

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT111 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な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

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.11.1 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の結果

a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備

(a) 対応手段

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

b. 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段と設備

(a) 対応手段

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

c. 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視のための対応手段と設備

(a) 対応手段

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

d. 手順等

1.11.2 重大事故等時の手順等

1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時の手順等

(1) 燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

(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

- (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
- (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
- (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
- (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
- (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
- (8) その他の手順項目にて考慮する手順
- (9) 優先順位

1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等

- (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
- (5) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和
- (6) その他の手順項目にて考慮する手順
- (7) 優先順位

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時の手順等

- (1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

1.11.2.4 使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

- 添付資料1.11.1 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1.11.2 多様性拡張設備仕様
- 添付資料1.11.3 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について
- 添付資料1.11.4 燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
- 添付資料1.11.5 2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
- 添付資料1.11.6 1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
- 添付資料1.11.7 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
- 添付資料1.11.8 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
- 添付資料1.11.9 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
- 添付資料1.11.10 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
- 添付資料1.11.11 使用済燃料ピットへの補給方法について
- 添付資料1.11.12 使用済燃料ピット（SFP）へのスプレイ手段の妥当性について
- 添付資料1.11.13 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
- 添付資料1.11.14 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
- 添付資料1.11.15 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
- 添付資料1.11.16 使用済燃料ピットからの漏えい緩和
- 添付資料1.11.17 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）

添付資料1.11.18 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

添付資料1.11.19 使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計について

添付資料1.11.20 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)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

<要求事項>

- 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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。
- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）第37条3-1（a）及び（b）で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止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) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するために必要な手順等を整備すること。
- 3 第 2 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止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) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレー設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。
- 4 第 1 項及び第 2 項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。
- a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。
 - b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料

ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備しており、ここでは、それらの対処設備を活用した手順等について説明する。

なお、使用済燃料ピットから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、当該悪影響を防止するための手順等を整備する必要がある。使用済燃料ピットが設置されている使用済燃料ピット区域は隣接する他の区域とは区画されていることから、影響範囲は使用済燃料ピット区域に設置する使用済燃料ピットの監視に用いる設備となり、これらの設備は、使用済燃料ピットから発生する水蒸気による高温、高湿度の環境で使用する設計とし、「1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時の手順等」に示す手順を整備している。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するための対処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。

1.11.1 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

使用済燃料ピットを冷却するための設計基準対象施設の冷却設備として、使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器等の使用済燃料ピット水浄化冷却設備を設置している。また、使用済燃料ピットへ注水するための設計基準対象施設の注水設備として、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水ピット、2次系補給水ポンプ及び2次系純水タンクを設置している。これらの冷却又は注水を行うための設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備の機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの漏えいが発生した場合は、その機能を代替するために、各設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.11.1 図、第 1.11.2 図）。（以下「機能喪失原因対策分析」という。）

使用済燃料ピットからの大量の水が漏えいし使用済燃料ピットの水位が維持できない場合を想定し、使用済燃料ピットへのスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水により貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を緩和し、臨界を防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい及び使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時において、使用済燃料ピットの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定する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五十四条及び技術基準規則第六十九条（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 1.11.1, 1.11.2）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、使用済燃料ピットの冷却設備若しくは注水設備が故障等により機能喪失した場合、使用済燃料ピットに接続する配管の破損による使用済燃料ピットの小規模な水の漏えいにより水位の低下が発生した場合、又は使用済燃料ピットからの大量の水が漏えいし、使用済燃料ピットの水位が維持できない場合を想定する。

設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備に要求される機能の喪失原因と対応手段の検討及び審査基準、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対象施設の冷却設備又は注水設備、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 1.11.1 表～第 1.11.3 表に示す。

a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備

(a) 対応手段

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に，使用済燃料ピットへの注水により貯蔵槽内燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止する手段がある。

燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・燃料取替用水ポンプ
- ・燃料取替用水ピット

2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・2次系補給水ポンプ
- ・2次系純水タンク

1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・1次系補給水ポンプ
- ・1次系純水タンク

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で使用する設備は以下のとおり。

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

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・代替給水ピット

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で使用する設備は以下のとおり。

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

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で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、使用済燃料ピットへの注水に使用する設備のうち、海水を用いる場合の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。

(添付資料 1. 11. 1)

以上の重大事故等対処設備により，貯蔵槽内燃料体等の冷却，放射線の遮蔽，及び臨界を防止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。

- ・燃料取替用水ポンプ，燃料取替用水ピット

燃料取替用水ピットは，事故時に原子炉等へ注水する必要がある場合に水源として使用すること，定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張りに使用することから，必要な水量が確保できない場合があるが，使用済燃料ピットへ注水するためには有効である。

- ・2次系補給水ポンプ，2次系純水タンク

耐震性がないものの，2次系補給水ポンプ，2次系純水タンクが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である。

- ・1次系補給水ポンプ，1次系純水タンク

耐震性がないものの，1次系補給水ポンプ，1次系純水タンクが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である。

- ・電動機駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク

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である。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，代替給水ピット

水源である代替給水ピットは耐震性がないものの，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である。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，原水槽，2次系純水タンク，ろ過水タンク

水源である原水槽は耐震性がないものの，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である。

b. 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段と設備

(a) 対応手段

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時，使用済燃料ピットへのスプレイにより燃料損傷を緩和し，臨界を防止し，燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減する手段がある。

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で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
- ・可搬型スプレイノズル

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で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型スプレイノズル

- ・代替給水ピット

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ーで使用する設備は以下のとおり。

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

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、燃料が損傷した場合に、燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水によりできる限り環境への放射性物質の放出を低減する手段がある。

燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水で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

使用済燃料ピット内側から漏えいしている場合に、資機材を用いて漏えいを緩和する手段がある。

使用済燃料ピットからの漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・ガスケット材
- ・ガスケット接着剤
- ・ステンレス鋼板

- ・吊り下ろしロープ

(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、使用済燃料ピットへのスプレイに使用する設備のうち、海水を用いる場合の可搬型大型送水ポンプ車、可搬型スプレイノズル、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。

燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に使用する設備のうち、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。

（添付資料 1. 11. 1）

以上の重大事故等対処設備により、燃料の著しい損傷の進行の緩和、臨界の防止及び燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減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。

- ・可搬型大型送水ポンプ車、可搬型スプレイノズル、代替給水ピット

水源である代替給水ピットは耐震性がないものの、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である。

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

水源である原水槽は耐震性がないものの、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である。

- ・ガスケット材，ガスケット接着剤，ステンレス鋼板，吊り下ろしロープ

漏えい箇所により漏えいを緩和できない場合があり，また，プラントの状況によって使用済燃料ピットに近づけない場合もあるが，使用できれば漏えい緩和として有効である。

c. 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視のための対応手段と設備

(a) 対応手段

重大事故等時において，使用済燃料ピットの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲を測定し，使用済燃料ピットの状態を監視する手段がある。

使用済燃料ピットの監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料ピット水位（AM用）
- ・使用済燃料ピット水位（可搬型）
- ・使用済燃料ピット温度（AM用）
- ・使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ
- ・使用済燃料ピット監視カメラ（使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。）
- ・使用済燃料ピットエリアモニタ
- ・使用済燃料ピット水位
- ・使用済燃料ピット温度
- ・携帯型水温計

- ・携帯型水位計
- ・使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する手段がある。

代替電源からの給電の確保で使用する設備は以下のとおり。

- ・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

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

審査基準及び基準規則に要求される使用済燃料ピットの監視に使用する設備のうち、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラ（使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。）は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

審査基準及び基準規則に要求される代替電源からの給電の確保で使用する設備のうち、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。

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。

（添付資料 1. 11. 1）

以上の重大事故等対処設備を用いて、使用済燃料ピットにかか

る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり，使用済燃料ピットの水位，水温，上部の空間線量率の測定を行うことで，使用済燃料ピットの継続的な状態監視を行うことが可能である。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。

- ・使用済燃料ピット水位，使用済燃料ピット温度，使用済燃料ピットエリアモニタ

耐震性がないものの，使用済燃料ピット水位，使用済燃料ピット温度及び使用済燃料ピットエリアモニタが健全であれば使用済燃料ピットの状態を把握する手段として有効である。

- ・携帯型水温計，携帯型水位計，使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計

携帯型水温計，携帯型水位計及び使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計は，計測者が使用済燃料ピット近傍へ接近しないと使用できないが，使用済燃料ピットの状態を把握する手段として有効である。

d. 手順等

上記の a.， b. 及び c. 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についても整備する（第 1.11.4 表，第 1.11.5 表）。

これらの手順は，発電課長（当直），運転員，災害対策要員及び運転班員の対応として，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に定める（第 1.11.1 表～第 1.11.3 表）。

1.11.2 重大事故等時の手順等

1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時の手順等

(1) 燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、燃料取替用水ポンプにより燃料取替用水ピット水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32.58m 以下まで低下している場合。

b. 操作手順

燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.3 図に、タイムチャートを第 1.11.4 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、運転員へ燃料取替用水ポンプによる注水の準備を指示する。
- ② 運転員は、現場で燃料取替用水ポンプによる注水の系統構成を実施する。
- ③ 運転員は、現場で系統構成完了を確認し、発電課長（当直）へ報告する。
- ④ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピットへの注水開始を指示する。ただし、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、使用済燃料ピットの水位が低下していること

を確認後に実施する。

⑤ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ポンプを起動し、注水を開始する。

⑥ 運転員は、現場で使用済燃料ピット水位等を監視し、注水状態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 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。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故 1 及び想定事故 2 のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットの水位を維持し、貯蔵槽内燃料体等を冷却、放射線を遮蔽する。

(添付資料 1.11.3, 1.11.4)

(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

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、2 次系補給水ポンプにより 2 次系純水タンク水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32.58m 以下まで低下している場合に、燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水ができない場合若しくは注水を行っても使用済燃料ピット水位の上昇を確認できない場合。

b. 操作手順

2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.5 図に、タイムチャートを第 1.11.6 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、運転員へ2次系補給水ポンプによる注水の準備を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で2次系純水タンクを水源として、2次系補給水ポンプが運転中であることを確認する。運転していない場合は、中央制御室で2次系補給水ポンプを起動する。
- ③ 運転員は、現場で2次系補給水ポンプによる注水の系統構成を実施し、発電課長（当直）へ報告する。
- ④ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピットへの注水開始を指示する。ただし、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時及び使用済燃料ピットの注水機能喪失時においては、使用済燃料ピットの水位が低下していることを確認後に実施する。
- ⑤ 運転員は、現場で使用済燃料ピットへの注水ラインの弁を開とし、2次系補給水ポンプによる注水を開始する。

⑥ 運転員は、現場で使用済燃料ピット水位等を監視し、注水状態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 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。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故 1 及び想定事故 2 のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットの水位を維持し、貯蔵槽内燃料体等を冷却、放射線を遮蔽する。

(添付資料 1.11.3, 1.11.5)

(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

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、1 次系補給水ポンプにより 1 次系純水タンク水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える

場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32.58m 以下まで低下している場合に、燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失している場合若しくは注水を行っても使用済燃料ピット水位の上昇を確認できない場合。

b. 操作手順

1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.7 図に、タイムチャートを第 1.11.8 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、運転員へ1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水の準備を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で1次系純水タンクを水源として、1次系補給水ポンプが運転中であることを確認する。運転していない場合は、中央制御室で1次系補給水ポンプを起動する。
- ③ 運転員は、現場で1次系補給水ポンプによる注水の系統構成を実施し、発電課長（当直）へ報告する。
- ④ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピットへの注水開始を指示する。
- ⑤ 運転員は、現場で使用済燃料ピットへの注水ラインの弁を開とし、1次系補給水ポンプによる注水を開始する。
- ⑥ 運転員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位の範囲内になるように注水流量を調整し、使用済燃料ピット水の漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合においては、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持す

るように注水流量を調整する。

- ⑦ 運転員は、現場で使用済燃料ピット水位等を確認し、使用済燃料ピットへの注水を開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピット水位等の監視を指示する。
- ⑨ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。

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。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故1及び想定事故2のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットの水位を維持し、貯蔵槽内燃料

体等を冷却，放射線を遮蔽する。

(添付資料 1.11.3, 1.11.6)

(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

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し，使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に，常用設備である電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプ（以下「消火ポンプ」という。）によりろ過水タンク水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

ただし，消火ポンプは，使用済燃料ピット近傍に立ち入ることができ，かつ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。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える場合，又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32.58m 以下まで低下している場合に，燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプによる注水機能の喪失及び1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水ができない場合若しくは注水を行っても使用済燃料ピット水位の上昇を確認できない場合であって，かつ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た場合。

b. 操作手順

消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下

のとおり。概略系統を第 1.11.9 図に、タイムチャートを第 1.11.10 図に、ホース敷設ルート図を第 1.11.11 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、運転員へ消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水の準備を指示する。
- ② 運転員は、現場で消防ホースを運搬し、使用済燃料ピットまで敷設する。
- ③ 運転員は、準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ④ 発電課長（当直）は、運転員へ消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始を指示する。
- ⑤ 運転員は、現場で消火ポンプを起動し、使用済燃料ピットへの注水を開始する。
- ⑥ 運転員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位の範囲内になるように注水流量を調整し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合においては、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持するように注水流量を調整する。
- ⑦ 運転員は、現場で使用済燃料ピット水位等を確認し、使用済燃料ピットへの注水を開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピット水位等の監視を指示する。
- ⑨ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済

燃料ピットエリアモニタ，使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し，貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。

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。また，消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水時に構内のアクセス状況を考慮して消防ホースを敷設し，移送ルートを確保する。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料，以前から貯蔵している使用済燃料が，使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故 1 及び想定事故 2 のうち，いずれかが発生した場合であっても，重大事故等への対応操作により，放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき，かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットの水位を維持し，貯蔵槽内燃料体等を冷却，放射線を遮蔽する。

(添付資料 1.11.3, 1.11.7)

(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

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し，使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に，可搬型大型送水ポンプ車により代

替給水ピットから使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32.58m 以下まで低下している場合に、燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失している場合若しくは注水を行っても使用済燃料ピット水位の上昇を確認できない場合。

b. 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.12 図に、タイムチャートを第 1.11.13 図に、ホース敷設ルート図を第 1.11.14 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の準備を指示する。
- ② 災害対策要員は、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、可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷設する。
- ④ 災害対策要員は、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、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 災害対策要員は、準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、使用済燃料ピットへの注水が可能となれば、災害対策要員へ注水開始を指示する。
- 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、使用済燃料ピットへの注水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 災害対策要員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位の範囲内になるように注水流量を調整し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合においては、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持するように注水流量を調整する。
- ⑩ 災害対策要員は、使用済燃料ピットへの注水を開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑪ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピット水位等の監視を指示する。
- ⑫ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。

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。

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及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水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。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故1及び想定事故2のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットの水位を維持し、貯蔵槽内燃料体等を冷却、放射線を遮蔽する。

(添付資料 1.11.3, 1.11.8)

(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

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える

場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32.58m 以下まで低下している場合において、燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失している場合若しくは注水を行っても使用済燃料ピット水位の上昇を確認できない場合に、代替給水ピットが使用できない場合、又は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を開始した場合に、原水槽が使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.15 図に、タイムチャートを第 1.11.16 図に、ホース敷設ルート図を第 1.11.17 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、災害対策要員に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の準備を指示する。
- ② 災害対策要員は、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、可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷設する。
- ④ 災害対策要員は、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、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 災害対策要員は、準備完了を発電課長（当直）へ報告する。

- ⑦ 発電課長（当直）は、使用済燃料ピットへの注水が可能となれば、災害対策要員へ注水開始を指示する。
- 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、使用済燃料ピットへの注水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 災害対策要員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位の範囲内になるように注水流量を調整し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合においては、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持するように注水流量を調整する。
- ⑩ 災害対策要員は、使用済燃料ピットへの注水を開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑪ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピット水位等の監視を指示する。
- ⑫ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。
- ⑬ 発電課長（当直）は、原水槽の水位が低くなれば、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 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。

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及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、原水槽から使用済燃料ピットへの注水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。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故 1 及び想定事故 2 のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットの水位を維持し、貯蔵槽内燃料体等を冷却、放射線を遮蔽する。

(添付資料 1. 11. 3, 1. 11. 9)

(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

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車により海水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32.58m 以下まで低下している場合において、燃料取替用水ポンプ及び2次系補給水ポンプによる注水機能が喪失している場合若しくは注水を行っても使用済燃料ピット水位の上昇を確認できない場合に、原水槽が使用できない場合、又は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を開始した場合。

b. 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.18 図に、タイムチャートを第 1.11.19 図に、ホース敷設ルート図を第 1.11.20 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の準備を指示する。
- ② 災害対策要員は、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、可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷設する。
- ④ 災害対策要員は、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、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、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 災害対策要員は、準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、使用済燃料ピットへの注水が可能となれば、災害対策要員へ注水開始を指示する。
- 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、使用済燃料ピットへの注水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 災害対策要員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位の範囲内になるように注水流量を調整し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合においては、使用済燃料ピット出口配管下端水位を維持するように注水流量を調整する。
- ⑪ 災害対策要員は、使用済燃料ピットへの注水を開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑫ 発電課長（当直）は、運転員へ使用済燃料ピット水位等の監視を指示する。
- ⑬ 運転員は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。
- ⑭ 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 時間と想定する。

なお、使用済燃料ピットのみ燃料体を貯蔵している期間においては、中央制御室にて運転員 1 名、現場は災害対策要員 7 名により作業を実施し、所要時間は約 3 時間と想定する。

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。

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及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、代替給水ピット、原水槽、海水から使用済燃料ピットへの注水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。

なお、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. 11. 20)

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料，以前から貯蔵している使用済燃料が，使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故 1 及び想定事故 2 のうち，いずれかが発生した場合であっても，重大事故等への対応操作により，放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき，かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットの水位を維持し，貯蔵槽内燃料体等を冷却，放射線を遮蔽する。

(添付資料 1. 11. 3, 1. 11. 10)

(8) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給に関する手順は，「1. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち，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」にて整備する。

(9) 優先順位

使用済燃料ピットへの注水は，ほう酸水でタンク容量が大きく注水までの所要時間が短い燃料取替用水ポンプによる燃料取替用水ピットの注水を優先し，次に純水である 2 次系補給水ポンプによる 2 次系純水タンクの注水を優先する。その次に純水であり準備時間が早い 1 次系補給水ポンプによる 1 次系純水タンクの注水を優先する。消火ポンプによるろ過水タンクの注水は 1 次系補給水ポンプによる注水の次に使用する。なお，燃料取替用水ポンプによる燃料取替用水ピットの注水は，原子炉等へ注水する必要がない場合において使用する。消火ポンプによるろ過水タンクの注水は，構内に火災が発生していない場合において使用する。

代替給水ピット，原水槽，海水の注水に使用する可搬型大型送水ポンプ車は重大事故等対処設備であるが，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型大型送水ポンプ車等の運搬，設置及び接続を行い，燃料取替用水ポンプ等による注水手段がなければ使用済燃料ピットへの注水に使用する。

使用済燃料ピットへの注水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，使用済燃料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。

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のための水源は，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淡水であり保有水量の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。すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いる。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.11.21 図に示す。

(添付資料 1.11.11)

1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等

- (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

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，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り海水を使

