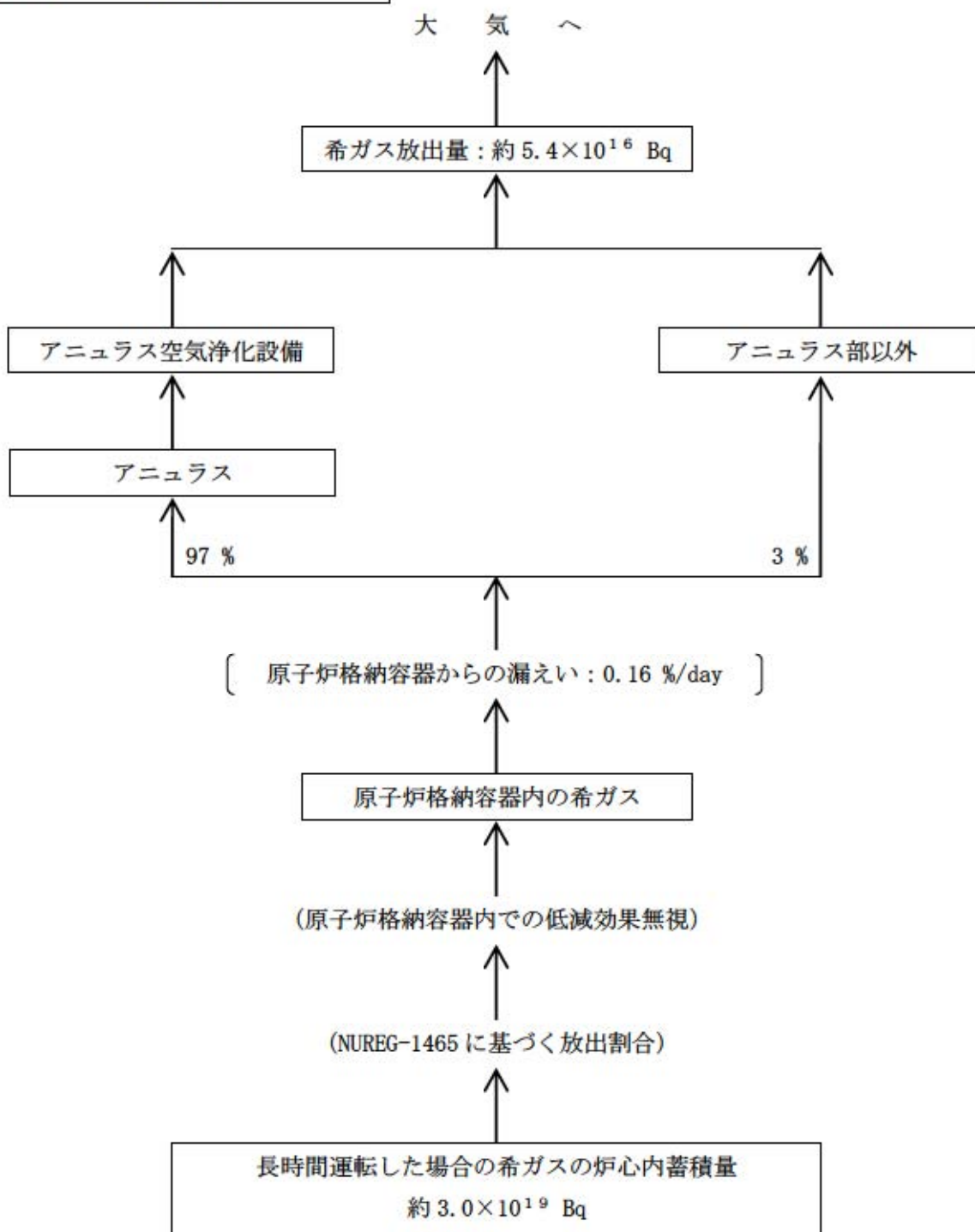
第 7-1 表に評価結果を、第 7-1 図から第 7-3 図に線量評価点を示す。

「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」及び「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」の作業それぞれについて、作業員の被ばくは約 41mSv、約 13mSv、約 23mSv であり、作業期間中 100mSv を下回ることを確認した。なお、これらの作業員が実施する屋内作業を考慮しても、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、作業期間中 100 mSv を下回る。

評価対象作業選定の考え方及び評価点・評価時間の設定の考え方を別紙 1 に示す。

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

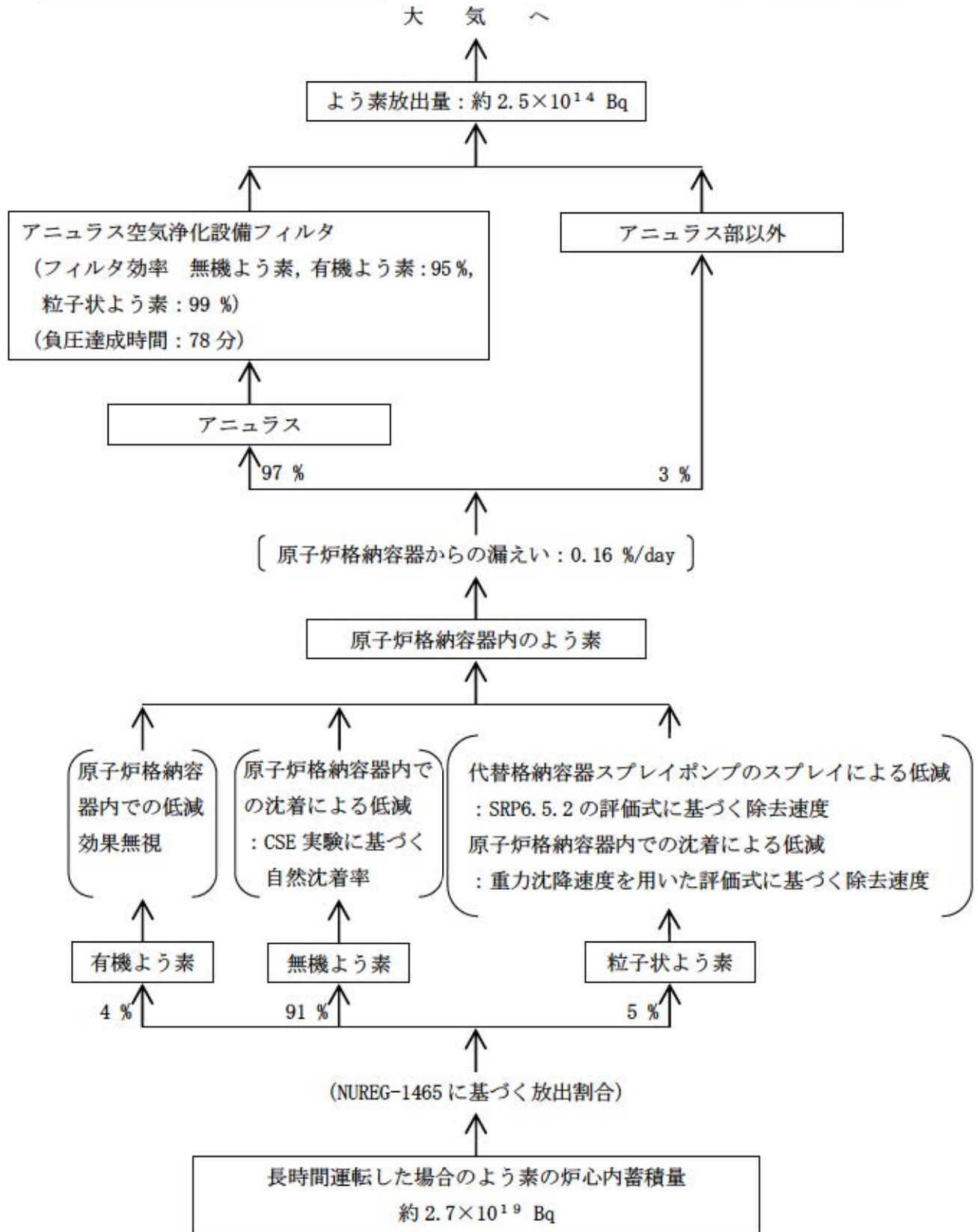


第 4-2 図 希ガスの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

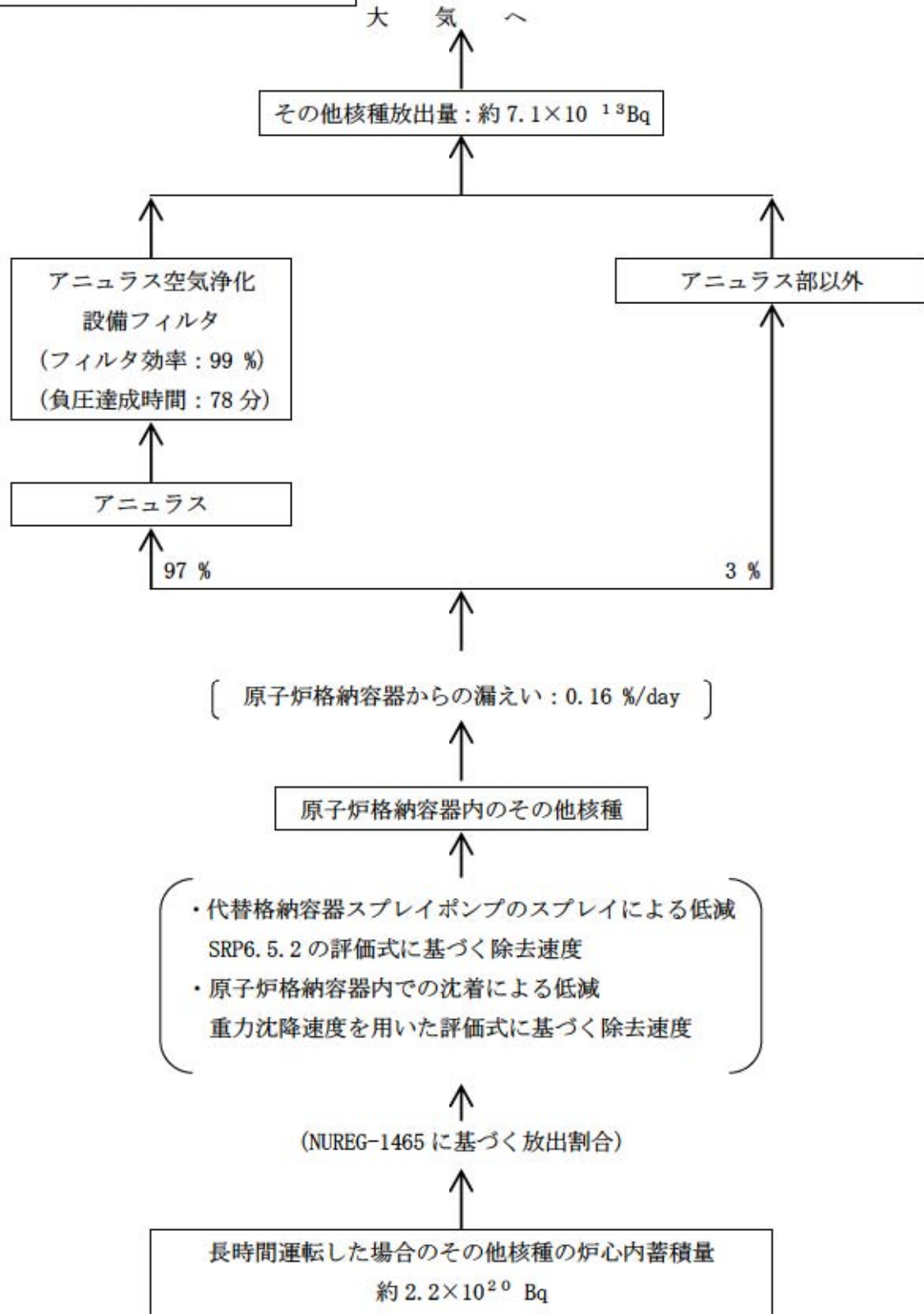


第 4-3 図 よう素の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価

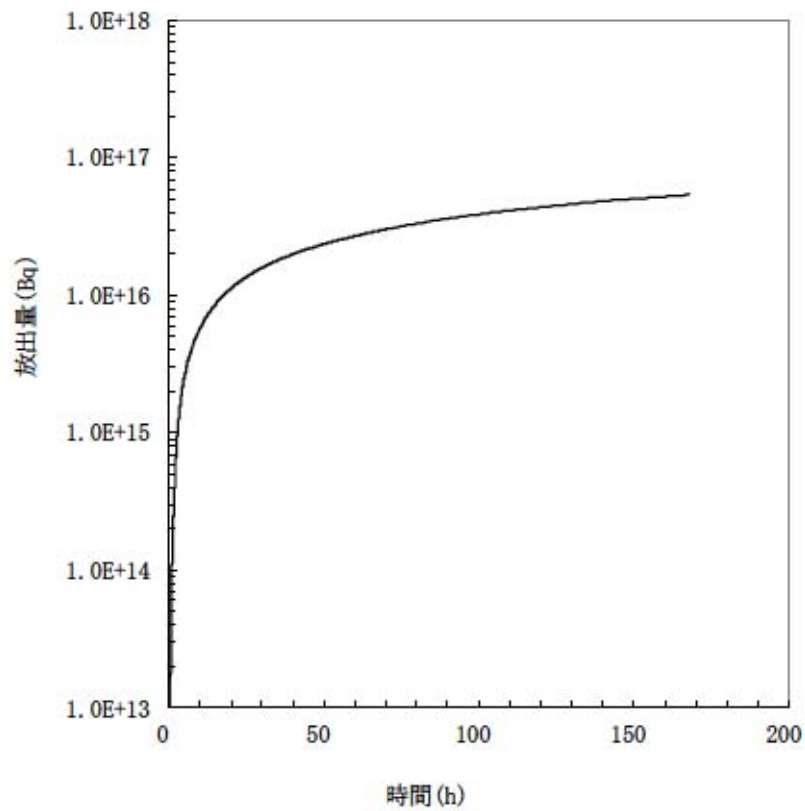
放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

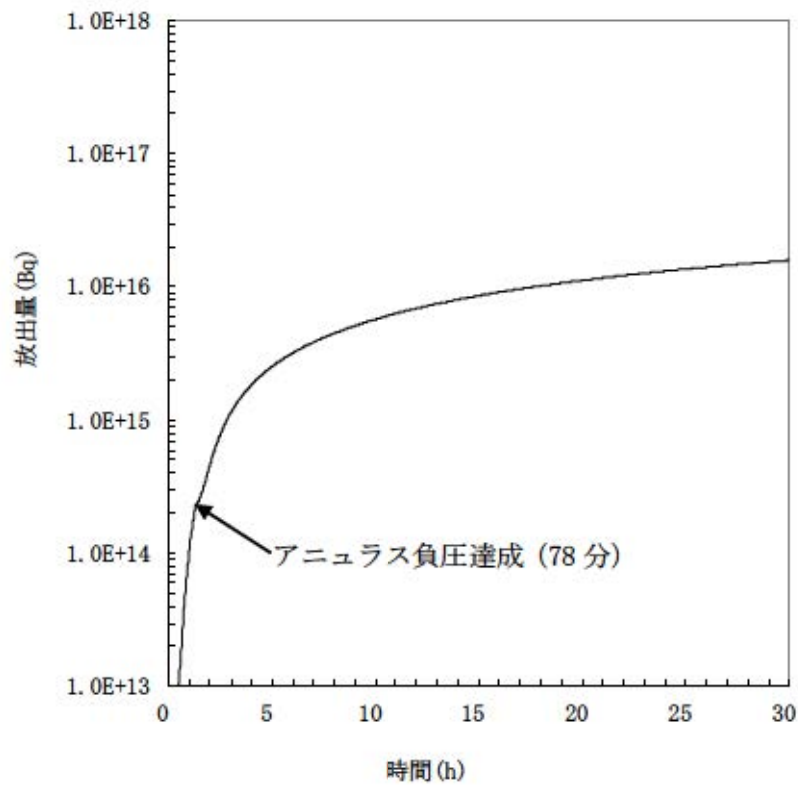


第 4-5 図 その他核種の大気放出過程

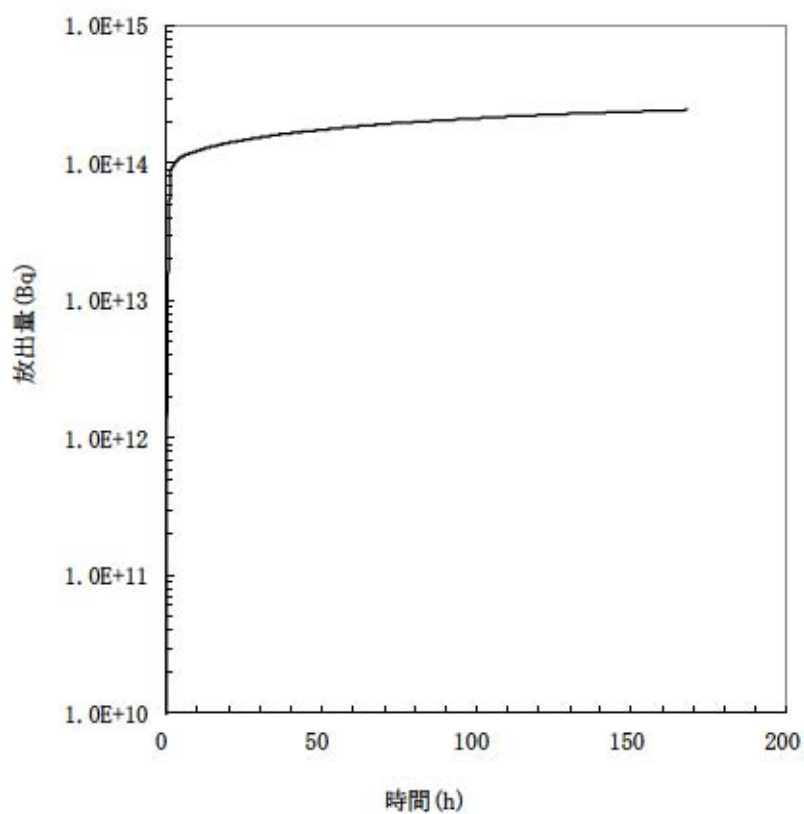
アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価



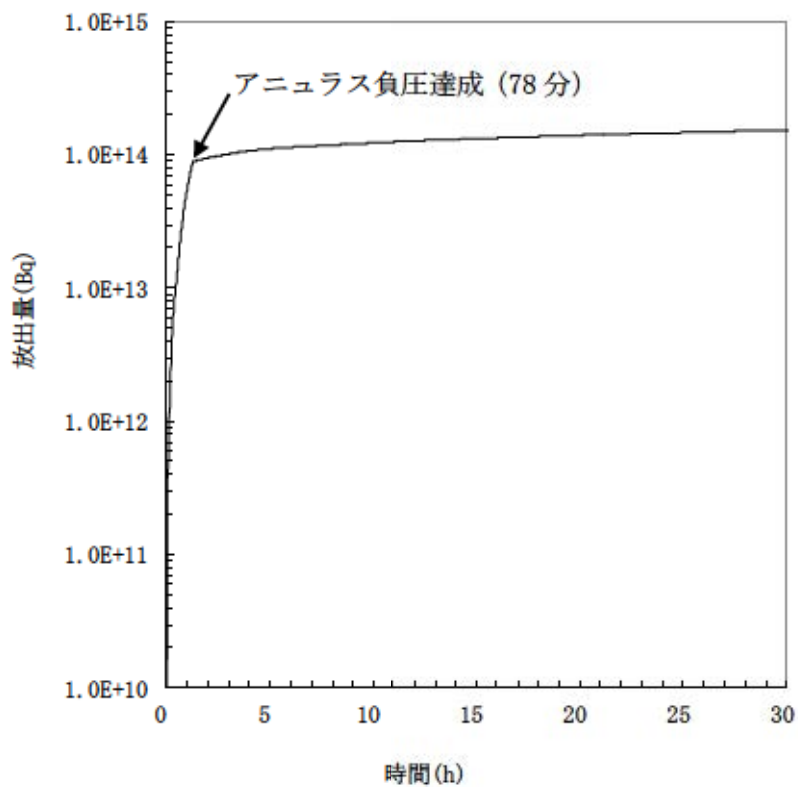
第 4-6 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



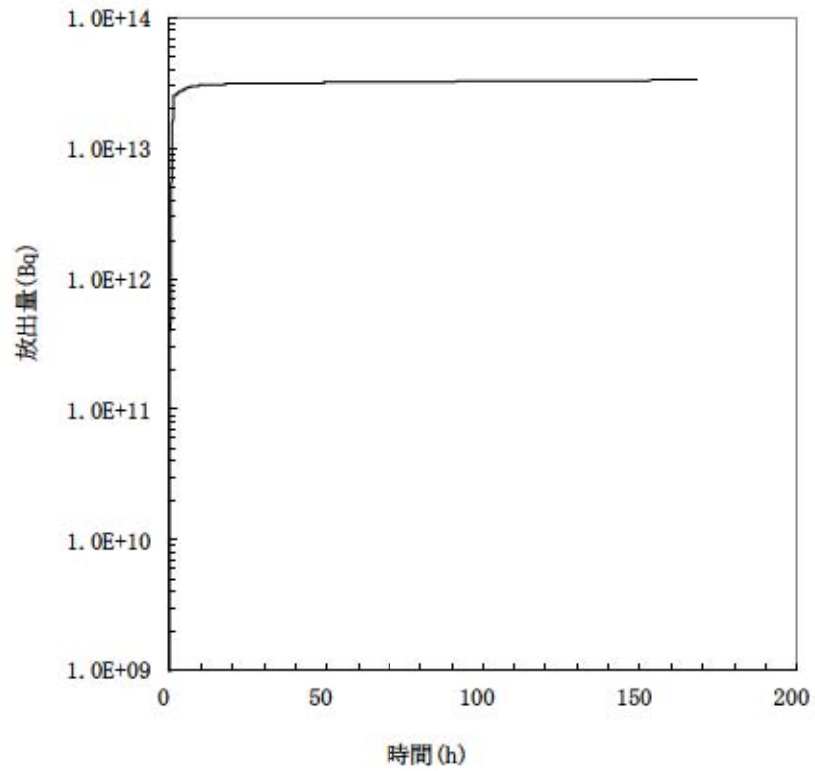
第 4-7 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (30 時間)



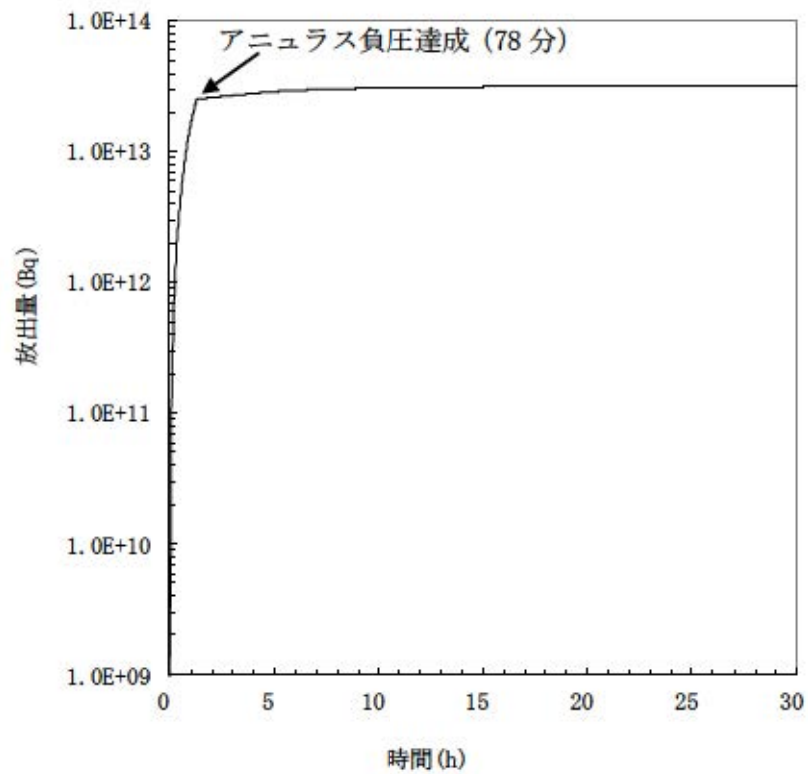
第 4-8 図 よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第 4-9 図 よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (30 時間)



第 4-10 図 セシウム積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第4-11図 セシウム積算放出放射能量(Gross値)の推移 (30時間)

第4-1表(1/2) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652 MWt) の 102 %	定格値に定常誤差 (+2 %) を考慮。
原子炉運転時間	最高 40,000 時間(ウラン燃料) 最高 30,000 時間(MOX 燃料)	評価対象炉心は、被ばく評価において厳しくなる MOX 燃料装荷炉心を設定。
サイクル数 (バッチ数)	4(ウラン燃料), 3(MOX 燃料) 装荷比率は, 3/4: ウラン燃料 1/4: MOX 燃料	長半減期核種の蓄積により, 評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定。
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量, 放出時間	Xe 類: 100 %, I 類: 75 % Cs 類: 75 %, Te 類: 30.5 % Ba 類: 12 %, Ru 類: 0.5 % Ce 類: 0.55 %, La 類: 0.52 % 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ, 核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス (大破断 LOCA+ECCS 失敗+格納容器スプレイ失敗シーケンスを含む) を代表する NUREG-1465 記載の放出割合 (Gap Release~Late in-Vessel までを考慮) を設定。(別紙 2 参照)
よう素の形態	粒子状よう素: 5 % 元素状よう素: 91 % 有機よう素: 4 %	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して, pH 調整ができず, pH>7 となると限らないため, pH によらず有機よう素割合を保守的に設定するために, R.G. 1.195 のよう素割合に基づき設定。(添付 3 参照)
原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果	沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s)	CSE A6 実験に基づき設定。(別紙 4 参照)
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.65×10^{-3} (1/h)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。(別紙 5 参照)
代替格納容器スプレイによるスプレイ効果開始時間	60 分	選定した事故シーケンスに基づき, 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。
代替格納容器スプレイによるエアロゾルのスプレイ除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。(別紙 6 参照)
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち, 原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定。(別紙 7 参照)

第4-1表 (2/2) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97 % アニュラス部以外 : 3 %	現行許認可 (添付書類十) の考え方に同じ。
アニュラス部体積	7,860 m ³	設計値として設定。
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間 60分+起動後負圧達成時間 18分の合計)。起動遅れ時間 60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及びアニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給等によるアニュラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78分 : 0 % 78分~ : 99 %	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~78分 : 0 % 78分~ : 95 %	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)

第4-2表 大気中への放出放射能量評価結果 (7日積算)

評価項目	評価結果	
希ガス	Gross 値	約 5.4×10 ¹⁶ Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値	約 8.7×10 ¹⁵ Bq
よう素	Gross 値	約 2.5×10 ¹⁴ Bq
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.2×10 ¹³ Bq
セシウム	Gross 値	約 3.4×10 ¹³ Bq
上記以外の核種	Gross 値	約 7.1×10 ¹³ Bq

第 4-3 表 大気中拡散条件

評価条件	使用値	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	大気拡散評価モデルを設定。
気象条件	泊発電所における 1年間の気象資料 (1997年1月～1997年12月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施。 泊発電所において観測された1年間の気象資料を使用。 (別紙9参照)
実効放出継続時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定。
放出源 及び 放出源高さ	排気筒 73.1 m 地上 0 m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。
累積出現頻度	97 %	従前の大気拡散の評価と同様に設定。
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。正方位から風向軸がずれる場合の濃度分布を考慮。
巻き込みを生じる 代表建屋	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定。
放射性物質濃度の評価点 及び着目方位	第 4-4 表参照	作業員の移動経路及び作業場所に従って適切な評価点を設定。
建屋投影面積	2,700 m ²	原子炉格納容器の地表面から上側の最小投影面積として設定。
形状係数	1/2	現行許認可(添付書類六)の考え方に同じ。

第4-4表 相対濃度及び相対線量

評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
⑧	30m	8	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	地上放出：約 4.4×10^{-4} 排気筒放出：約 1.4×10^{-4}	地上放出：約 2.6×10^{-18} 排気筒放出：約 5.0×10^{-19}
⑦	40m	6	N, NNE, NE, ENE, E, ESE	地上放出：約 2.5×10^{-4} 排気筒放出：約 1.3×10^{-4}	地上放出：約 1.7×10^{-18} 排気筒放出：約 4.6×10^{-19}
②	220m	2	SW, WSW	地上放出：約 3.4×10^{-4} 排気筒放出：約 1.3×10^{-4}	地上放出：約 2.2×10^{-18} 排気筒放出：約 3.2×10^{-19}
⑨	60m	5	SW, WSW, W, WNW, NW	地上放出：約 3.9×10^{-4} 排気筒放出：約 1.7×10^{-4}	地上放出：約 2.8×10^{-18} 排気筒放出：約 3.5×10^{-19}
⑥	40m	9	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	地上放出：約 3.6×10^{-4} 排気筒放出：約 1.6×10^{-4}	地上放出：約 2.5×10^{-18} 排気筒放出：約 5.7×10^{-19}
⑤	60m	6	ENE, E, ESE, SE, SSE, S	地上放出：約 3.0×10^{-4} 排気筒放出：約 1.4×10^{-4}	地上放出：約 2.3×10^{-18} 排気筒放出：約 5.4×10^{-19}

※ 放出源から評価点までの水平距離

第4-5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由	
線源強度	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様		
	原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	原子炉格納容器内に均一に分布するとして設定。
計算モデル	原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部：0.3 m～1.0m 円筒部：1.0 m 施工誤差-5 mmを考慮する	外部遮蔽厚さはドーム部0.3 m～1.0 m, 円筒部1.0 mである。線量計算では、設計値に施工誤差(-5 mm)を考慮してモデル化。
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QADコード (QAD-CGGP®R Ver. 1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m)	QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。

第4-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる
建屋内の積算線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	1.7×10^{23}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	1.6×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.9×10^{23}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.3×10^{23}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.4×10^{24}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.3×10^{24}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.0×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.2×10^{23}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	7.2×10^{22}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	5.8×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	5.8×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	1.1×10^{20}
7	$6 < E \leq 8$	2.6×10^{13}
9.5	$8 < E$	4.0×10^{12}

第 4-7 表 線量換算係数, 呼吸率, 地表への沈着速度及びマスクの防護係数の条件

項 目	使 用 値	選 定 理 由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq	ICRP Publication 71 に基づく。
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71 に基づく。
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	湿性沈着を考慮した地表面沈着量を乾性沈着の 4 倍として設定。 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 より 0.3cm/秒と設定 (別紙 10 参照)
マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。