用済燃料ピットへスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

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 (T.P. 31.31m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合。

b. 操作手順

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手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.22 図に、タイムチャートを第 1.11.23 図に、ホース敷設ルート図を第 1.11.24 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、災害対策要員及び運転班員に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の準備を指示する。
- ② 災害対策要員及び運転班員は、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 災害対策要員及び運転班員は、現場で可搬型ホースを使用済燃料ピットまで敷設するとともに可搬型スプレイノズルの配置を行う。
- ④ 災害対策要員及び運転班員は、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 災害対策要員及び運転班員は、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 災害対策要員及び運転班員は、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 災害対策要員は、準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、使用済燃料ピットへのスプレイが可能となれば、災害対策要員へスプレイ開始を指示する。
- ⑨ 災害対策要員及び運転班員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、使用済燃料ピットへのスプレイ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 災害対策要員は、使用済燃料ピットへのスプレイを開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑪ 運転員は、中央制御室で使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。
- ⑫ 災害対策要員及び運転班員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の運転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、現場は災害対策要員 7 名及び運転班員 1 名により作業を実施し、所要時間は約 2 時

間と想定する。

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。

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及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、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. 11. 12, 1. 11. 13)

(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

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、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り代替給水ピットから使用済燃料ピットへスプレイする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

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 (T.P. 31. 31m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、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

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手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1. 11. 25 図に、タイムチャート

を第 1.11.26 図に、ホース敷設ルート図を第 1.11.27 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、災害対策要員に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の準備を指示する。
- ② 災害対策要員は、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使用済燃料ピットまで敷設するとともに可搬型スプレイノズルの配置を行う。
- 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 災害対策要員は、準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、使用済燃料ピットへのスプレイが可能となれば、災害対策要員へスプレイ開始を指示する。
- 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、使用済燃料ピットへのスプレイ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 災害対策要員は、使用済燃料ピットへのスプレイを開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑩ 運転員は、中央制御室で使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）

の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。

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。

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及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、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ー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. 11. 12, 1. 11. 14)

(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ーノズルによる使用済燃料ピットへのスプレー

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、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り原水槽から使用済燃料ピットへスプレーする手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

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 (T.P. 31. 31m) 以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、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

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手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.28 図に、タイムチャートを第 1.11.29 図に、ホース敷設ルート図を第 1.11.30 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、災害対策要員及び運転班員に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の準備を指示する。
- ② 災害対策要員及び運転班員は、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 災害対策要員及び運転班員は、現場で可搬型ホース等を使用済燃料ピットまで敷設するとともに可搬型スプレイノズルの配置を行う。
- ④ 災害対策要員及び運転班員は、現場でホース延長・回収車にて可搬型ホース等を敷設する。
- ⑤ 災害対策要員及び運転班員は、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 災害対策要員は、準備完了を発電課長（当直）へ報告する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、現場で使用済燃料ピットへのスプレイが可能となれば、災害対策要員へスプレイ開始を指示する。
- ⑧ 災害対策要員及び運転班員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、使用済燃料ピットへのスプレイを開始すると

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 災害対策要員は、使用済燃料ピットへのスプレイを開始したことを発電課長（当直）へ報告する。
- ⑩ 運転員は、中央制御室で使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット温度（AM用）の他に使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。
- ⑪ 発電課長（当直）は、原水槽の水位が低くなれば、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、現場は災害対策要員7名及び運転班員1名により作業を実施し、所要時間は約2時間と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明及び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。

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及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備する。また、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 1.11.12, 1.11.15)

(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

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、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)へ放水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

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(T.P. 31.31m)以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、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。

b. 操作手順

操作手順は「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。

(5) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和

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、漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料ピット内側からの漏えいを緩和する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

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(T.P. 31.31m)以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に使用済燃料ピット近傍へ近づける場合。

b. 操作手順

使用済燃料ピットからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとお

り。タイムチャートを第 1.11.31 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、災害対策要員へ資機材を用いた使用済燃料ピットからの漏えい緩和の準備を指示する。
- ② 災害対策要員は、現場でステンレス鋼板、ガスケット材及び吊り下ろしロープ等を準備する。
- ③ 災害対策要員は、現場でステンレス鋼板にガスケット材及び吊り下ろしロープを取り付け、使用済燃料ピットの貫通穴付近まで吊り下げる。
- ④ 災害対策要員は、現場でステンレス鋼板、ガスケット材が貫通穴から流路を塞ぎ、使用済燃料ピットから漏えいが緩和されたことを使用済燃料ピット水位により確認する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場で漏えいが緩和された位置で吊り下ろしロープを固縛、固定する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、現場にて災害対策要員 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。

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。

使用済燃料ピットからの漏えい緩和については速やかに作業ができるよう使用済燃料ピット近傍に資機材を配備する。

（添付資料 1.11.16）

(6) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給に関する手順は、「1.13 重

大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、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」にて整備する。

可搬型大容量海水送水ポンプ車への燃料補給に関する手順は、

「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、1.12.2.4「可搬型大容量海水送水ポンプ車への燃料補給の手順等」にて整備する。

(7) 優先順位

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい、その他の要因により使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合は、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を優先する。

また、燃料取扱棟に損壊がある場合又は燃料取扱棟に近づけない場合は、可搬型スプレイノズルよりも射程距離が長い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）への放水を優先する。

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のための水源は、水源の切替による使用済燃料ピットへのスプレイ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。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。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.11.32 図に示す。

1.11.2.3 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時の手順等

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時において、使用済燃料ピット水の沸騰による蒸発が継続し、高温（大気圧下であり、100℃以上に達することはない。）高湿度の環境での使用も考えられるが、検出器取付構造及び設置位置により、発生直後の蒸気が直接検出器の電気回路部等に接しない構造であることから、監視計器は事故時環境下でも使用する。

なお、使用済燃料ピット監視カメラについては、空冷装置により耐環境性の向上を図る。

使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備により監視を行う。重大事故等時においては、これらの可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を、各計器がオーバーラップして監視する。また、各計器の計測範囲を把握した上で、使用済燃料ピットの水位、水温、空間線量率の状態監視を行う。

また、使用済燃料ピットの温度、水位、上部の空間線量率の監視設備及び監視カメラは、非常用所内電源から給電され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から電力供給が可能である。これらの監視設備を用いた使用済燃料ピットの監視は運転員が行う。

(添付資料 1.11.17)

(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

通常時の使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピットエリアモニタ及び使用

済燃料ピット監視カメラにより実施する。重大事故等発生時においては、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット温度（AM用）、及び使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。概略系統を第 1.11.33 図、第 1.11.34 図に示す。

(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は配管の漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、可搬型設備である使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済ピット監視カメラ空冷装置を配置し中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する手順を整備する。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、あらかじめ設定している設置場所での線量率を評価し、指示値と比較・評価することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。

また、携帯型水温計、携帯型水位計及び使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計を用いて、現場にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する。

a. 手順着手の判断基準

計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合若しくは使用済燃料ピット温度が 60℃を超える場合、又は使用済燃料ピット水位が計画外に T.P. 32.58m 以下まで低下している場合。

b. 操作手順

可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.34 図に、タイムチャートを第 1.11.35 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、災害対策要員へ可搬型設備による使用済燃料ピットの監視設備の設置を指示する。
- ② 災害対策要員は、保管場所から使用済燃料ピット水位（可搬型）の吊込装置等（フロート、シンカーを含む。）を運搬、現場へ配置し、電源、信号ケーブル及びワイヤの接続を行う。
- ③ 災害対策要員は、保管場所から使用済燃料ピット可搬型エリアモニタを運搬、現場へ配置し、鉛遮蔽の設置及び検出器用ケーブルの接続を行う。
- ④ 運転員は、中央制御室にて使用済燃料ピットエリアモニタと使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの指示値を確認する。使用済燃料ピットエリアモニタが監視可能な場合は、双方の指示値を確認しながら監視を継続する。使用済燃料ピットエリアモニタが監視不能の場合は、評価した可搬型エリアモニタ設置場所の線量率と指示値を比較・評価することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。
- ⑤ 災害対策要員は、現場で使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置と冷却用空気配管をフレキシブルメタルホースで接続、使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置のドレンホースの準備及び電源の接続等を行う。
- ⑥ 災害対策要員は、現場で使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置による冷却空気送風のための系統構成を実施し、空気冷

却設備を起動する。

- ⑦ 運転員は、中央制御室にて使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態監視を実施する。また、直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。

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、現場は災害対策要員4名により作業を実施し、所要時間は約2時間と想定する。

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。

使用済燃料ピット水位、使用済燃料ピット温度、使用済燃料ピット水位（AM用）、使用済燃料ピット温度（AM用）及び使用済燃料ピット水位（可搬型）が監視不能の場合は、携帯型水温計、携帯型水位計及び使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計を使用する。

（添付資料 1.11.18, 1.11.19）

1.11.2.4 使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する手順を整備する。

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、1.14.2.4「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。

常設直流電源系統喪失時の代替電源確保等に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.2「直流電源及び代替電源（直流）による給電手順等」にて整備する。

第 1.11.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順

(使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の
小規模な漏えい発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	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
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水ビット 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水ビット	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	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
		2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	拡張設備 多様性		
		1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	1次系補給水ポンプ 1次系純水タンク	拡張設備 多様性		
		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	電動機駆動消火ポンプ ディーゼル駆動消火ポンプ ろ過水タンク	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等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
		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使用済燃料ピットへの注水	可搬型大型送水ポンプ車 代替給水ビット	拡張設備 多様性		
		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	可搬型大型送水ポンプ車 原水槽 *2 2次系純水タンク *2 ろ過水タンク *2	拡張設備 多様性	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
		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	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 *3	重大事故等 対応設備 a, b a		

*1：可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順」にて整備する。

*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 1.11.2 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)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	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	
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	—	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	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 * 5 可搬型スプレイノズル	重大事故等 対応設備	a	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
		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	可搬型大型送水ポンプ車 代替給水ピット 可搬型スプレイノズル	拡張設備 多様性			
		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	可搬型大型送水ポンプ車 原水槽 * 2 2次系純水タンク * 2 ろ過水タンク * 2 可搬型スプレイノズル	拡張設備 多様性			
		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	可搬型大容量海水送水ポンプ車 * 4	重大事故等 対応設備	a	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
			放水砲 * 4				
ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 3 可搬型タンクローリー * 3 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 3 * 5							
使用済燃料ピットからの漏えい緩和	ガスケット材 ガスケット接着剤 ステンレス鋼板 吊り下ろしロープ	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			

* 1 : 可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

* 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 : 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。

* 4 : 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放水する。

* 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 1.11.3 表 重大事故等における対応手段と整備する手順
(重大事故等時における使用済燃料ピットの監視)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却設備又は注水設備	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	
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (AM用) * 1 * 2	重大事故等 対処設備	a, b	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 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
			使用済燃料ピット水位 (可搬型) * 1 * 2				
			使用済燃料ピット温度 (AM用) * 1 * 2				
			使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ * 1 * 2				
			使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。) * 1 * 2				
		使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位	多様性 拡張設備	a, b		
			使用済燃料ピット温度				
			使用済燃料ピットエリアモニタ				
			携帯型水温計				
			携帯型水位計				
		代替電源からの給電の確保	使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計	重大事故等 対処設備	a, b		
			代替非常用発電機				
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 3				
			可搬型タンクローリー * 3				
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 3 * 4				
			a				

* 1 : ディーゼル発電機等により給電する。

* 2 : 代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

* 3 : 代替非常用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

* 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 1.11.4 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

監視計器一覧 (1 / 13)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等			
(1) 燃料取替用水ポンプによる 使用済燃料ピットへの注水	判断 基準	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	
		使用済燃料ピットの温度	・ 使用済燃料ピット温度 ^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度 (AM用) ^{※2}
		使用済燃料ピットの水位	・ 使用済燃料ピット水位 ^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位 (AM用) ^{※2}
	水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位	
	操作	使用済燃料ピットの温度	・ 使用済燃料ピット温度 ^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度 (AM用) ^{※2}
		使用済燃料ピットの水位	・ 使用済燃料ピット水位 ^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位 (AM用) ^{※2}
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位

※ 1 : 通常時使用する計器

※ 2 : 重大事故等時使用する計器

監視計器一覧（2 / 13）

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	
1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等			
(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	判断基準	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
		使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2}
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2次系純水タンク水位
		操作	使用済燃料ピットの温度
	使用済燃料ピットの水位		<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2}
	水源の確保		<ul style="list-style-type: none"> ・ 2次系純水タンク水位

※1：通常時使用する計器

※2：重大事故等時使用する計器

監視計器一覧（3 / 13）

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	
1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等			
(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	判断基準	使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2}
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系純水タンク水位
	操作	使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2} ・ 携帯型水温計^{※2※3}
		使用済燃料ピットの水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2} ・ 使用済燃料ピット水位（可搬型）^{※2※3} ・ 携帯型水位計^{※2※3} ・ 使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計^{※2※3}
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系純水タンク水位
		使用済燃料ピット周辺の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピットエアモニタ^{※1} ・ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ^{※2※3}
		使用済燃料ピットの状態監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット監視カメラ^{※2}

- ※1：通常時使用する計器
- ※2：重大事故等時使用する計器
- ※3：可搬型設備

監視計器一覧（4 / 13）

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	
1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等			
(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	判断基準	使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2}
		水源の確保	ろ過水タンク水位
	操作	使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2} ・ 携帯型水温計^{※2※3}
		使用済燃料ピットの水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2} ・ 使用済燃料ピット水位（可搬型）^{※2※3} ・ 携帯型水位計^{※2※3} ・ 使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計^{※2※3}
		水源の確保	ろ過水タンク水位
		使用済燃料ピット周辺の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピットエリアモニタ^{※1} ・ 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ^{※2※3}
		使用済燃料ピットの状態監視	使用済燃料ピット監視カメラ ^{※2}

- ※1：通常時使用する計器
- ※2：重大事故等時使用する計器
- ※3：可搬型設備

監視計器一覧（5 / 13）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等			
(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	判断基準	使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2} ・ 携帯型水温計^{※2※3}
		使用済燃料ピットの水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2} ・ 使用済燃料ピット水位（可搬型）^{※2※3} ・ 携帯型水位計^{※2※3} ・ 使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計^{※2※3}
	操作	使用済燃料ピット周辺の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピットエリアモニタ^{※1} ・ 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ^{※2※3}
		使用済燃料ピットの状態監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット監視カメラ^{※2}

※1：通常時使用する計器

※2：重大事故等時使用する計器

※3：可搬型設備

監視計器一覧（6 / 13）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等			
(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	判断 基準	使用済燃料ピットの 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2} ・ 携帯型水温計^{※2※3}
		使用済燃料ピットの 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2} ・ 使用済燃料ピット水位（可搬型）^{※2※3} ・ 携帯型水位計^{※2※3} ・ 使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計^{※2※3}
	操作	使用済燃料ピット 周辺の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピットエアモニタ^{※1} ・ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ^{※2※3}
		使用済燃料ピットの 状態監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット監視カメラ^{※2}

- ※1：通常時使用する計器
- ※2：重大事故等時使用する計器
- ※3：可搬型設備

監視計器一覧（7 / 13）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.11.2.1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等			
(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	判断 基準	使用済燃料ピットの 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2} ・ 携帯型水温計^{※2※3}
		使用済燃料ピットの 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2} ・ 使用済燃料ピット水位（可搬型）^{※2※3} ・ 携帯型水位計^{※2※3} ・ 使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計^{※2※3}
	操作	使用済燃料ピット 周辺の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピットエアモニタ^{※1} ・ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ^{※2※3}
		使用済燃料ピット の状態監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット監視カメラ^{※2}

- ※1：通常時使用する計器
- ※2：重大事故等時使用する計器
- ※3：可搬型設備

監視計器一覧（8 / 13）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等			
(1) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車及び 可搬型スプレィノズルによる 使用済燃料ピットへのスプレィ	判断 基準	使用済燃料ピットの 温度	・ 使用済燃料ピット温度 ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット温度（AM用） ^{※2}
		使用済燃料ピットの 水位	・ 使用済燃料ピット水位 ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット水位（AM用） ^{※2}
	操作	使用済燃料ピットの 温度	・ 使用済燃料ピット温度 ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット温度（AM用） ^{※2}
		使用済燃料ピットの 水位	・ 使用済燃料ピット水位 ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット水位（AM用） ^{※2}
			・ 使用済燃料ピット水位（可搬型） ^{※2※3}
		使用済燃料ピット 周辺の放射線量率	・ 使用済燃料ピットエアモニタ ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ ^{※2※3}
		使用済燃料ピットの 状態監視	・ 使用済燃料ピット監視カメラ ^{※2}

※1：通常時使用する計器

※2：重大事故等時使用する計器

※3：可搬型設備

監視計器一覧（9 / 13）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等			
(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 可搬型スプレインズルによる 使用済燃料ピットへのスプレイ	判断 基準	使用済燃料ピットの 温度	・ 使用済燃料ピット温度 ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット温度（AM用） ^{※2}
		使用済燃料ピットの 水位	・ 使用済燃料ピット水位 ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット水位（AM用） ^{※2}
	操作	使用済燃料ピットの 温度	・ 使用済燃料ピット温度 ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット温度（AM用） ^{※2}
		使用済燃料ピットの 水位	・ 使用済燃料ピット水位 ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット水位（AM用） ^{※2}
			・ 使用済燃料ピット水位（可搬型） ^{※2※3}
		使用済燃料ピット 周辺の放射線量率	・ 使用済燃料ピットエリアモニタ ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ ^{※2※3}
		使用済燃料ピットの 状態監視	・ 使用済燃料ピット監視カメラ ^{※2}

※1：通常時使用する計器

※2：重大事故等時使用する計器

※3：可搬型設備

監視計器一覧（10 / 13）

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	
1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等			
(3) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車及び 可搬型スプレインズルによる 使用済燃料ピットへのスプレイ	判断 基準	使用済燃料ピットの 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2} ・ 使用済燃料ピット水位（可搬型）^{※2※3}
		使用済燃料ピットの 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット温度^{※1} ・ 使用済燃料ピット温度（AM用）^{※2}
		使用済燃料ピットの 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット水位^{※1} ・ 使用済燃料ピット水位（AM用）^{※2} ・ 使用済燃料ピット水位（可搬型）^{※2※3}
		使用済燃料ピット 周辺の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピットエアモニタ^{※1} ・ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ^{※2※3}
		使用済燃料ピットの 状態監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 使用済燃料ピット監視カメラ^{※2}
	操作	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2次系純水タンク水位
			<ul style="list-style-type: none"> ・ ろ過水タンク水位

※1：通常時使用する計器

※2：重大事故等時使用する計器

※3：可搬型設備

監視計器一覧（11 / 13）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等		
(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（貯蔵槽燃料体等）への放水	使用済燃料ピットの温度	・ 使用済燃料ピット温度 ^{※1}
		・ 使用済燃料ピット温度（AM用） ^{※2}
	使用済燃料ピットの水位	・ 使用済燃料ピット水位 ^{※1}
		・ 使用済燃料ピット水位（AM用） ^{※2}
		・ 使用済燃料ピット水位（可搬型） ^{※2※3}
	使用済燃料ピット周辺の放射線量率	・ 使用済燃料ピットエリアモニタ ^{※1}
		・ 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ ^{※2※3}
使用済燃料ピットの状態監視	・ 使用済燃料ピット監視カメラ ^{※2}	
周辺環境の放射線量率	・ モニタリングポスト	
	・ モニタリングステーション	
操作	「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)c.「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：通常時使用する計器

※2：重大事故等時使用する計器

※3：可搬型設備

監視計器一覧（12 / 13）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等			
(5) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和	判断基準	使用済燃料ピットの 水位	・ 使用済燃料ピット水位 ^{※1}
			・ 使用済燃料ピット水位（AM用） ^{※2}
			・ 使用済燃料ピット水位（可搬型） ^{※2※3}
	使用済燃料ピット 周辺の放射線量率	・ 使用済燃料ピットエリアモニタ ^{※1}	
	・ 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ ^{※2※3}		
使用済燃料ピット の状態監視	・ 使用済燃料ピット監視カメラ ^{※2}		
操作	—	—	

- ※1：通常時使用する計器
 ※2：重大事故等時使用する計器
 ※3：可搬型設備

監視計器一覧（13 / 13）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.11.2.3 重大事故時における使用済燃料ピットの監視時の手順等		
(1) 常設設備による使用済燃料ピットの 状態監視	— 使用済燃料ピット の温度	・ 使用済燃料ピット温度 ^{※1}
		・ 使用済燃料ピット温度（AM用） ^{※2}
	— 使用済燃料ピット の水位	・ 使用済燃料ピット水位 ^{※1}
		・ 使用済燃料ピット水位（AM用） ^{※2}
— 使用済燃料ピット 周辺の放射線量率	・ 使用済燃料ピットエリアモニタ ^{※1}	
— 使用済燃料ピット の状態監視	・ 使用済燃料ピット監視カメラ ^{※2}	
(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの 状態監視	判断 基準	・ 使用済燃料ピット温度 ^{※1}
		・ 使用済燃料ピット温度（AM用） ^{※2}
	判断 基準	・ 使用済燃料ピット水位 ^{※1}
		・ 使用済燃料ピット水位（AM用） ^{※2}
	操作	・ 使用済燃料ピット水位（可搬型） ^{※2※3}
		・ 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ ^{※2※3}
操作	・ 使用済燃料ピット監視カメラ ^{※2}	

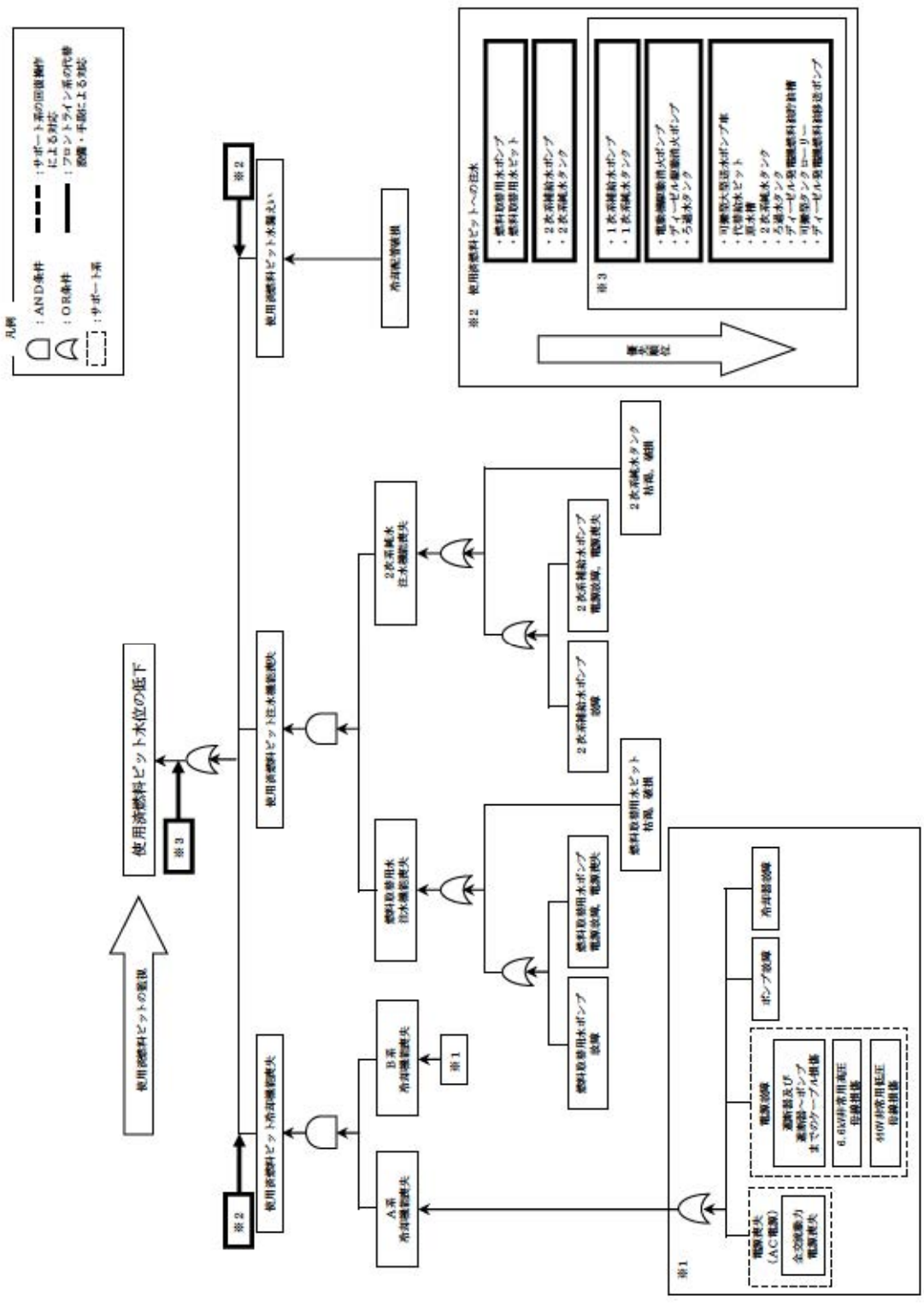
※1：通常時使用する計器

※2：重大事故等時使用する計器

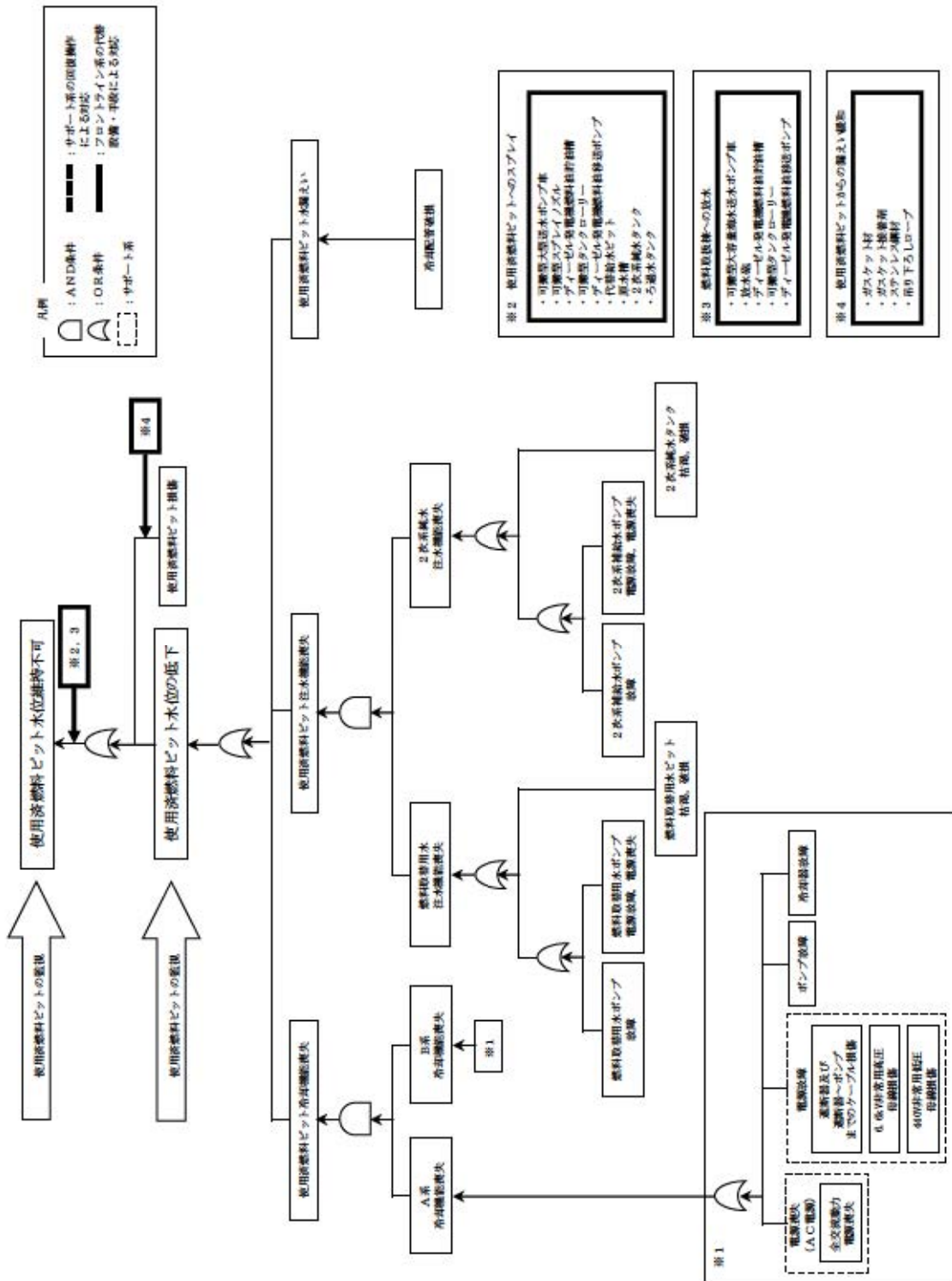
※3：可搬型設備

第 1.11.5 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

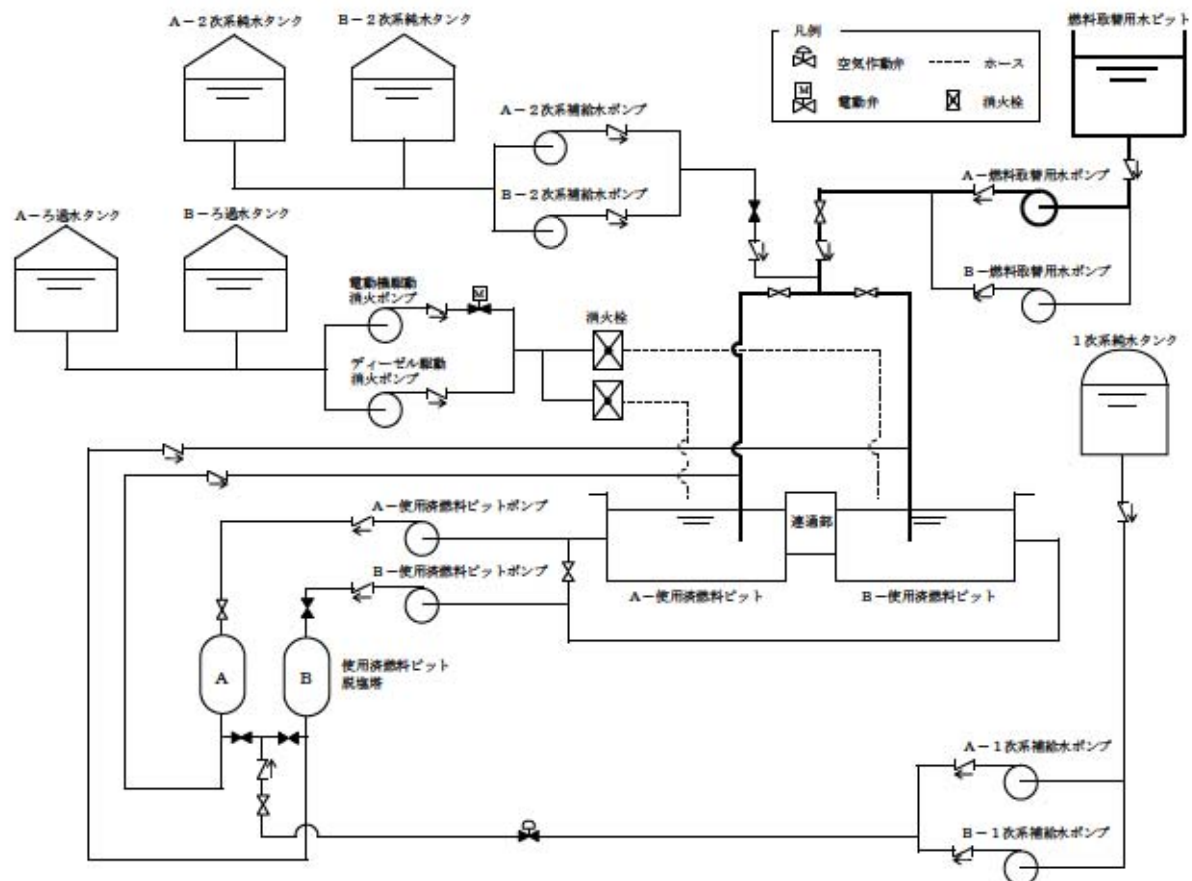
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却等 のための手順等	使用済燃料ピット水位（AM用）	B-AM設備直流電源分離盤
	使用済燃料ピット水位（可搬型）	B-AM設備直流電源分離盤
	使用済燃料ピット温度（AM用）	B-AM設備直流電源分離盤
	使用済燃料ピット 可搬型エリアモニタ	SFP監視設備電源盤
	使用済燃料ピット監視カメラ	B1-計装用交流分電盤
	使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置	SFP監視設備電源盤
	A-ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	A-ディーゼル発電機 コントロールセンタ
	B-ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	B-ディーゼル発電機 コントロールセンタ



第 1.11.1 図 機能喪失原因対策分析（使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時）



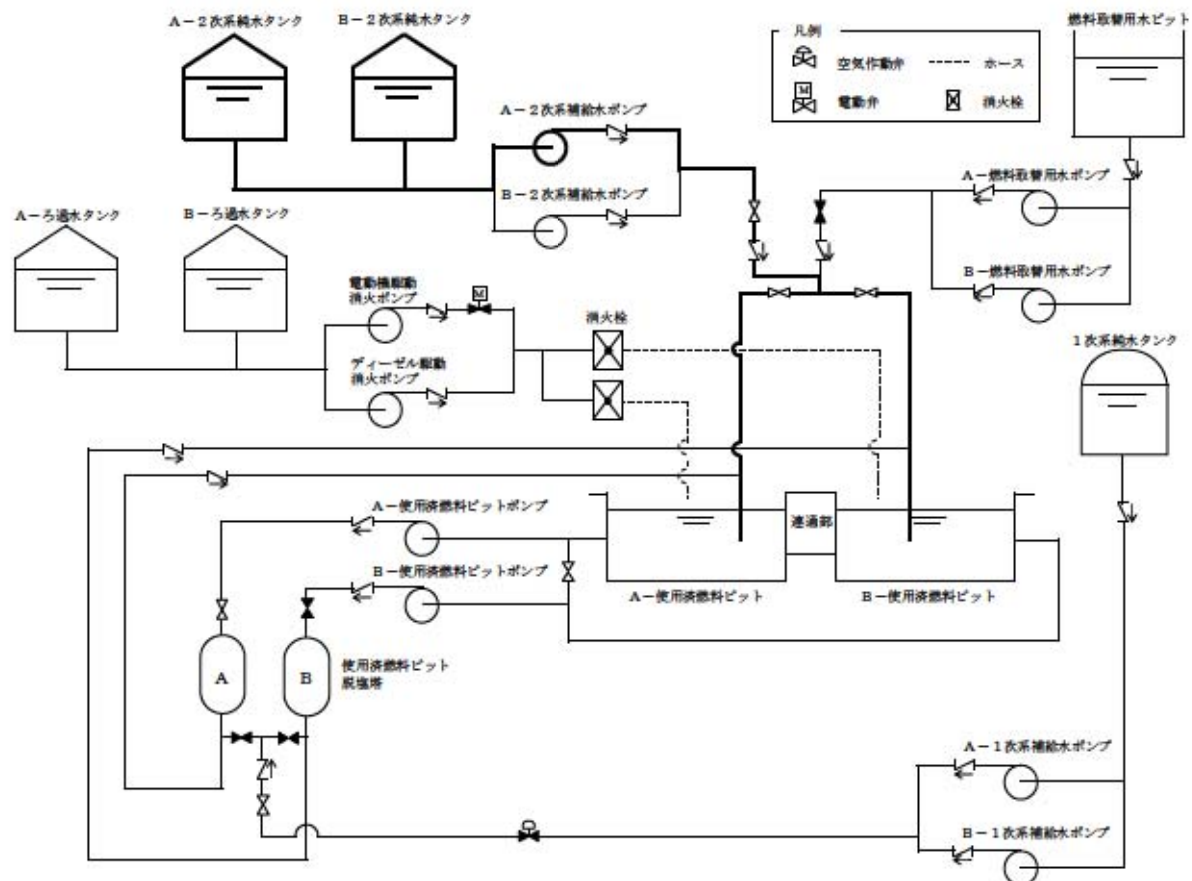
第 1.11.2 図 機能喪失原因対策分析 (使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時)



第 1.11.3 図 燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 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		
					約35分 注水開始 ▽						
燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	運転員 (中央制御室)	1	系統構成		注水準備						
	運転員 (現場)	1		移動, 系統構成	系統構成						

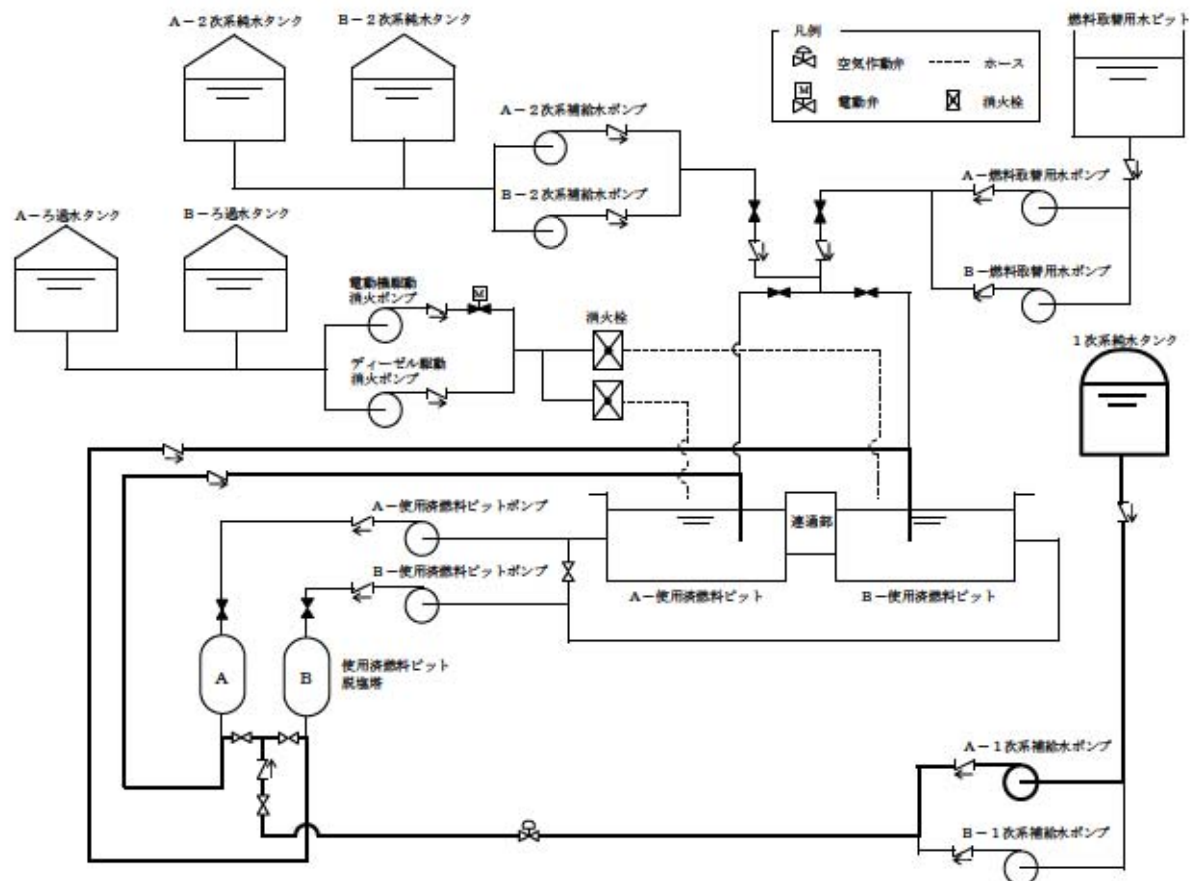
第 1.11.4 図 燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 タイムチャート