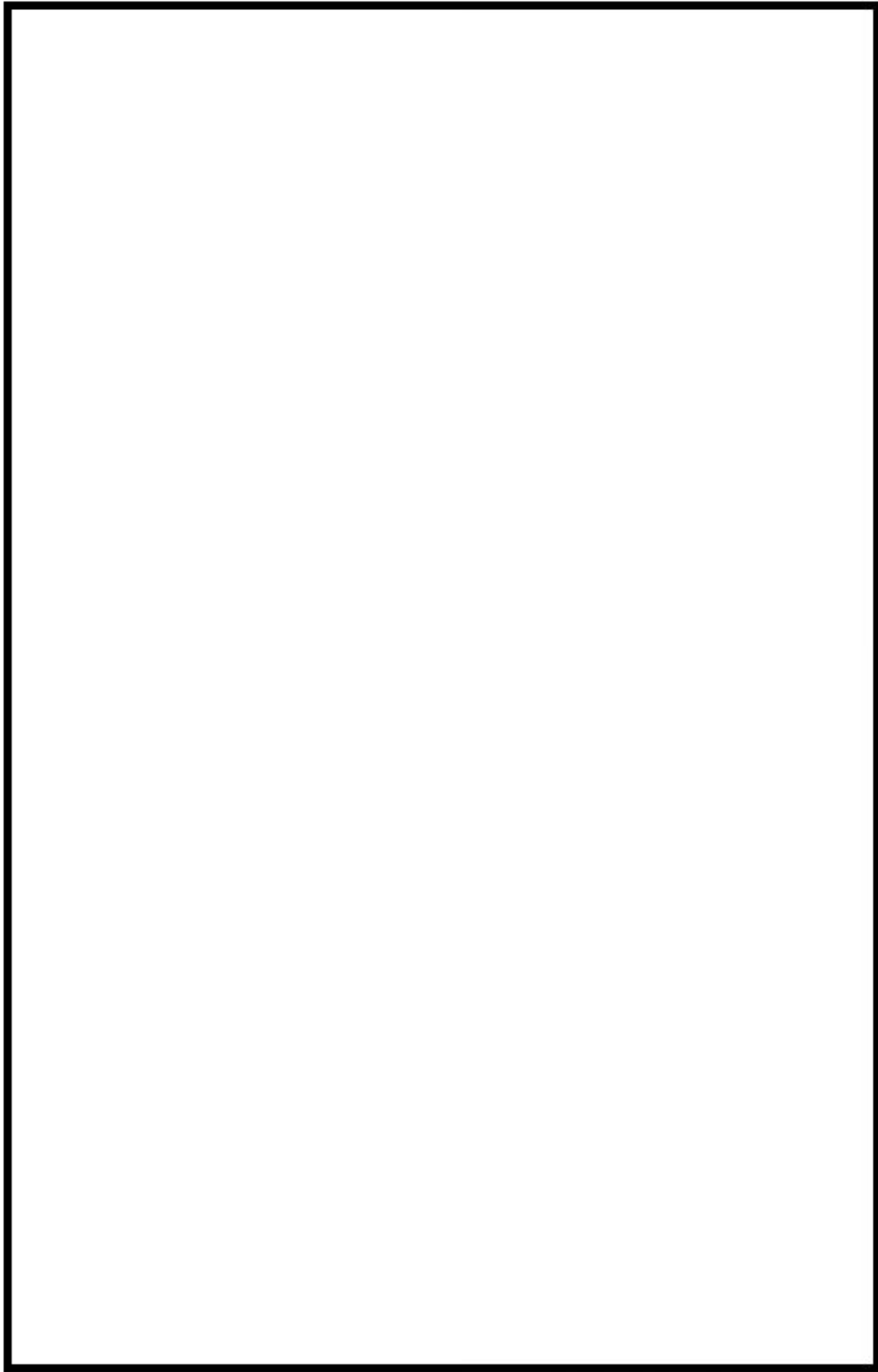
第7-1表 評価結果

作業項目	詳細項目	作業時間 (事象発生からの作業 開始時間)	要員が受ける線量(mSv) ^{※1} 【マスクあり】					線量評価点		
			合計 ^{※2}	グラント 線量	グラト 線量	直接・スカイ シャイン線量	グラント線量 /グラト線量	直接・スカイ シャイン線量		
燃料取替用水 ピットへの補給 (海水)	可搬型ホース敷設・接 続	2時間30分 (事故後7.5時間)	約24	約2.1	約0.37	約21	⑧	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑯		
	可搬型ホース敷設・接 続, 可搬型大型送 水ポンプ車の設置	1時間50分 (事故後10時間)	約17	約1.3	約0.21	約16	⑦, ⑧, ②	⑦, ④, ②, ①, ⑩, ⑪, ⑬, ⑭, ⑮		
	合 計		約41 ^{※3}	約3.4	約0.58	約37				
原子炉補機冷 却水系統への 通水確保 (海 水)	可搬型ホース敷設・接 続, 可搬型大型送 水ポンプ車の設置	4時間10分 (事故後18時間)	約12	約1.1	約0.13	約11	⑧, ⑦, ⑨, ②	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑦, ④, ②, ③		
	合 計		約13 ^{※3}	約1.1	約0.13	約11				
使用済燃料ピットへの注水確保 (海水)	可搬型ホース敷設・接 続	2時間25分 (事故後22.2時間)	約23	約1.2	約0.17	約21	⑧, ⑥, ⑤	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑫, ⑦, ⑥, ⑤		
	合 計		約23 ^{※3}	約1.2	約0.17	約21				

※1：有効数字2桁で四捨五入した結果である。

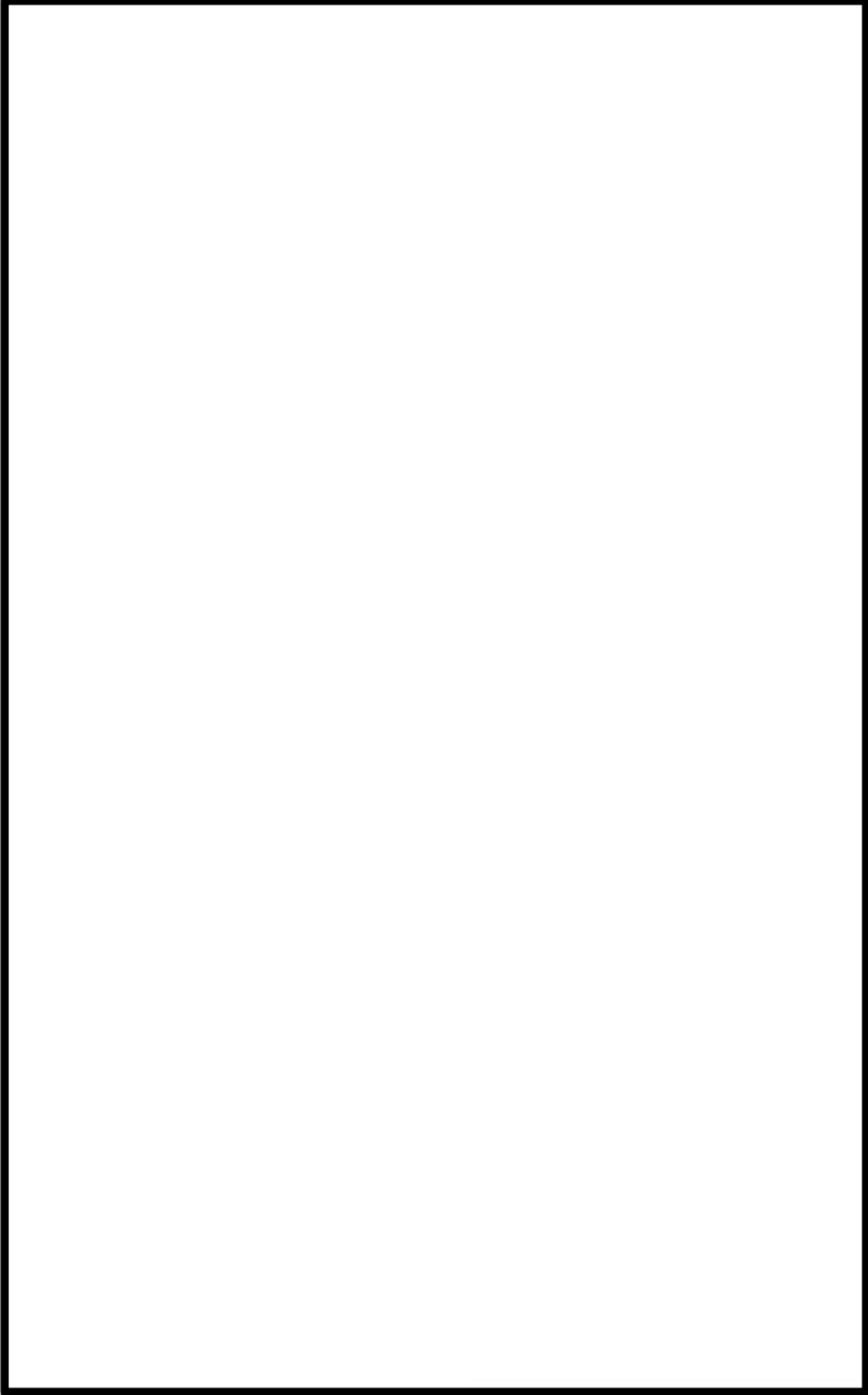
※2：線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。

※3：作業項目毎の線量の合計は、有効数字2桁で切上げた結果である。



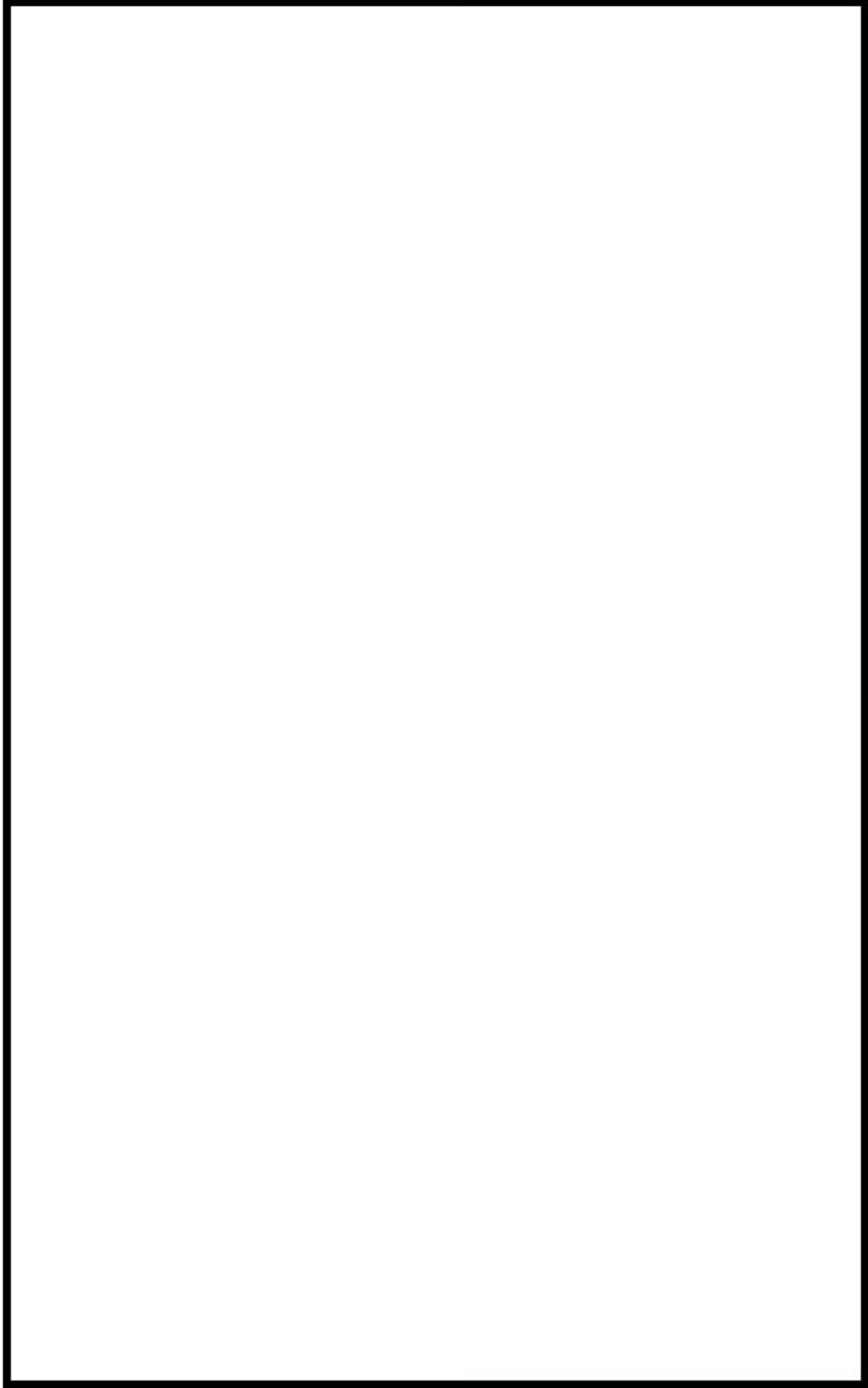
第7-1図 燃料取替用水ピットへの補給（海水）の作業動線と評価点

□：枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第7-2 図 原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）の作業動線と評価点

: 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第7-3 図 使用済燃料ピットへの注水確保（海水）の作業動線と評価点

：枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

別紙一覧

- 別紙 1. 評価対象作業の選定および評価点・評価時間設定の考え方について
- 別紙 2. 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 別紙 3. よう素の化学形態の設定について
- 別紙 4. 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について
- 別紙 5. 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 別紙 6. スprayによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 別紙 7. 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 別紙 8. アンユラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について
- 別紙 9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について
- 別紙 10. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

評価対象作業の選定および評価点・評価時間設定の考え方について

1. 評価対象作業の選定の考え方について

1.1 基本的な考え方

- ・ 事故後、原子炉容器破損以降に参集要員による交替を考慮せず運転員及び災害対策要員の作業の中で被ばくの観点から最も厳しい作業を対象とする。
- ・ 原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できず被ばく線量が大きくなる屋外作業を対象とする。
- ・ 参集要員による対応が可能な作業については、交替を考慮できるため、評価対象とはしない。

1.2 評価対象作業の選定

評価対象作業として、運転員及び災害対策要員の作業の中で基本的な考え方に照らし合わせて作業を選定する。

運転員及び災害対策要員の作業の中で、被ばくの観点で厳しい災害対策要員の実施する屋外作業である「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」及び「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」の作業を対象とする。他の屋外作業は参集要員で対応可能な作業である。災害対策要員等の作業を下表に整理する。

2.評価点・評価時間の設定の考え方について

各作業の動線は複数検討しているが、被ばく線量の観点で最も厳しい動線で評価を行う。

図 2-1 から図 2-3 に示すとおり、現場での作業ステップ毎の動線を考慮して複数の評価点を設定し、直接線及びスカイシャイン線の線量評価では、評価点間の移動時は 3 号炉原子炉格納容器に近い評価点を代表点として用い、評価点位置で作業を実施する場合はその評価点を代表点として用いる。各代表点での評価時間配分については、移動時間及び作業時間を考慮して設定する。

グラウンドシャイン線及びクラウドシャイン線の線量評価では、作業ステップ毎において当該動線上に 3 号炉原子炉格納容器を中心とする各方位での最近接評価点 (⑥, ⑦, ⑧, ⑨) がある場合はこれを代表点として用い、該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に 3 号炉格納容器に近い位置に前後の作業ステップの動線の代表点がある場合はこれを代表点として用いる。これに該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に 3 号機格納容器に近い位置に同一作業内の他の作業ステップの動線上の評価点がある場合はこれを代表点として用い、これにも該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点を代表点として用いる。

また、作業時間は「燃料取替用水ピットへの補給 (海水)」は事故発生後 7.5 時間～11.8 時間の 4 時間 20 分、「原子炉補機冷却水系統への通水確保 (海水)」は事故発生後 18 時間～22.2 時間の 4 時間 10 分、「使用済燃料ピットへの注水確保 (海水)」事故発生後 22.2 時間～24.6 時間の 2 時間 25 分として評価する。

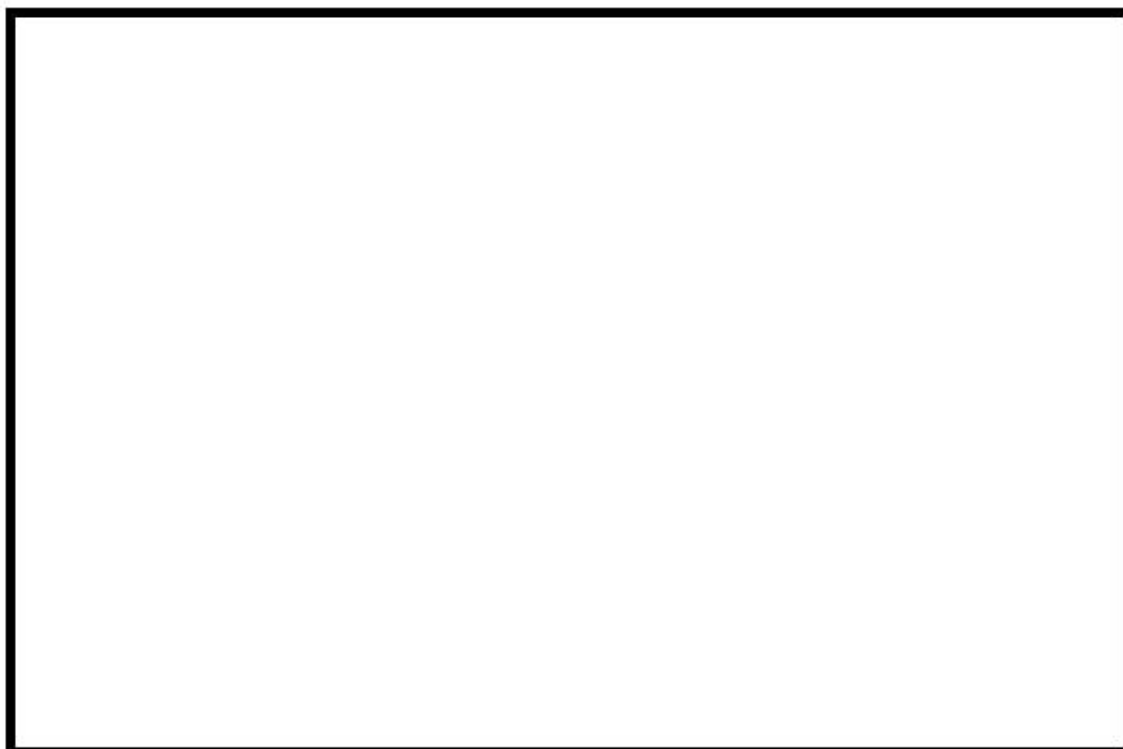


図 2-1 作業動線と評価点 (燃料取替用水ピットへの補給 (海水))



 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 2-2 作業動線と評価点（原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水））



図 2-3 作業動線と評価点（使用済燃料ピットへの注水確保（海水））

 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3. 屋内の作業の扱いについて

屋内作業の中で最も長い作業時間は、運転員の作業の「B-アニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給及びダンパ手動開操作」、「B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成・ベンディング・通水・流量調整」及び「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備・起動」、「燃料取替用水ピット補給系統構成」、「格納容器内自然対流冷却系統構成」及び「可搬型温度計測装置取付け」の5時間35分であり、被ばく評価対象としている「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」及び「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」の10時間55分より短い。

さらに、屋内作業は原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋外作業に比べて線量率は低い。

したがって、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」及び「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」の被ばく評価によって代表できていると考えている。

また、1.2項で評価対象作業として選定された屋外作業を実施する災害対策要員は、以下の表に示す屋内作業を実施するが、原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、同一の災害対策要員が屋内外作業を実施しても作業期間中100mSvを下回る。

要員	屋内作業
災害対策要員A	非常用母線受電準備及び受電
災害対策要員B	非常用母線受電準備及び受電、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差し替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置
災害対策要員C	B-アニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給及びダンパ手動開操作、B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成・ベンディング・通水
災害対策要員D	代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差し替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置

4. 長期的な作業の扱いについて

長期的な作業として、可搬型大型送水ポンプ車及び代替非常用発電機への燃料補給作業があるが、これらの作業については、参集要員による交替が可能であり、適切な線量管理の下、作業を継続していくことが可能である。

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合、放出時間を用いている。

1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを第 1 表に示す。

第 1 表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB ¹	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D- δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	
	S2D- β	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers--H ₂ burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS--DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems	
	S1DCF	LOCA (3"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (1/2") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA--hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
	SBO	Station Blackout	LOCA
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scream	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第 2 表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。

¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。

第 2 表 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合 (NUREG-1465 Table3. 13)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

- * Values shown are fractions of core inventory.
- ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
- *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- ・ Gap-Release/Early In-Vessel
燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。
- ・ Ex-Vessel/Late In-Vessel
原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAP を用いた泊発電所 3 号炉の解析結果と NUREG-1465 の想定を比較すると、第 3 表のとおりとなる。

第 3 表 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP 解析結果	0～約 19 分	約 19 分～約 1.5 時間
NUREG-1465	0～30 分	30 分～1.8 時間

炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

NUREG-1465 のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465 のソースターム（以下、「更新ソースターム」という。）を高燃焼度燃料及び MOX 燃料に適用する場合の課題に関し、1999 年に第 461 回 ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRS から、高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRC スタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC 02-202² (2002 年 11 月) にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

(ERI/NRC 02-202 第 4 章)

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度 75 GWd/t、炉心の平均燃焼度 50 GWd/t を対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、添付資料 1 の第 1-1 表及び第 1-2 表に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種について NUREG-1465 と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465 から大きく異なるような数値は提案されていない。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202 では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対しても NUREG-1465 のソースタームを適用できると結論付けている。

なお、米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては、NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 62 GWd/t までの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。

² ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS

3.2 Release Fractions¹⁰

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料や MOX 燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011 年 1 月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている (SAND2011-0128³)。

高燃焼度燃料及び MOX 燃料の放出割合は、添付資料 1 の第 1-3 表及び第 1-4 表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用について否定されるものではないと考える。第 4 表にそれらのデータを整理する。

第 4 表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)*	ERI/NRC 02-202 (MOX 燃料)*	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX 燃料)
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
Cs 類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが Regulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202 及び Sandia Report に示されている。

泊発電所 3 号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で 55 GWd/t, MOX 燃料で 45 GWd/t であることから、ERI/NRC 02-202 における適用範囲, 燃料集合体の最高燃焼度 75 GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲, 燃料集合体最高燃焼度 59 GWd/t と比較し適用の範囲内にある。また、泊発電所 3 号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で 61 GWd/t, MOX 燃料で 53 GWd/t であり、Regulatory Guide 1.183 に示される適用範囲, 燃料棒最高燃焼度 62 GWd/t の範囲内にある。こ

³ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

のため、泊発電所3号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX 燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国 NRC にオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465 の数値を用いた。

2. 今回の評価モデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について

2.1 原子炉格納容器外への放出割合について

「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果と MAAP 解析での評価結果についての比較を第 5 表に、また、比較方法を第 6 表に示す。

今回の評価では、NUREG-1465 に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

一方、MAAP コードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

炉心から原子炉格納容器内への放出割合については、今回の評価結果を MAAP コードによる評価結果と比較すると、数値が小さい核種もあり、すべての核種に対しては保守的ではない。しかし、放出放射線量評価に直接寄与する原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価結果を MAAP コードによる評価結果と比較すると、数値が大きくなっており、保守的な結果となっている。これは、MAAP コードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。

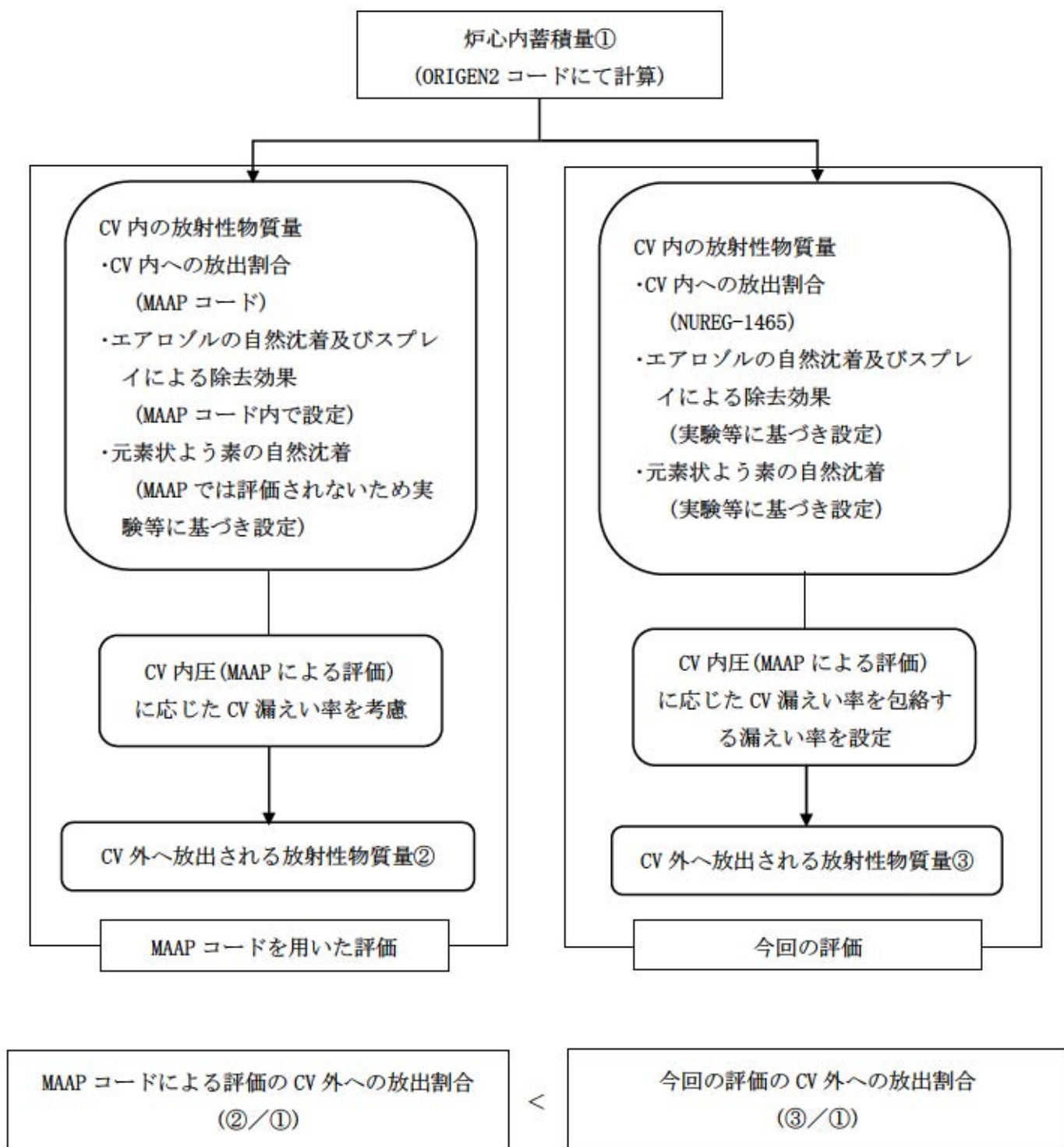
第5表 MAAP コードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較

核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP 解析*2
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs 類	約 2.0×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}
Te 類	約 8.0×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 6.9×10^{-7}
Ru 類	約 1.3×10^{-6}	約 1.3×10^{-6}
Ce 類	約 1.4×10^{-6}	約 4.7×10^{-8}
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 7.4×10^{-9}

*1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

*2 Cs のように複数の化学形態 (CsI, CsOH グループ) を有する核種については、Cs の炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

第6表 MAAPコードによる放出量と本評価による放出量の比較方法



2.2 原子炉格納容器内の線源強度等について

MAAP 解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮蔽、2次遮蔽等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。

一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮蔽のみを考慮したモデルとしている。

MAAP 解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。

直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP 解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第7表に示す。

第7表 原子炉格納容器内の線源強度における
本評価で用いたモデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較

項目	本評価で用いたモデル	MAAP 解析
線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{24}	約 2.5×10^{24}

第7表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。更に本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。

2.1 及び 2.2 より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP 解析での評価と比較して保守的に評価できる。

第 1-1 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)²

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** ⁴ (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group) ⁵	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

² Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t.