第 1.11.5 図 2 次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 概略系統

		経過時間 (分)							
		10	20	30	40	50	60	70	80
手順の項目	要員(数)			約30分 注水開始 ▽					
2 次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	運転員 (中央制御室)	1	注水準備						
	運転員 (現場)	1		移動, 系統構成					

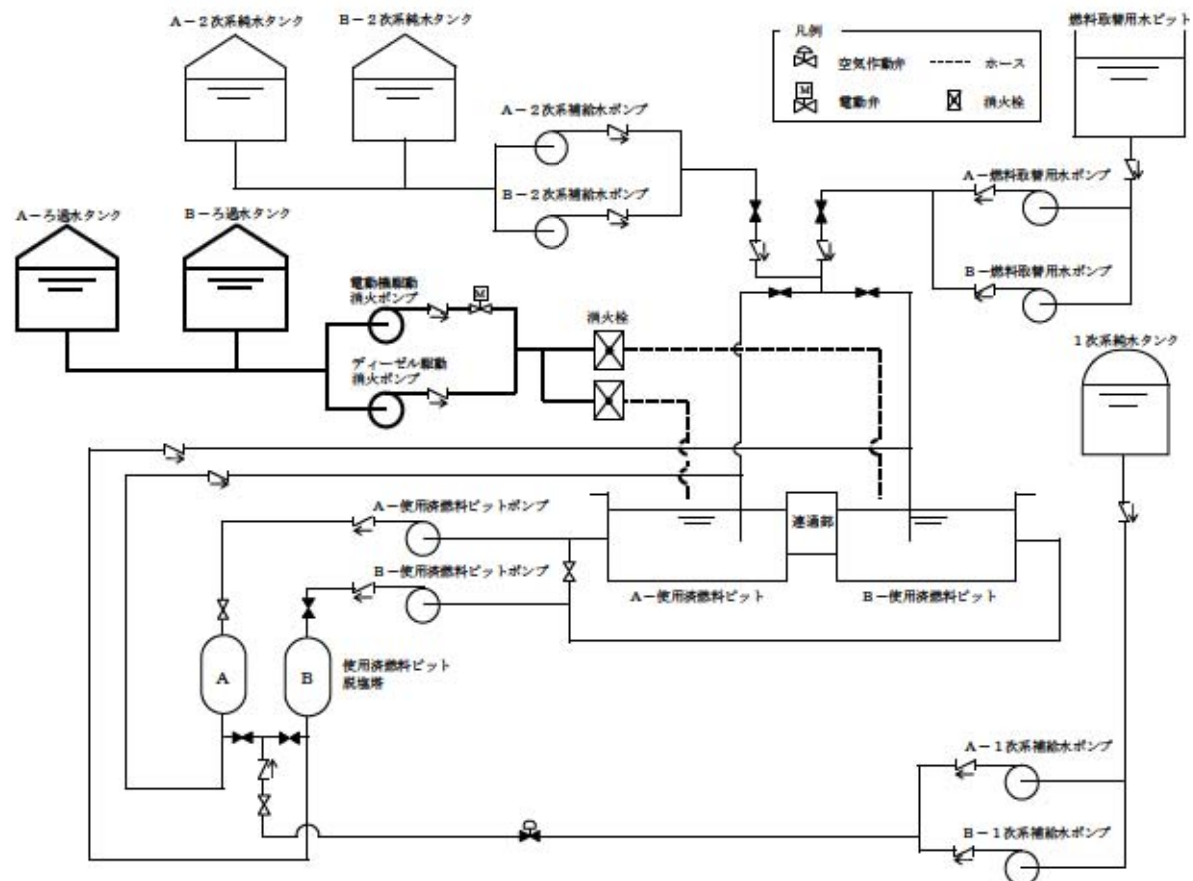
第 1.11.6 図 2 次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 タイムチャート



第 1.11.7 図 1 次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 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	
						約25分 注水開始						
1 次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	運転員 (中央制御室)	1		注水準備								
	運転員 (現場)	1				移動, 系統構成						

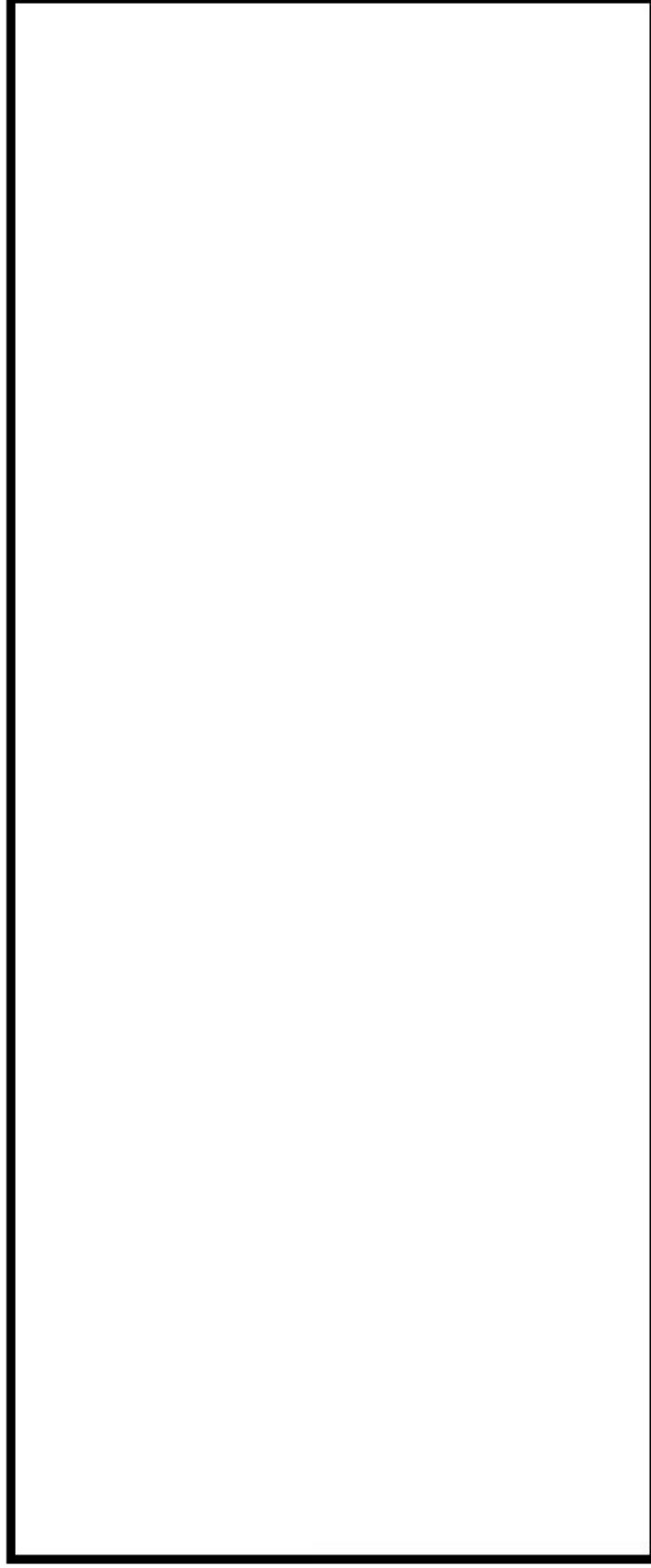
第 1.11.8 図 1 次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 タイムチャート



第 1.11.9 図 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 概略系統

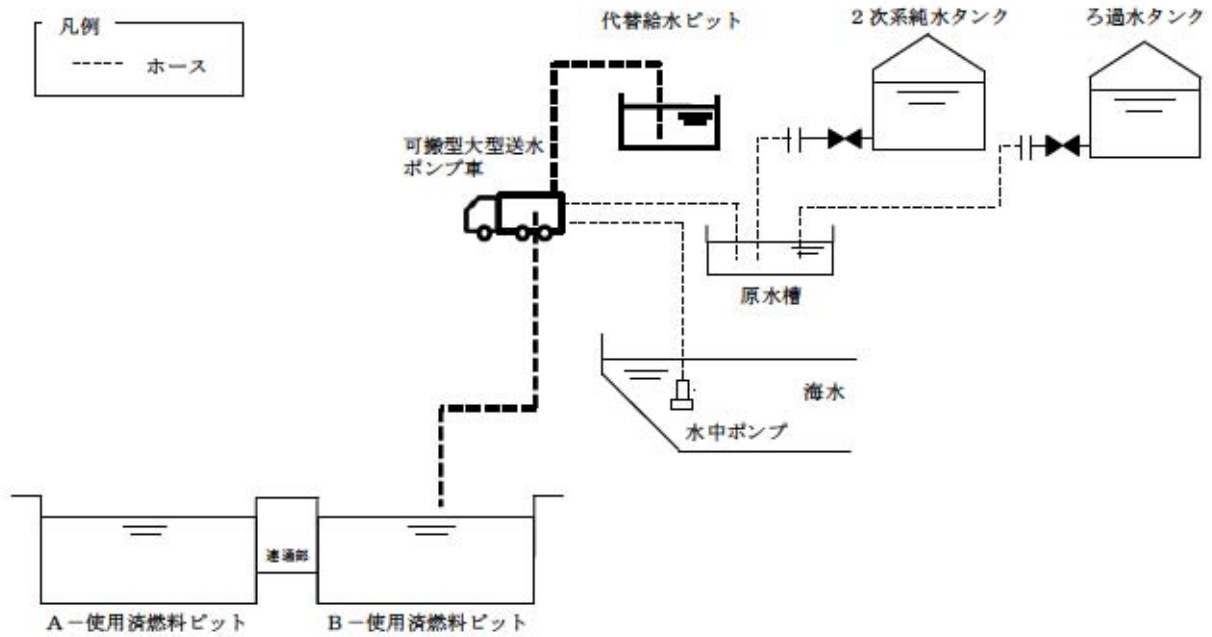
		経過時間 (分)								
		10	20	30	40	50	60	70	80	
手順の項目	要員(数)			約30分 注水開始 ▽						
消火ポンプによる 使用済燃料ピット への注水	運転員 (現場)	1	→ 移動, 消防ホース運搬, 設置							

第 1.11.10 図 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 タイムチャート



第 1.11.11 図 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
ホース敷設ルート図

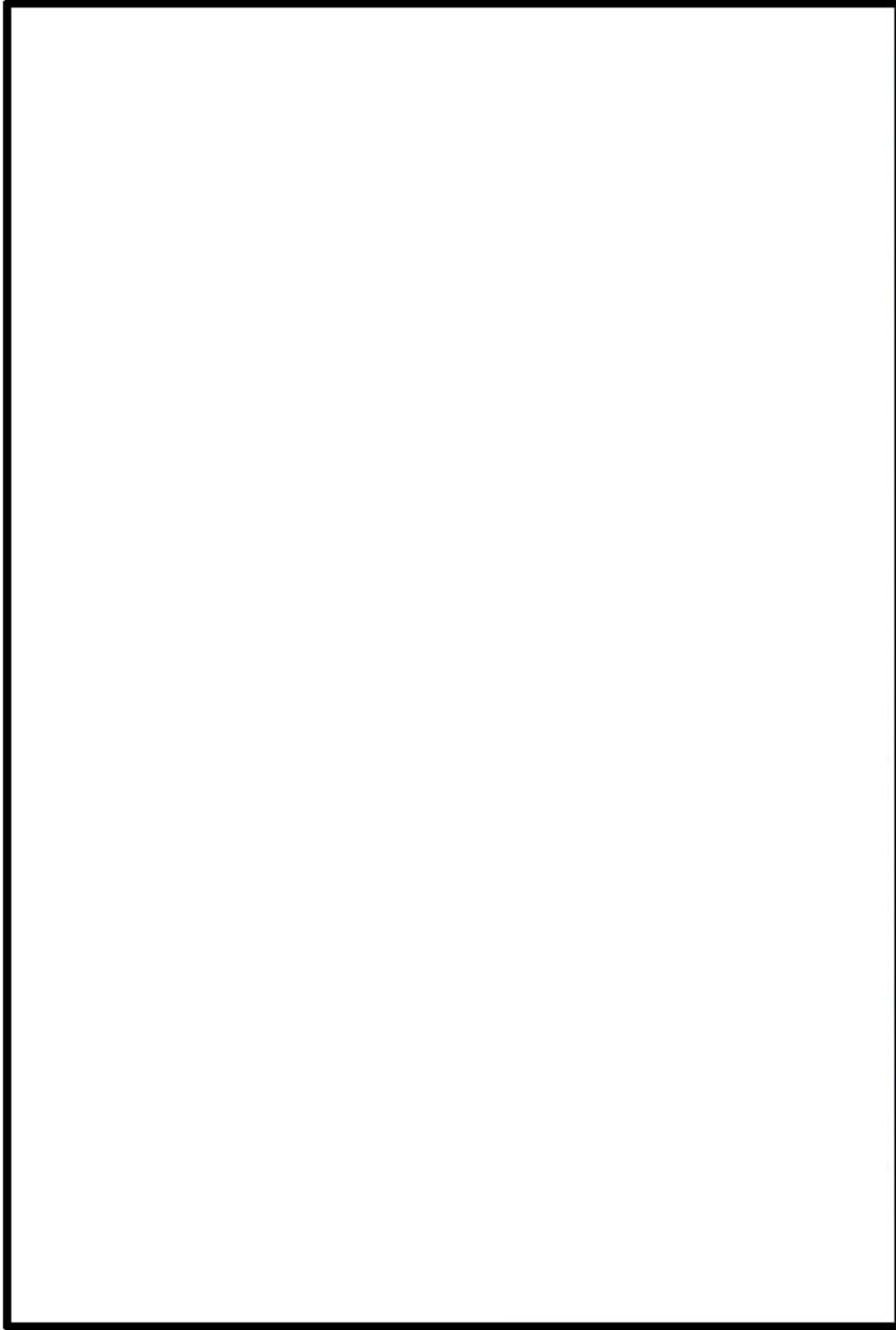
 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.11.12 図 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 概略系統

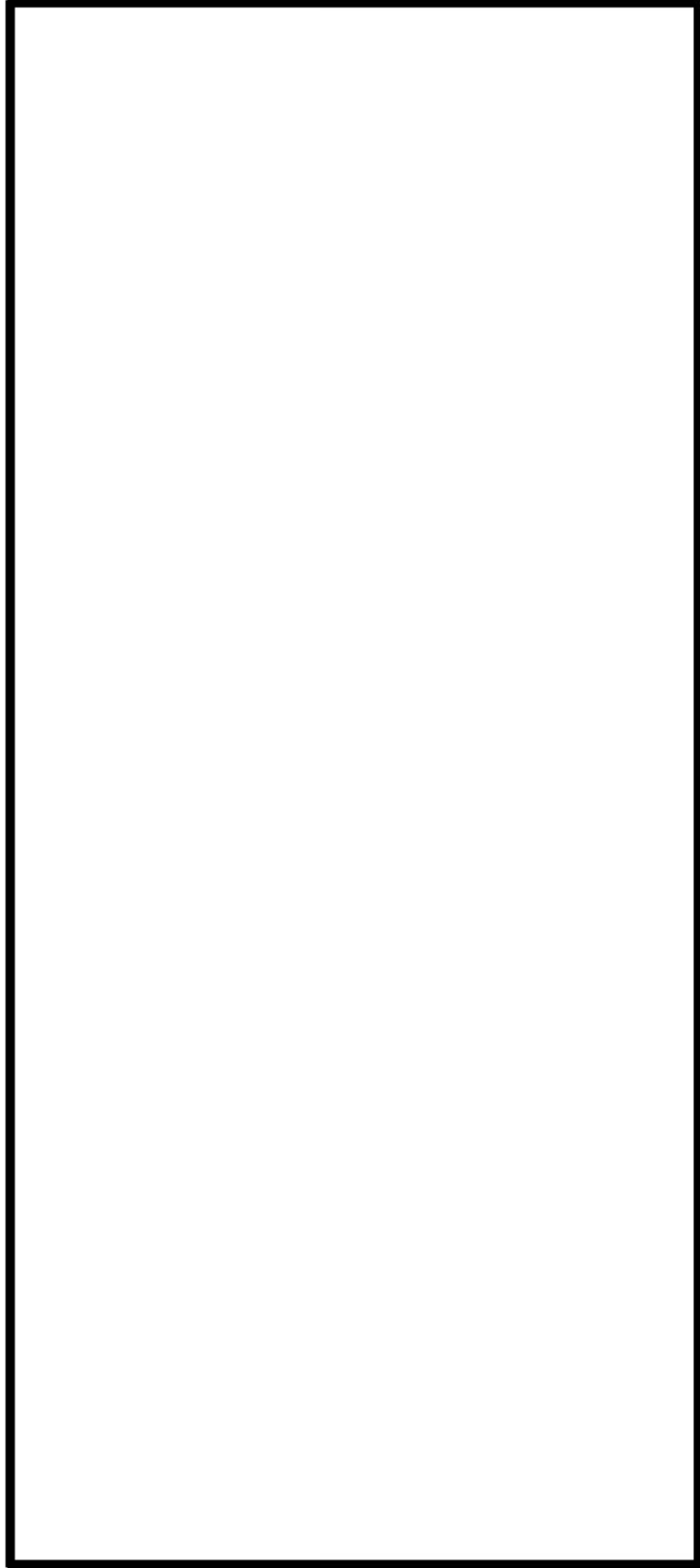
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)		約2時間 注水開始 ▽				
代替給水ピットを 水源とした可搬型 大型送水ポンプ車 による使用済燃料 ピットへの注水	災害対策要員 3	移動、ホース敷設	[Shaded bar from 1 to 2]				
		ホース延長・回収車によるホース敷設	[Shaded bar from 2 to 3]				
		可搬型大型送水ポンプ車の設置	[Shaded bar from 2 to 3]				
		ポンプ車周辺のホース敷設	[Shaded bar from 2 to 3]				
		代替給水ピットへの吸管挿入	[Shaded bar from 2 to 3]				

第 1.11.13 図 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 タイムチャート



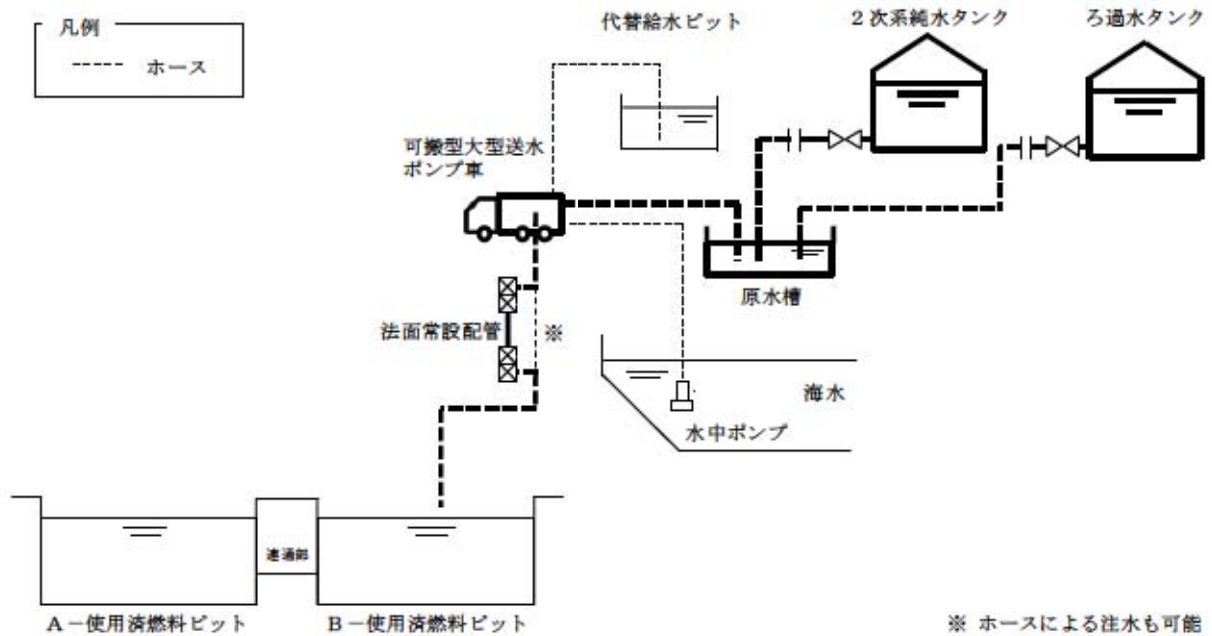
第1.11.14図 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水
ホース敷設ルート図 (1 / 2)

: 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 1.11.14 図 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
ホース敷設ルート図 (2 / 2)

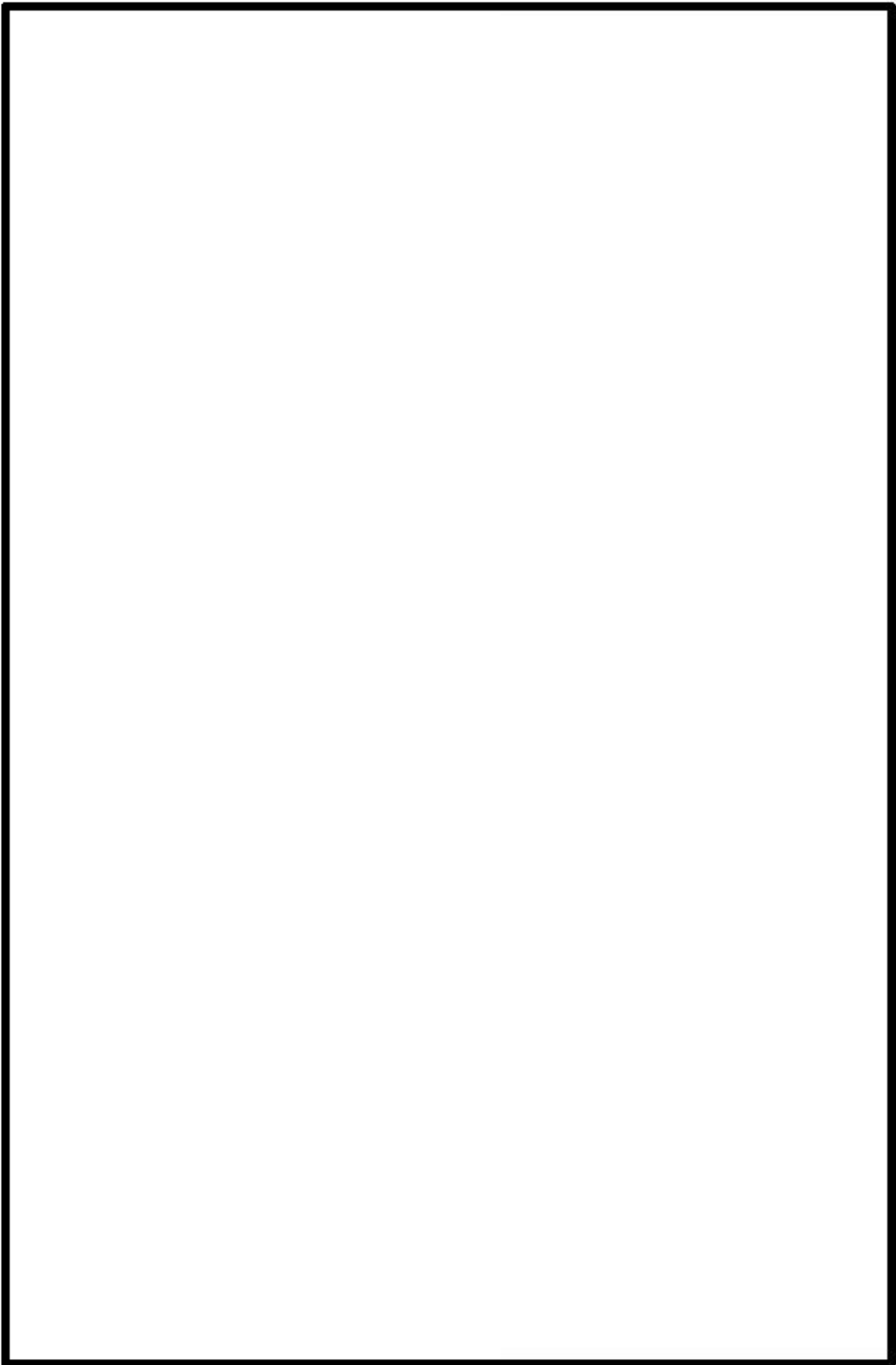
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.11.15 図 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 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35分 注水開始 ▽		
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	災害対策要員 3	移動、ホース敷設	■				
		ホース延長・回収車によるホース敷設		■			
		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			■		

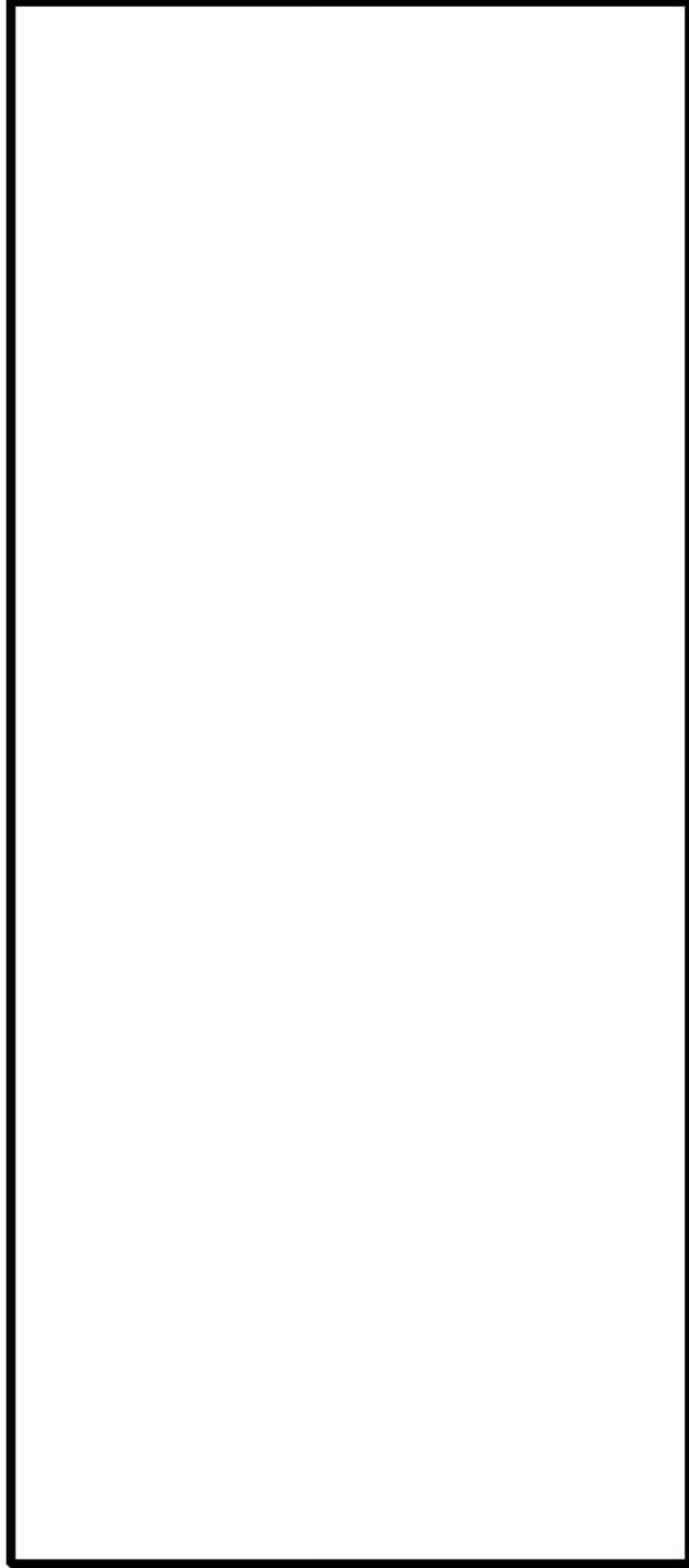
第 1.11.16 図 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 タイムチャート



第 1.11.17 図 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
ホース敷設ルート図 (1/2)

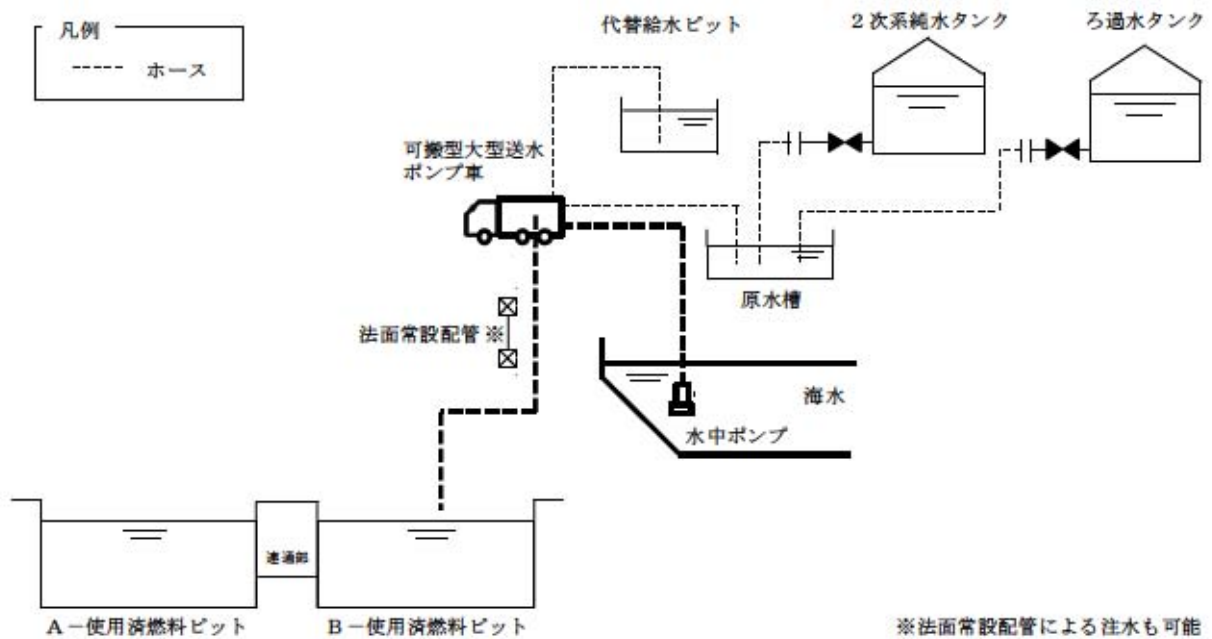


： 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.11.17 図 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
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。



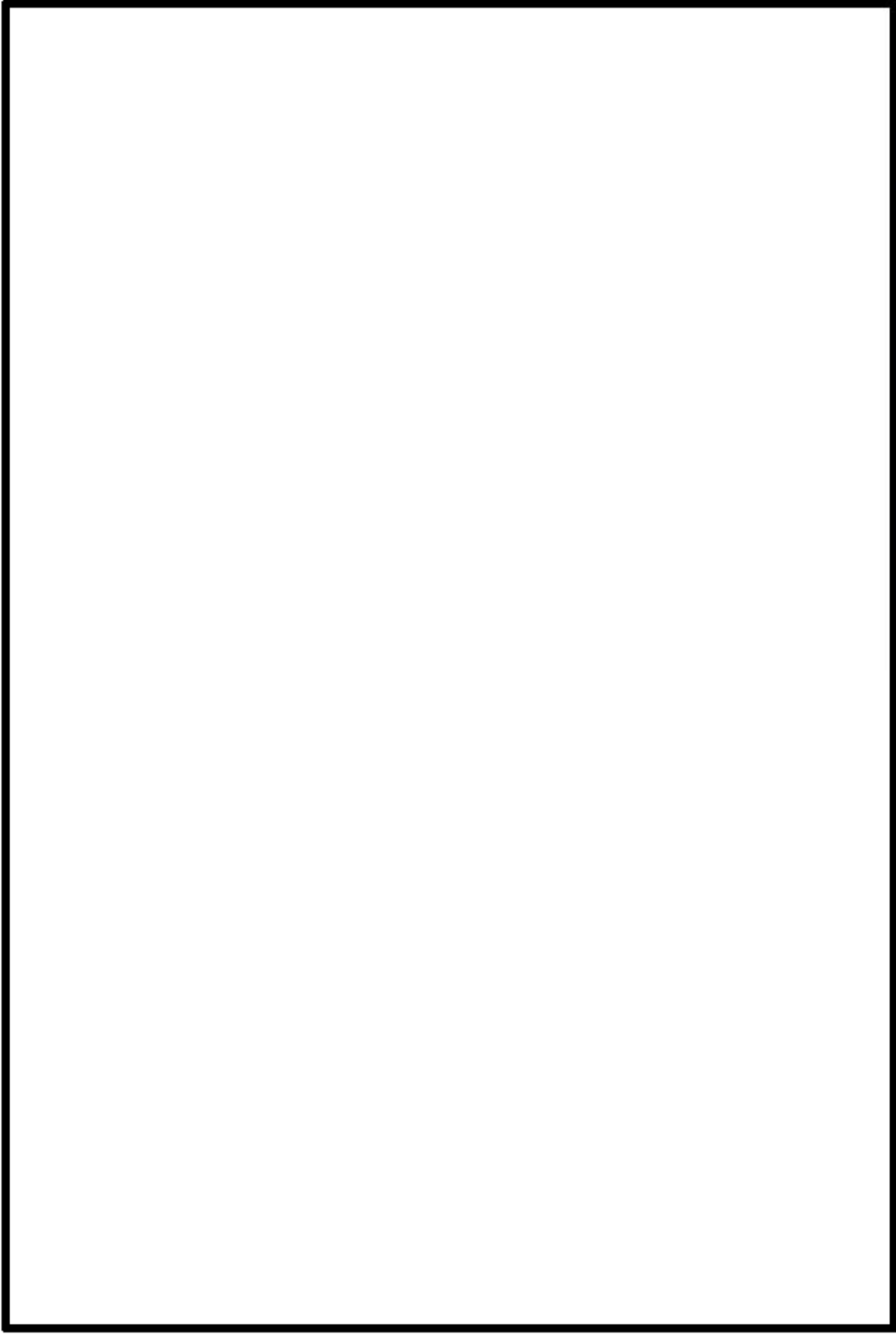
第 1.11.18 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 概略系統

		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)				約4時間 注水開始		
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	災害対策要員 3	移動、ホース敷設	[Bar]				
		ホース延長・回収車によるホース敷設		[Bar]			
		ホース延長・回収車によるホース敷設		[Bar]			
		可搬型大型送水ポンプ車の設置		[Bar]			
		海水取水箇所への水中ポンプ設置		[Bar]			

第 1.11.19 図 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 タイムチャート (1 / 2)

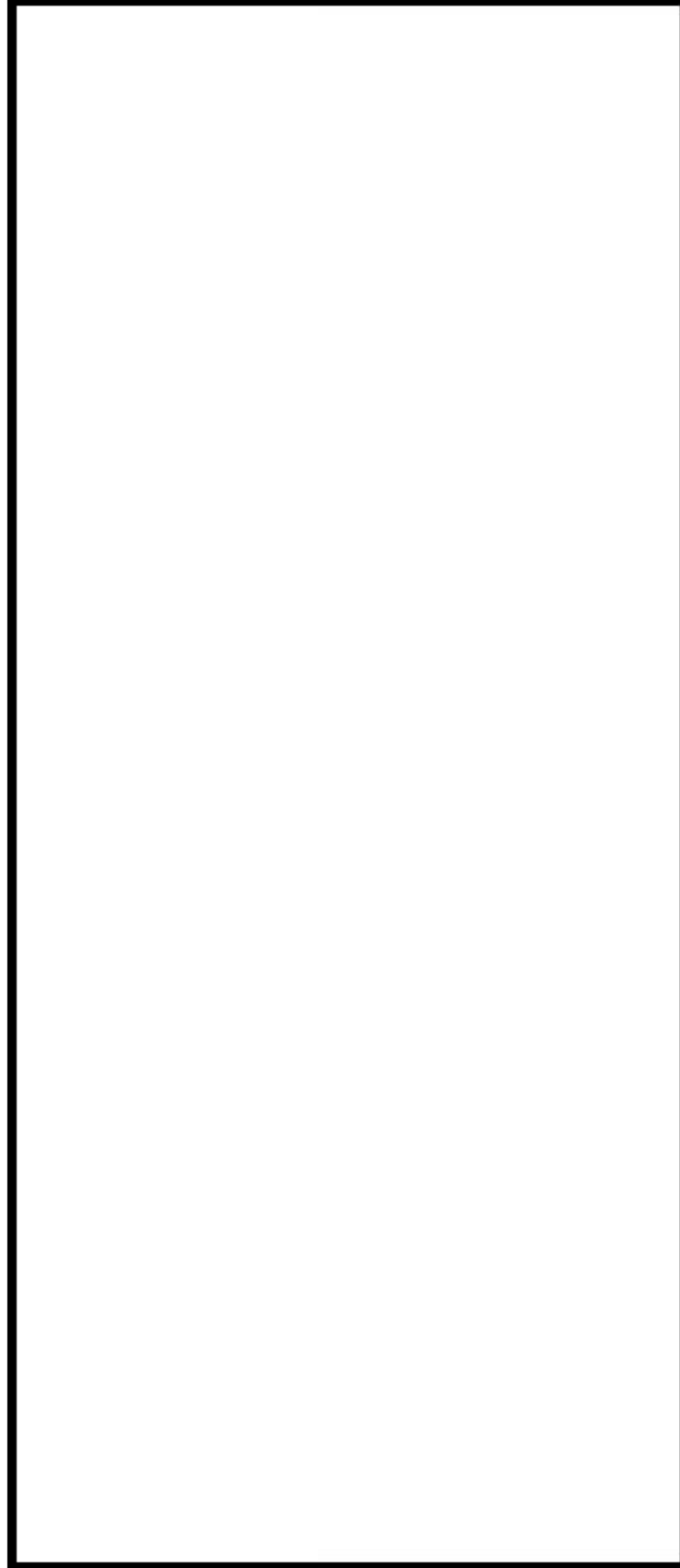
		経過時間（時間）					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員（数）			約3時間 注水開始 ▽			
海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水	災害対策要員 7						
		移動、ホース敷設					
		ホース延長・回収車によるホース敷設					
		移動、可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設 海水取水箇所への水中ポンプ設置					