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HIRVI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

⁵ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

第 1-2 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (MOX 燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment¹

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) ¹	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR ² (0.95)	0.2; 0.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE ³ , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE, NE, NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE, NE, NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; NE; 0
Pu, Zr	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.001	NE, NE, NE; 0.001; 0.001	NE, NE, NE; NE; 0
Np	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.02	NE, NE, NE; NE; 0
Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE, NE, NE, NE; 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; NE; 0 (0)

¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

³ NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

⁴ The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

第1-3表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.94 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (5x10 ⁻⁷)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-

第1-4表 SAND2011-0128における格納容器への放出（MOX燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻⁵ (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁴ (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁷ (0.0002)	3 x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁷ (0.0005)	5 x10⁻⁴ (0.005)	-

各核種グループの内訳について

NUREG-1465 の高燃焼度燃料及び MOX 燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。

環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算値を第 2-1 表に、ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値を第 2-2 表に示す。MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。

第 2-1 表 環境に放出される放射性物質の
各核種グループの内訳 (I-131 等価量換算)

核種グループ	放出放射能量 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 0.0×10^0	0
よう素類	約 8.2×10^{13}	55
Cs 類	約 1.7×10^{13}	12
Te 類	約 3.8×10^{12}	3
Ba 類	約 6.1×10^{12}	4
Ru 類	約 5.9×10^{11}	<1
Ce 類	約 2.2×10^{13}	15
La 類	約 1.7×10^{13}	12
合計	約 1.5×10^{14}	100

(注 1) 7 日間積算放出量

(注 2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

第 2-2 表 環境に放出される放射性物質の
各核種グループの内訳 (γ 線エネルギー 0.5 MeV 換算)

核種グループ	放出放射エネルギー ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 8.7×10^{15}	91
よう素類	約 6.7×10^{14}	7
Cs 類	約 1.7×10^{14}	2
Te 類	約 3.1×10^{13}	<1
Ba 類	約 1.7×10^{13}	<1
Ru 類	約 9.9×10^{11}	<1
Ce 類	約 1.1×10^{12}	<1
La 類	約 2.9×10^{12}	<1
合計	約 9.5×10^{15}	100

(注 1) 7 日間積算放出量

(注 2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

よう素の化学形態の設定について

本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合として R. G. I. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いた NUREG-1465 にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相の pH が 7 以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は 5 % を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の 3 % (0.15 %) を超えない (95 % が粒子状))。

本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH 調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は CV 内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。

NUREG-1465 では、よう素の化学形態毎の存在割合に関して pH<7 の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合に係る知見として、pH の低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故時のよう素の化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。

pH 調整がなされている場合の結果を第 1 表、pH 調整がなされない場合の結果を第 2 表に示す。PWR でドライ型格納容器を持つ Surry の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I⁻ となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。

第1表 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第2表 重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態
(NUREG/CR-5732, Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、重大事故時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Surry の評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R. G. 1. 195 のよう素の化学形態毎の存在割合（第3表参照）を用いることとした。

第3表 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

	NUREG-1465	R. G. 1. 195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について

原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。

数値の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を λ_d とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ρ の濃度変化は以下の式で表される。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$$

ρ : 原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)

λ_d : 自然沈着率 (1/s)

これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度 λ_d は時刻 t_0 における元素状よう素濃度 ρ_0 と時刻 t_1 における元素状よう素濃度 ρ_1 を用いて、以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$$

なお、NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載 (CSE A6 実験) より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」としており、これらの数値を上式に代入することで、元素状よう素の自然沈着速度 9.0×10^{-4} (1/s) を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレーが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が1/200になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素がDF(除染係数)=200に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点(放出開始から11.8時間)となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質質量が放出された放射性物質質量の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内元素状よう素の時間変化を次に示す。この中で元素状よう素の初期濃度は $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となっており、泊発電所3号炉の原子炉格納容器に浮遊するよう素の濃度と同程度である。

参考：BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"

注：本実験では、スプレー添加物としてアルカリ (NaOH) が用いられているが、沈着速度算出にはスプレーが降る前の濃度の値を用いているため、スプレー添加物の影響を受けない。

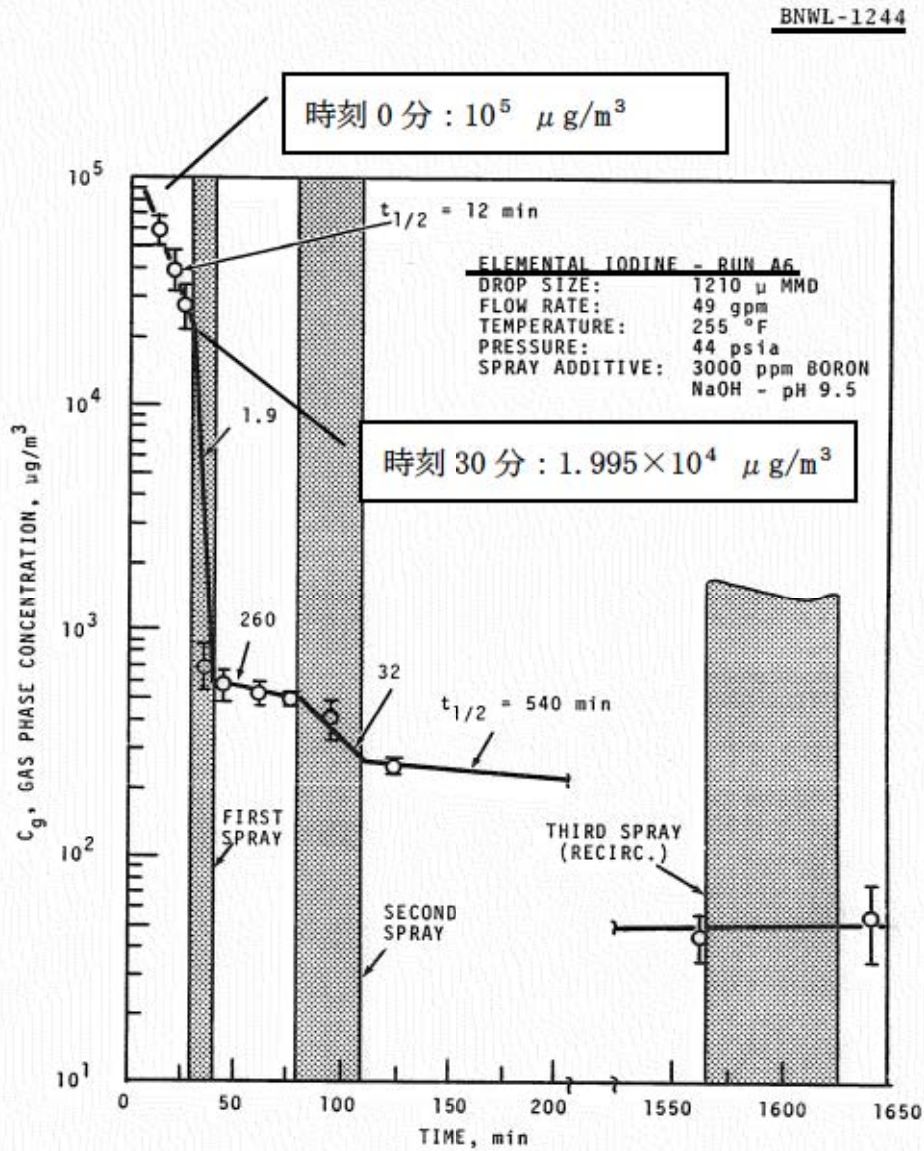


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

CSE 実験の適用性について

CSE 実験の条件と泊発電所 3 号炉の比較について第 1 表にまとめる。また、NUPEC の報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のような素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水による CV 内壁等への濡れはない。これは、CV 内壁等の濡れによるような素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。

第 1 表 CSE 実験条件と泊発電所 3 号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			泊発電所 3 号炉 解析結果
	A-6 ⁽¹⁾ ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.335* ²
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 138* ³
スプレイ	間欠的に有り* ¹	なし	なし	あり (元素状ヨウ素に対しては自然沈着のみ考慮)

(1)R. K. Hilliard et. al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

(2)R. K. Hilliard et. al, "Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays", BNWL-1244

(3)R. K. Hilliard and L. F. Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457

* 1 : 自然沈着速度の算出には第 1 回目のスプレイが降る前の格納容器内
よう素濃度の値を用いている。

* 2 : 格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値

* 3 : 格納容器過温破損防止シーケンスの解析値

自然沈着のみのケース (A-5, A-11) の容器内気相部濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレーあり (A-6) の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より 1/200 以上低下した後には沈着が緩やかになること (カットオフ) が認められる。

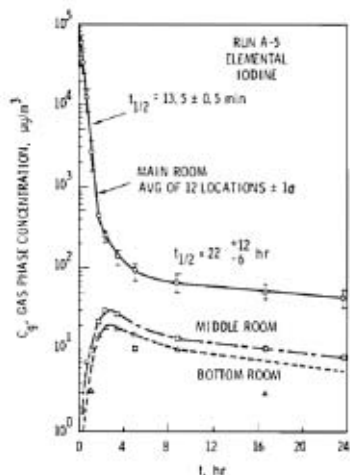


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

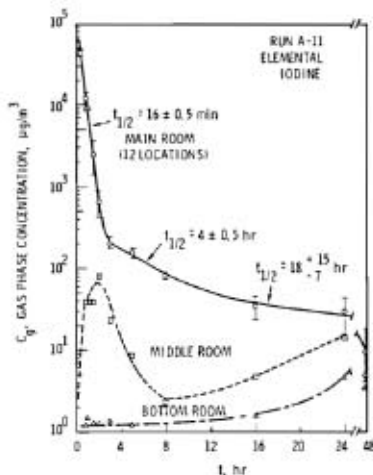


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE 実験における沈着の等価半減期

	A-6 (2)	A-5 (3)	A-11 (3)
初期	12 分	13.5 分	16 分
カットオフ後 (ノミナル値)	540 分 (9 時間) *4	22 時間	18 時間
カットオフ後 (誤差込)	—— (記載なし)	34 時間	33 時間

*4 : スプレーが行われた後の値

後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。

これより、カットオフ後の沈着速度はCV外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。

第3表 感度解析条件

	ベース条件	感度解析
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)	同左
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)

第4表 感度解析結果

	ベース条件	感度解析
よう素の CV 外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ※	$3.7E-4$ (1.03) ※

※ カッコ内はベース条件に対する割合

今回の評価では、CSE 実験における実験開始後 30 分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE 実験において、DF=200 に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。

CV 内の自然沈着率を設定した根拠としている A-6 試験については、スプレイされることでスプレイによる除去効果があるため、初期濃度に対して DF=200 に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。

また、スプレイされない試験の結果として、同じく CSE の試験結果 (A-5, A-11 試験) を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5 試験及び A-11 試験の CV 内のよう素濃度は DF=200 付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200 まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考ええる。

なお、仮に A-5 試験及び A-11 試験のうち等価半減期の長い A-11 試験の結果から得られる等価半減期 16 分を用いてよう素の CV 外への放出割合について算出した結果を第 5 表に示す。評価結果は第 5 表に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状の A-6 試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいと言える。

第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のCV外への放出割合

	申請ケース	感度解析①	感度解析②
等価半減期（初期）	12分	同左	16分 ^{※1}
等価半減期（DF=200 到達後）	同上	40時間 ^{※2}	同左
よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	約3.7E-04
申請ケースに対する比	1.00	1.03	1.04

※1：A-11試験の結果より設定した値

※2：A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値

また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。

そこで、CSEの試験体系と泊発電所3号炉の比表面積について第6表に示す。

第6表に示すとおり、CSE試験体系と泊発電所3号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は泊発電所3号炉に適用可能である。

第6表 CSE試験と泊発電所3号炉の比表面積の比較

	CSE試験体系	泊発電所3号炉
体積(m ³)	約600	約65,500
表面積(m ²)	約570	約69,000
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.05

(参考) CSE 試験体系

TABLE I
Physical Conditions Common to All Spray Experiments

Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³
Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m
Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²
Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²
Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³
Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²
Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³
Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²
Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³
Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a	
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b	

^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carboline Co., St. Louis, Missouri.

^b $k = 0.027 \text{ Btu}/(\text{h ft}^2) (^{\circ}\text{F}/\text{ft})$ at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.

参考：その他の知見(PHEBUS FP試験)に対する考察について

PHEBUS-FP 計画は、カダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉を用いて、炉心から格納容器に至る FP が移行する過程を、ホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。

試験は約23 GWd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。

PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。

試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈着したFPを下部サンプルに洗い流す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。

PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05 %（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることがわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動は前述のCSE実験と同様の傾向である。

以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参考資料(1)、(2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。

- (1) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，平成15年
- (2) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版），平成15年

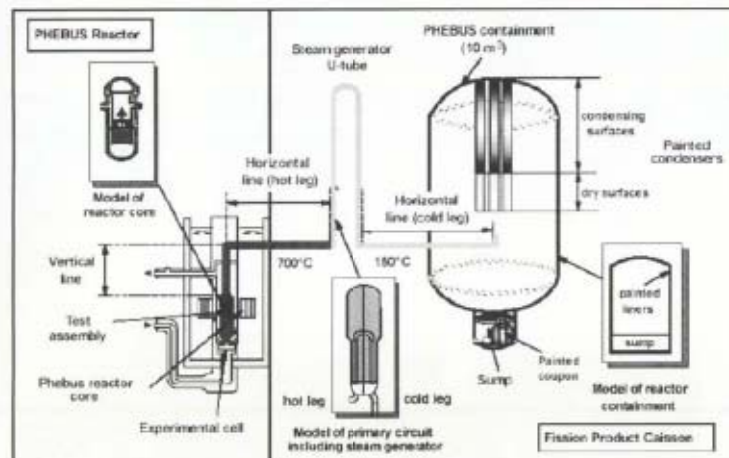
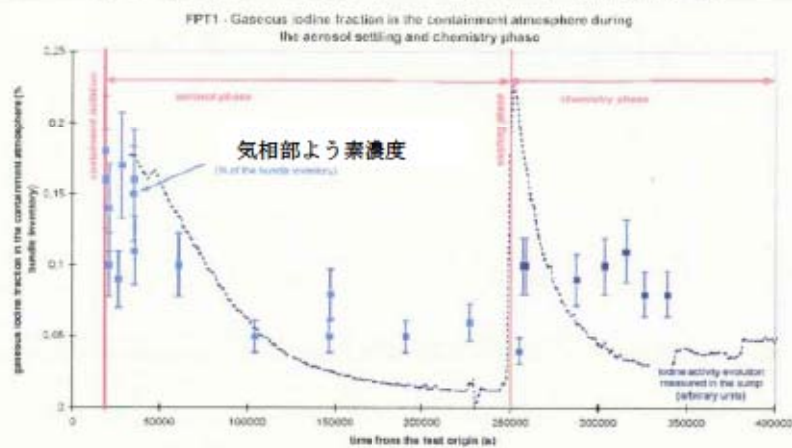


図3.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図

第1図 PHEBUS FP 試験装置 (1)

試験結果

- 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合(1) -



- 格納容器内のガス状ヨウ素割合(炉心インベントリに対する割合)は、エアロゾルフェーズ初期で約0.2%から後期で0.05%程度まで徐々に減少、洗浄後の化学フェーズでは0.1%程度とほぼ一定
(注) 格納容器インベントリに対する割合では、それぞれ約0.3%、0.08%、0.15% (格納容器への放出割合が約84%のため)

第2図 PHEBUS FP 試験結果 (2)

原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下、「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈着速度を V_d とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所3号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時)}$$

λ_d	: 自然沈着率 (1/s)
V_d	: 重力沈着速度 (m/s)
A_f	: 原子炉格納容器床面積 (m ²) (泊発電所3号炉 1,250 m ²)
V_g	: 原子炉格納容器自由体積 (m ³) (泊発電所3号炉 65,500 m ³)

ここで、 V_d の算出については、エアロゾルが沈着する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。

$$V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

r_p	: エアロゾル半径 (m)
ρ_p	: エアロゾル密度 (kg/m ³)
ρ_g	: 気体の密度 (kg/m ³)
g	: 重力加速度 (m/s ²)
μ_g	: 気体の粘度 (Pa・s)

各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載されている値である。

第1表 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m^3)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より
気体の密度 ρ_g (kg/m^3)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 g (m/s^2)	9.8	理科年表より
気体の粘度 μ_g ($\text{Pa} \cdot \text{s}$)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より

$$\begin{aligned} \text{よって, } \lambda_d &= 9.68 \times 10^{-5} \times 1250 / 65500 = 1.847 \times 10^{-6} \text{ (1/s)} \\ &= 6.649 \times 10^{-3} \text{ (1/時)} \rightarrow 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時) となる。} \end{aligned}$$

(参考)

NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成10年3月)」抜粋

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・有機ヨウ素 (ガス) 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・無機ヨウ素 (ガス) 9.0×10^{-4} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
 CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$$
- ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s) : 自然沈着率 (λ_d)
 $1 \mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。

$$V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$$

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)}$$

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 215^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$$
- ・Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La CsIと同じ扱いとする。

スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について

重大事故時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。

このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2 において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとする。設定の考え方について以下に整理した。

1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式

米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。

この評価式は、米国新設プラント (US-APWR, AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。

$$\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_S D}$$

λ_S	: スプレイ除去速度
h	: スプレイ液滴落下高さ
V_S	: スプレイ領域の体積
F	: スプレイ流量
E	: 捕集効率
D	: スプレイ液滴直径

また、米国 R. G. 1. 195 でもエアロゾルのスプレイ効果として、下記のとおり SRP6.5.2 が適用可能としていることから、本評価にも用いている。

2.3 Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP¹

(Ref. A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of the SRP.

2. スプレイ効率 (E/D) の設定について

今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。

(1) NUPEC 試験

「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 平成 15 年 3 月 財団法人 原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を 7 と設定する。

なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 10^{-4} と設定した。SRP6.5.2 では DF 10^{-4} 到達以降、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF 10^{-4} を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽¹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。

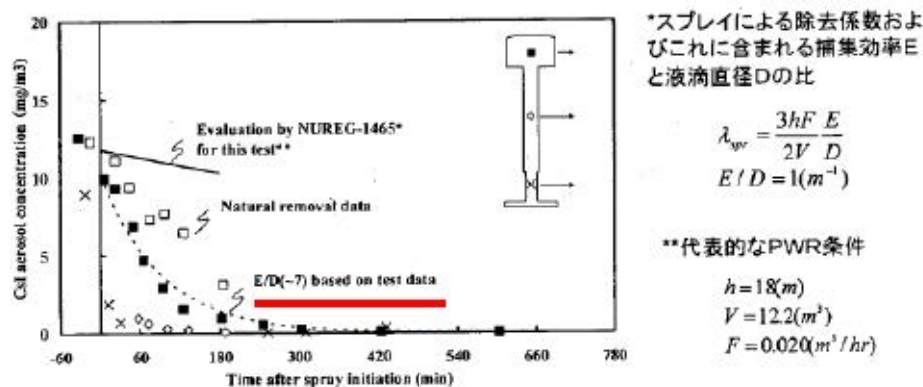


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

(2) 泊発電所 3 号炉への適用

泊発電所 3 号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 としている。

NUPEC 模擬試験では、PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5 mm の条件の下で、E/D=7 との結果が得られている。

PCCV プラントと鋼鉄 CV プラントの泊発電所 3 号炉では、重大事故時の温度や圧力について

若干の差があるものと思われるが、CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1 参照）。

よって、NUPEC の試験結果である $E/D=7$ を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5 mm を上回らないことを確認する必要がある。

この試験では、実機条件でのスプレイノズル 1 個あたり \square m^3/h を模擬しており、このときのスプレイ液滴径が 1.5 mm であった。泊発電所 3 号炉では代替格納容器スプレイポンプによるスプレイで使用するスプレイリングヘッドに \square 個のスプレイノズルが設置されているため、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量 \square m^3/h 以上（スプレイノズル 1 個あたり \square m^3/h ）が必要である。今回の評価で用いた泊発電所 3 号炉の代替格納容器スプレイ流量は \square m^3/h ($> \square$ m^3/h) であり、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成できているため、 $E/D=7$ を適用することは妥当である。

3. エアロゾル除去速度の算出

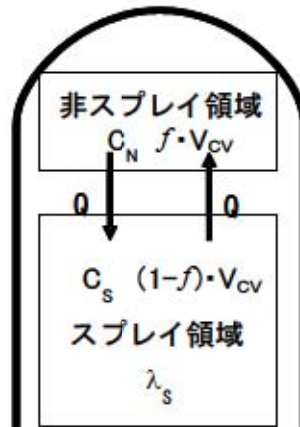
1. で示した SRP6.5.2 のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2. で示したスプレイ効率 (E/D)、泊 3 号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。

ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。

非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。

米国 Regulatory Guide 1.183 では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が 1 時間に 2 回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が 1 時間に 2 回循環することとする（添付-2 参照）。

評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積 V_{CV} に対する非スプレイ領域の体積割合を f とし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域 i における浮遊エアロゾル濃度を C_i とし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量 Q の空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。



このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。

$$\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_S \cdot C_S) \end{cases}$$

$$N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV}$$

C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³)

N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq)

f : 非スプレイ領域体積割合 (-)
(泊発電所 3 号炉 93 %)

T : CV 内空気混合時間 (h)

$T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$: (CV 内の空気が十分に混合するまでの時間)

V_{CV} : CV 内自由体積 (m³)
(泊発電所 3 号炉 65,500 m³)

Q : CV 内空気循環流量 (m³/h)
(泊発電所 3 号炉 122,000 m³)

λ_S : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹)

V_S : スプレイ領域体積

(添字 N : 非スプレイ領域, S : スプレイ領域)

ただし、 λ_S はスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2 で示されている「 V_S 」は、スプレイ領域体積として、 $V_{CV} \times (1-f)$ として考える。

上記モデルを使用し、非スプレイ領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレイ除去速度を算出した。

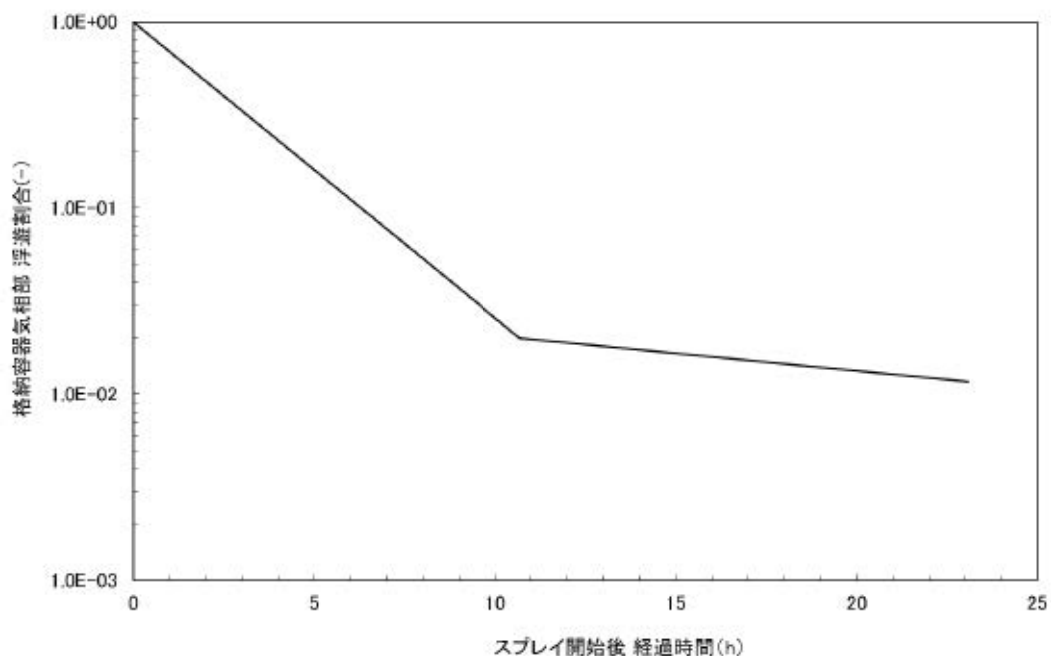
なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数（DF）がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ \square と設定した。SRP6.5.2 ではカットオフ DF が \square を到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF \square を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度として第 1 表のように設定した。

また、第 1 表をグラフで表したスプレイ除去効果のモデルを第 1 図に示す。

第 1 表 エアロゾル除去速度

カットオフ DF	エアロゾル除去速度
DF < \square	0.36 (1/時)
DF \geq \square	0.043 (1/時)



第 1 図 スプレイ除去効果のモデル

CSE データ ("Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment" Nuclear Technology Vol.10, 1971)

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	"	"	"	"	"	"
Drop MMD, μ^d	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1950	1060	2020	2300
Spray solution	"	"	f	g	f	f

^aSpraying Systems Co. 3/4 TG3, full cone.

^bSpraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone.

^cSpraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone.

^dMass median diameter.

^e525 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^f3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.

^g3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ_s Observed, min ^{-1a}			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

^aFor first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.

^bIncludes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4, A-6 及び A-7 での "Particulate Iodine" の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

スプレイ領域と非スプレイ領域の取り扱いについて

エアロゾルの除去効果については、参考資料に示される条件で実施された NUPEC 試験を基にスプレイ効率と液滴径の比として $E/D=7$ を用いている。

NUPEC 試験では、下記のとおり CV 自由体積及び代替スプレイ流量を模擬してスケールダウンした体系を用いていることから、 $E/D=7$ の中に CV 内の流動の効果も加味されたものとなっている。

同様に、PWRの場合、代表プラントとして国内で運転中の大容量プラントである110万KWe級の4ループを選定した。この場合、本試験で使用する模擬格納容器は実機と比較して体積比で約1/5900であり、一方、AM条件で使用するノズル数は全数の一部（最下段からのスプレイヘッダのみ；120個程度）と少ないため、本試験で使用するスプレイノズルの個数は1個以下となる。すなわち、PWR模擬試験においては実機のスプレイノズルをそのまま使用できないため、FP除去効果に影響を及ぼすと考えられるAMスプレイ時の液滴径分布をできる限り模擬しうるシミュレータノズルを使用することとした。また、スプレイ流量に関しては、AM時のスプレイ流量が約120 ton/hrであり、これを1/5900でスケールダウンして、シミュレータノズル1個で0.34リットル/minを基準条件とした。

そのため、 $E/D=7$ を評価に用い、更に非スプレイ領域によってエアロゾルの除去が見込めない効果を取り込むことは下記のとおり保守的な扱いとなる。

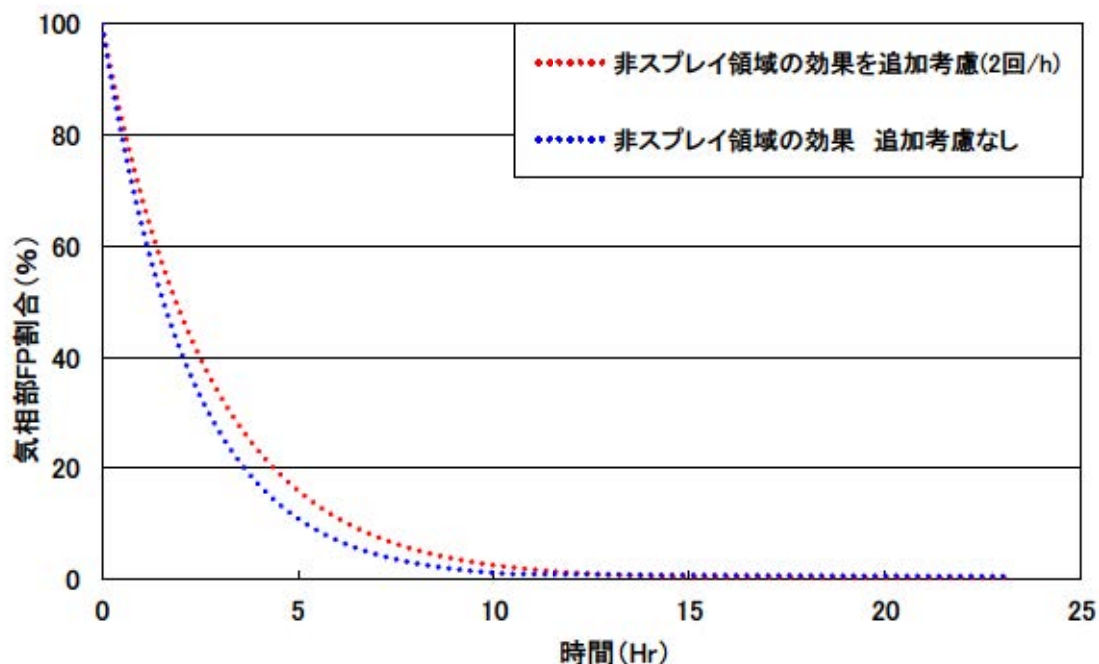


図 スプレイ除去効果の比較

(参考資料) NUPEC PWR 模擬試験条件

表3.2-3 PWR模擬試験条件

	実機プラント	本試験	注記
対象シナリオ	AHF	同左	
対象プラント	PWR4ループ炉	同左	
CV体積	71,700m ³	12.2m ³	初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877
CV高さ	20m	同左	
スプレイノズル個数	120	1	
スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min	
ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル	
ノズル出口径	10mm	1.2mm	
スプレイ液滴径	1500ミクロン (平均径)	1470ミクロン (平均径)	
散布形態	約10hr 連続	同左	
スプレイ水温	303K	同左	
スプレイ水質	中性	同左	
CV初期全圧	0.52MPa	同左	
水蒸気分圧	0.39MPa	同左	
Air分圧	0.12MPa	同左	N ₂ で代用
H ₂ 分圧	0.01MPa	同左	Heで代用
CV初期温度	415K	同左	
CV初期水位	(不明)	100mm	BWR基本ケースに合わせた
エアロゾル種類	CsI	同左	
CsI濃度	0.01g/m ³	同左	
CsI粒径	1ミクロン	同左	幾何標準偏差は2.0
試験中のCsI供給	無し	同左	
崩壊熱	3,411MWt	4.3 kW	実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル (定格出力の0.7%)、試験は一定で供給
蒸気の状態	飽和蒸気	同左	
蒸気供給高さ	CV下部	同左	

原子炉格納容器漏えい率の設定について

原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。

(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象にて使用）より算出する。

$$\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$$

L	:	漏えい率
L_d	:	設計漏えい率
ΔP	:	原子炉格納容器内外差圧
ρ	:	原子炉格納容器内密度
d	:	添え字“ d ”は漏えい試験時の状態を表す
t	:	添え字“ t ”は事故時の状態を表す

(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。

$$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \frac{2k_t}{k_t-1} \frac{P_t}{P_d} \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \left(\frac{2k_t}{k_t-1} \frac{P_t}{P_d} \frac{\rho_d}{\rho_t} \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$$

壓縮性流体（層流）

壓縮性流体（乱流）

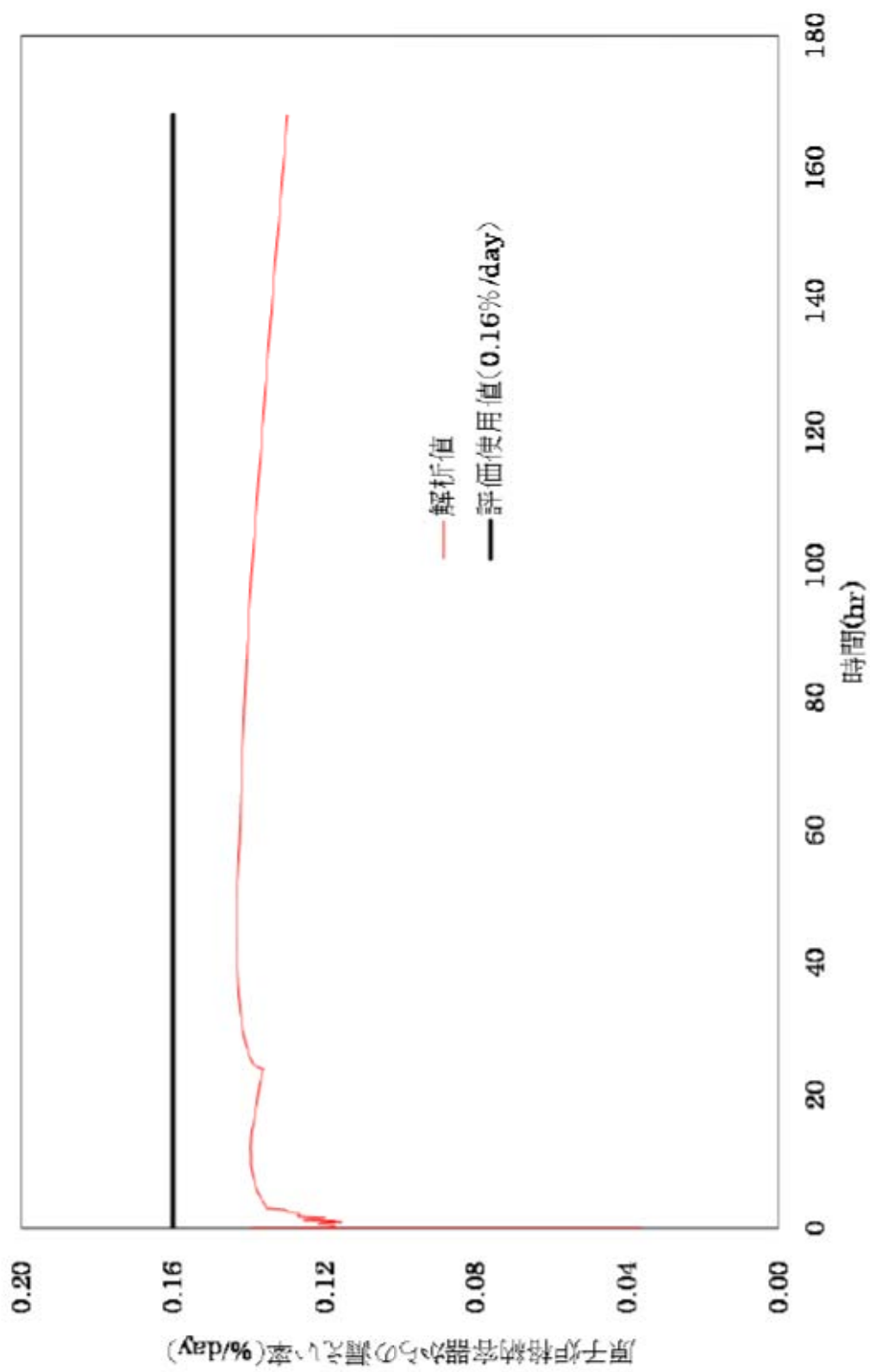
差圧流

<p>P : 原子炉格納容器内圧力</p> <p>P_{leak} : 漏えい口出口での圧力</p> <p>μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数</p> <p>k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比</p> <p>P_{atm} : 大気圧</p>	$\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t + 1} \right)^{\frac{k_t}{k_t - 1}}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d + 1} \right)^{\frac{k_d}{k_d - 1}}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$
---	---