第 1.11.19 図 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 タイムチャート（2 / 2）



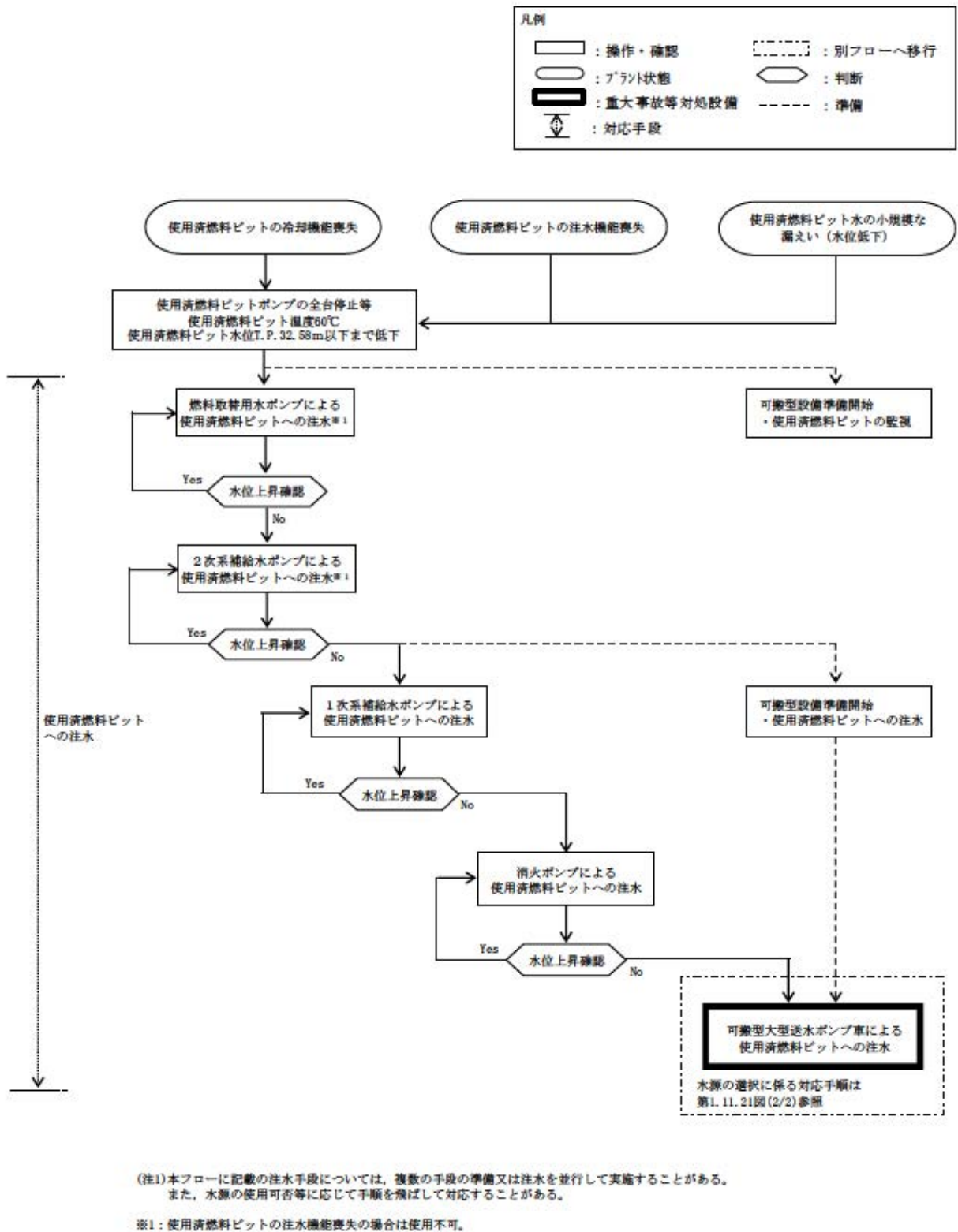
第 1.11.20 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 ホース敷設ルート図 (1/2)

: 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。

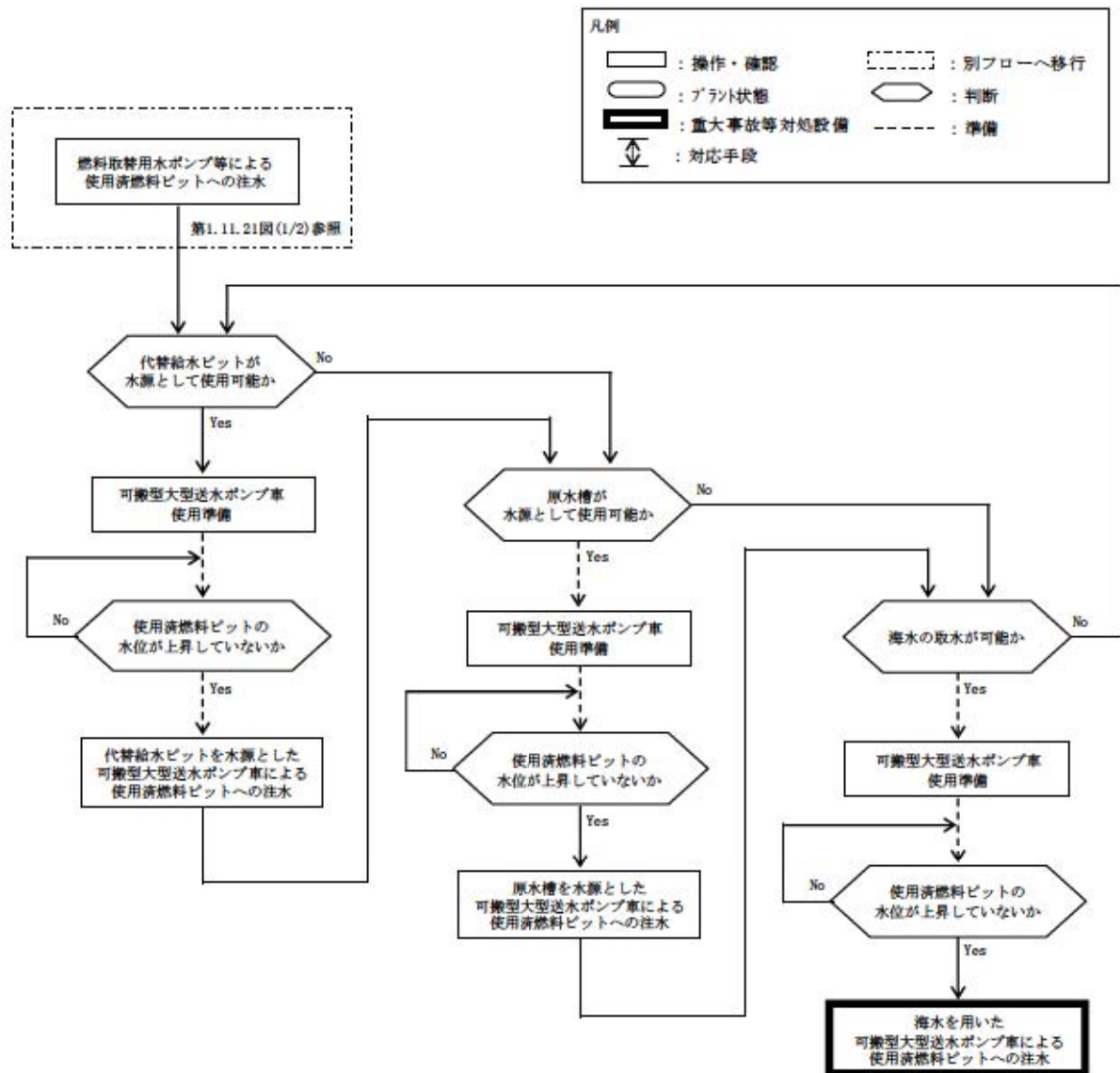


第 1.11.20 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水 ホース敷設ルート図 (2/2)

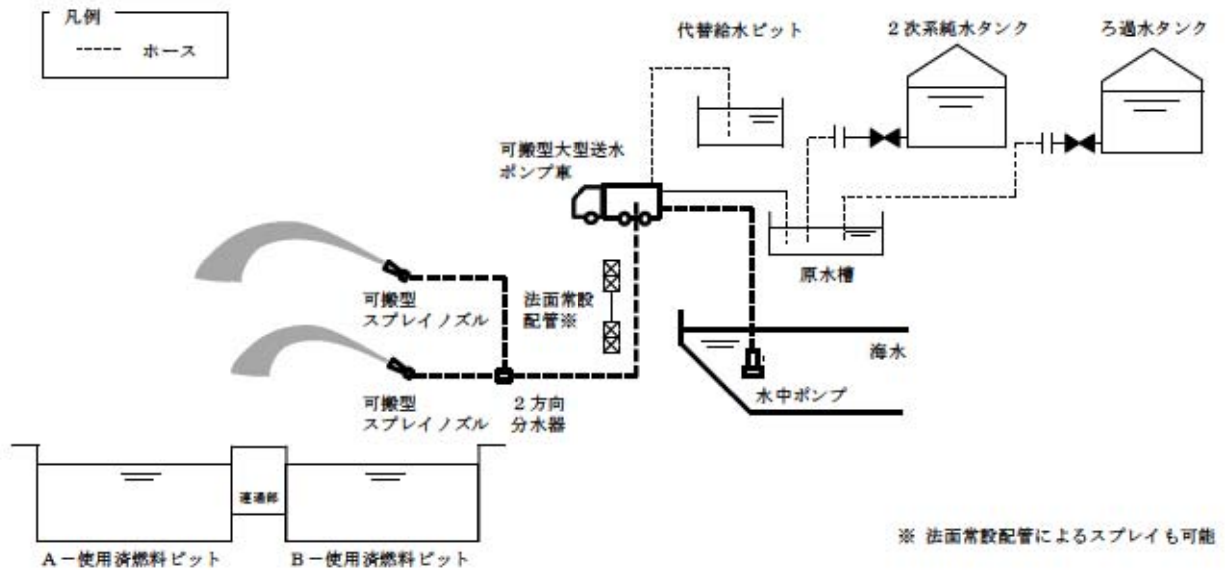
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1. 11. 21 図 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手順（1 / 2）



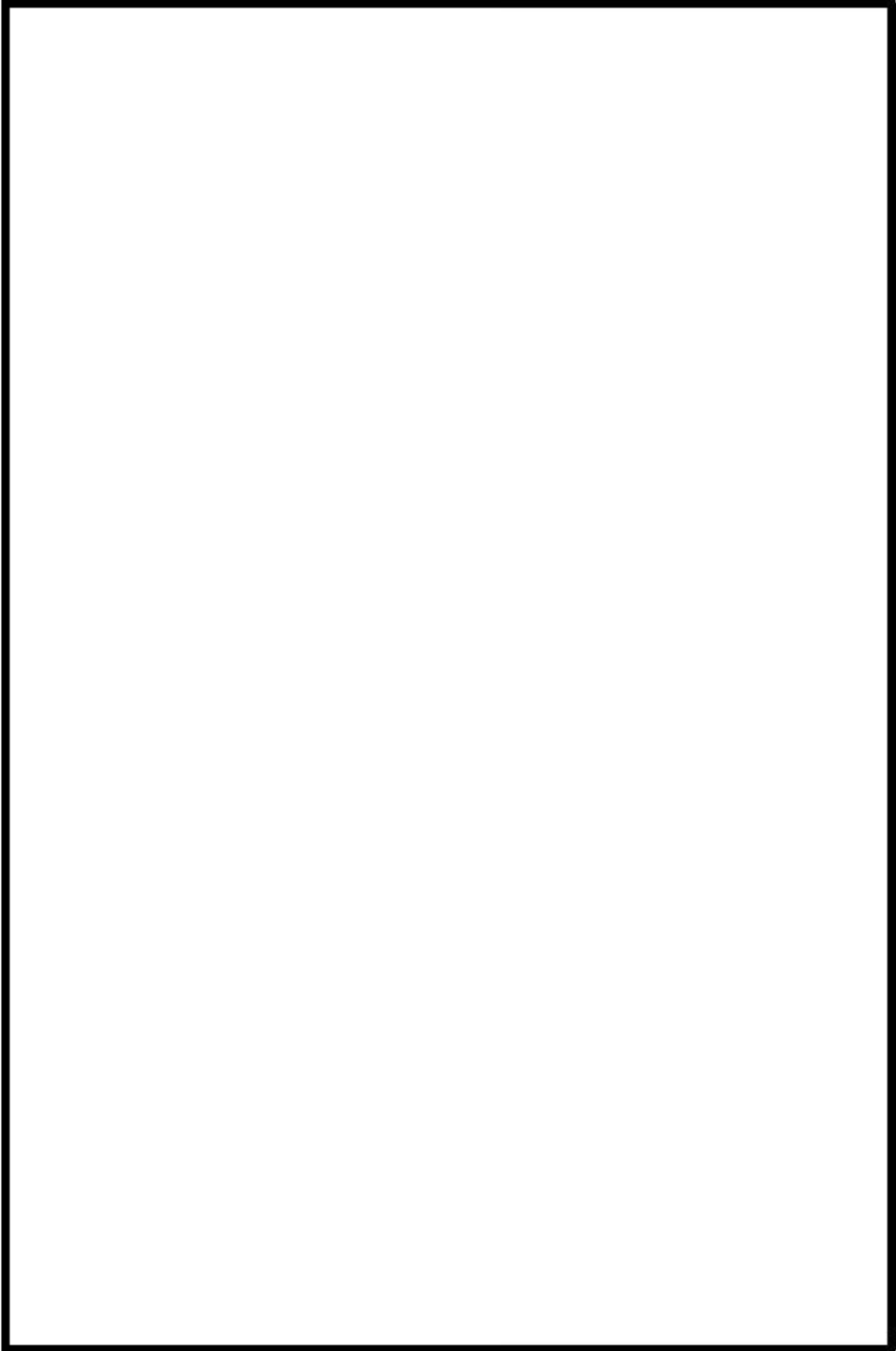
第 1.11.21 図 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能喪失時，使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手順（2 / 2）



第 1.11.22 図 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

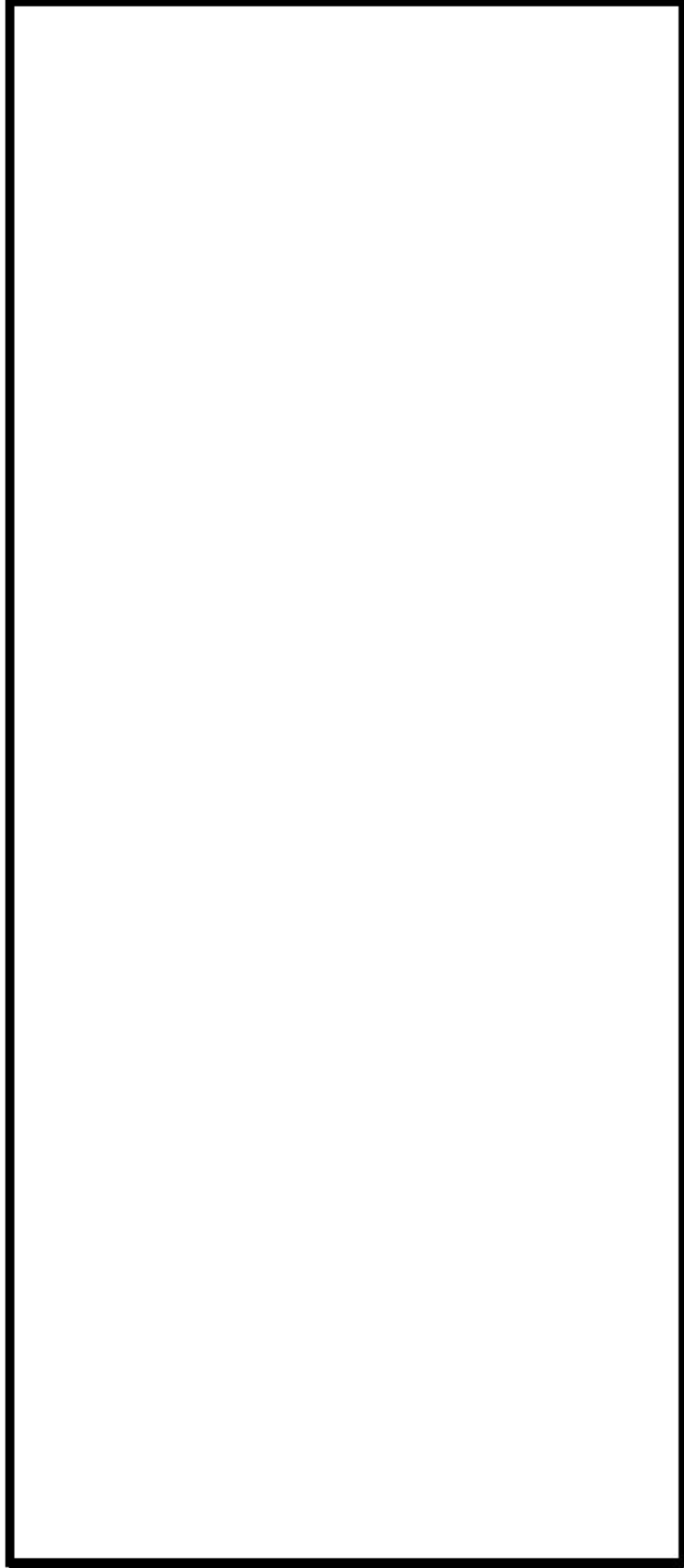
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)	約2時間 スプレイ開始					
海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ	災害対策要員	7	移動、ホース延長・回収車によるホース敷設 可搬型スプレイノズル設置				
		1	移動、可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設 海水取水箇所への水中ポンプ設置				