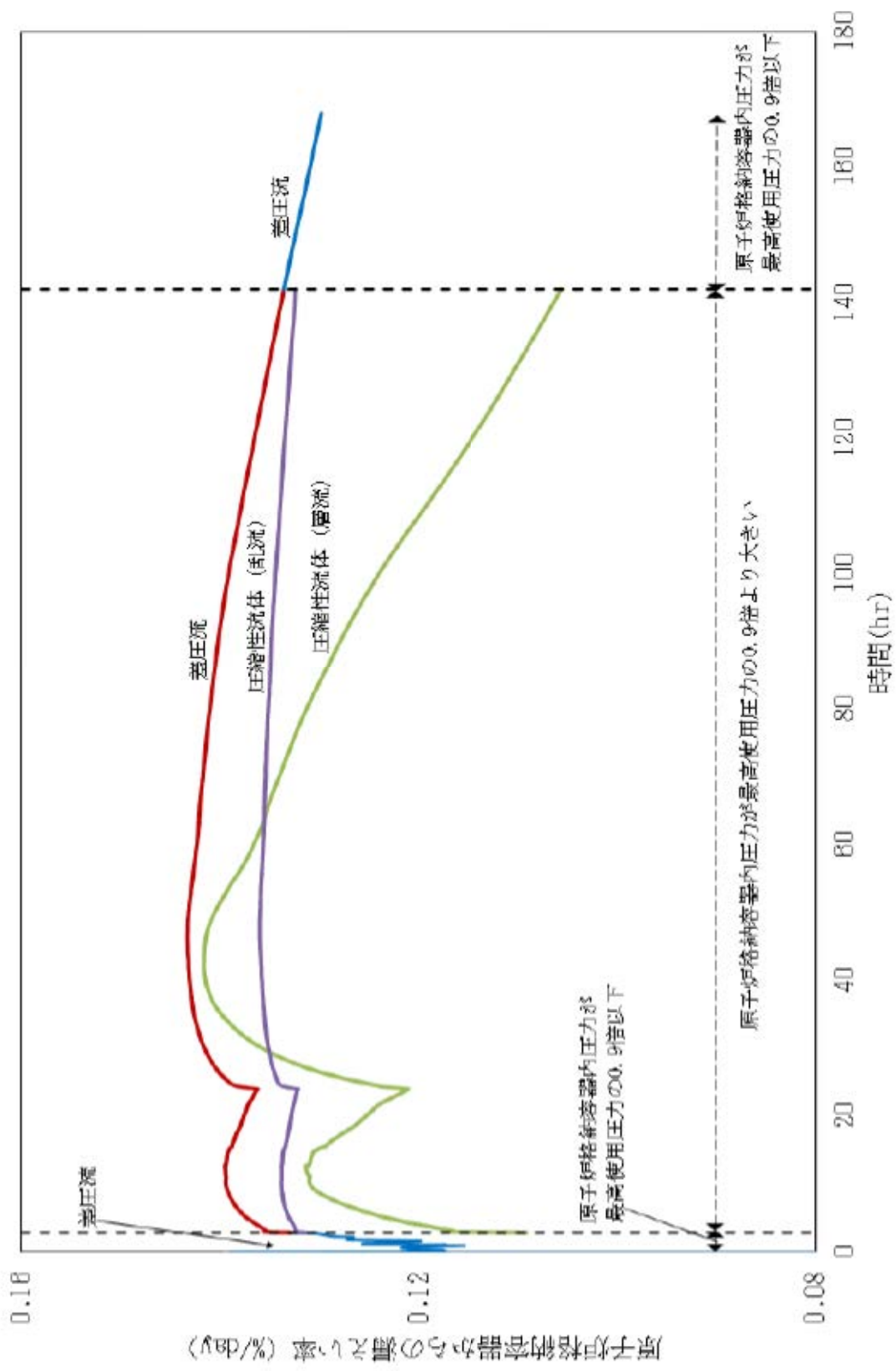
原子炉格納容器からの漏えい率を第 1 図に示し、上記(1)，(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第 2 図に示す。

原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約 0.360 MPa [gage]）に対応した漏えい率（約 0.144%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7 日間）中 0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率 0.16% に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第 3 図に示すとおり約 0.40 MPa [gage] であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。

なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。

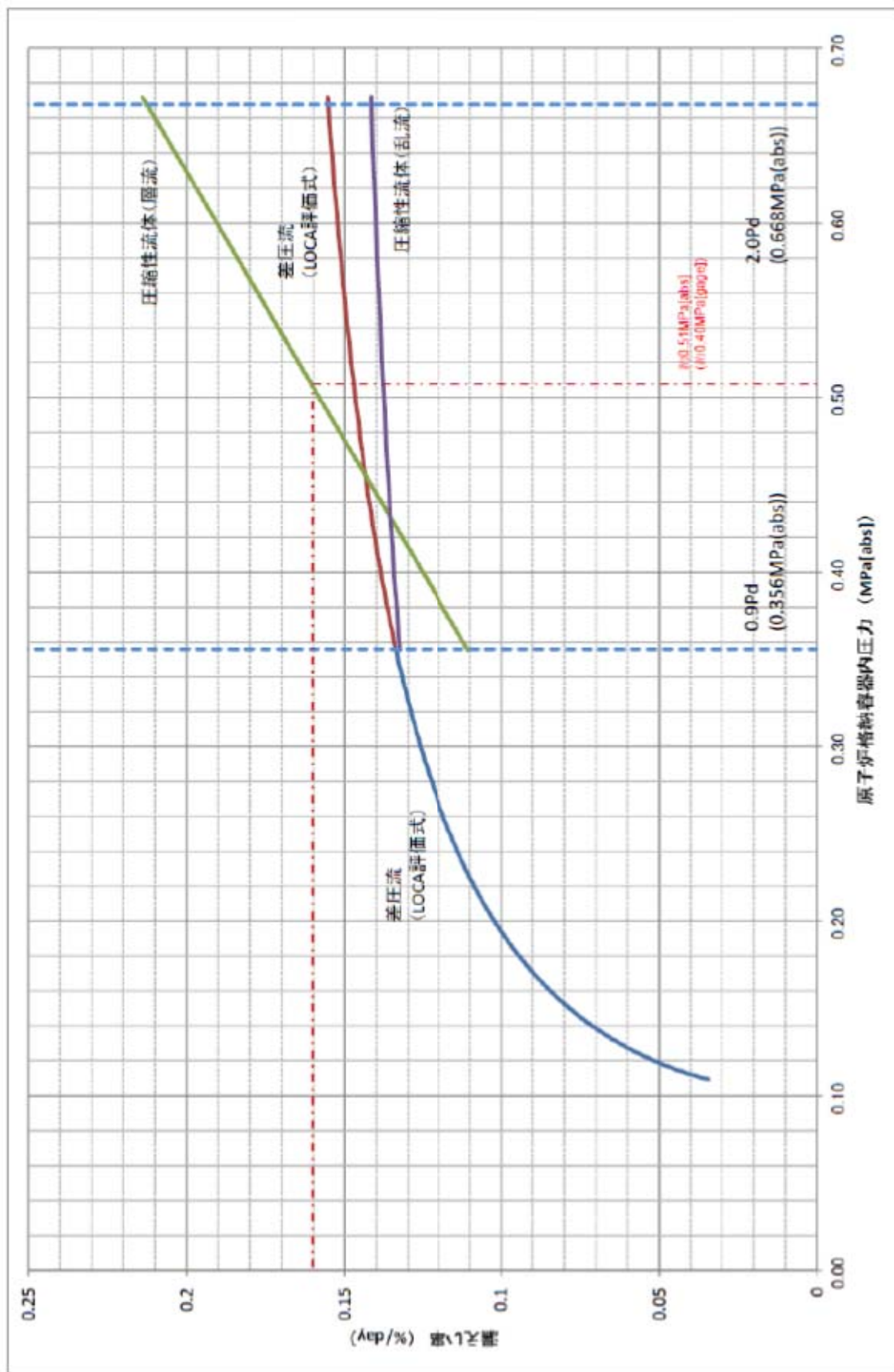


第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08 %/day~0.16 %/dayに拡大している

第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (算式別)



第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率

アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について

1. 微粒子フィルタ除去効率について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99 % を用いている。微粒子フィルタについては、納入前の工場検査において上記フィルタ除去効率が確保されていることを確認している。

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

・ アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

本評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150 °C 程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。

アニュラス内の温度は最高で 120 °C 程度までの上昇であるため、泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を大幅に上回ることはなく、性能が低下することはない。なお、フィルタに捕集された放射性物質の崩壊熱による温度上昇は 1 °C 程度であり、アニュラス内温度への影響は大きいものではない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率 99 % は確保できる。

b. 保持容量について

泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 8.9kg/6 枚（全 12 枚のうち上流側 6 枚）である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 0.9 kg である。

これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第 3 表及び第 1 図参照）

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99 % は確保できる。

第 1 表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg
保持容量	約 8.9 kg

2. よう素フィルタの除去効率について

アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタは有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として 95 %を用いている。よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。

・ アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ

a. 温度及び湿度条件について

よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。

また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない。よう素フィルタ除去効率として 95 %は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。

b. 吸着容量について

泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約 1.4 kg/34 枚である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約 20 g である。

これは、微粒子フィルタと同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。（第 3 表及び第 2 図参照）

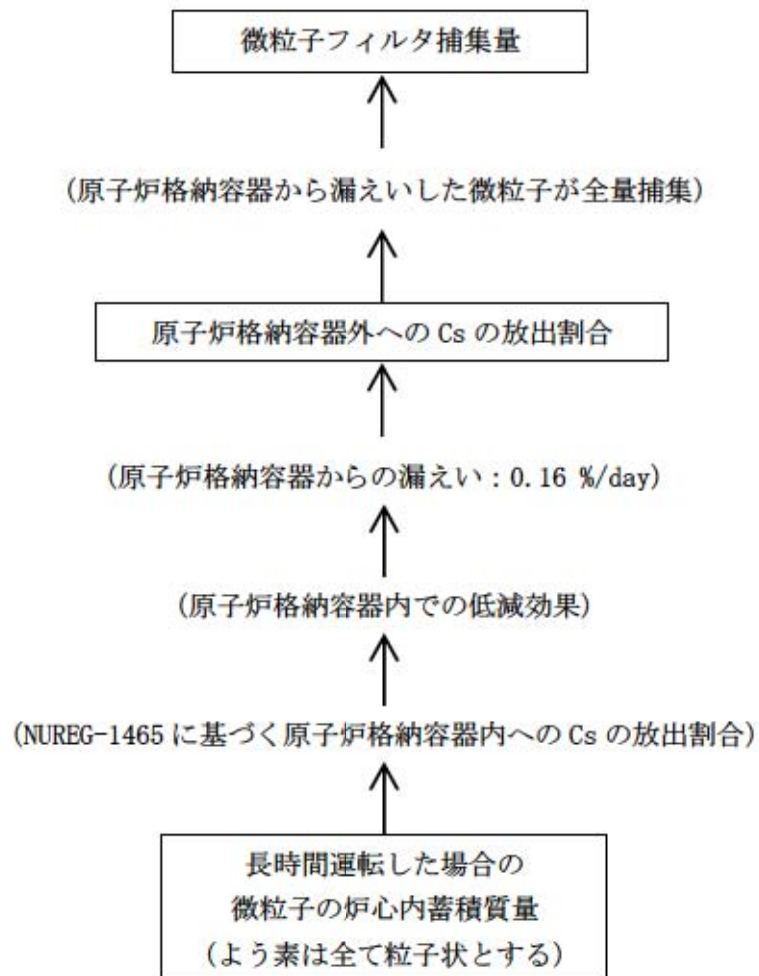
したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率 95 %は確保できる。

第 2 表 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ吸着容量

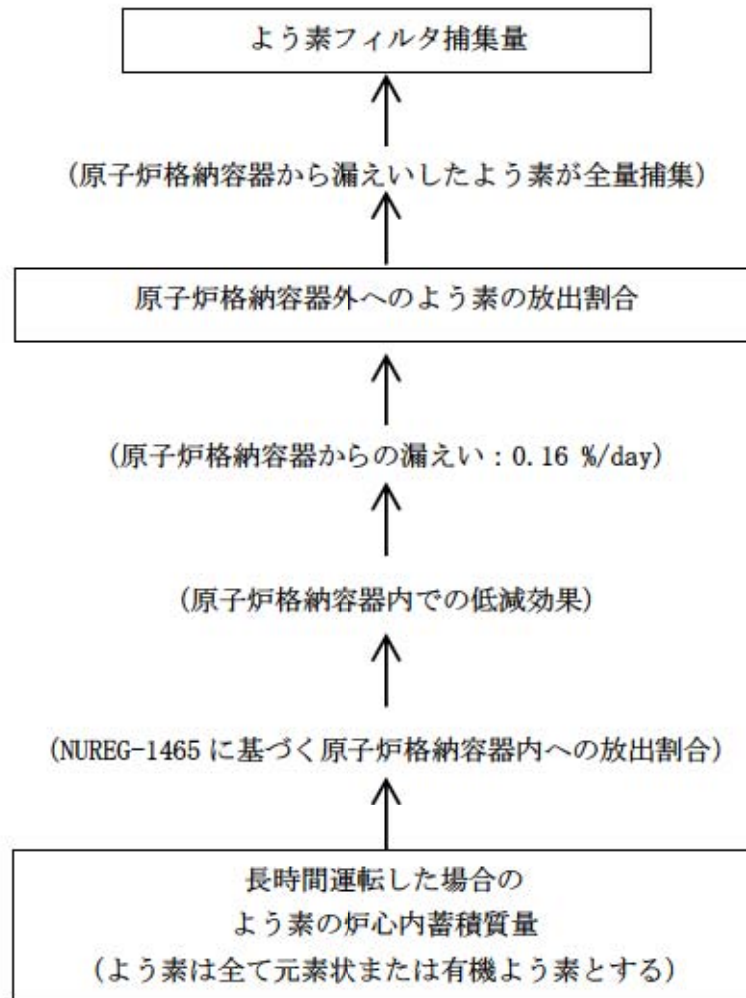
よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g
吸着容量	約 1.4 kg

第3表 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む)

核種	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	2.1E+01 (2.0E+01)
Cs 類	3.0E+02
Te 類	5.0E+01
Ba 類	2.1E+02
Ru 類	6.9E+02
Ce 類	9.4E+02
La 類	1.0E+03
合計	3.2E+03



第1図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程



第2図 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程

よう素フィルタの湿度条件等を踏まえた除去効率の妥当性について

(1) よう素フィルタ除去効率試験について

よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95 %以上）を満足することを確認している。その際の試験条件は「温度：30 ℃，湿度：95 %RH」である。

なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。

(2) 泊発電所の温度状況について

泊発電所の温度状況については、既設置許可添付書類六に記載の月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値によると、最高値及び最低値はそれぞれ 25.5 ℃，-6.3 ℃である。

表 1 泊発電所周辺の温度状況（既設置許可添付書類六抜粋）

泊発電所の最寄りの気象官署	寿都測候所		小樽特別地域 気象観測所	
	8月	1月	8月	1月
最高気温月／最低気温月				
最高気温の平均値／最低気温の平均値	24.2 ℃	-5.1 ℃	25.5 ℃	-6.3 ℃

(3) 泊発電所の相対湿度状況について

最近2ヵ年（2011年及び2012年）の1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。

横軸に1年間の365日，縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果，95 %RH以上の相対湿度の高い日はなく，相対湿度90 %RH以上は年間13日（2011年），1日（2012年）であった。

従って，日平均の相対湿度において，フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95 %RHは年間通してほとんどなく，相対湿度90 %RH以上は年間最大4 %程度である。

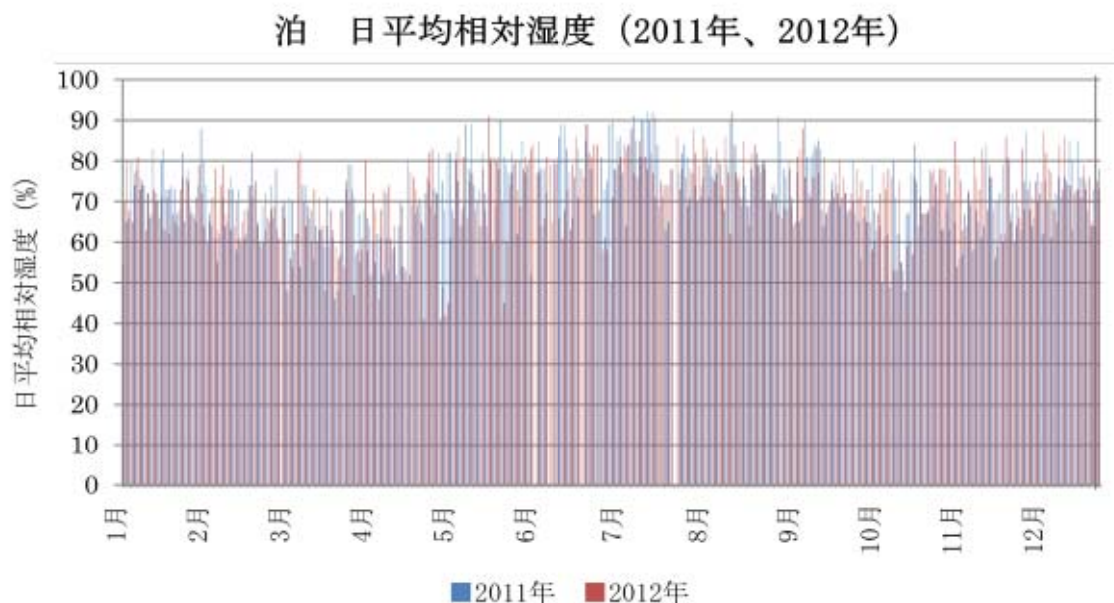


図1 2011年1月～2012年12月の日平均の相対湿度

(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について

a. アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故時のアニュラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約7.5 kg/h^(注1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約3000 m³/h^(注2)である。

泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項より25.5℃、95%RH及び-6.3℃、95%RHとすると、重大事故時のアニュラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.0 kPa、約0.92 kPa^(注3)となる。事故時のアニュラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アニュラス内温度を40℃と想定した場合、この時の相対湿度は55%RH以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率は確保できる。

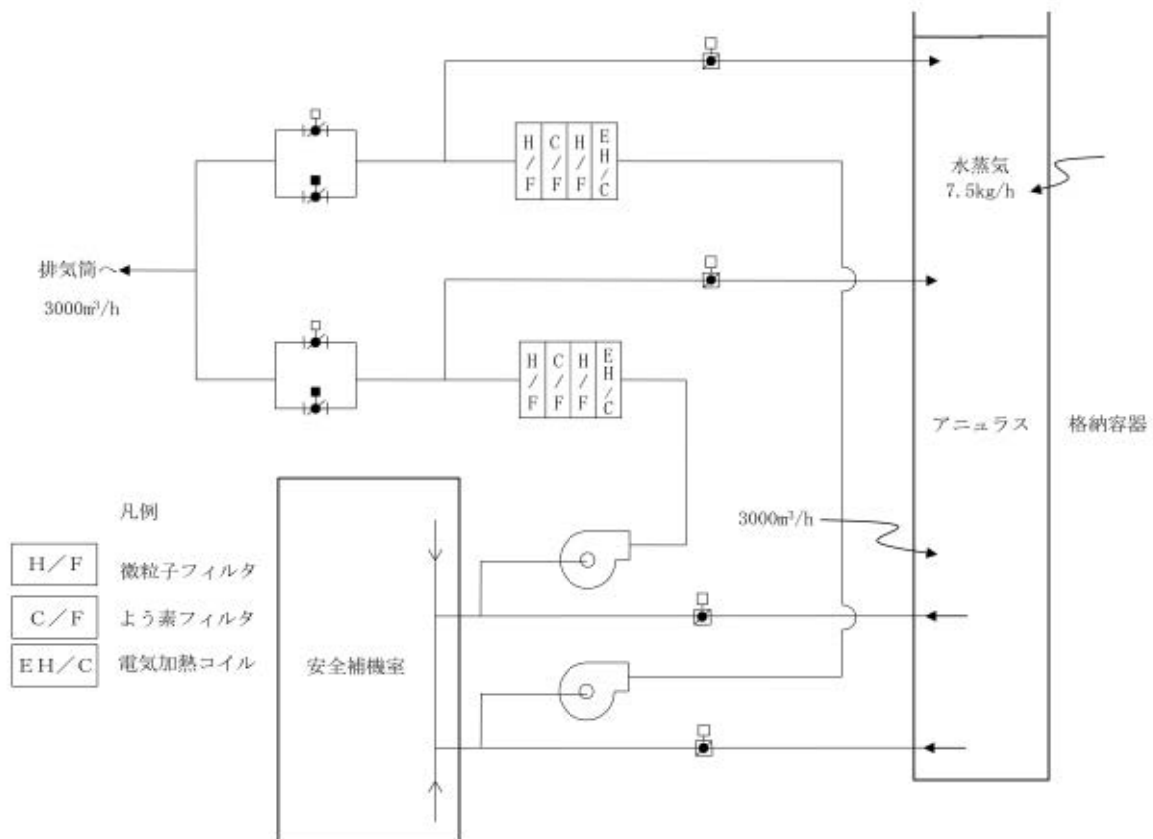


図2 泊3号炉 アニュラス空気浄化設備系統構成

(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約112000 kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16 %/日としている。

(注2) アニュラス少量排気量

(注3) 25.5 °C, 95 %RH及び-6.3 °C, 95 %RHの時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下の通りとなる。

外気条件	25.5 °C, 95 %RH	-6.3 °C, 95 %RH
水蒸気密度【 $\rho_{o'}$ 】	0.024 kg/m ³	0.0049 kg/m ³
空気密度【 ρ_o 】	1.1 kg/m ³	1.3 kg/m ³
アニュラス少量排気量 (L)	3000 m ³ /h	
CV 以外の水蒸気侵入量 【 $M_{o'} = \rho_{o'} \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h
CV 以外の空気侵入量 【 $M_o = \rho_o \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h
CV からの水蒸気侵入量 ($M_{cv'}$)	7.5 kg/h	
アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (M_{o'} + M_{cv'}) / M_o$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg
アニュラス内水蒸気分圧 【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa

(注4) 事故時のアニュラス内温度を 40 °Cとすると、40 °Cの飽和水蒸気分圧は7.4 kPaであるから、アニュラス内空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.5 °C, 95 %RH時 : 4.0 kPa / 7.4 kPa × 100 = 54.1 %RH

-6.3 °C, 95 %RH時 : 0.92 kPa / 7.4 kPa × 100 = 12.5 %RH

被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

敷地において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象資料により解析を行うに当たり、この1年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

(1) 検定方法

- a. 本居住性評価では、保守的に地上風（標高 20 m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高 20 m の観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高 84 m の観測記録を用いて検定を行った。
- b. データ統計期間
統計年：2003年1月～2012年12月（10年間）
検定年：1997年1月～1997年12月
- c. 検定方法
異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。

(2) 検定結果

第1表に検定結果を示す。また、標高 20 m での棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を第2表及び第3表に、標高 84 m での棄却検定表を第4表及び第5表に示す。

標高 20 m、標高 84 m での観測点共に 27 項目のうち、有意水準（危険率）5 % で棄却された項目は、標高 20 m は 0 個、標高 84 m は 3 個（風向（1 項目）及び風速階級（2 項目））であり、いずれも過去の安全審査において代表性が損なわれないと判断された棄却項目数（1～3 項目）の範囲に入っていることから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。

第1表：異常年検定結果

観測点	観測項目	検 定 結 果
標高 20 m	風向別出現頻度	棄却項目なし
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし
標高 84 m	風向別出現頻度	1 項目棄却 (風向：N)
	風速階級別出現頻度	2 項目棄却 (風速階級：0.0m/s～0.4m/s, 0.5m/s～1.4m/s)

第2表 棄却檢定表 (風向別出現頻度) (標高 20 m)

風向	地上風 標高20m, 地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年											棄却限界(5%)			
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値			検定年 1977	
N	3.69	3.80	4.10	3.65	2.83	3.96	3.59	3.18	3.17	2.90	3.49	2.81	4.54	2.44	○
NNE	3.04	2.16	2.59	2.57	2.30	2.38	2.68	2.23	2.29	2.15	2.44	2.19	3.10	1.77	○
NE	3.69	3.25	3.67	2.43	2.95	2.75	3.90	4.79	3.50	3.91	3.48	4.71	5.09	1.88	○
ENE	5.62	6.44	7.06	6.36	7.34	6.84	6.04	6.78	6.77	6.66	6.59	5.95	7.77	5.41	○
E	8.58	7.80	7.60	7.70	7.86	7.84	9.57	9.27	9.65	15.28	9.12	11.46	14.60	3.64	○
ESE	17.11	14.91	14.91	18.56	14.06	16.40	16.08	10.18	11.35	9.29	14.28	11.04	21.59	6.98	○
SE	6.15	5.62	6.24	6.46	6.05	5.90	5.59	5.78	4.60	7.35	5.97	6.42	7.64	4.31	○
SSE	3.89	4.43	3.60	3.47	3.52	3.18	3.34	2.86	2.62	2.54	3.34	2.76	4.72	1.97	○
S	1.65	2.26	1.85	1.58	1.67	1.99	1.40	1.16	1.09	1.41	1.60	1.06	2.47	0.74	○
SSW	0.78	0.85	0.81	0.49	0.94	0.80	0.88	0.92	0.73	0.72	0.79	0.81	1.10	0.46	○
SW	1.22	0.79	1.39	1.12	1.26	1.26	1.54	2.42	1.60	1.75	1.44	1.84	2.48	0.39	○
WSW	3.04	2.57	2.97	2.31	2.62	2.80	3.49	4.69	3.56	2.82	3.06	4.00	4.71	1.41	○
W	5.21	6.82	7.11	6.30	6.63	5.94	7.63	11.30	10.82	7.91	7.57	9.92	12.32	2.82	○
WNW	11.94	13.21	12.41	14.31	13.54	11.56	13.05	16.42	15.98	15.40	13.78	15.48	17.80	9.77	○
NW	15.19	15.62	14.48	13.84	17.33	16.13	12.21	12.59	13.92	14.02	14.53	13.20	18.26	10.80	○
NNW	8.68	9.10	9.00	8.38	8.69	9.41	7.38	4.59	7.69	5.46	7.84	5.38	11.68	4.00	○

第3表 棄却檢定表 (風速階級別出現頻度) (標高 20 m)

風速階級 (m/s)	地上風 標高20m, 地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年											棄却限界(5%)			
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値			検定年 1977	
0.0~0.4	0.51	0.35	0.50	0.47	0.40	0.86	1.64	0.85	0.64	0.43	0.67	0.95	1.57	0.00	○
0.5~1.4	9.35	7.75	7.43	6.30	7.84	12.02	11.02	10.36	7.99	6.08	8.61	11.76	13.35	3.87	○
1.5~2.4	17.64	16.21	17.10	14.66	17.38	17.02	14.65	16.55	16.38	15.84	16.34	15.14	18.82	13.86	○
2.5~3.4	13.91	13.60	14.51	13.69	14.52	13.32	13.45	13.94	13.38	13.92	13.83	14.44	14.84	12.81	○
3.5~4.4	12.21	12.04	12.33	12.41	11.29	11.65	11.41	9.88	11.04	11.83	11.61	11.92	13.42	9.80	○
4.5~5.4	10.17	9.97	10.09	11.13	9.07	9.79	9.87	8.27	9.79	12.34	10.05	9.68	12.64	7.45	○
5.5~6.4	7.49	7.52	7.45	9.21	8.07	7.72	8.12	7.32	8.05	9.34	8.03	7.13	9.73	6.33	○
6.5~7.4	5.77	5.68	5.66	6.94	6.51	5.91	6.45	5.93	6.45	5.11	6.04	5.75	7.32	4.76	○
7.5~8.4	4.99	5.04	4.40	5.20	4.97	4.26	5.03	5.01	4.26	4.31	4.75	4.55	5.66	3.93	○
8.5~9.4	3.65	4.22	3.63	4.06	4.08	4.10	4.29	4.26	4.06	3.43	3.98	4.26	4.69	3.27	○
9.5~	14.31	17.62	16.90	15.92	15.87	13.33	14.07	17.63	17.95	17.38	16.10	14.43	20.09	12.11	○

第 4 表 棄却檢定表 (風向別出現頻度) (標高 84 m)

風向	排氣筒風 標高84m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年														
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1997		棄却限界(5%) 上限	下限
N	1.43	1.45	1.69	1.66	1.49	1.51	1.64	1.68	1.55	1.62	1.57	1.23	1.81	1.34	×
NNE	1.56	1.13	1.29	1.18	0.87	0.88	1.12	1.09	0.87	1.10	1.11	1.23	1.61	0.60	○
NE	3.94	3.30	2.89	2.94	3.17	2.99	3.43	3.66	3.18	3.47	3.30	3.41	4.09	2.50	○
ENE	13.76	11.13	10.66	9.93	11.60	12.06	12.02	11.42	11.13	10.25	11.40	10.87	13.97	8.82	○
E	20.98	19.55	21.08	23.79	18.84	21.01	22.30	18.44	19.47	23.30	20.88	20.26	25.23	16.52	○
ESE	5.42	5.92	6.17	6.36	5.81	5.43	4.88	4.54	3.69	5.91	5.41	5.31	7.37	3.46	○
SE	2.31	2.90	2.51	2.72	2.42	2.39	2.75	2.65	2.40	2.57	2.61	2.77	3.10	2.12	○
SSE	0.87	1.10	0.97	0.88	0.52	0.74	0.78	0.67	0.49	0.62	0.76	1.03	1.23	0.30	○
S	0.65	0.79	0.87	0.88	0.82	0.66	0.79	0.85	0.85	0.89	0.80	0.70	1.01	0.60	○
SSW	0.66	0.57	0.62	0.51	0.65	0.52	0.65	0.78	0.54	0.63	0.61	0.67	0.81	0.42	○
SW	1.04	0.89	0.81	0.88	0.81	0.95	1.03	1.50	1.10	1.10	1.01	0.61	1.49	0.53	○
WSW	3.49	3.56	3.73	3.06	4.63	4.29	4.82	5.12	4.14	3.42	4.03	3.91	5.64	2.42	○
W	12.26	13.30	12.54	13.32	16.26	14.33	16.05	19.21	19.82	16.69	15.40	14.10	21.75	9.05	○
WNW	10.70	22.22	19.04	10.22	20.38	18.46	16.14	16.42	16.42	17.00	19.93	22.17	23.40	13.28	○
NW	8.91	9.33	11.62	9.16	8.50	9.21	9.47	9.23	11.59	8.77	9.58	9.30	12.20	6.95	○
NNW	2.14	1.93	2.63	2.60	1.72	2.48	2.24	1.91	1.88	1.70	2.12	2.01	2.96	1.29	○

第 5 表 棄却檢定表 (風速階級別出現頻度) (標高 84 m)

風速階級 (m/s)	排氣筒風 標高84m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年														
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1997		棄却限界(5%) 上限	下限
0.0~0.4	0.87	0.94	0.97	0.91	1.51	1.39	0.86	0.84	0.86	0.97	1.02	0.42	1.57	0.46	×
0.5~1.4	9.15	7.98	9.08	8.32	7.89	8.79	8.74	9.88	8.87	8.82	8.75	6.11	10.15	7.36	×
1.5~2.4	16.59	14.51	16.73	14.60	16.07	16.94	15.81	16.14	14.79	15.76	15.79	15.25	17.90	13.69	○
2.5~3.4	15.47	14.78	15.18	13.88	15.54	15.24	14.30	14.39	15.33	14.30	14.84	15.10	16.24	13.45	○
3.5~4.4	11.28	11.46	11.72	11.52	11.28	11.54	11.19	10.55	11.64	11.56	11.37	11.97	12.17	10.58	○
4.5~5.4	9.86	9.47	9.19	9.68	9.28	8.96	9.40	8.27	9.17	9.02	9.23	9.91	10.27	8.19	○
5.5~6.4	6.97	7.69	7.60	7.85	7.87	7.97	7.57	7.02	7.62	7.19	7.54	8.23	8.38	6.69	○
6.5~7.4	6.34	6.61	6.12	7.85	6.75	6.84	6.88	6.31	6.47	6.23	6.60	6.49	7.64	5.56	○
7.5~8.4	4.88	5.68	5.30	6.02	5.28	5.59	5.53	5.16	5.27	5.50	5.42	5.45	6.17	4.67	○
8.5~9.4	4.72	5.25	3.98	4.66	4.63	4.01	4.85	3.95	4.23	5.24	4.55	4.91	5.72	3.38	○
9.5~	13.87	15.63	14.13	14.89	13.90	12.93	14.85	17.49	15.72	15.39	14.88	16.14	17.91	11.85	○

湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

本評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。

以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。

1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。

(1) 乾性沈着率

単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$$

- D_{di} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²]
 V_{gd} : 沈着速度 [m/s]
 χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)

(2) 湿性沈着率

単位放出率あたりの湿性沈着率は線量目標値評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告*より濃度を相対濃度 (χ/Q) で表現すると以下の式で表される。

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi / Q(z) dz \dots\dots\dots (2)$$

- D_{ri} : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²]
 Λ : 洗浄係数 [1/s]
 $\chi / Q(z)$: 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]

ここで、 $\chi/Q(z)$ が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma_z \dots\dots\dots (3)$$

Σ_z : 鉛直拡散幅[m]
 χ/Q_0 : 相対濃度 [s/m^3] (鉛直方向の軸上濃度分布)

* Chamberlain, A. C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)

(3) 地表沈着率

上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。

$$A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma_z \dots\dots\dots (4)$$

A : 単位時間あたりの地表沈着率 [$1/m^2$]

1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率

今回の評価においてグランドシャイン線量が大きい評価点について、地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率(すなわち χ/Q の97%積算値×沈着速度)との比を(5)式のようにとると、第1表のとおり、約1.1倍であった。

$$\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma_z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_0)_{97\%}} \dots\dots\dots (5)$$

()_{97%} : 年間の97%積算値
 χ/Q_{0t} : 時刻tの相対濃度 [s/m^3] (鉛直方向の軸上濃度分布)

第1表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価(評価点⑧)

累積出現頻度 97 %値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 4.4×10^{-4}
	① 乾性沈着率 ($1/m^2$)	約 1.3×10^{-6}
累積出現頻度 97 %値	② 地表面沈着率 ($1/m^2$) (乾性+湿性)	約 1.5×10^{-6}
	降雨量(mm/h)	0
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.1

以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 χ/Q 97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度

を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。

なお、評価に使用するパラメータを第2表に示す。

第2表 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 V_{gd}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2
鉛直拡散幅 Σ_z	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{(\sigma_z^2 + cA/\pi)}$	1時間ごとの値を算出。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 建屋投影面積 A : 2700 (m²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)
洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル3PSA編):2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)
気象条件	1997年	1997年1月～1997年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用

2. 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度 0.3 cm/s は NUREG/CR-4551 (参考文献 1) に基づいて設定している。NUREG/CR-4551 では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では $0.5 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$ の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討 (添付 2 参照) から、居住性評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slinn の検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると $0.1 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$ の粒径では沈着速度は 0.3 cm/s 程度である。

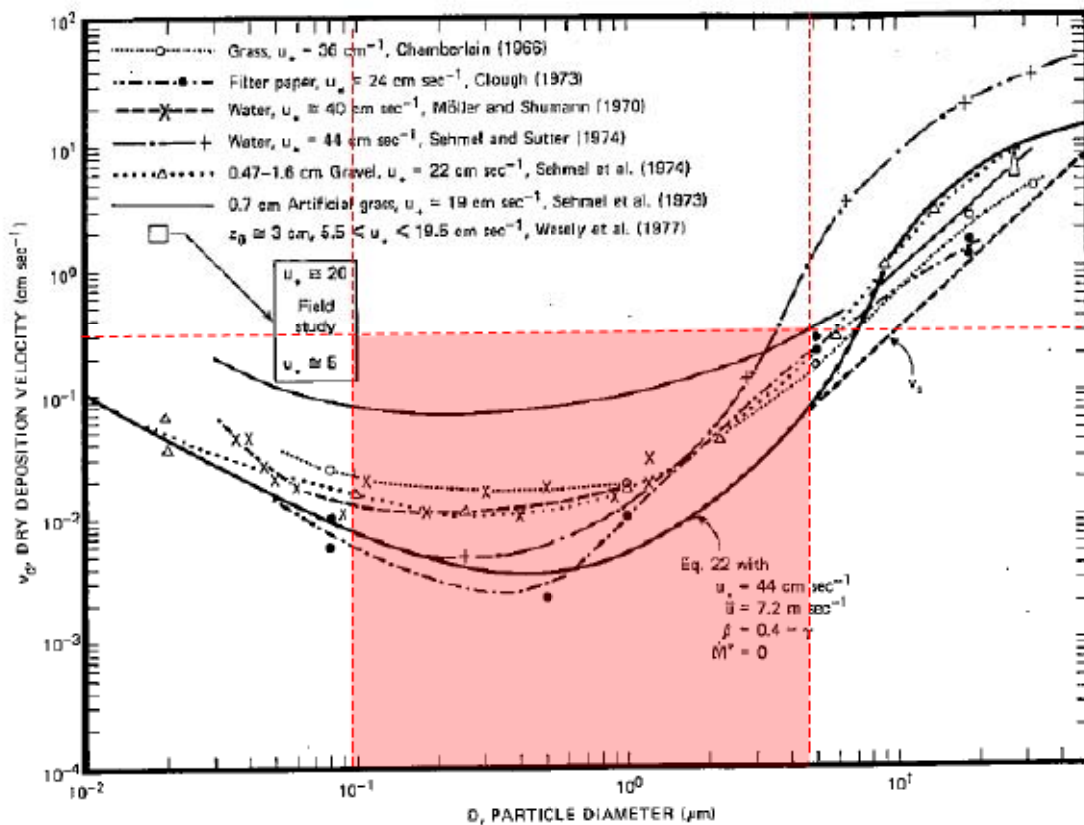


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹³⁻²⁶ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 様々な粒径における地表面沈着速度 (参考文献 2)

また、本評価における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。

シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。

①格納容器内での沈着による除去過程

格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が $5\ \mu\text{m}$ の場合、その沈着率は、NUPEC 報告書（参考文献 3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径 $1\ \mu\text{m}$ の場合に比べ 25 倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。

②アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ を考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97 %以上）を確認している。

微粒子フィルタは、粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ が最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれにより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、 $5\ \mu\text{m}$ 以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。

このため、本評価シナリオにおいては、アニュラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕獲される。また、アニュラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、 $5\ \mu\text{m}$ 以上の粒径のエアロゾルは十分に捕獲され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は $0.1\ \mu\text{m}$ ～ $5\ \mu\text{m}$ の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、本評価における乾性沈着速度として $0.3\ \text{cm/s}$ を適用できると考えている。

参考文献 1

J. L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

参考文献 2

W. G. N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol. 19 No. 2, 1978

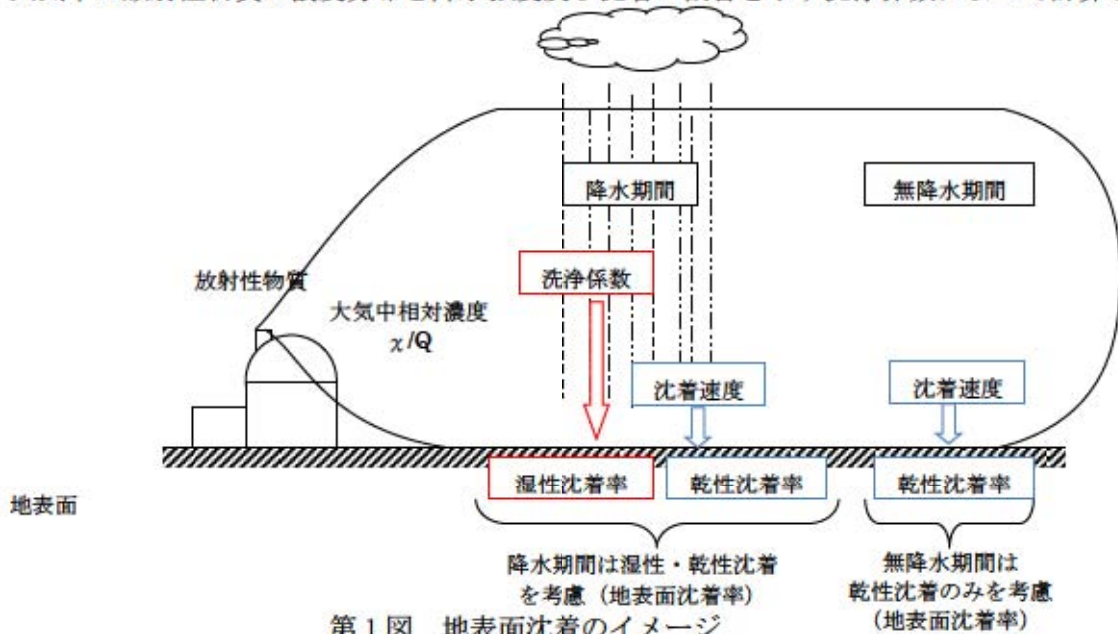
参考文献 3

NUPEC 「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成 10 年 3 月)」

地表面沈着率の累積出現頻度 97 % 値の求め方について

1. 地表面沈着について

第 1 図及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。



<地表面沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad \text{①}$$

D : 地表面沈着率 ($1/m^2$) (単位放出率当たり)

D_d : 乾性沈着率 ($1/m^2$)

D_w : 湿性沈着率 ($1/m^2$)

χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m^3) (地上放出時の軸上濃度)

$\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m^3)

V_g : 沈着速度 (m/s)

Λ : 洗浄係数 ($1/s$)

ただし、 $\Lambda = aP^b$

a, b : 洗浄係数パラメータ (-)

P : 降水強度 (mm/hr)

z : 鉛直長さ (m)

2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている χ/Q の累積出現頻度 97 %値の求め方に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第2図参照）。

(1) 各時刻における気象条件から、式①を用いて χ/Q 、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における χ/Q がゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。

第2図の例は、評価対象方位を NW, NNW とした場合であり、 χ/Q による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW, NNW 方位）以外の方角に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

(2) 上記(1)で求めた1時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が 97 %を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 χ/Q の累積出現頻度と異なる）。



第2図 地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方
(評価対象方位が NW, NNW の例)

シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に CV 内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として 0.1 μm～5 μm の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には CV 内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「CV 内でのエアロゾルの挙動」及び「CV 内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表 1 の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC など）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（表 1 の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表 1 に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（CV、RCS 配管等）及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、CV 内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、0.1 μm～5 μm の範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。

表 1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 ^{*1}	約 0.5～5 (図 1 参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。
②	NUREG/CR-5901 ^{*2}	0.25～2.5 (添付-1)	CV 内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。
③	AECL が実施した実験 ^{*3}	0.1～3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
④	PBF-SFD ^{*3}	0.29～0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
⑤	PHÉBUS FP ^{*3}	0.5～0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時の FP 挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径は PHÉBUS FP 実験の CV 内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)

参考文献

- ※1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL
A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※2: D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

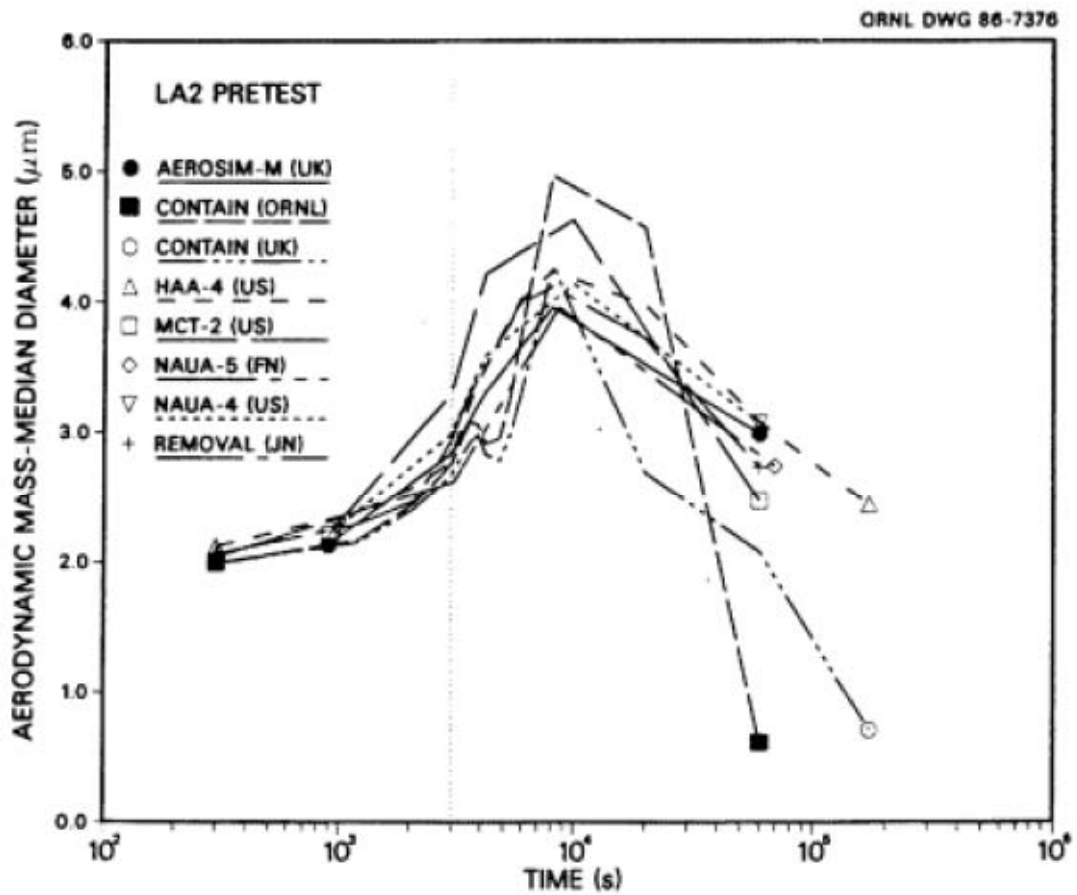


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O , K_2O , Al_2O_3 , SiO_2 , and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3 .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120° . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:

9.2.1 *Aerosols in the RCS*

9.2.1.1 *AECL*

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

9.2.1.2 *PBF-SFD*

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

9.2.2 *Aerosols in the containment*

9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm . Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there

試験の概要

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した，1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験。
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい，核分裂生成物及び水素の放出についての試験。
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された，シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。

海水取水時の異物管理について

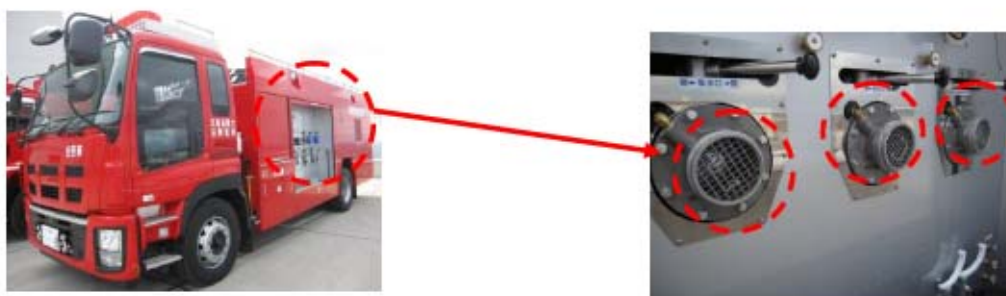
重大事故等時には、炉心冷却、格納容器スプレイを実施するが、水源である常設設備は水量が有限であるため、スクリーン室又は取水口から、海水を可搬型大型送水ポンプ車及び付属の水中ポンプで常設設備に供給を実施する。また、補機の冷却機能が喪失した場合は、可搬型大型送水ポンプ車及び付属の水中ポンプを使用して海水を補機冷却系統へ通水する。

その他使用済燃料ピットへの供給や、原子炉格納容器への放水等、スクリーン室又は取水口から取水する水の使用用途は多岐に渡る。

常設設備等へ供給する際は、津波等の自然災害の影響により、取水箇所に瓦礫等の漂流物が浮遊、又は水底に堆積していることが懸念されるが、水中ポンプについては、ロープにより海面より低くかつ水底に着底しない位置に固定し設置するため、漂流物の影響を受けにくい。また、水中ポンプ及び可搬型大型送水ポンプ車の吸込み部にはストレーナを設置しているため、異物の吸込み防止を図ることが可能である。



①水中ポンプの吸込み部



②可搬型大型送水ポンプ車の吸込み部（水中ポンプからのホース接続部）

補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替

【水源切替操作】

1. 操作概要

補助給水ピットから2次系純水タンクへの水源切替準備のための系統構成を実施する。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 21分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



補助給水ピット水源切替
系統構成
(原子炉建屋 T. P. 24. 8m)



補助給水ピット水源切替
系統構成
(原子炉建屋 T. P. 10. 3m)

2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給

1. 操作概要

2次系純水タンクから補助給水ピットへの補給のため系統構成を実施する。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 12分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



補助給水ピット供給
ライン系統構成
(原子炉建屋 T.P. 24. 8m)

原水槽から補助給水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、原水槽への吸管挿入、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

原水槽から可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、原水槽への吸管挿入、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 3時間 45分

作業時間（実績）： 2時間 40分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

原水槽へ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており、人力で挿入できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
原水槽～ T.P.10m 東側接続口	約 550m×1 系統	150A	約 11 本×1 系統



ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
原水槽への吸管挿入
(屋外 T. P. 10m)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)

【系統構成】

1. 操作概要

原水槽から可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 20分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



原水槽から補助給水ピットへの補給
系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

【原水槽への補給】

1. 作業概要

2次系純水タンク又はろ過水タンクの移送ラインに可搬型ホースを接続し、移送することにより原水槽への補給を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 1時間 20分

作業時間（実績）： 1時間（移動，放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても，LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 作業エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，また，作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに，冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。可搬型ホースは，人力で運搬・敷設が可能な仕様であり，カップラ等により容易かつ確実に接続できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故時環境下において，通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



ろ過水タンクからの補給（屋外 T. P. 10m）
（作業風景は類似作業）



2次系純水タンクからの補給（屋外 T. P. 10m）
（作業風景は類似作業）






-  2次系純水タンクによる原水槽へ補給するためのホース敷設ルート
-  ろ過水タンクによる原水槽へ補給するためのホース敷設ルート

図1 原水槽への補給 ホース敷設ルート

 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

代替給水ピットから補助給水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、代替給水ピットへの吸管挿入、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

代替給水ピットから可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、代替給水ピットへの吸管挿入、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 2時間10分

作業時間（実績）： 1時間40分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

代替給水ピットへ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており、人力で挿入できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
代替給水ピット～ T.P.33m 西側接続口	約 350m×1 系統	150A	約 7 本×1 系統



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
代替給水ピットへの吸管挿入
(屋外 T. P. 31m)
(作業風景は類似作業)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 31m)

【系統構成】

1. 操作概要

代替給水ピットから可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 20分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



代替給水ピットから
補助給水ピットへの補給系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

海水を用いた補助給水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプ設置、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

海を用いた可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプ設置、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 4時間10分

作業時間（実績）： 3時間10分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

海水取水箇所に吊り下げて設置する水中ポンプは軽量なものであり人力で降下設置できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水箇所（3号炉スクリーン室）～ T.P.33m 西側接続口	約700m×1系統	150A	約14本×1系統



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
ポンプ車周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



海水取水箇所への水中ポンプ設置
(屋外 T. P. 10m)

【系統構成】

1. 操作概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 20分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



海から補助給水ピットへの補給
系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替（炉心注水・格納容器スプレイ）

1. 操作概要

燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替準備のための系統構成を実施する。

2. 必要要員数及び想定時間

(1) 炉心注水時

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 35分

操作時間（実績）： 27分（移動，放射線防護具着用含む）

(2) 格納容器水スプレイ時

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（実績）： 23分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



燃料取替用水ピット
水源切替系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給

1. 操作概要

1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 12分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



燃料取替用水ピット
補給ライン系統構成
(原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m)

1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の燃料取替用水ピットへの補給

1. 操作概要

1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ラインを経由した燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 55分

操作時間（実績）： 33分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作及びスイッチ操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



1次系補給水ポンプによる
補給系統構成
(原子炉補助建屋 T.P. 17.8m)



1次系補給水ポンプによる補給
(原子炉補助建屋 T.P. 17.8m)

1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の燃料取替用水ピットへの補給

1. 操作概要

1次系純水タンクから加圧器逃がしタンクを経由した燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 12分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。炉心損傷に至った場合は、手動弁の操作場所が環境悪化する可能性があるため、操作は実施しない。

操作性： 操作場所は通路付近にあり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



燃料取替用水ピット
補給ライン系統構成
(原子炉建屋 T.P. 21. 2m)

2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給

1. 操作概要

2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給のための系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 1時間5分

操作時間（実績）： 42分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の連絡手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常時の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



燃料取替用水ピット
補給ライン系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給

1. 操作概要

屋内消火栓を用いたろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給のため、消防ホースの敷設、消火ポンプの起動を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（実績）： 14分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 消防ホースはカップラ接続であり容易かつ確実に接続できる。

連絡手段： 通常時の連絡手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常時の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。

消防ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
屋内消火栓（HC-64）～ 燃料取替用水ピット	約 10m	65A	1本



消火ポンプ起動
（原子炉建屋 T. P. 40. 3m）



ろ過水タンクによる補給
（原子炉建屋 T. P. 40. 3m）

原水槽から燃料取替用水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、原水槽への吸管挿入、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

原水槽から可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、原水槽への吸管挿入、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 3時間 45分

操作時間（実績）： 2時間 40分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

原水槽へ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており、人力で挿入できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
原水槽～ T.P.10m 東側接続口	約 550m×1 系統	150A	約 11 本×1 系統



ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
原水槽への吸管挿入
(屋外 T. P. 10m)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)

【系統構成】

1. 操作概要

原水槽から可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 20分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常時の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



原水槽から補助給水ピットへの補給
系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

【原水槽への補給】

1. 作業概要

2次系純水タンク又はろ過水タンクの移送ラインに可搬型ホースを接続し、移送することにより原水槽への補給を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 1時間 20分

操作時間（実績）： 1時間（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。
夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 可搬型ホースは、人力で運搬・敷設が可能な仕様であり、カップラ等により容易かつ確実に接続できる。

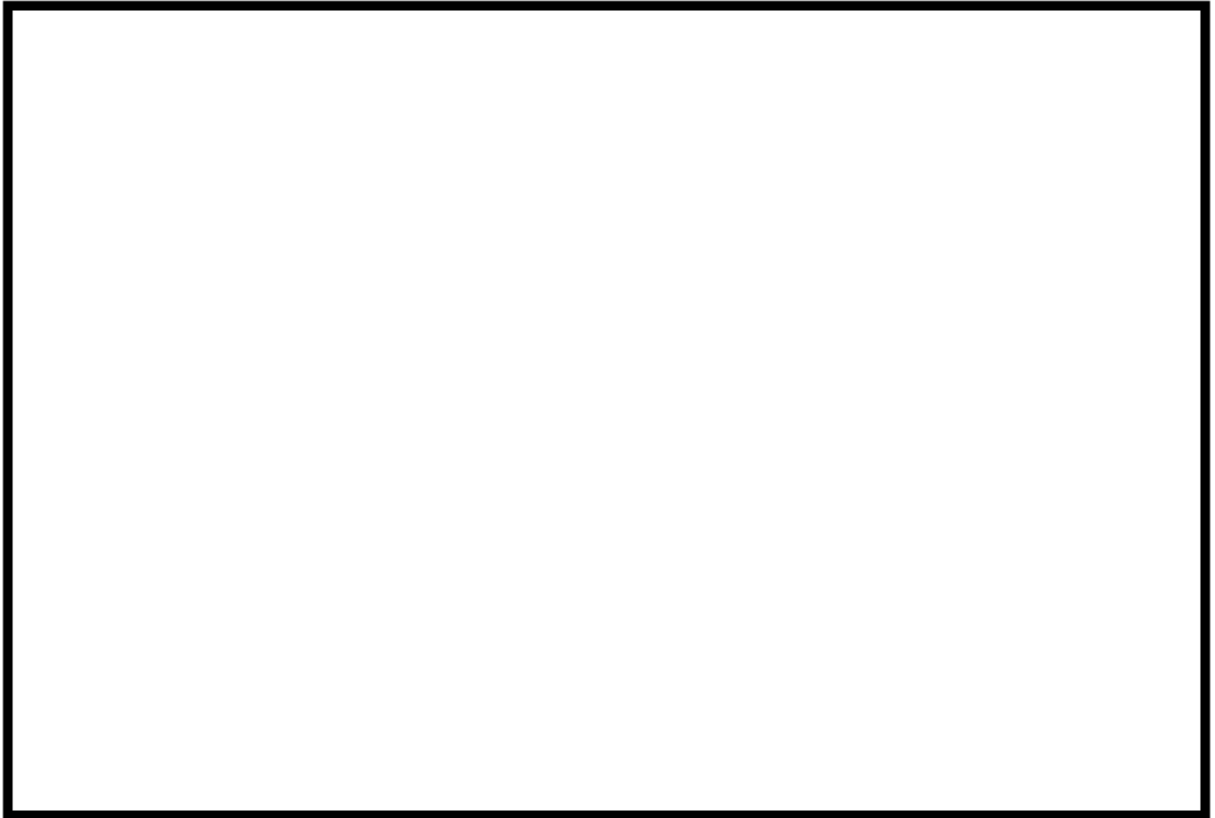
連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



ろ過水タンクからの補給（屋外 T. P. 10m）
（作業風景は類似作業）




2次系純水タンクからの補給（屋外 T. P. 10m）
（作業風景は類似作業）



- 2次系純水タンクによる原水槽へ補給するためのホース敷設ルート
- ろ過水タンクによる原水槽へ補給するためのホース敷設ルート

図1 原水槽への補給 ホース敷設ルート

 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置，代替給水ピットへの吸管挿入，可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

代替給水ピットから可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため，可搬型大型送水ポンプ車の設置，代替給水ピットへの吸管挿入，可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 2時間10分

操作時間（実績）： 1時間40分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても，LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア，運搬ルート及び設置エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，また，作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに，冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は，ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから，敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追隨していく作業であり容易である。また，可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

代替給水ピットへ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており，人力で挿入できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故時環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
代替給水ピット～ T.P.33m 西側接続口	約 350m×1 系統	150A	約 7 本×1 系統



ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース (150A) 接続口



可搬型ホース (150A) 接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
代替給水ピットへの吸管挿入
(屋外 T. P. 31m)
(作業風景は類似作業)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 31m)

【系統構成】

1. 操作概要

代替給水ピットから可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 14分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



代替給水ピットから
補助給水ピットへの補給系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプ設置、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプ設置、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 4時間10分

操作時間（実績）： 3時間10分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

海水取水箇所に吊り下げて設置する水中ポンプは軽量なものであり人力で降下設置できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所（海水）

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水箇所（3号炉スクリーン室）～ T.P.33m 西側接続口	約700m×1系統	150A	約14本×1系統



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
ポンプ車周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



海水取水箇所への水中ポンプ設置
(屋外 T. P. 10m)

【系統構成】

1. 操作概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による燃料取替用水ピットへの補給を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 20分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



海から補助給水ピットへの補給
系統構成
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)

1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給について

重大事故等発生時における燃料取替用水ピットへの補給については、事故進展に伴う再循環運転への移行の可否や事故対応における効果等を考慮し判断することとしている。

泊3号炉において、重大事故等発生時における燃料取替用水ピットへの補給の判断基準ならびに理由は以下のとおりである。

【燃料取替用水ピットへの補給に係る記載抜粋】

1.13.2.2 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等

(7) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水ピットへの補給

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合に、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合、又は1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入並びに蓄圧注入動作を確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時及び余熱除去系統による再循環運転ができない場合。

1次冷却材喪失事故等設計基準事故において、燃料取替用水ピットを水源として原子炉並びに格納容器へ注水した後、燃料取替用水ピットが再循環切替水位に達すれば、格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転に切り替え、継続的に原子炉・格納容器内の冷却を行うが、格納容器バイパス事象（IS-LOCA, SGTR）においては、燃料取替用水ピット水を注水しても、漏えい箇所が格納容器外であることから、格納容器再循環サンプが再循環可能水位まで達しない可能性が高いため、燃料取替用水ピットへの補給により、原子炉等への注水を継続しつつ、蒸気発生器2次側からの冷却や加圧器逃がし弁等によるRCS減圧により事故収束を図る必要がある。また、何らかの原因により再循環運転ができない事象が発生した場合にも、燃料取替用水ピットへの補給により原子炉等への注水を継続し、代替炉心注水等により事故収束を図る必要がある。このように再循環運転への移行ができない事象については燃料取替用水ピットへの補給を判断する上で重要な要素であり、燃料取替用水ピットへの補給を判断する基準として設定している。（事故による漏洩の程度（漏洩量）によらず、比較的小流量（約30m³/h）である1次系純水タンク及びほう酸タンクであっても有効と判断）

一方、格納容器バイパス事象以外の事故（LOCA等）については、燃料取替用水ピット水が格納容器再循環サンプに溜まり、基本的には再循環への切り替えが期待できるため格納容器バイパス事象ほどの緊急性はないものの、再循環切替失敗に対するリスクを考慮すると補給操作は事故対応上も考慮すべきであるため、1次冷却材喪失事象（大破断）が発生し安全注入並びに蓄圧注入動作を確認した場合においても、手順着手することとしている。なお、運転員の事故対応の優先順位等も考慮し、事象や事故の規模（冷却材の漏洩量等）に関係なく対応できるよう「燃料取替用水ピットの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合」を補給の判断基準として取り込んでいる。

水の供給手順のうち詳細手順を整備する条文一覧表

1.13 手順名称		詳細手順を整備する条文	
		番号	手順名称
代蒸気発生器 手段及び 2次側 補助給水 ビットによる 炉心冷却 への供給に 保るための 手順等	補助給水ビットから脱気器タンクへの水源切替（電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水）	1.2	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水
	補助給水ビットから2次系純水タンクへの水源切替	1.13	本条文中整備
	補助給水ビットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）	1.2	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
	補助給水ビットから代替給水ビットへの水源切替（代替給水ビットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）	1.2	代替給水ビットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
	補助給水ビットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水）	1.2	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
	1次系のフィードアンドブリード	1.2	1次系のフィードアンドブリード
	2次系純水タンクから補助給水ビットへの補給	1.13	本条文中整備
	原水槽から補助給水ビットへの補給	1.13	本条文中整備
	代替給水ビットから補助給水ビットへの補給	1.13	本条文中整備
	海水を用いた補助給水ビットへの補給	1.13	本条文中整備
燃料取替用水 ビットへの 供給に保る ための 代替手段 及び 手順等	燃料取替用水ビットから1次系純水タンク及びD150酸タンクへの水源切替	1.13	本条文中整備
	燃料取替用水ビットから補助給水ビットへの水源切替	1.13	本条文中整備
	燃料取替用水ビットからろ過水タンクへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水）	1.4	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水
	燃料取替用水ビットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）	1.4	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
	燃料取替用水ビットから代替給水ビットへの水源切替（代替給水ビットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）	1.4	代替給水ビットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
	燃料取替用水ビットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水）	1.4	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
	1次系純水タンク及びD150酸タンクから燃料取替用水ビットへの補給	1.13	本条文中整備
	1次系純水タンクから使用済燃料ビット浄化ライン経由の補給	1.13	本条文中整備
	1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給	1.13	本条文中整備
	2次系純水タンクから使用済燃料ビットを経由した燃料取替用水ビットへの補給	1.13	本条文中整備
	ろ過水タンクから燃料取替用水ビットへの補給	1.13	本条文中整備
	原水槽から燃料取替用水ビットへの補給	1.13	本条文中整備
	代替給水ビットから燃料取替用水ビットへの補給	1.13	本条文中整備
	海水を用いた燃料取替用水ビットへの補給	1.13	本条文中整備