第 1.11.23 図 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 タイムチャート



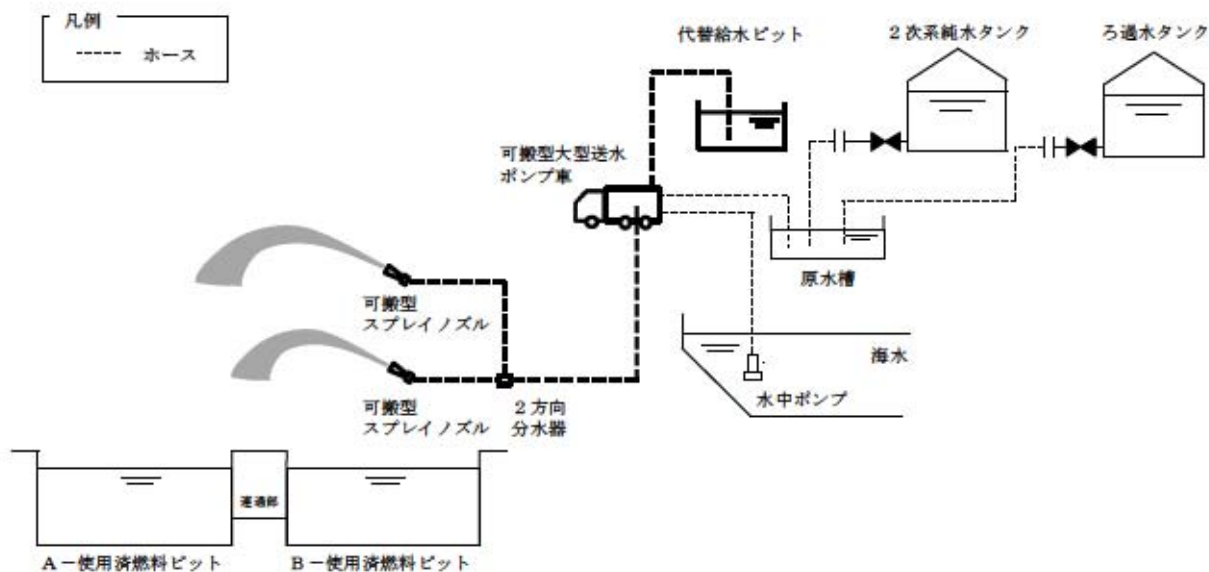
第 1.11.24 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルによる
使用済燃料ピットへのスプレイ ホース敷設ルート図 (1/2)

: 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 1.11.24 図 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 ホース敷設ルート図 (2/2)

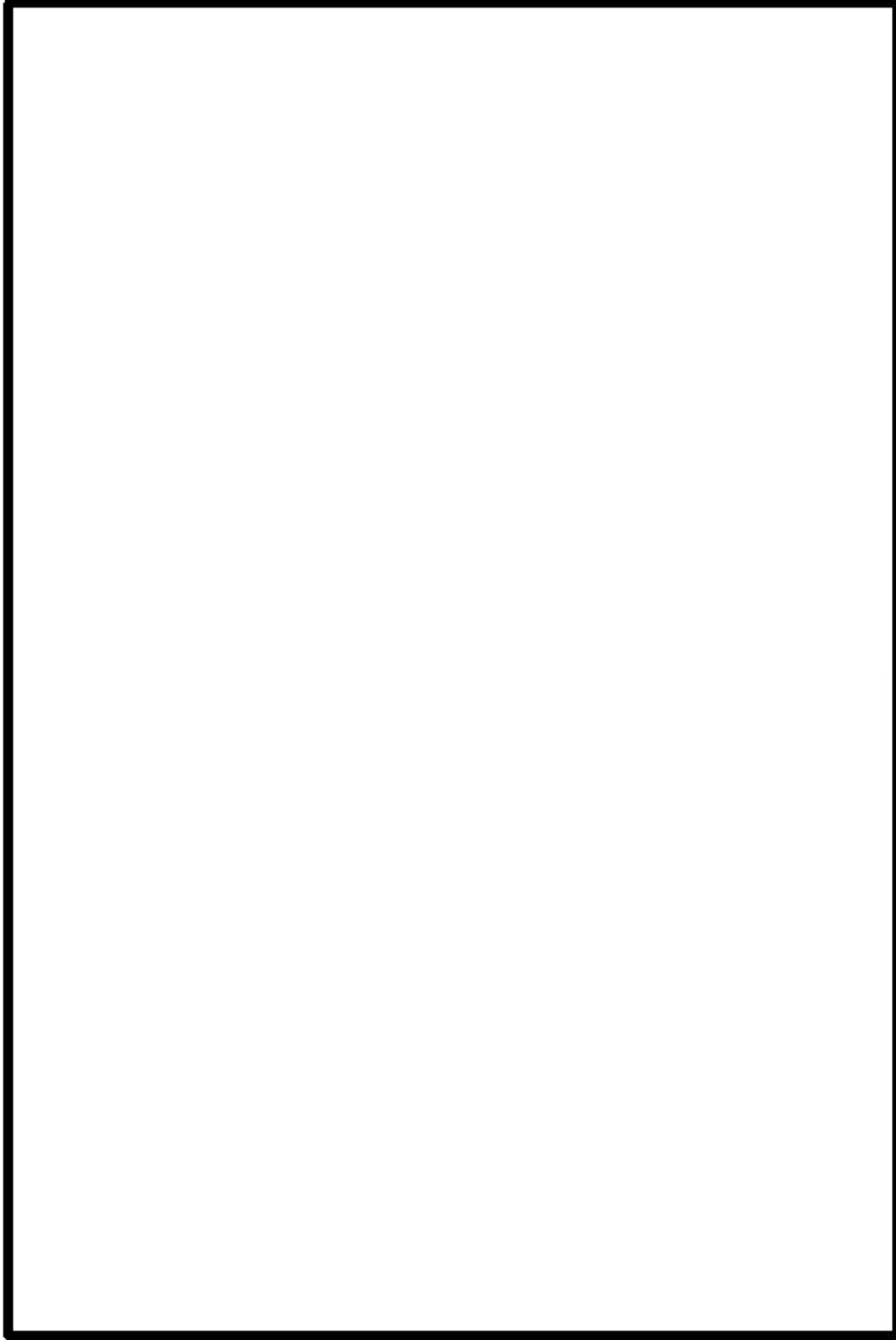
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1. 11. 25 図 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

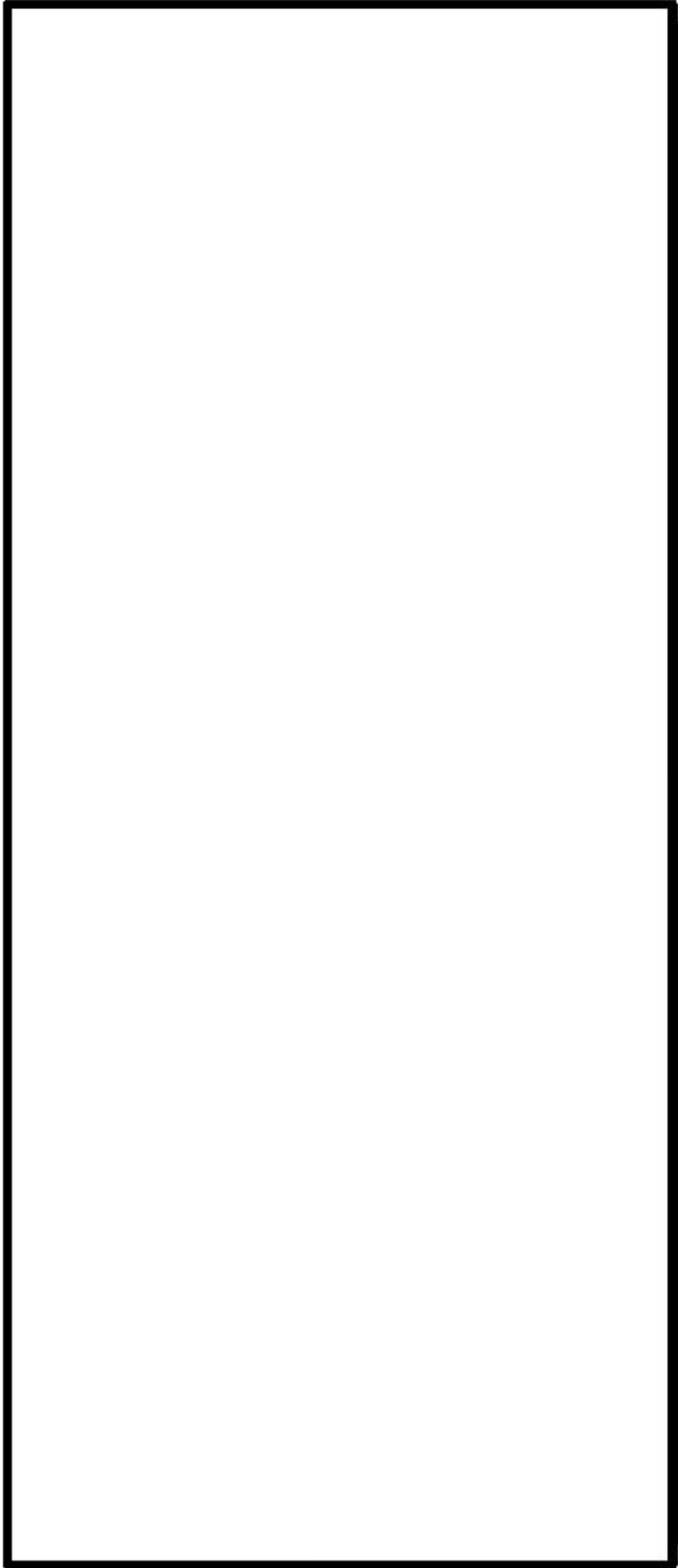
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)		約2時間 スプレイ開始 ▽				
代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ	災害対策要員 3	移動、ホース敷設、可搬型スプレイノズル設置					
		ホース延長・回収車によるホース敷設					
		可搬型大型送水ポンプ車の設置					
		ポンプ車周辺のホース敷設					
		代替給水ピットへの吸管挿入					

第 1. 11. 26 図 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タイムチャート



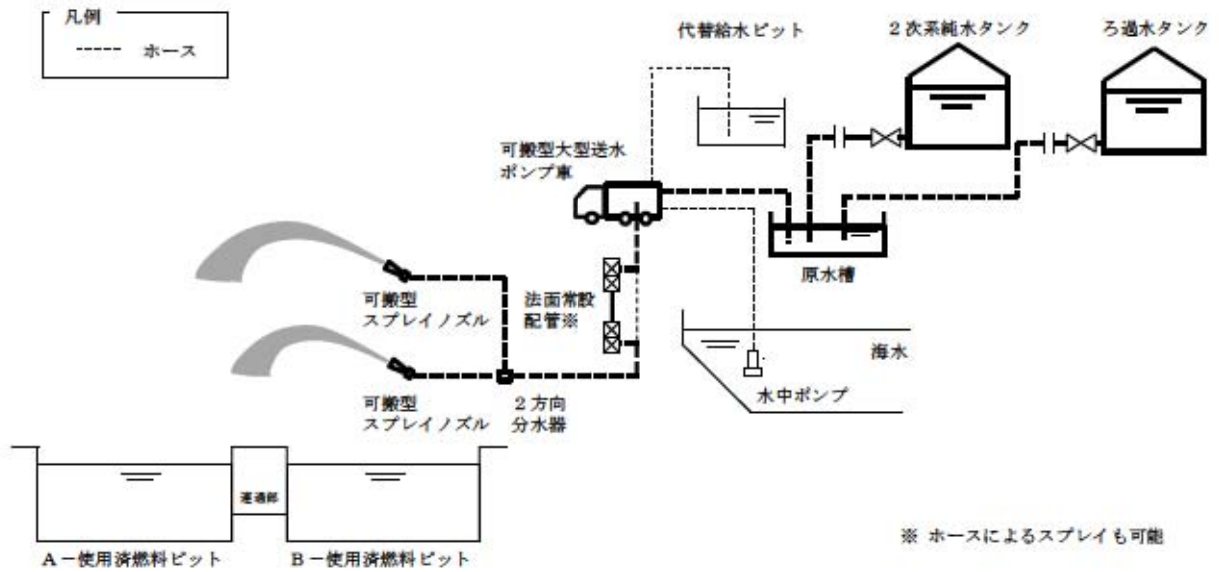
第 1.11.27 図 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインノズルによる
使用済燃料ピットへのスプレインノズル敷設ルート図(1/2)

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 1.11.27 図 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)

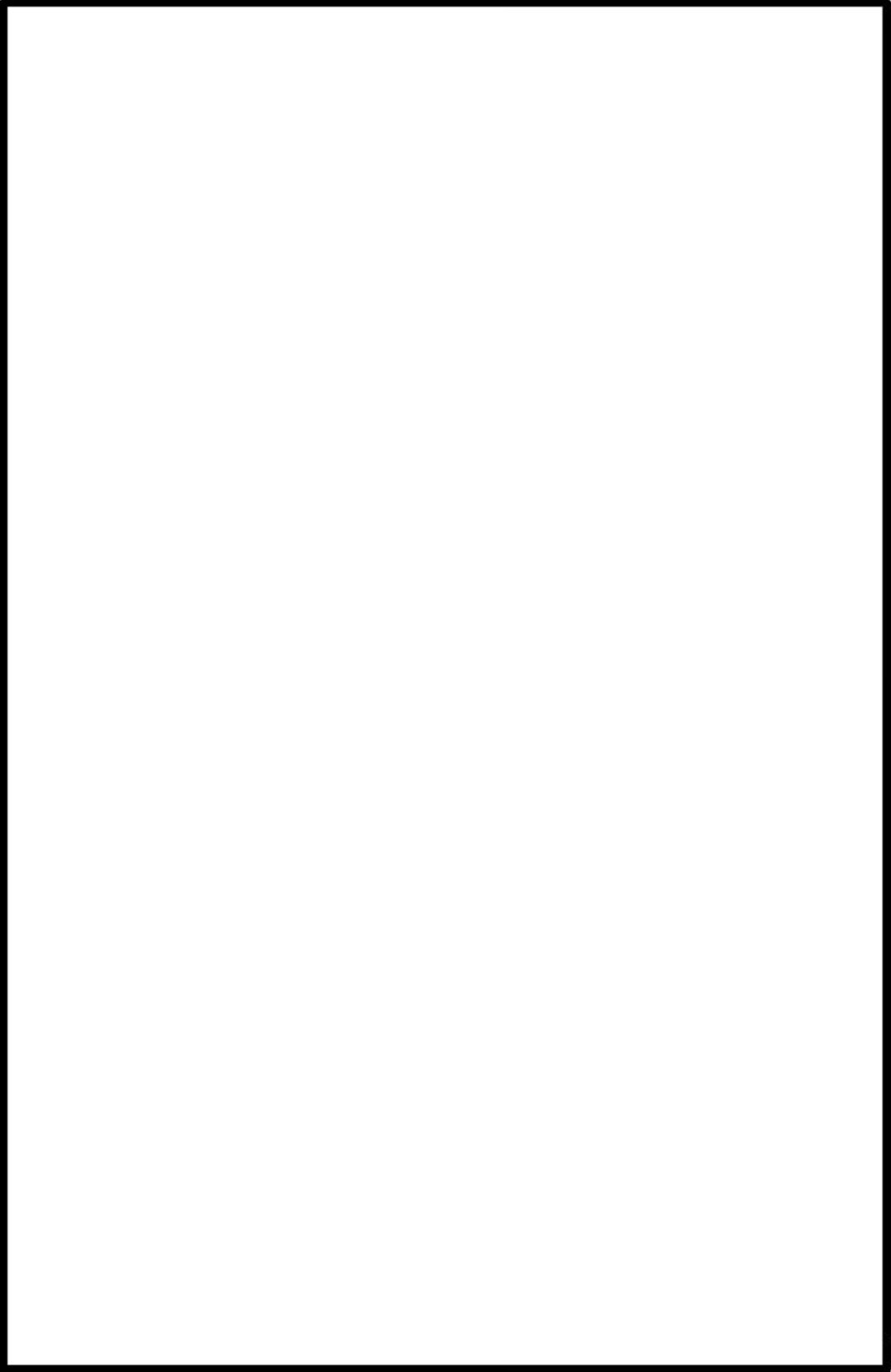
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1. 11. 28 図 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 概略系統

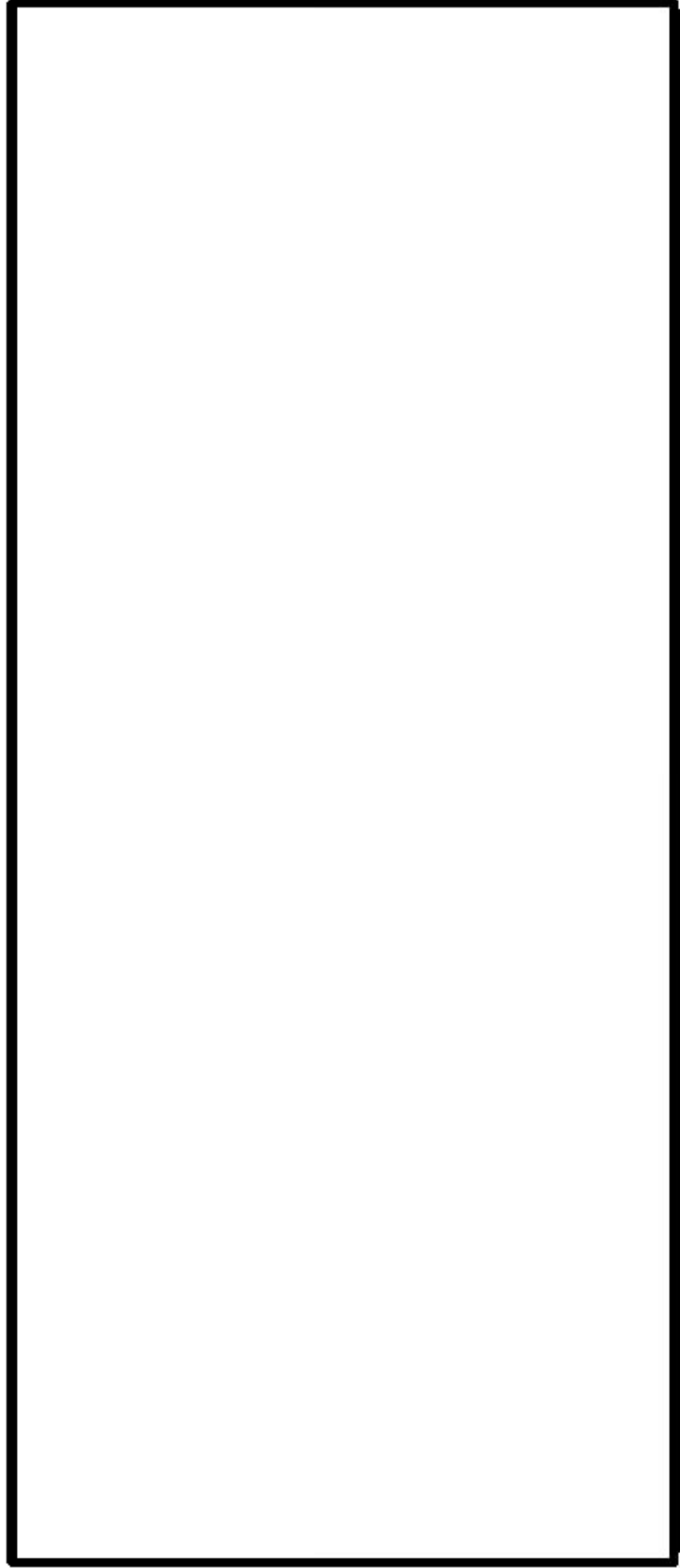
		経過時間 (時間)					
		1	2	3	4	5	6
手順の項目	要員(数)	約2時間 スプレイ開始 ▽					
原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへのスプレイ	災害対策要員 7	移動、ホース延長・回収車によるホース敷設 可搬型スプレイノズル設置					
		移動、ホース延長・回収車によるホース敷設					
	運転班員 1	移動、可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設 原水槽への吸管挿入					