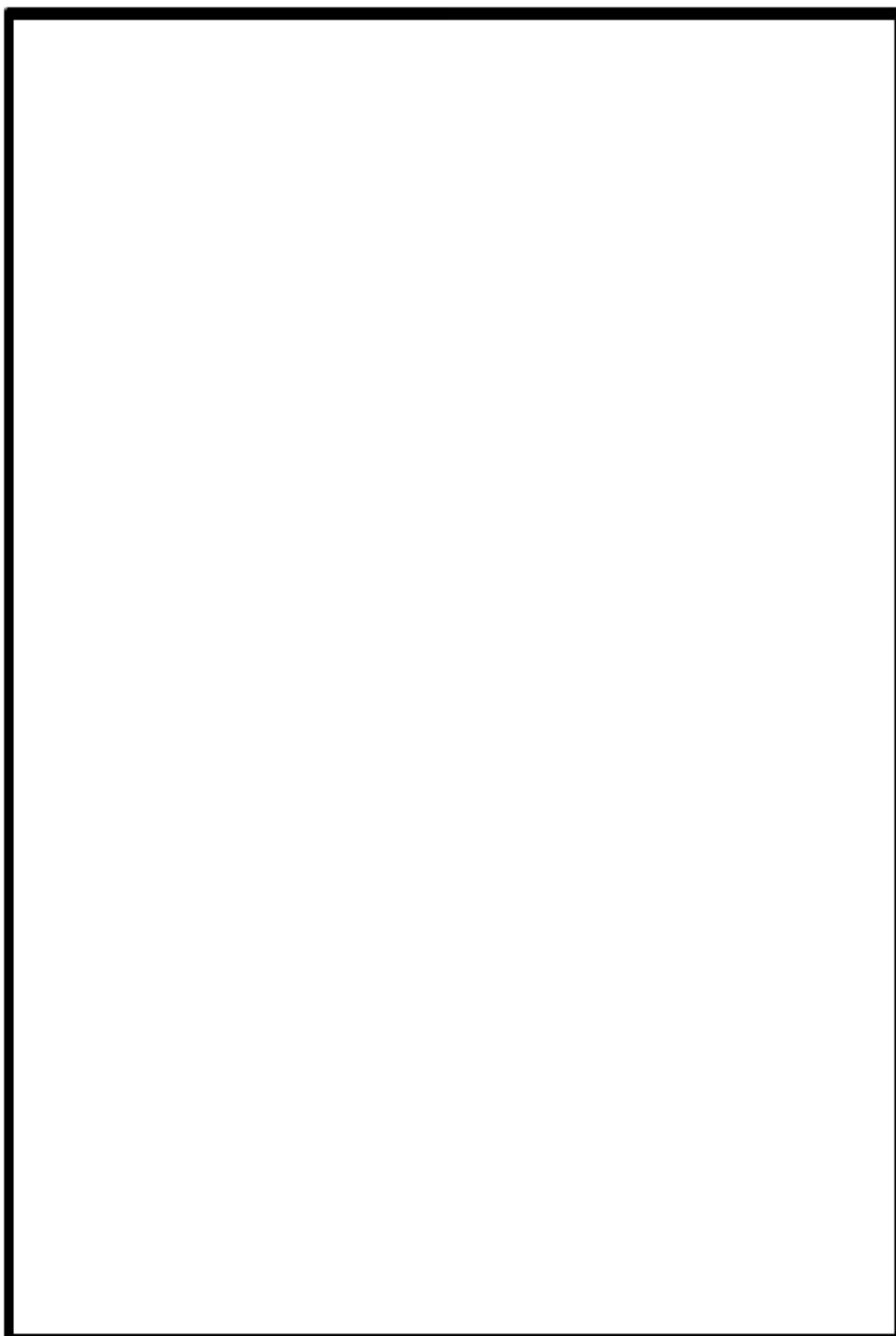
1.13 手順名称		詳細手順を整備する条文	
		番号	手順名称
燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等	燃料取替用水ピットから補助給水ピットへの水源切替	1.13	本条文中で整備
	燃料取替用水ピットからろ過水タンクへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ）	1.6	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ
	燃料取替用水ピットから海への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）	1.6	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ
	燃料取替用水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）	1.6	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ
	燃料取替用水ピットから原水槽への水源切替（原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ）	1.6	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ
	1次系純水タンク及びろ過タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	1次系純水タンクから使用済燃料ピット浄化ライン経由の補給	1.13	本条文中で整備
	1次系純水タンクから加圧器逃がしタンク経由の補給	1.13	本条文中で整備
	2次系純水タンクから使用済燃料ピットを経由した燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	海水を用いた燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
	原水槽から燃料取替用水ピットへの補給	1.13	本条文中で整備
格納容器再循環ポンプを運転時に保る手順等	B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	1.4	B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転
	A-高圧注入ポンプ（海水冷却）及び可搬型大型送水ポンプ車による高圧代替再循環運転	1.4	A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転
使用済燃料ピットへの水の供給時に保る手順等	2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	1.11	2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
	1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水	1.11	1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
	ろ過水タンクから使用済燃料ピットへの注水	1.11	電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
	代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水	1.11	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水
	原水槽から使用済燃料ピットへの注水	1.11	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水
	海水を用いた使用済燃料ピットへの注水	1.11	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水

1.13 手順名称		詳細手順を整備する条文	
		番号	手順名称
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい 発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ 及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への 放水に係る手順等	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11	原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ
	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	1.12	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の アニュラス部への放水に係る手順等	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	1.12	可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲による大気への拡散抑制

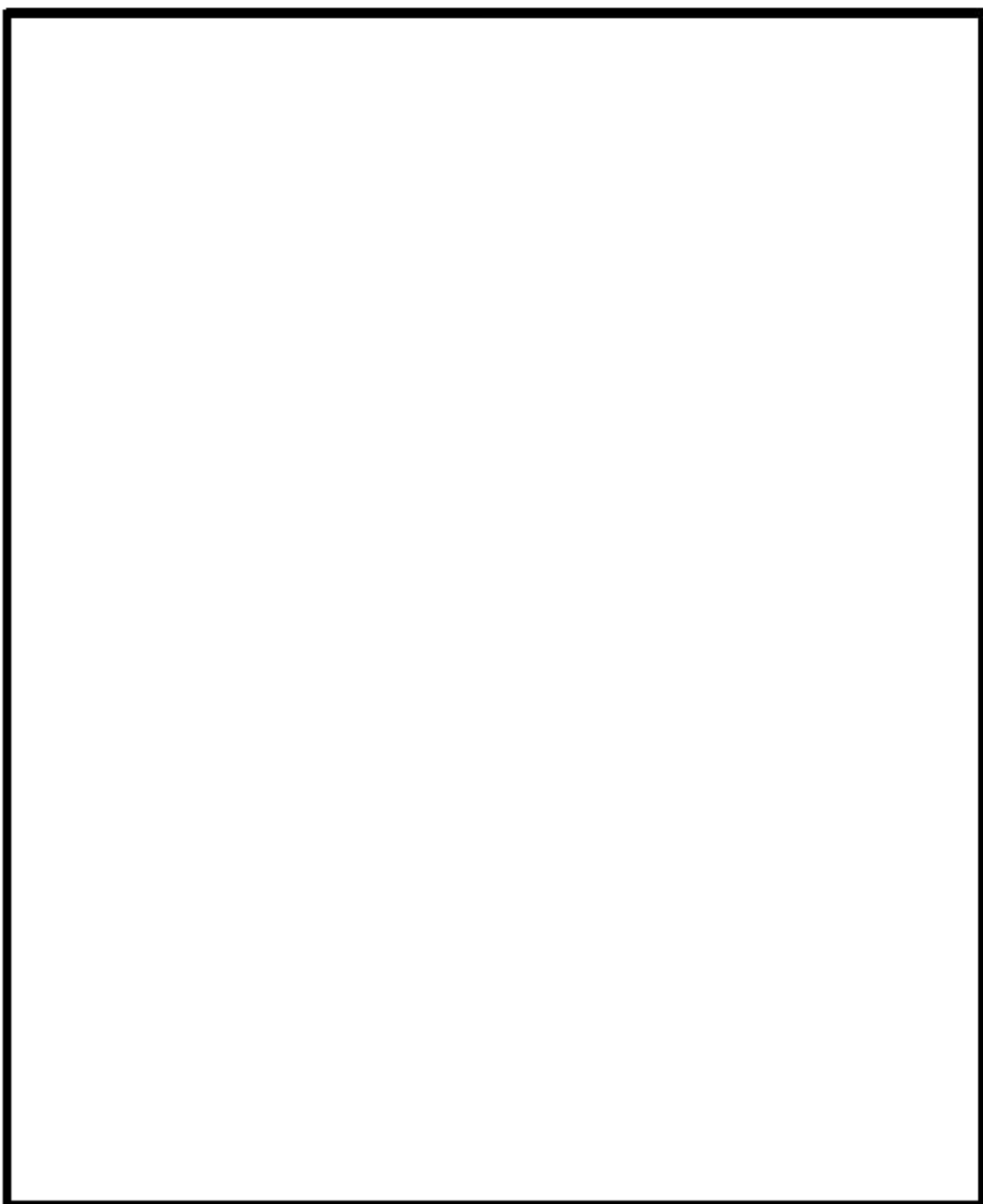
各タンク等配置図及び仕様

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順のうち、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)、炉心注水、格納容器スプレイ及び使用済燃料ピットへの注水に使用する各タンク等の配置、容量及び用途を以下のとおり示す。

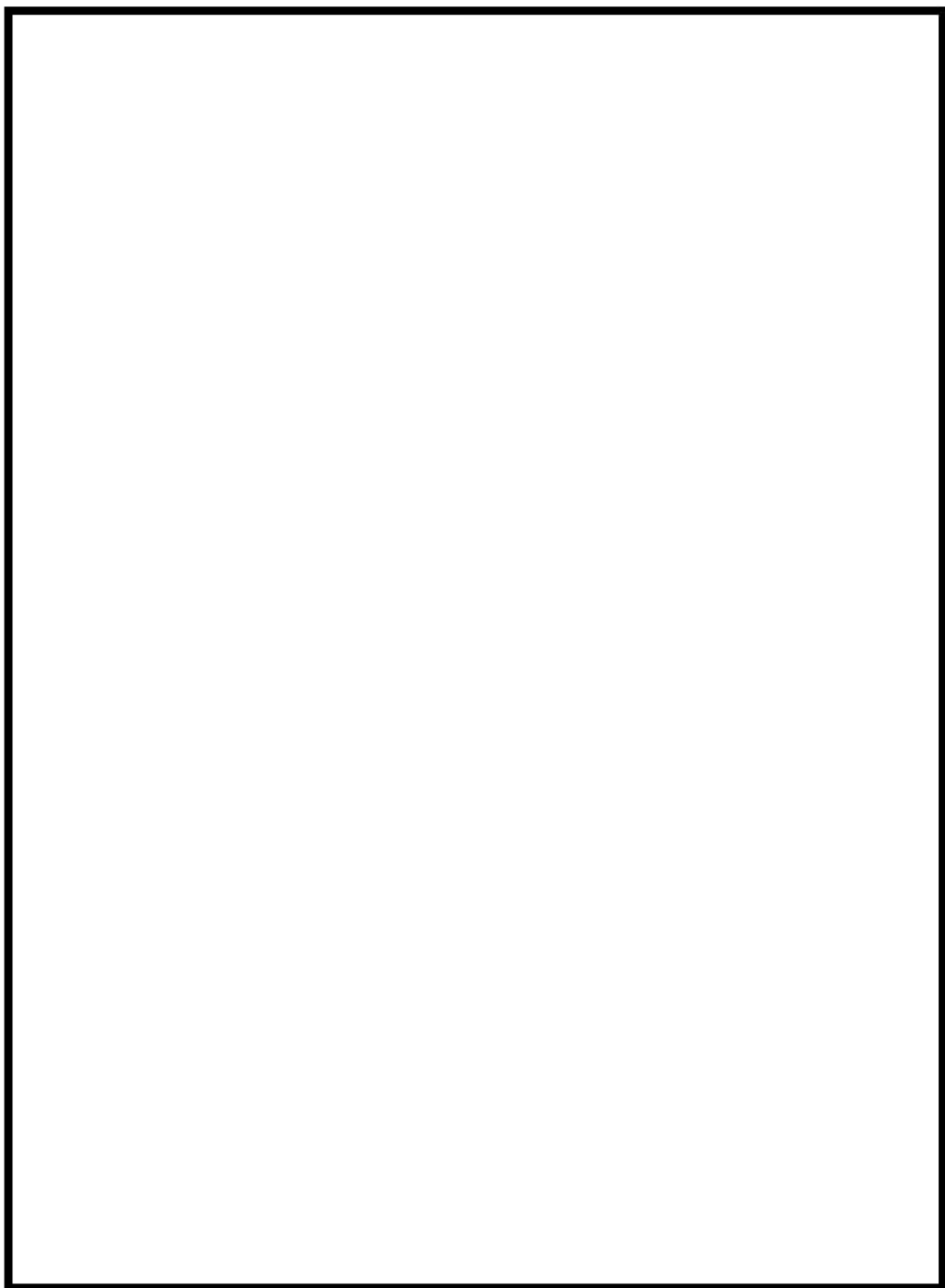
	タンク等名称	容量	分類	用途	
				S A時	通常時
1	脱気器タンク	約400m ³	2次系純水	・蒸気発生器注水	・蒸気発生器注水
2	A-2次系純水タンク	約1,500m ³	2次系純水	・蒸気発生器注水 ・補助給水ピット補給 ・原水槽補給 ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水	・2次系補給水供給 ・使用済燃料ピット補給
3	B-2次系純水タンク	約1,500m ³	2次系純水	・蒸気発生器注水 ・補助給水ピット補給 ・原水槽補給 ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水	・2次系補給水供給 ・使用済燃料ピット補給
4	A-原水槽	約6000m ³	淡水	・蒸気発生器注水 ・補助給水ピット補給 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水 ・使用済燃料ピットスプレイ	・淡水供給
5	B-原水槽	約5000m ³	淡水	・蒸気発生器注水 ・補助給水ピット補給 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水 ・使用済燃料ピットスプレイ	・淡水供給
6	3A-ろ過水タンク	約1,500m ³	淡水	・原水槽補給 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水 ・使用済燃料ピットスプレイ	・消火水供給 ・淡水供給
7	3B-ろ過水タンク	約1,500m ³	淡水	・原水槽補給 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水 ・使用済燃料ピットスプレイ	・消火水供給 ・淡水供給
8	代替給水ピット	約473m ³	淡水	・蒸気発生器注水 ・補助給水ピット補給 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水 ・使用済燃料ピットスプレイ	—
9	1次系純水タンク	約360m ³	1次系純水	・炉心注水 ・燃料取替用水ピット補給 ・使用済燃料ピット注水	・原子炉補給水供給 ・燃料取替用水ピット補給
10	A-ほう酸タンク	約40m ³	ほう酸水	・炉心注水 ・燃料取替用水ピット補給	・原子炉補給水供給 ・燃料取替用水ピット補給
11	B-ほう酸タンク	約40m ³	ほう酸水	・炉心注水 ・燃料取替用水ピット補給	・原子炉補給水供給 ・燃料取替用水ピット補給
12	燃料取替用水ピット	約2000m ³	ほう酸水	・炉心注水、代替炉心注水 ・格納容器スプレイ、 代替格納容器スプレイ	・炉心注水 ・格納容器スプレイ ・使用済燃料ピット補給
13	補助給水ピット	約660m ³	2次系純水	・蒸気発生器注水 ・代替炉心注水 ・代替格納容器スプレイ	・蒸気発生器注水



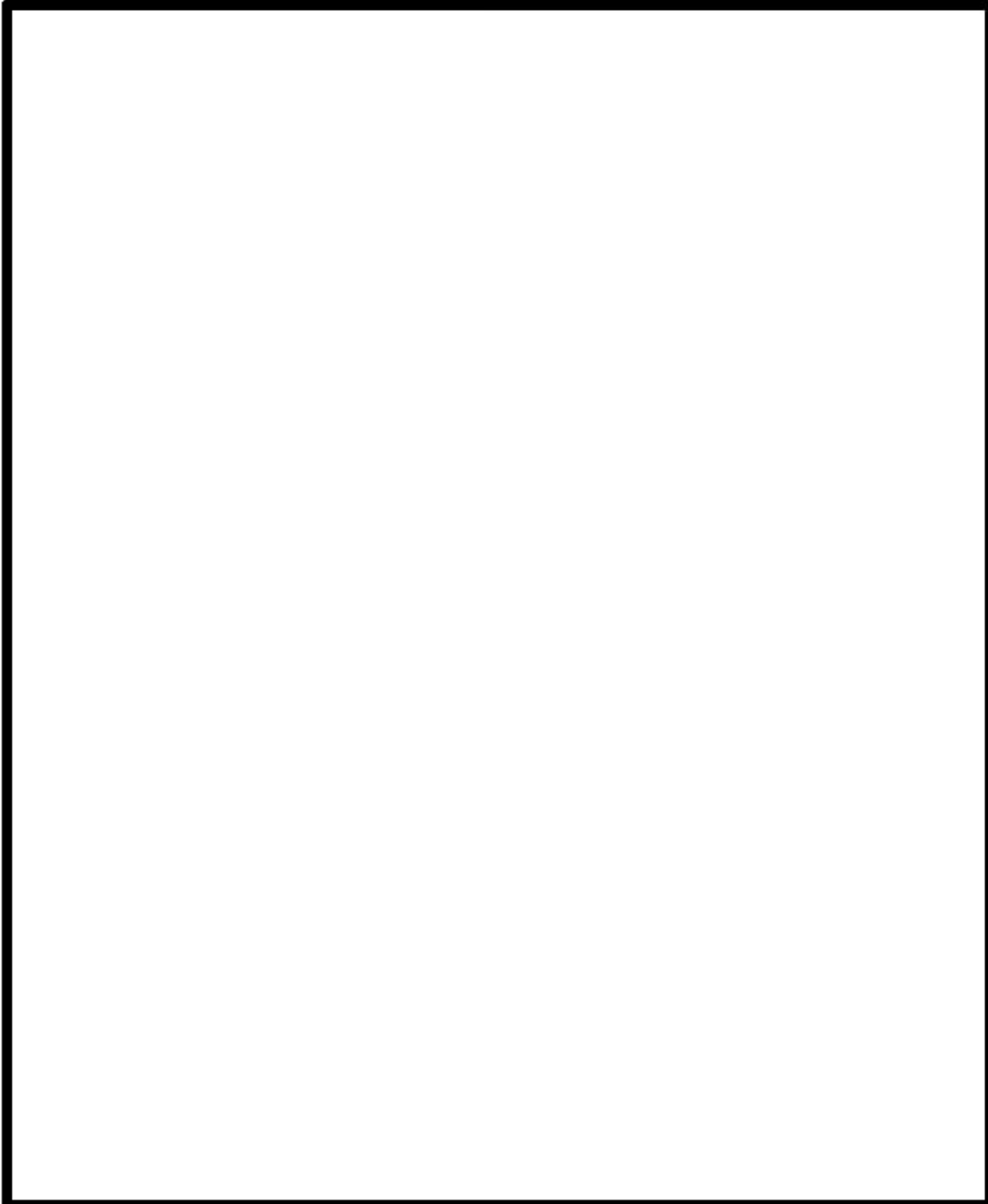
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



： 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



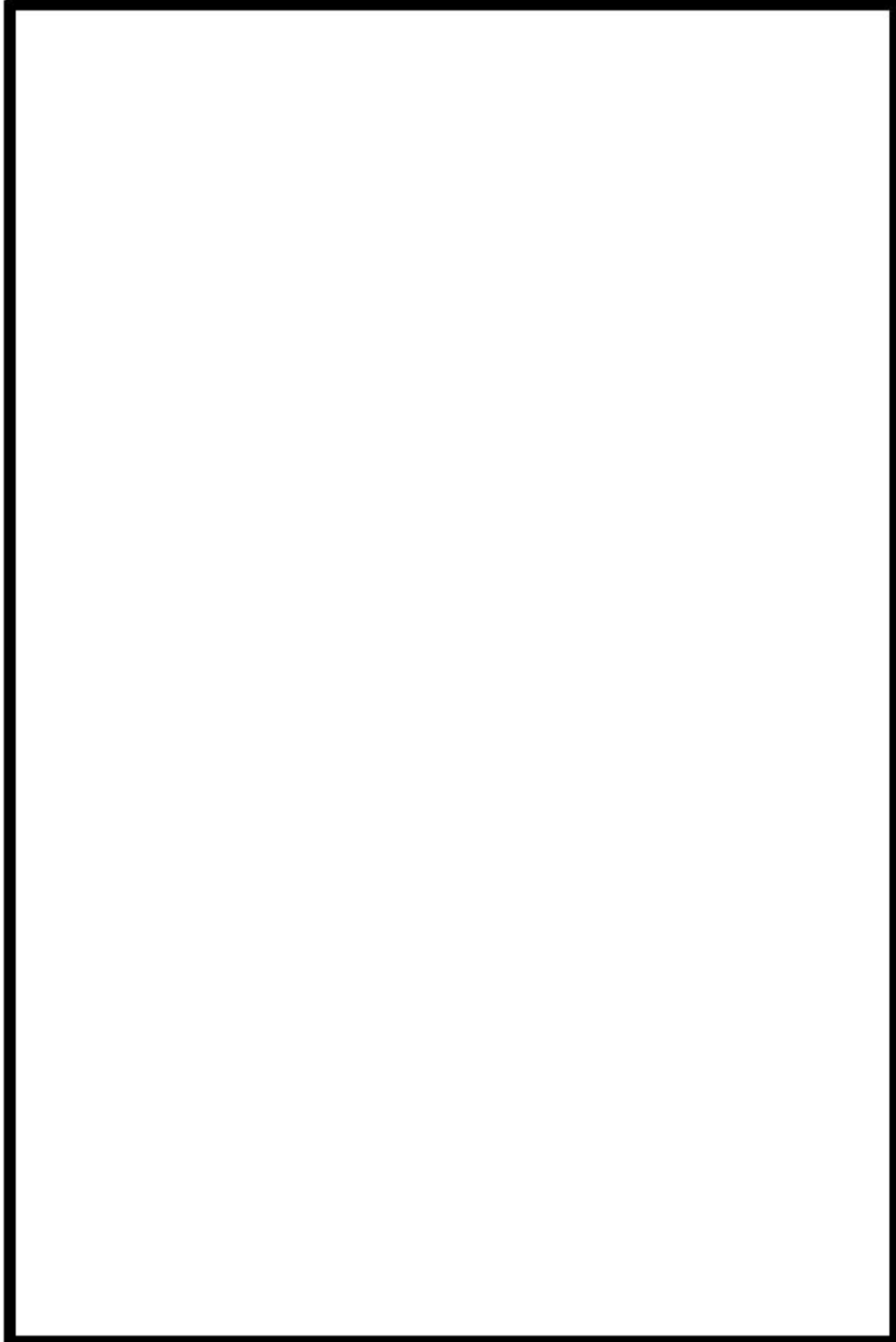
可搬型ホース接続口の配置

重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順のうち、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)に使用する補助給水ピット及び炉心注水、格納容器スプレイに使用する燃料取替用水ピットへの補給手順のうち、可搬型ホースを敷設する供給手順について、可搬型ホースの接続口を示す。

なお、建屋入口は、通用扉を開放し可搬型ホースを引き込む。また、ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給時は、アクセスドアを開放し、消防ホースを燃料取替用水ピットに導く。原水槽、代替給水ピット又は海水を用いた補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへの補給時は、可搬型ホースを代替給水・注水配管接続口へ接続する。

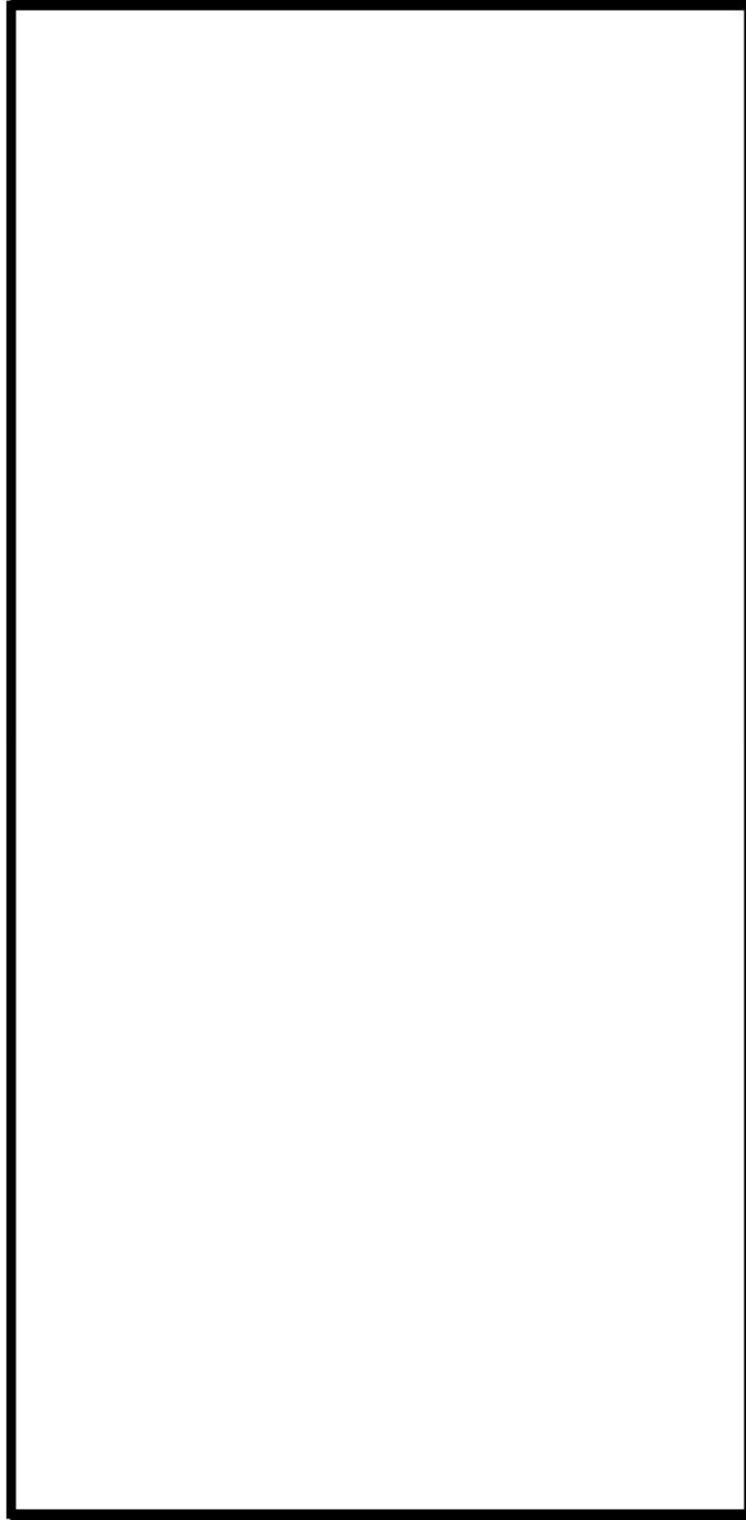
手順名	接続口	接続方式	添付資料
原水槽から 補助給水ピットへの 補給	可搬型大型送水ポンプ車（取水側）と可搬型ホース 接続	ねじ込み式	1.13.8-(1)
	可搬型大型送水ポンプ車（送水側）と可搬型ホース 接続	ツインスター 継手	1.13.17-(1)
原水槽から 燃料取替用水ピット への補給	可搬型ホースと代替給水・注水配管 接続	フランジ接続 及びツインス ター継手	
	ろ過水タンクと可搬型ホース 接続	フランジ接続 及びツインス ター継手	
	2次系純水タンクと可搬型ホース 接続	フランジ接続 及びツインス ター継手	
代替給水ピットから 補助給水ピットへの 補給	可搬型大型送水ポンプ車（取水側）と可搬型ホース 接続	ねじ込み式	1.13.9-(1)
	可搬型大型送水ポンプ車（送水側）と可搬型ホース 接続	ツインスター 継手	1.13.18-(1)
代替給水ピットから 燃料取替用水ピット への補給	可搬型ホースと代替給水・注水配管 接続	フランジ接続 及びツインス ター継手	
海水を用いた 補助給水ピットへの 補給	可搬型大型送水ポンプ車と可搬型ホース 接続 （取水側）	ねじ込み式及 びツインスタ ー継手	1.13.10-(1)
	可搬型大型送水ポンプ車と可搬型ホース 接続 （送水側）	ツインスター 継手	1.13.19-(1)
海水を用いた 燃料取替用水ピット への補給	可搬型ホースと代替給水・注水配管接続口 接続	フランジ接続 及びツインス ター継手	
ろ過水タンクから 燃料取替用水ピット への補給	消火栓と消防ホース 接続	差込み式	1.13.16

原水槽から補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(1/2)



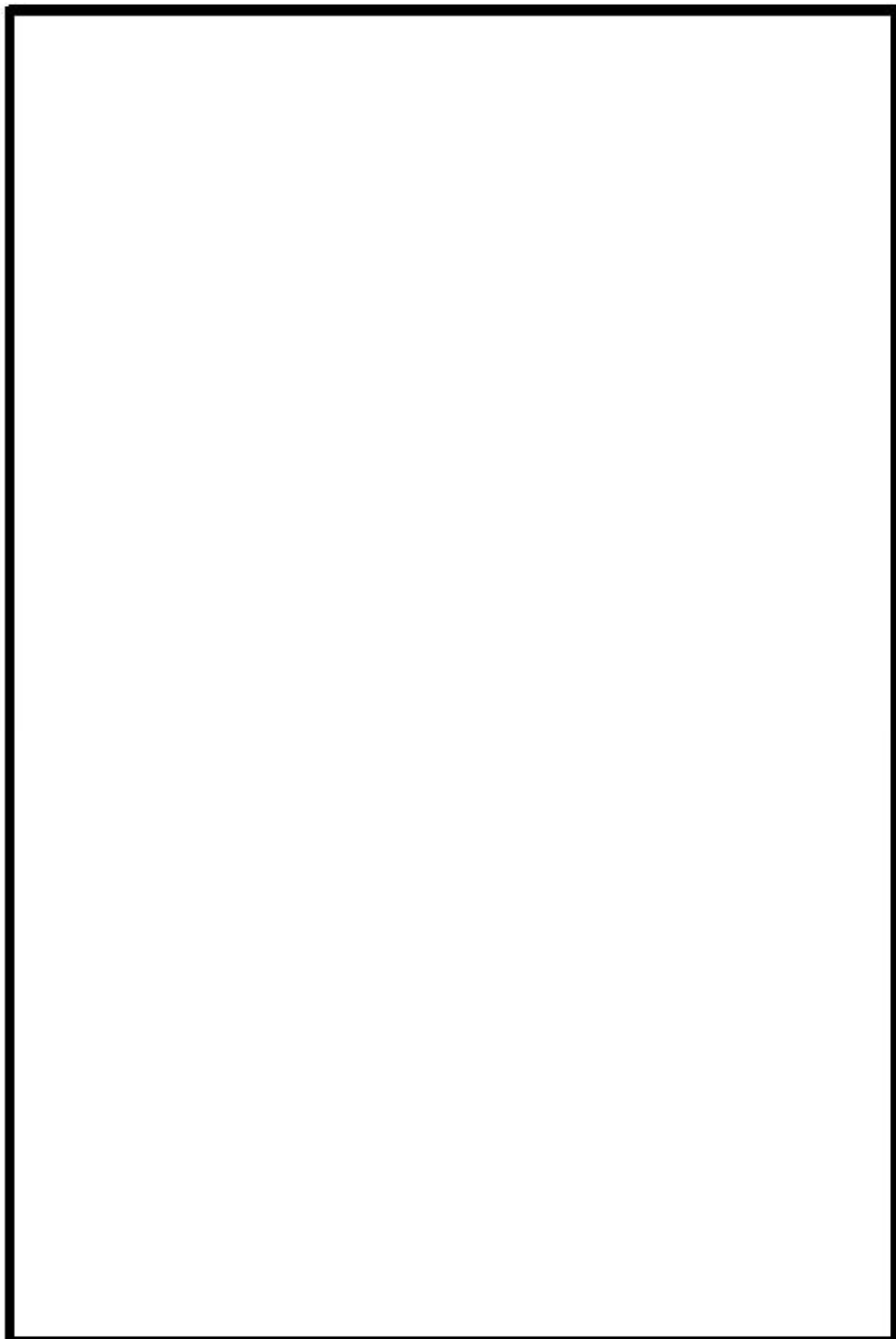
□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原水槽から補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(2/2)



: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

ろ過水タンク又は2次系純水タンクから原水槽への補給

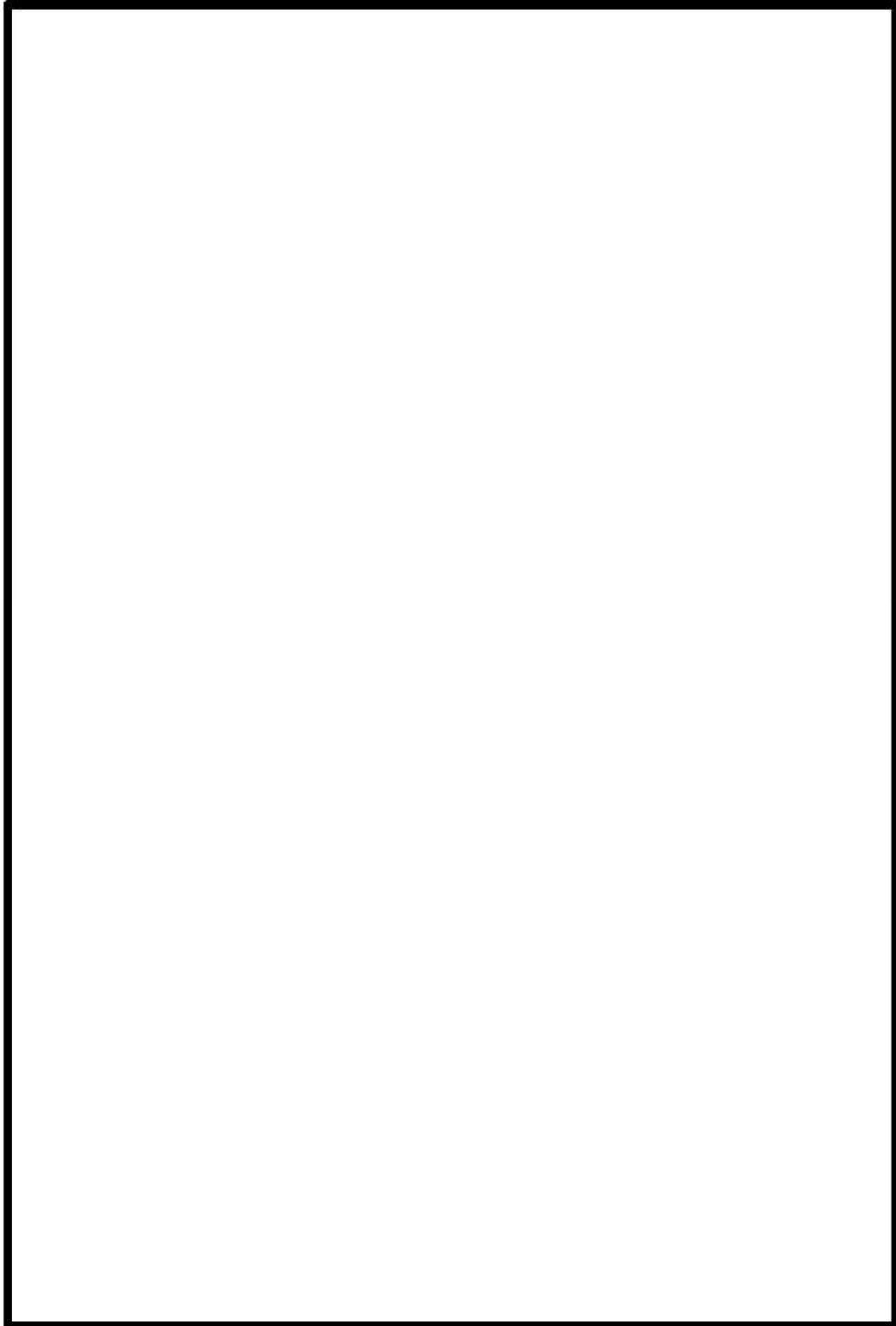


2次系純水タンクによる原水槽へ補給するためのホース敷設ルート

ろ過水タンクによる原水槽へ補給するためのホース敷設ルート

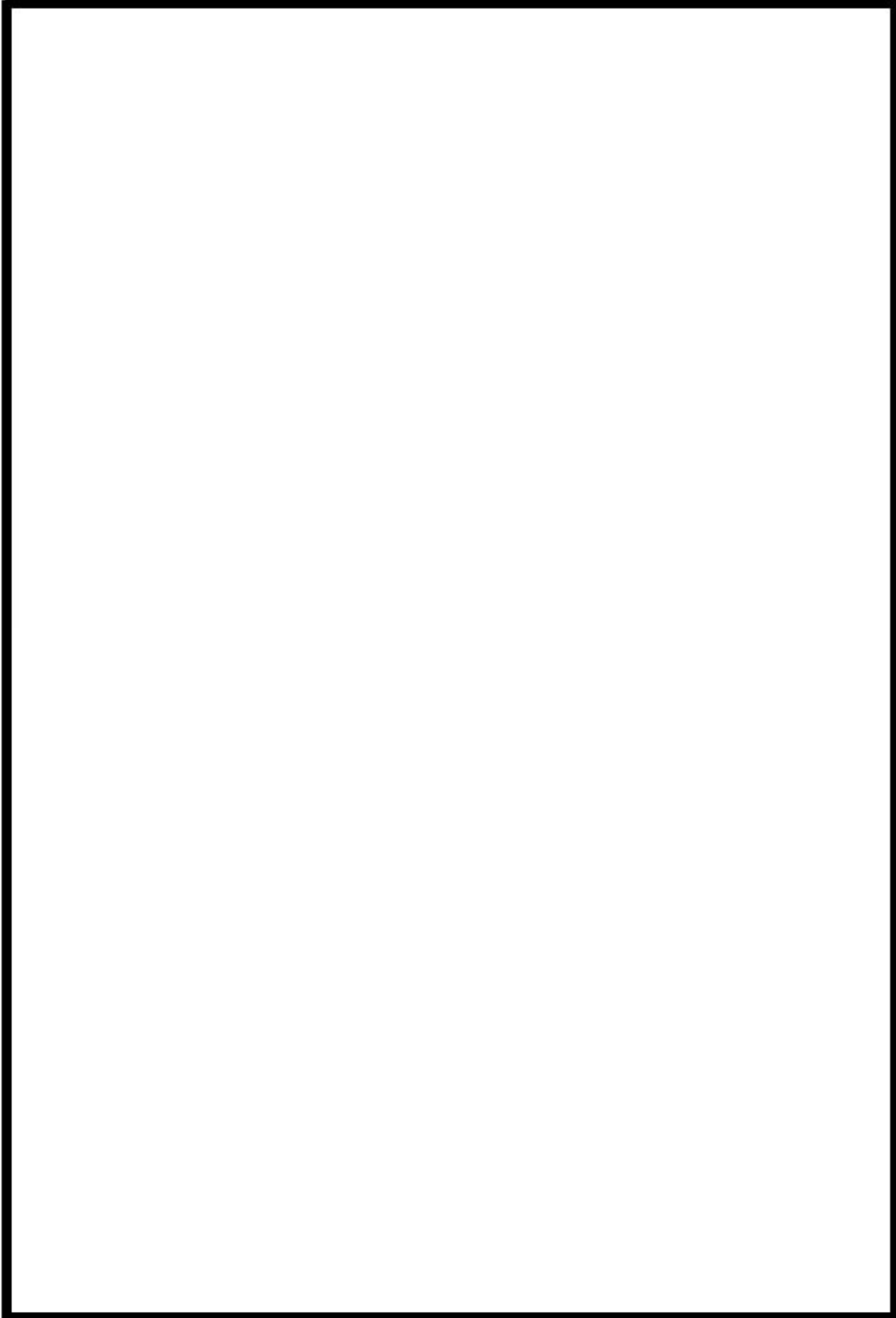
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

代替給水ピットから補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(1/2)



□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

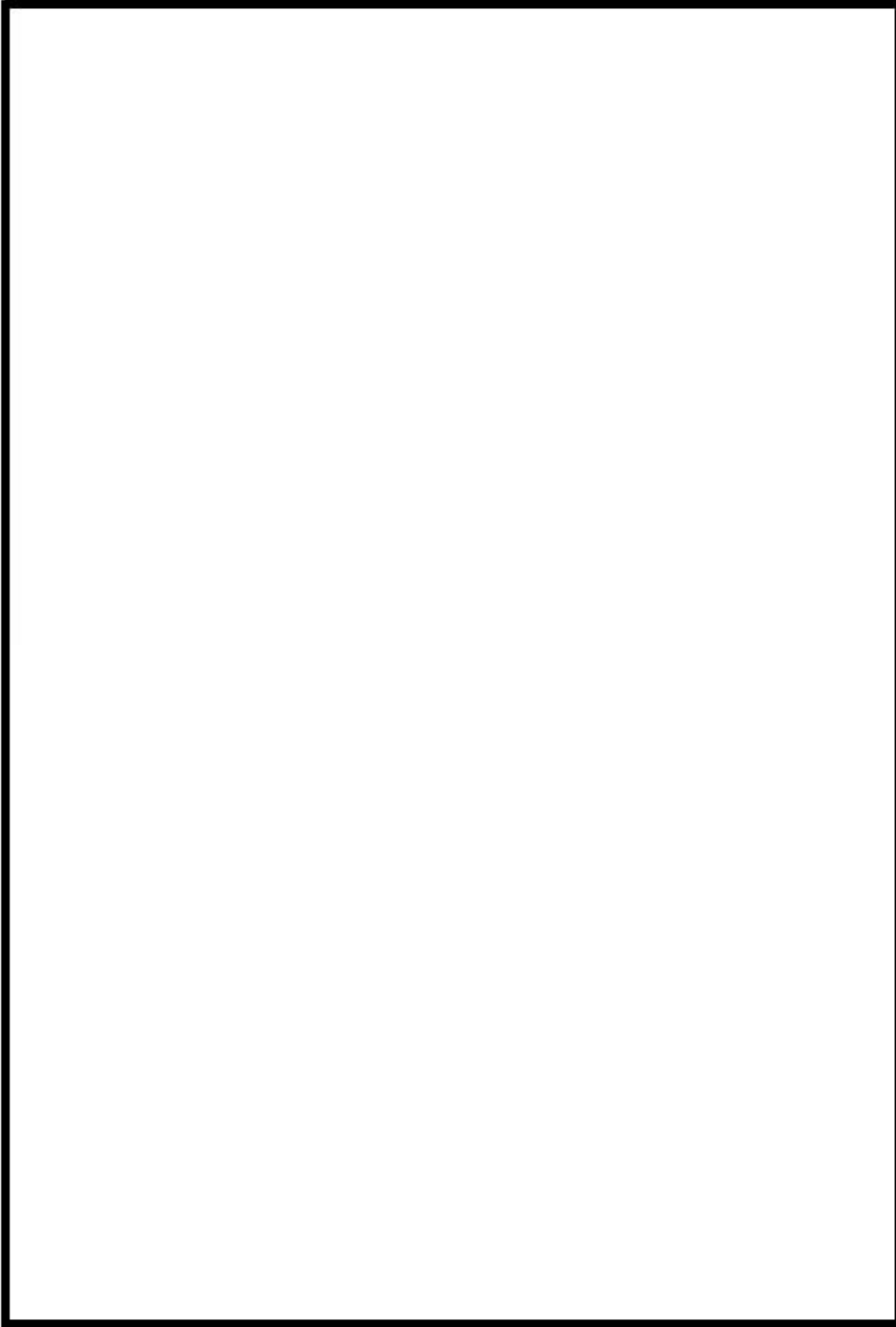
代替給水ピットから補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(2/2)



：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

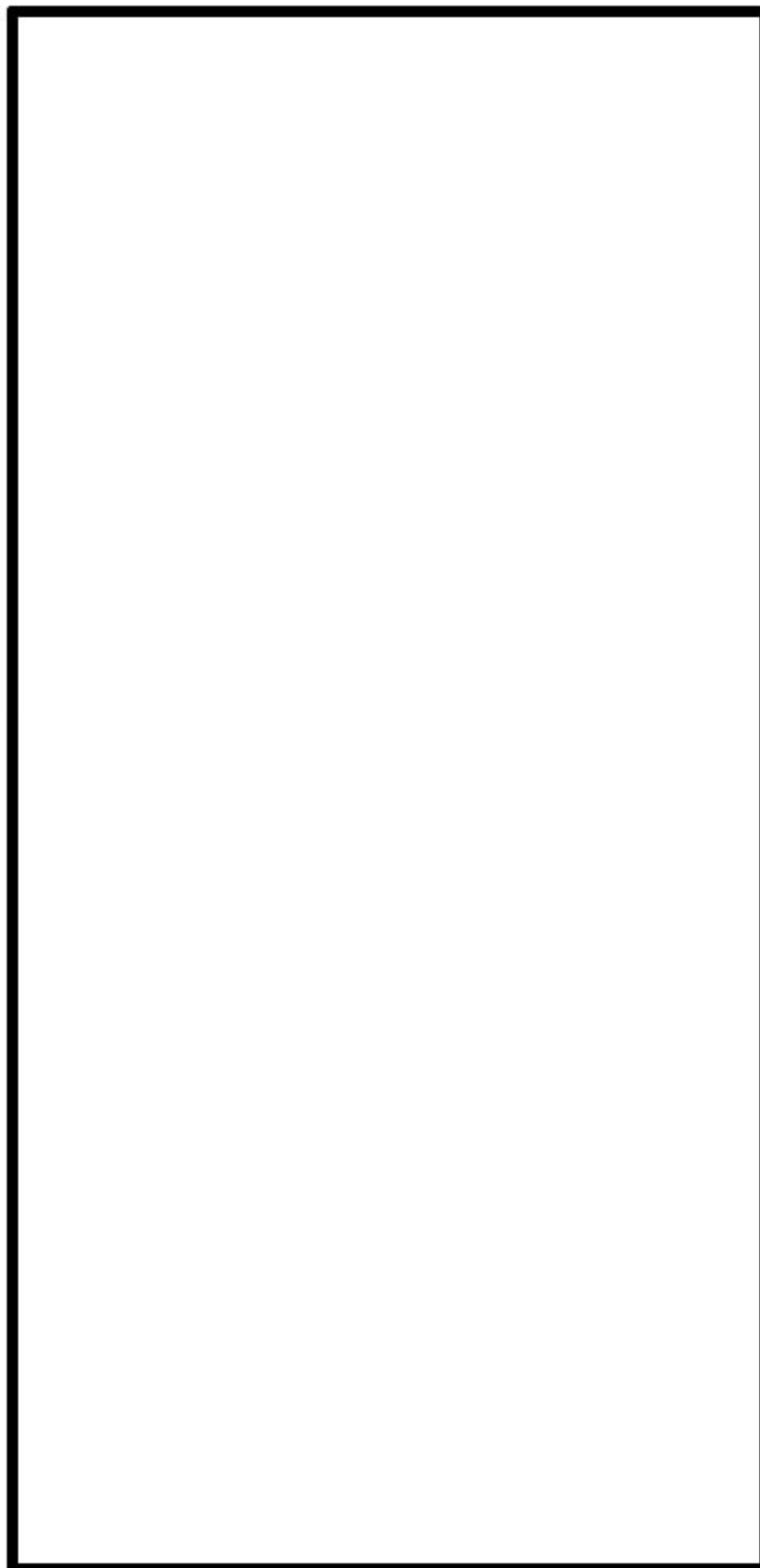


海水を用いた補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(1/3)



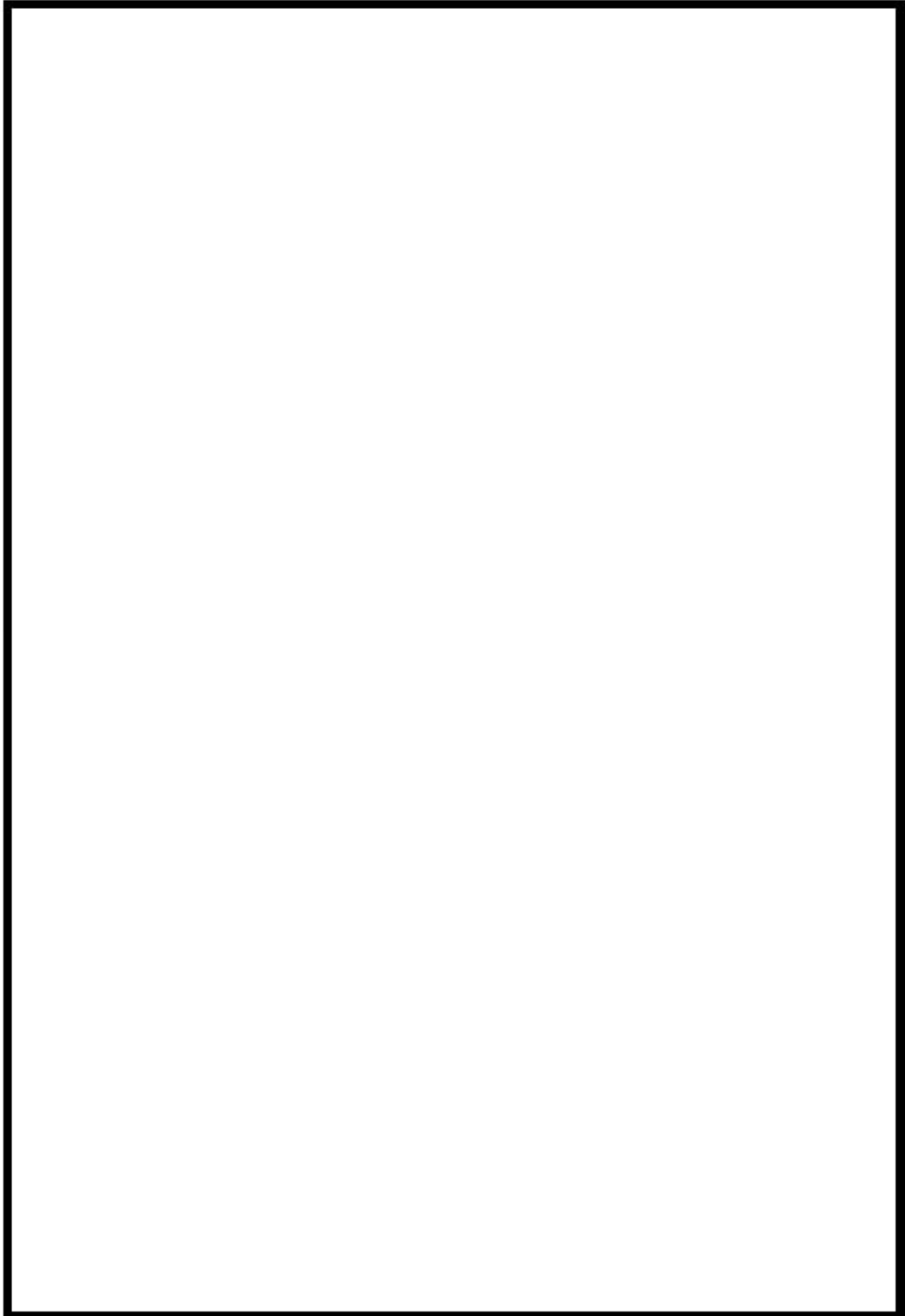
□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

海水を用いた補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(2/3)



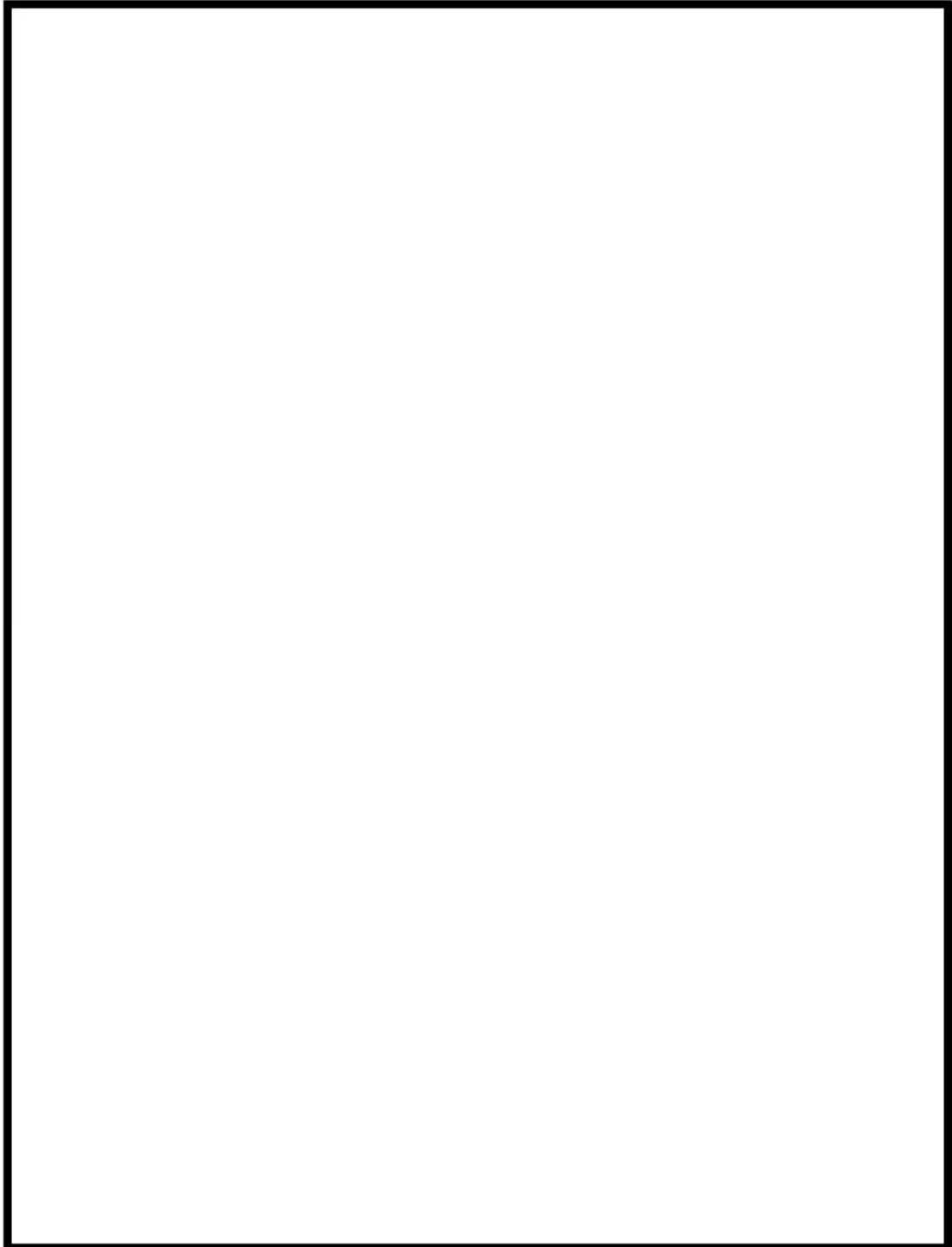
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

海水を用いた補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給(3/3)



□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

ろ過水タンクから燃料取替用水ピットへの補給



□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

可搬型タンクローリーによる可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

【燃料補給作業】

1. 作業概要

ディーゼル発電機燃料油貯油槽付近に燃料ホースを敷設・接続し、可搬型タンクローリー付き給油ポンプを使用してディーゼル発電機燃料油貯油槽から可搬型タンクローリーへの燃料の汲み上げを行う。その後、可搬型タンクローリーを所定の位置に移動し、可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 2時間

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ等を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備等はない。また、LEDヘッドランプ等を携行することとしており作業できる。

作業性： 可搬型タンクローリーは構造がシンプルであり、一般車両への燃料補給と同等の操作であるため容易に燃料補給できる。

連絡手段： 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



可搬型タンクローリー給油用ホース引出し
(屋外 T.P. 31m)



可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる
可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

【燃料補給作業】

1. 作業概要

可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプを使用してディーゼル発電機燃料油貯油槽から可搬型タンクローリーへ燃料の汲み上げを行う。その後、可搬型タンクローリーを所定の位置に移動し、可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給作業を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 2名

作業時間（想定）： 3時間

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ等を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備等はない。また、LEDヘッドランプ等を携行することとしており作業できる。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。燃料汲み上げ用ホース接続は、クイックカップラ式となっているため、容易かつ確実に接続できる。

連絡手段： 可搬型タンクローリーは構造がシンプルであり、一般車両への燃料補給と同等の操作であるため容易に燃料補給できる。

連絡手段： 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



燃料汲み上げ用ホース接続及び敷設
(ディーゼル発電機燃料油サービスタンク室)
(原子炉建屋 T.P. 17.8m)



可搬型タンクローリー給油用ホース引出し
(屋外 T.P. 31m)



可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーによる
可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給

【燃料補給操作】

1. 操作概要

可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプを使用して可搬型タンクローリーへ燃料汲み上げを行うため、系統構成及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプの起動・停止操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名
操作時間（想定）： 1時間

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

操作性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。弁操作及び遮断器操作にあたっては通常行う操作と同じであり、容易かつ確実に操作できる。

連絡手段： 事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し連絡を行う。



系統構成
(ディーゼル発電機室)
(原子炉建屋 T. P. 6. 2m)



系統構成
(ディーゼル発電機燃料油サービスタンク室)
(原子炉建屋 T. P. 17. 8m)



ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ
受電準備
(安全補機開閉器室)
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)



ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ
起動操作
(ディーゼル発電機制御盤室)
(原子炉建屋 T. P. 10. 3m)

重大事故等時における燃料補給に係るアクセスルート

泊3号炉重大事故等対策有効性評価において、その機能に期待する重大事故等対処設備のうち、重大事故等発生後7日間運転を継続させるために燃料補給が必要となる設備は、代替非常用発電機、可搬型大型送水ポンプ車及び緊急時対策所用発電機（以下「代替非常用発電機等」という）である。

代替非常用発電機等に燃料を補給する手段としては、可搬型タンクローリー（以下「タンクローリー」という）によりディーゼル発電機燃料油貯油槽（以下「燃料油貯油槽」という）から直接燃料を汲み上げた後、タンクローリーを代替非常用発電機等の付近に移動し、燃料を補給する手段を整備している。

この直接汲み上げ方式の場合、タンクローリーをT.P. 31m以上にある保管場所から燃料油貯油槽付近まで移動する必要がある。燃料油貯油槽までのアクセスルートは原子炉建屋東側を通る1つのルートのみであることから、設置許可基準規則第四十三条（重大事故等対処設備）第3項第六号の要求である「想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。」に適合するため、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（以下「燃料油移送ポンプ」という）を用いて燃料移送ルートを屋内に確保することで、代替非常用発電機等に燃料補給するための複数のルートを確保した。

1. 設置許可基準規則第四十三条第3項第六号

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

六 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

2. 適合方針

基準適合性43条まとめ資料（抜粋）

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43条1 - 二, 三, 四, 43条3 - 二, 六】

(1)

d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第四十三条 第3項 第六号）

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

3. 代替非常用発電機等への燃料補給手段

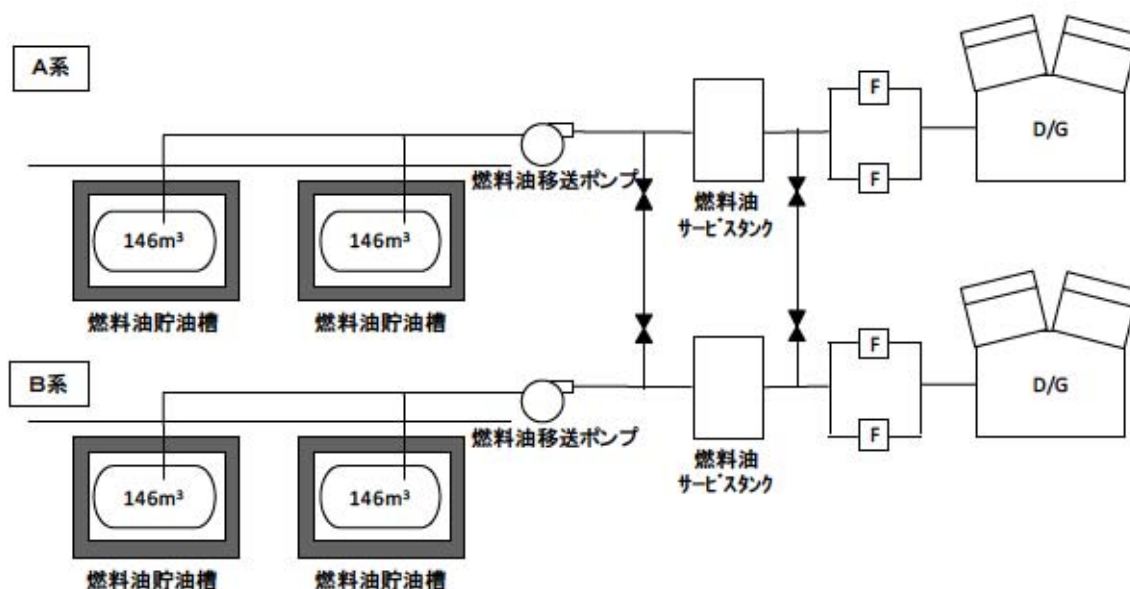
重大事故等発生時、代替非常用発電機等を運転した後、約7日間運転を継続させるため、代替非常用発電機等の燃料が枯渇する前にタンクローリーにより、燃料を補給する必要がある。

タンクローリーは、T.P. 31m以上の高台に保管しており、燃料油貯油槽から直接燃料を汲み上げる場合、燃料油貯油槽付近まで移動する必要がある。このアクセスルートは泊3号炉原子炉建屋の東側を通るルートであるが、一部袋小路となっており、複数のルートが確保できないことから、西側を通るルートを検討した。

非常用発電設備のディーゼル発電機（以下「DG」という）の燃料を移送するために設けている燃料油移送ポンプを用いて、原子炉建屋西側まで燃料を移送する2つ目のルートを確認した。

(1) DG燃料系統

外部電源が喪失した場合、交流動力電源を供給するため、DGを設置しており、DG運転中は、燃料油貯油槽から燃料油移送ポンプによりディーゼル発電機燃料油サービスタンク（以下「燃料油サービスタンク」という）に燃料を移送し、DG機関付けの燃料循環ポンプにより、DG機関に燃料を供給する設備構成となっている。（図－1 参照）



図－1 DG燃料系統 概略図

(2) タンクローリーによる直接汲み上げ（第1ルート）

概略図を図-2に、アクセスルートを図-3に示す。

タンクローリーを燃料油貯油槽付近まで移動し、タンクローリーに取り付けた汲み上げ用ホースを燃料油貯油槽の給油口に挿入するとともに、タンクローリー付きの給油ポンプにより、貯油槽から直接燃料を汲み上げる。

汲み上げ作業完了後、タンクローリーを代替非常用発電機等の付近に移動し、燃料を補給する。

- a. 要員数 事務局員2名
- b. 想定時間 約2時間

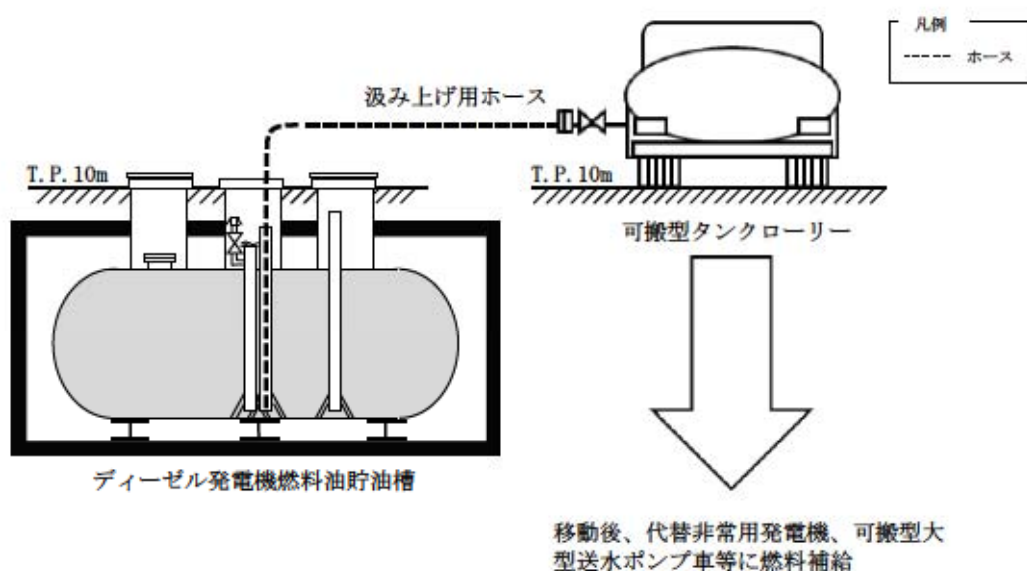


図-2 タンクローリーによる直接汲み上げ手段 概略図

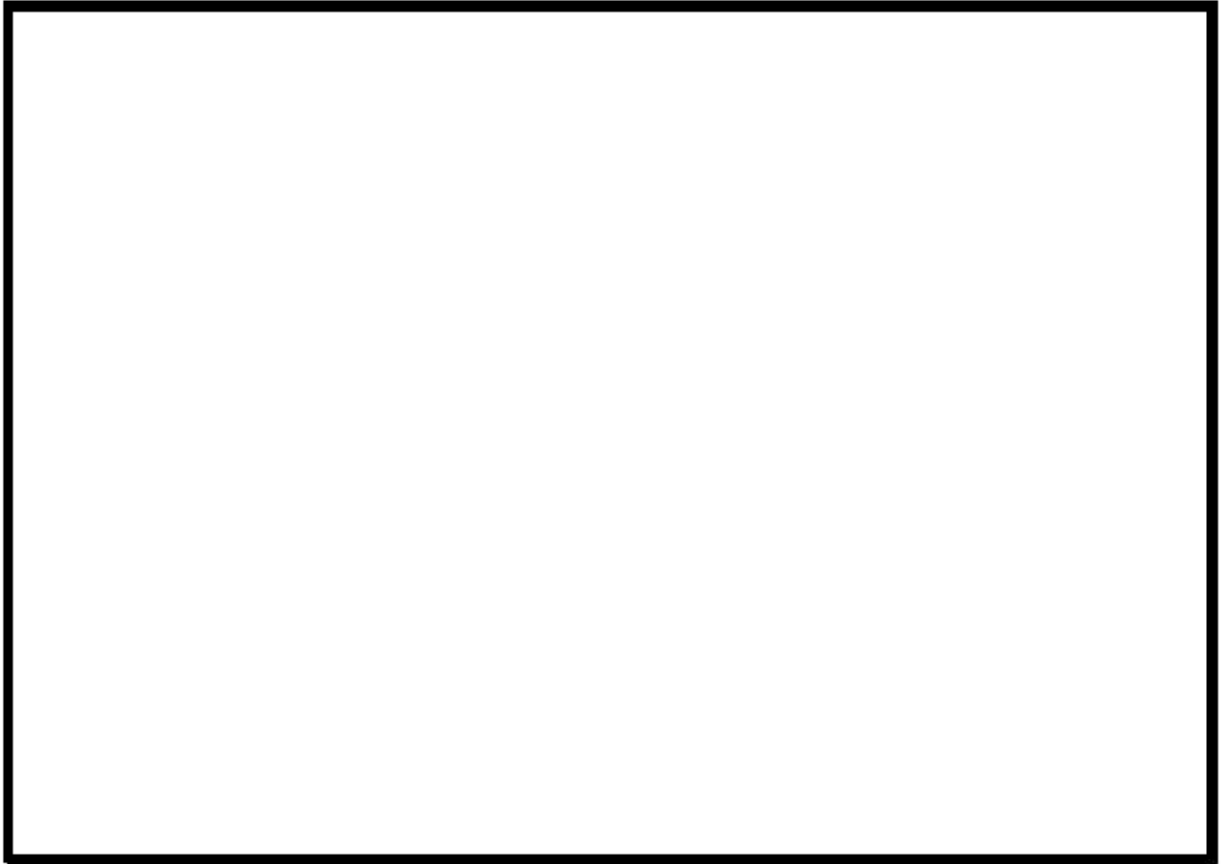



図-3 タンクローリーによる直接汲み上げ手段 アクセスルート

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

(3) 燃料油移送ポンプによる汲み上げ（第2ルート）

概略図を図-4に、アクセスルートを図-5、屋内ホース敷設ルートを図-6に示す。

燃料油移送ポンプから燃料油サービスタンクへの移送ラインにホースを取り付け、タンクローリーの移動先である原子炉建屋西側までホースを屋内に敷設する。

準備作業完了後、燃料油移送ポンプを運転し、燃料油貯油槽からタンクローリーへ燃料を汲み上げる。

汲み上げ作業完了後、タンクローリーによる直接汲み上げ手段と同様に、タンクローリーを代替非常用発電機等の付近に移動し、燃料を補給する。

- a. 要員数 運転員（現場）1名，事務局員2名
- b. 想定時間 約3時間

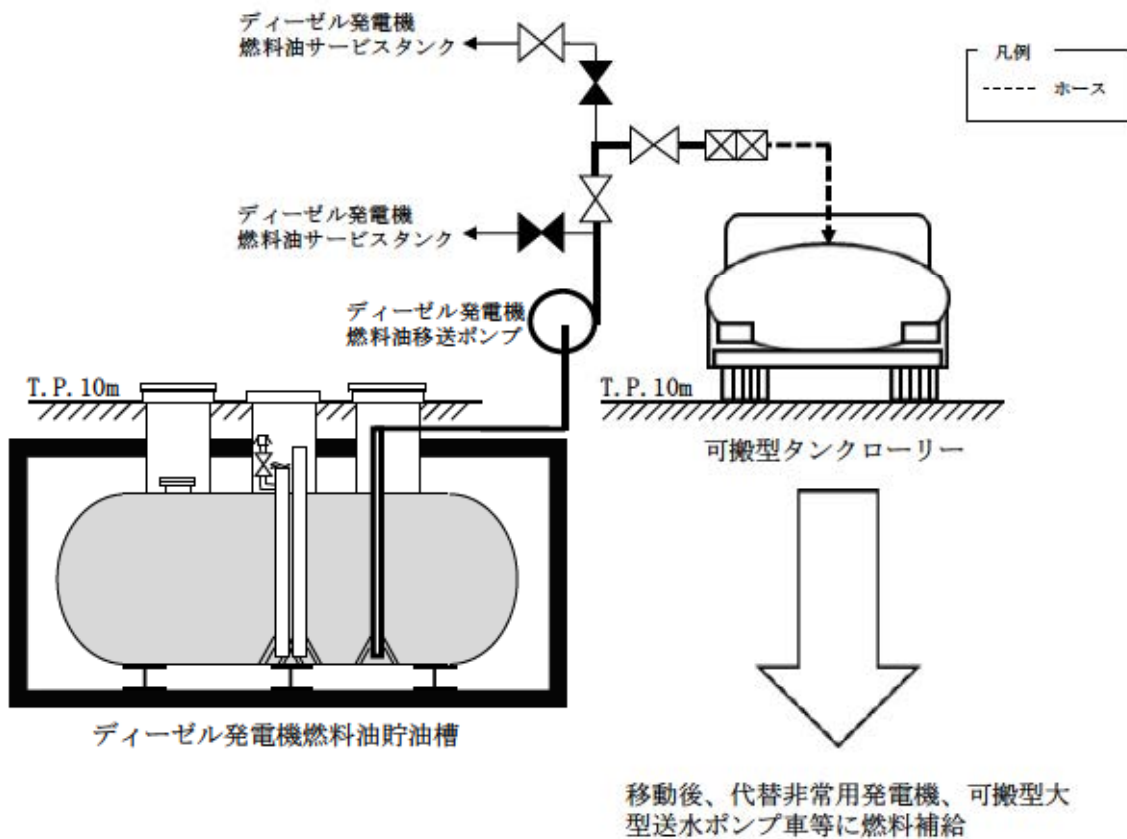


図-4 燃料油移送ポンプによる汲み上げ手段 概略図

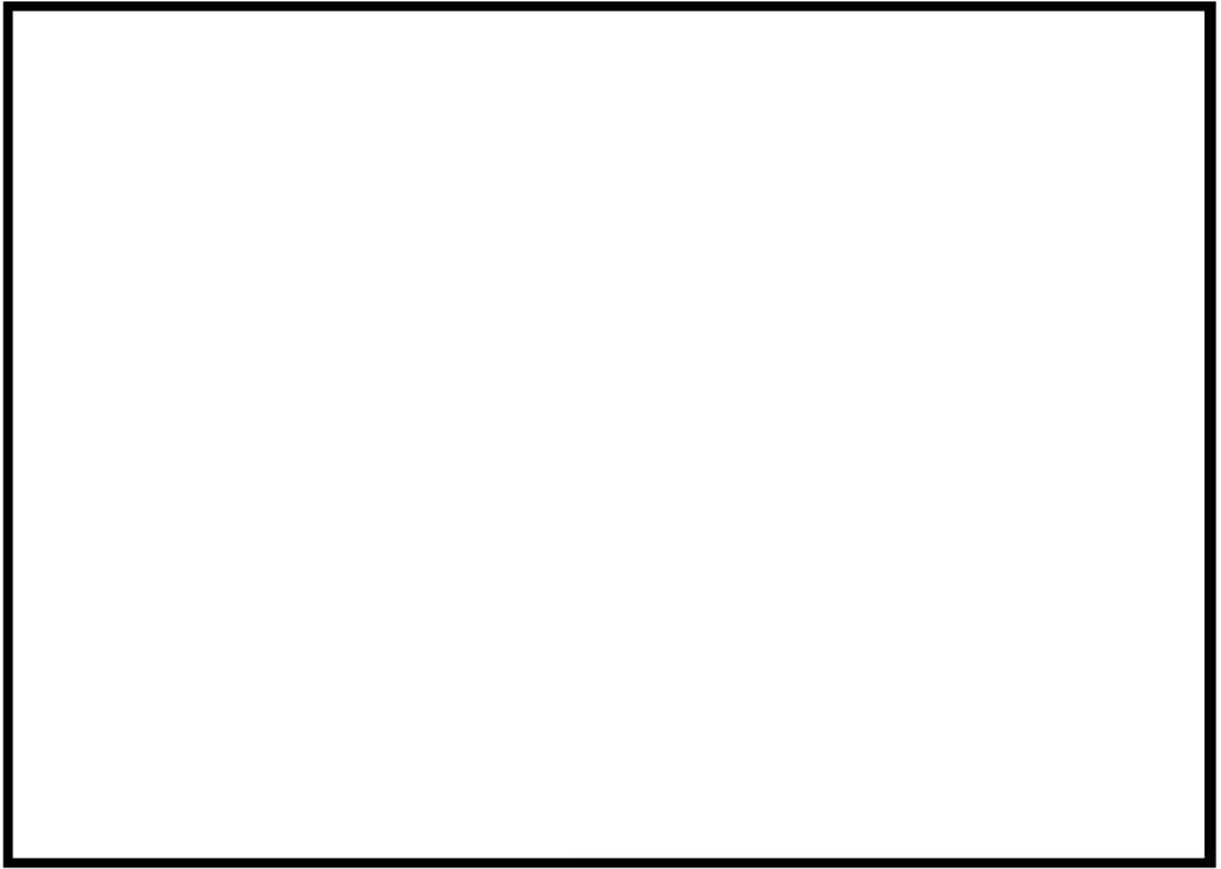



図-5 燃料油移送ポンプによる汲み上げ手段 アクセスルート

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

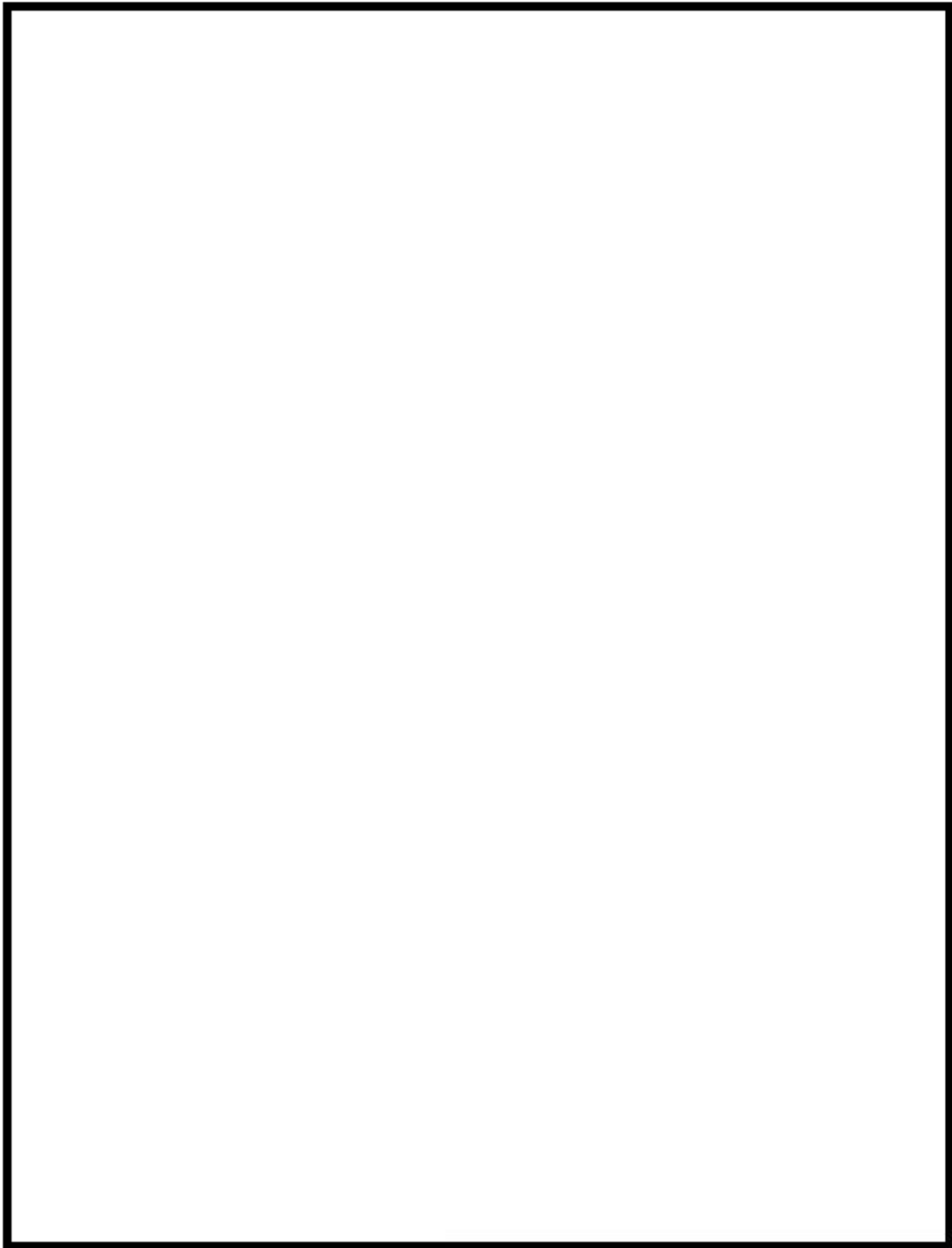


図-6 屋内ホース敷設ルート

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

4. まとめ

設置許可基準規則第四十三条に適合するため、タンクローリーによる直接汲み上げ手段及び燃料油移送ポンプによる汲み上げ手段の2つの手段を整備することにより、代替非常用発電機等へ燃料補給するための複数のアクセスルートを確認した。

2つの手段の優先順位は、作業性や必要要員数、作業に要する時間等を考慮し、タンクローリーのみを用いて燃料油貯油槽から直接燃料を汲み上げることができるタンクローリーによる直接汲み上げ手段を優先する。

アクセスルートの確保ができない等、直接汲み上げ手段が使用できない場合は、燃料油移送ポンプによる汲み上げ手段を使用する。

可搬型大型送水ポンプ車の水源選択に係る方針

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下、「SA技術的能力審査基準」という。）1.13（重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等）の要求事項である「複数の代替淡水源が確保されていること」及び「海を水源として利用できること」を満足する設備として、淡水源又は海を水源として利用できる可搬型大型送水ポンプ車を配備している。

可搬型大型送水ポンプ車は、補助給水ピットへの補給、燃料取替用水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水等の多様な対応手段に用いる設備であるが、これらの対応手段で用いる淡水源又は海を選択については、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき、淡水源よりも海を優先する手順を基本としている。

以下に可搬型大型送水ポンプ車の水源選択に係る方針について整理する。

1. 基準規則の要求事項

(1) SA技術的能力審査基準1.0 (重大事故等対策における共通事項)

SA技術的能力審査基準1.0 (4) 【解釈】 1

- b) 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化する方針であること。
(ほう酸水注入系(SLCS)、海水及び格納容器圧力逃がし装置の使用を含む。)
- c) 発電用原子炉設置者において、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針が適切に示されていること。

<対応方針>

SA技術的能力審査基準に係る適合状況説明資料 (1.0) (抜粋)

1.0.2共通事項(4)a.

(b)

～中略～

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損を防止するために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、迷うことなく海水注水を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

(c)

～中略～

重大事故等発生時の運転操作において、発電課長(当直)が躊躇せず指示できるよう、財産(設備等)保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を運転手順書に整備する。

(2) SA技術的能力審査基準 1.13 (重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等)

SA技術的能力審査基準 1.13【解釈】 1	
b) 複数の代替淡水源 (貯水槽, ダム又は貯水池等) が確保されていること。	
c) 海を水源として利用できること。	

<対応方針>

複数の代替淡水源及び海を水源とすることが可能となるよう可搬型大型送水ポンプ車を用いた対応手段を整備している。

SA技術的能力審査基準		対応手段
1.2 1.3 1.4 1.5 1.13	蒸気発生器への注水	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
1.4 1.8 1.13	代替炉心注水	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
1.6 1.7 1.8 1.13	代替格納容器スプレイ	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ
1.11 1.13	使用済燃料ピットへの注水	代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水
1.11 1.12 1.13	使用済燃料ピットへのスプレイ	海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ

S A技術的 能力 審査基準	対応手段	
1.13	補助給水ピットへの補給	原水槽から補助給水ピットへの補給
		代替給水ピットから補助給水ピットへの補給
		海から補助給水ピットへの補給
	燃料取替用水ピットへの補給	原水槽から燃料取替用水ピットへの補給
		代替給水ピットから燃料取替用水ピットへの補給
		海から燃料取替用水ピットへの補給

2. 可搬型大型送水ポンプ車の使用用途毎の水源選択に係る方針

(1) 原子炉、格納容器、蒸気発生器への注水

常設設備である代替格納容器スプレイポンプ等が故障等により使用できない場合、若しくはそれら設備の水源となる補助給水ピットや燃料取替用水ピットが故障等により使用できない場合の代替手順として、可搬型大型送水ポンプ車から原子炉、格納容器又は蒸気発生器へ直接注水する手順を整備している。

これらの原子炉等へ直接注水する手順においては、中断することなく注水を継続することが重要であることから、水源の切替が必要となる淡水源よりも、海を優先して使用する。

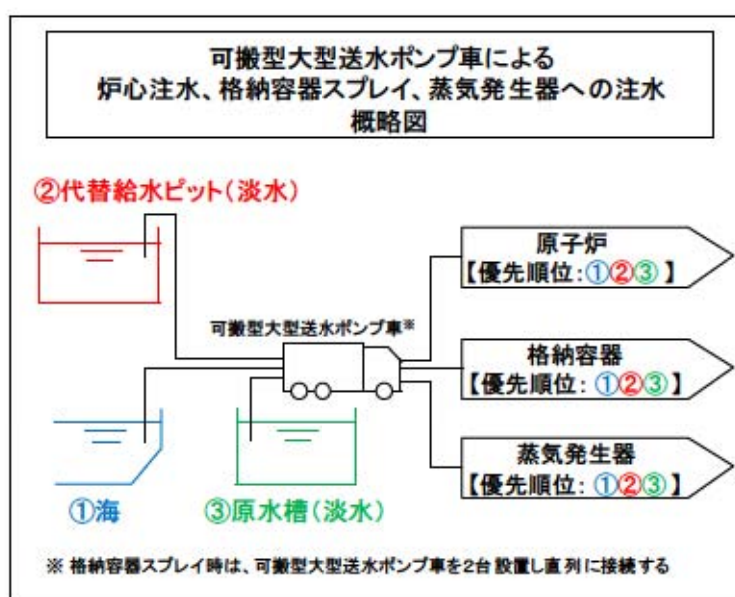


図1 原子炉、格納容器、蒸気発生器への注水 概略図

(2) 補助給水ピット、燃料取替用水ピットへの補給

可搬型大型送水ポンプ車により淡水又は海水を補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへ補給を行うための手順を整備しており、これら手順の淡水源又は海の水源選択に係る方針は以下のとおり。

a. 炉心損傷防止が図れる場合^{※2}

可搬型大型送水ポンプ車は、有効性評価における必要注水流量を十分上回る送水能力を有しているため、補助給水ピット等に十分な水量を確保することで淡水源から海に水源を切り替えるための時間を確保することが可能であることから、淡水源を優先して使用する。

なお、淡水を補給中に事象が進展し炉心損傷に至った場合においても、淡水補給開始時点から海を水源とするための準備を開始していること、並びに淡水補給により補助給水ピット等に十分な水量を確保することで淡水源から海に水源を切替えるための時間を確保することが可能である。

※2 「炉心損傷防止が図れる場合」の判断

- ・全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合又は1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合

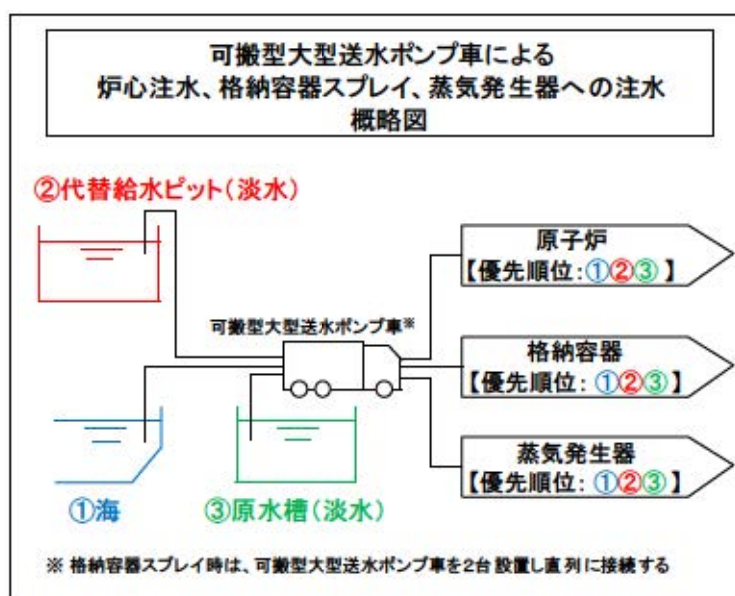


図2 可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピット、燃料取替用水ピットへの補給 (炉心損傷防止が図れる場合) 概略図

b. 炉心損傷に至るおそれがある場合^{※3}又は炉心損傷時

淡水源の使用の可否を判断するための状況確認等による作業員の被ばくを回避するため、燃料取替用水ピット等への補給については、海を最優先に使用する。

※3 「炉心損傷に至るおそれがある場合」の判断

- ・全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却材喪失事象が同時に発生し1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下した場合
- ・全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失した場合

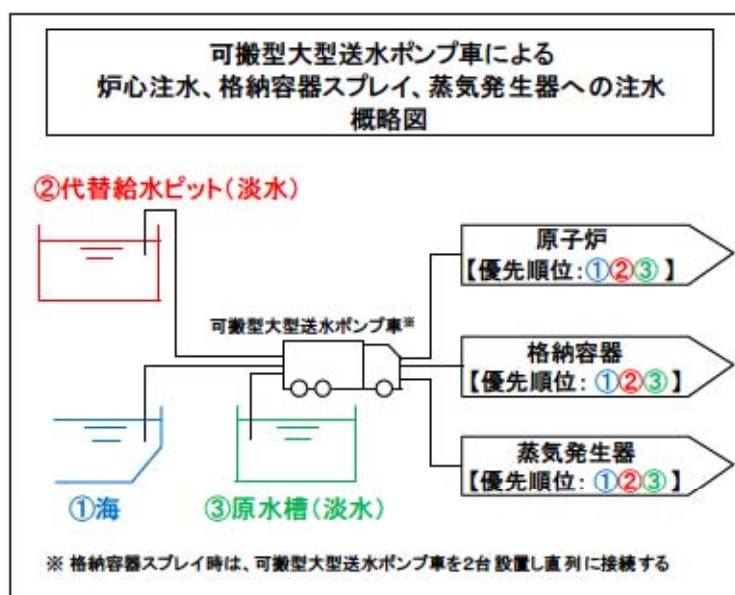


図3 可搬型大型送水ポンプ車による補助給水ピット、燃料取替用水ピットへの補給（炉心損傷に至るおそれがある場合又は炉心損傷時） 概略図

(3) 使用済燃料ピットへの注水、スプレイ

可搬型大型送水ポンプ車により淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水又はスプレイを行う手順を整備しており、これら手順の淡水源又は海の水源選択に係る方針は以下のとおり。

a. 使用済燃料ピットへの注水

可搬型大型送水ポンプ車は、有効性評価における必要注水量を十分上回る送水能力を有しているため、使用済燃料ピットに十分な水量を確保することで淡水源から海に水源を切り替えるための時間を確保することが可能であることから、淡水源を優先して使用する。

b. 使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手順であり、中断することなくスプレイを継続することが重要であることから、水源の切替が必要となる淡水源よりも、海を優先して使用する。

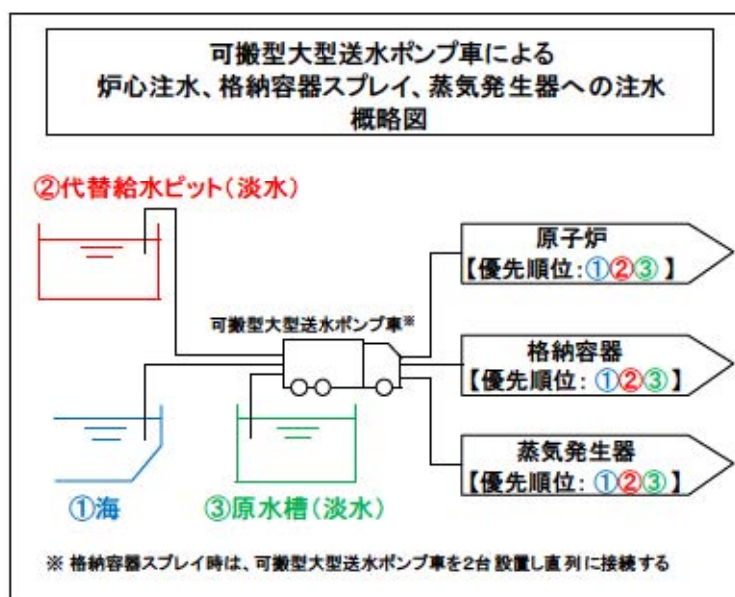


図4 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水・スプレイ 概略図

3. 有効性評価にて期待する水源確保に係る手順について

有効性評価にて期待する可搬型大型送水ポンプ車を用いた水源確保に係る手順を事故シーケンス毎に下表にまとめる。

事故シーケンス	有効性評価にて期待する水源確保に係る手順
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 蒸気発生器2次側による炉心冷却中に海を水源として補助給水ピットへ補給する手順 ✓ 海を水源として使用済燃料ピットへ注水する手順
格納容器過圧破損 格納容器過温破損	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 格納容器スプレイ中に海を水源として燃料取替用水ピットへ補給する手順 ✓ 海を水源として使用済燃料ピットへ注水する手順
想定事故1 想定事故2	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 海を水源として使用済燃料ピットへ注水する手順
全交流動力電源喪失（停止時）	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 海を水源として使用済燃料ピットへ注水する手順

有効性評価における事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失を想定する事故シーケンスでは、夜間・休日の限られた要員で電源確保、炉心注水、格納容器内自然対流冷却等、多岐に亘る対応操作を行うこととなるため、補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給、使用済燃料ピットへの注水時の水源は、海を選択することとしている。

S A技術的能力 1.13 では海だけではなく淡水源を使用する手順も整備しているが、有効性評価の事故シーケンスのように、限られた要員、資機材等にて全交流動力電源喪失時に対応する場合には、迷わず海を選択することができるよう、運転手順書を整備する方針である。

なお、有効性評価「想定事故1」及び「想定事故2」は、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失する事故シーケンスであり、燃料損傷防止対策は海を水源とした使用済燃料ピットへの注水である。本事故シーケンスでは、交流動力電源が健全であることを想定していること、並びに使用済燃料ピット水位の低下が緩慢で、海水を使用済燃料ピットに注水開始できる時間が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下する時間に対して十分な時間余裕があることから、S A技術的能力にて整備する手順の優先順位に従い、準備時間が最も早い代替給水ピットを優先して使用し、それが使用できない場合には保有水量の大きい原水槽を使用する手順としている。また、すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いることとしている。

有効性評価では、屋外アクセスルートの復旧作業が必要となる状況を考慮し、3号スクリーン室を海水取水箇所とした場合のアクセスルート復旧時間を含めても、補助給水ピットもしくは燃料取替用水ピットが枯渇する前に、並びに使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位に到達する前に海水を補給できることを確認している。

4. 淡水源の選択に係る補足事項

淡水源を使用する手順のうち、炉心損傷防止が図れる場合の補助給水ピット・燃料取替用水ピットへの補給、並びに使用済燃料ピットへの注水の場合は、補助給水ピット等に十分な水量を確保することで淡水源から海に水源を切り替えるための時間を確保することが可能であることから、海を水源とした手順に悪影響を及ぼすことはないが、海を第1優先として使用する手順において淡水源を選択する場合もあることから、その淡水源の選択の考え方について補足する。

(1) 海を第1優先として使用する手順における淡水源の選択に係る考え方

直接原子炉等へ注水する手順、炉心損傷に至るおそれがある場合又は炉心損傷時に補助給水ピット・燃料取替用水ピットへ補給する手順、並びに使用済燃料ピットへスプレイする手順においては海を優先して使用する方針であるが、万一、現場の被害状況が想定を超え、想定時間内に海水取水箇所へアクセスできない場合やすべての海水取水箇所が使用できない場合に備え、代替給水ピット、原水槽を使用する手順を整備している。

a. 海を第1優先として使用する手順における代替給水ピットの選択に係る考え方

万一、想定時間内に海水取水箇所へアクセスできない場合に、以下に示す条件を満足すれば、代替給水ピットを水源とした手順を実施し、水源を海に切り替えるまでの一時的な水源として使用する。

- ✓ 5基すべての代替給水ピットが健全であること。
- ✓ 海を水源とした手順に必要な要員、資機材等とは別に代替給水ピットを水源とした手順に必要な要員、資機材等を確保できること。

代替給水ピットを水源とした手順を実施中も災害対策要員（ガレキ撤去）によるアクセスルート復旧作業は継続しており、適宜報告される作業の進捗状況によって、海水取水箇所へのアクセスの時間に見通しがつき、かつ海水取水箇所から取水が可能であると発電課長（当直）が判断した場合には、海を水源とした手順の準備を開始し、最終的には海に水源を切り替える。

b. 海を第1優先として使用する手順における原水槽の選択に係る考え方

想定時間内に海水取水箇所へアクセス可能であっても、万一、すべての海水取水箇所が使用できない場合には、以下に示す条件を満足すれば、保有水量の大きい淡水源である原水槽を使用する。

- ✓ 原水槽が健全であること。
- ✓ 海を水源とした手順に必要な要員、資機材等とは別に原水槽を水源とした手順に必要な要員、資機材等を確保できること。

原水槽を水源とした手順を実施後、複数の海水取水箇所のうち、いずれかの海水取水箇所が使用できると発電課長（当直）が判断した場合には、海を水源とした手順の準備を開始し、最終的には海に水源を切り替える。