第 1. 11. 29 図 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 タイムチャート



第 1.11.30 図 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ンノズルによる
使用済燃料ピットへのスプレイン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。

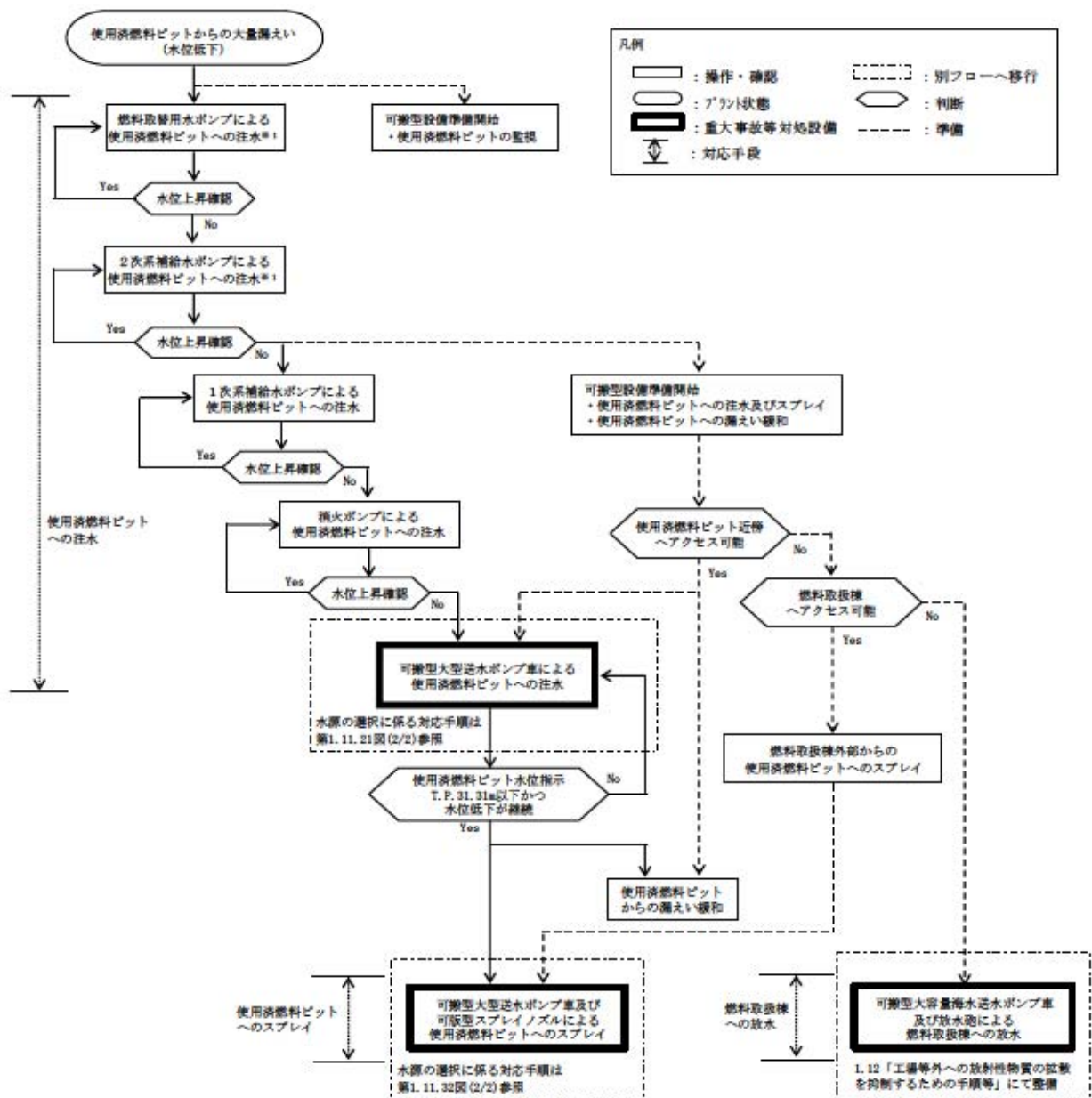


第 1.11.30 図 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレインノズルによる
使用済燃料ピットへのスプレインノズル敷設ルート図(2/2)

: 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。

		経過時間（時間）			
		1	2	3	4
手順の項目	要員(数)		約2時間 漏えい緩和		
使用済燃料ピット からの漏えい緩和	災害対策要員 2			移動、資機材の準備	
				漏えい緩和作業	

第 1.11.31 図 使用済燃料ピットからの漏えい緩和 タイムチャート

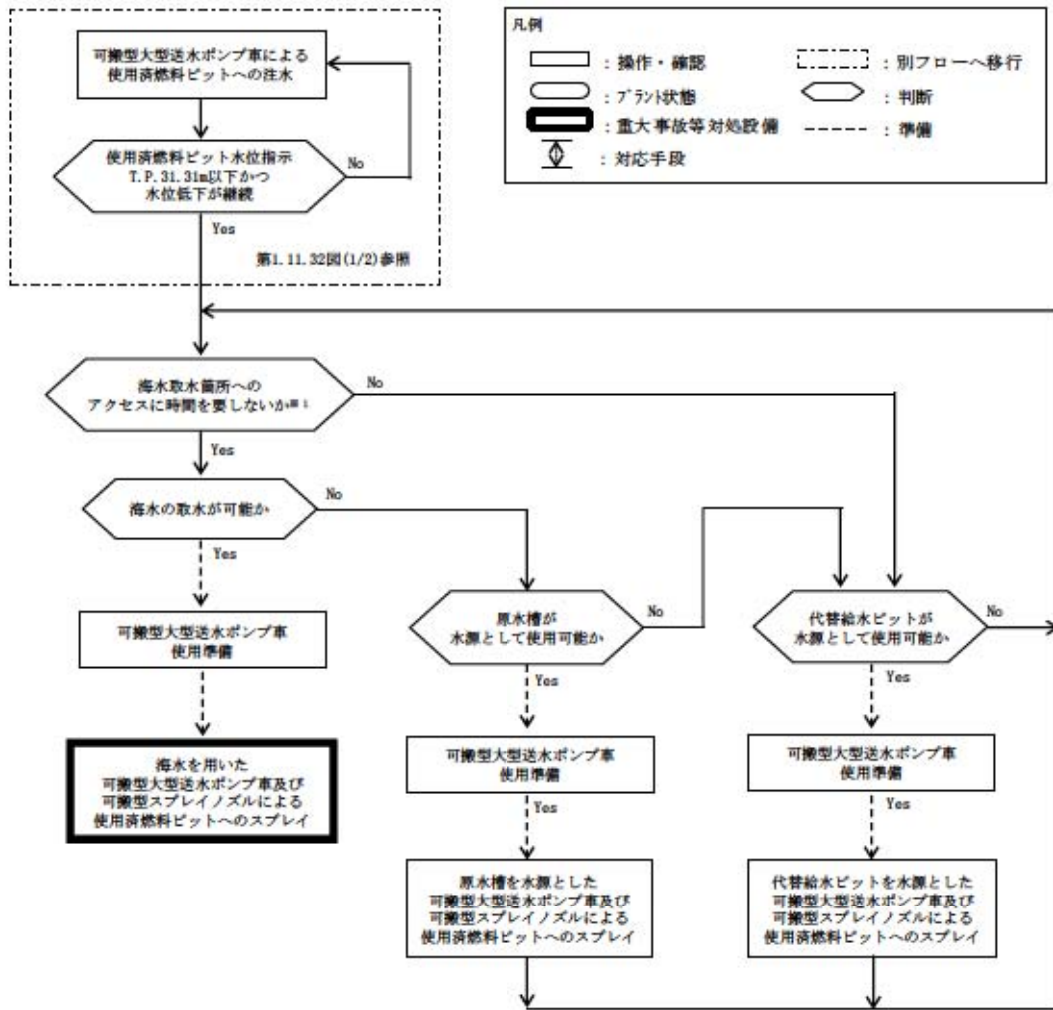


(注1)本フローに記載の注水手段については、複数の手段の準備又は注水を並行して実施することがある。
また、水源の使用可否等に応じて手順を飛ばして対応することがある。

※1：使用済燃料ピットの注水機能喪失の場合は使用不可。

第 1.11.32 図 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

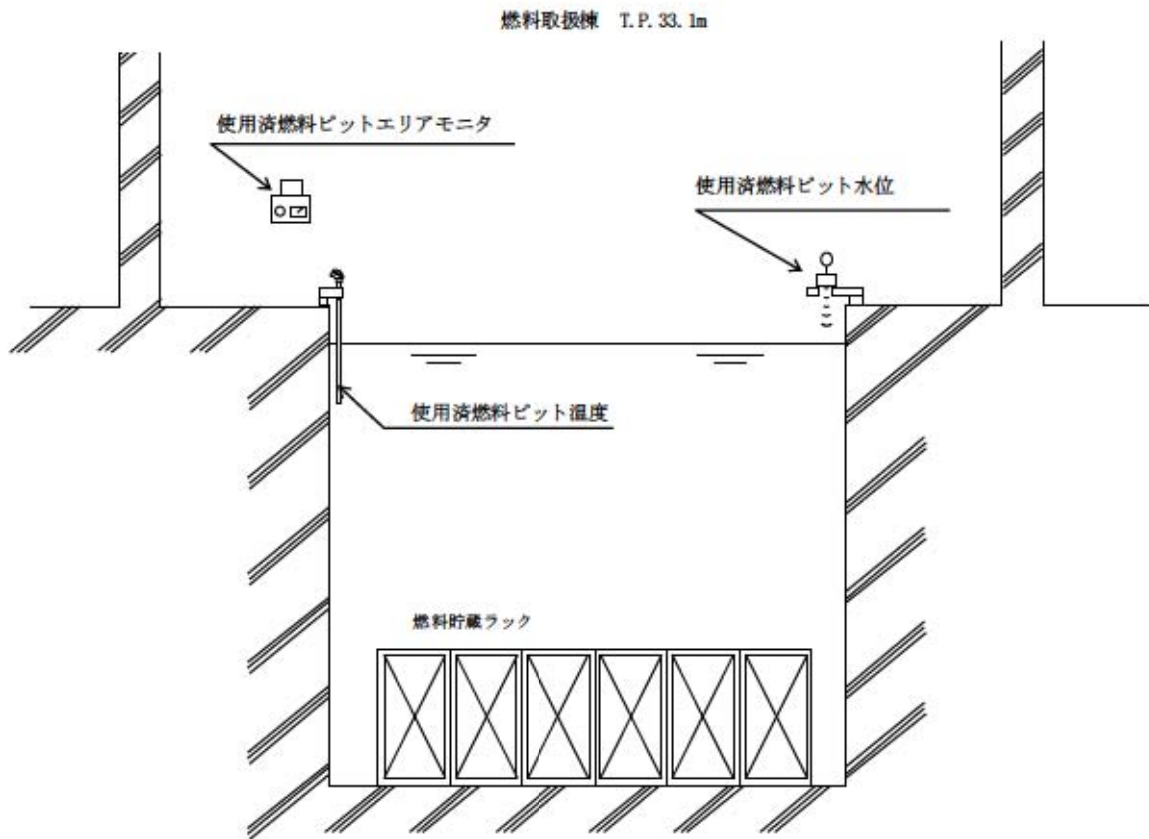
(1 / 2)



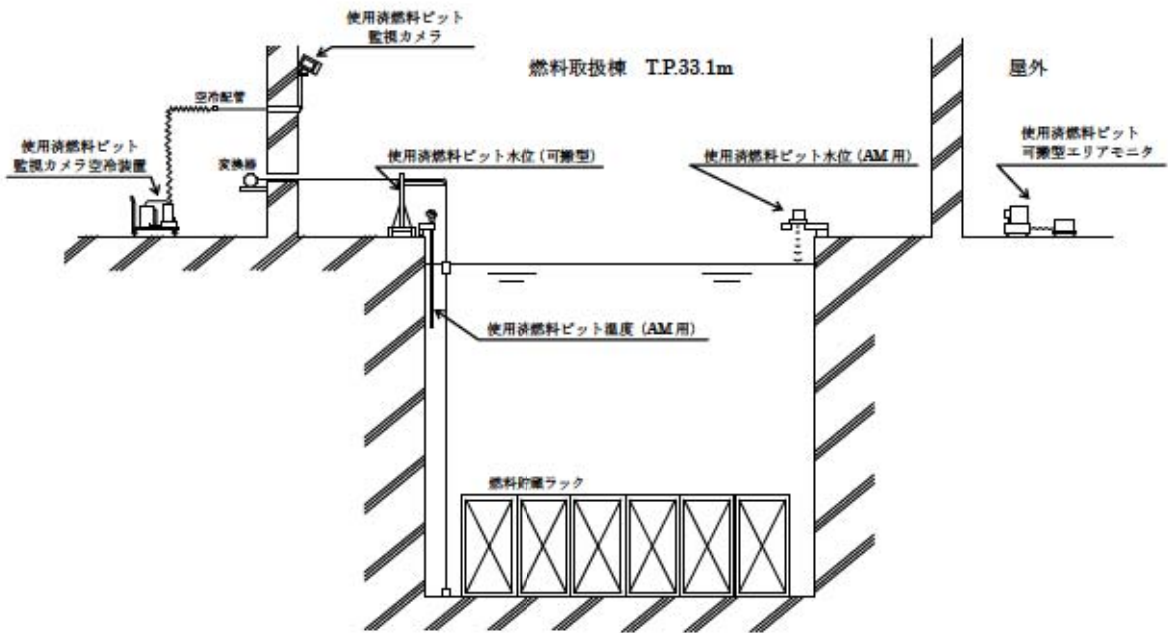
※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1. 11. 32 図 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

(2 / 2)



第 1.11.33 図 使用済燃料ピット状態監視 概略系統 (1)



第 1. 11. 34 図 使用済燃料ピット状態監視 概略系統 (2)

		経過時間 (時間)			
		1	2	3	4
手順の項目	要員(数)	約2時間 使用済燃料ピット状態の監視開始 ▽			
可搬型設備による 使用済燃料ピット の状態監視	災害対策要員	2	移動, 可搬型水位計運搬, 設置		
	災害対策要員	2	移動, 可搬型エリアモニタ運搬, 設置 監視カメラ空冷装置準備	→	

第 1. 11. 35 図 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

タイムチャート

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
燃料取替用水ポンプ	常設	Sクラス	約46m ³ /h (1台当たり)	65m	2台
燃料取替用水ピット	常設	Sクラス	約2000m ³	—	1基
2次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	265m ³ /h	92m	2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
1次系補給水ポンプ	常設	Cクラス	45m ³ /h	95m	2台
1次系純水タンク	常設	Cクラス	約360m ³	—	1基
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
ろ過水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³ (1基当たり)	—	2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
代替給水ピット	常設	Cクラス	約473m ³	—	1基
原水槽	常設	Cクラス	約5000m ³ /基	—	2基
可搬型スプレイノズル	可搬	—	—	—	2台+予備2台
ガスケット材 ガスケット接着剤 ステンレス鋼材 吊り下ろしロープ	可搬	—	—	—	1式
使用済燃料ピット水位	常設	Cクラス	—	—	2台
使用済燃料ピット温度	常設	Cクラス	—	—	2台
使用済燃料ピットエリアモニタ	常設	Cクラス	—	—	1台
携帯型水温計	可搬	—	—	—	1台
携帯型水位計	可搬	—	—	—	1台
使用済燃料ピット監視用携帯型 ロープ式水位計	可搬	—	—	—	1台

使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について

想定事故1においては使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能喪失により、想定事故2においては冷却系配管の破断によりそれぞれ使用済燃料ピット水位が徐々に低下する事象を想定している。

本資料では、水位の低下により、遮蔽設計基準値（ピット水面線量率 0.15mSv/h）に相当する水位に達するまでの時間を評価し、可搬型大型送水ポンプ車による注水までの時間的余裕が確保されていることを示すものである。

本資料における評価内容を下表に示す。

運転状態	ピット間の接続状態	使用済燃料ピットゲート状態	記載箇所	評価結果 ^{※2}	
				想定事故1	想定事故2
定期検査中 (燃料取出状態)	キャスクピットのみ水抜き状態	正常	本文	約1.5日	約0.9日
		外れた場合	参考3	約1.1日	
運転中 (燃料装荷状態)	燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルが水抜き状態 ^{※1}	正常	参考2	約3.2日	約2.0日
		外れた場合	参考3	約1.6日	

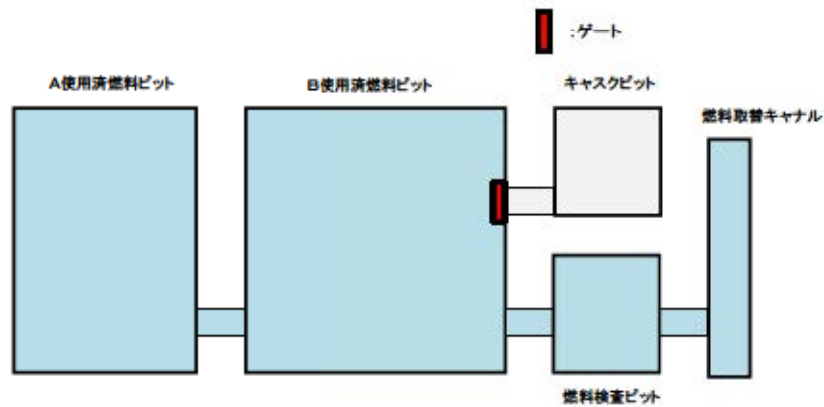
※1：燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルとキャスクピットを同時に水抜き状態にすることはない。

※2：遮蔽設計基準値に相当する水位に達するまでの時間。

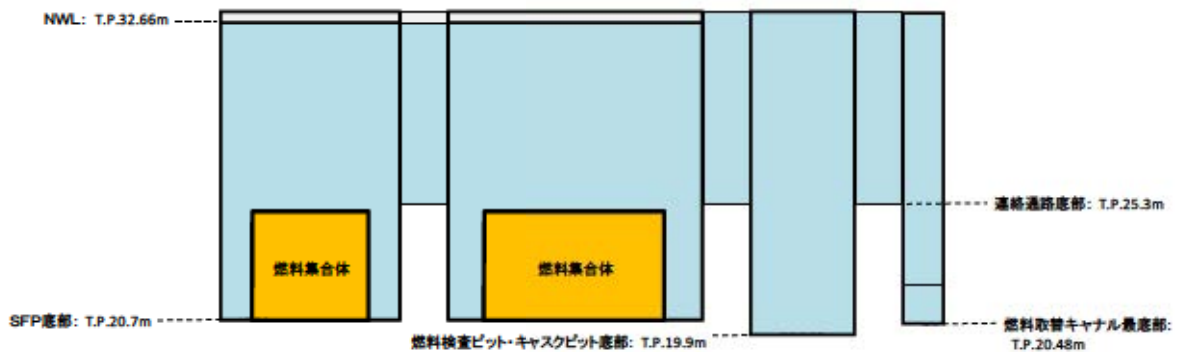
以下、最も厳しい評価として、使用済燃料ピットの燃料の崩壊熱が最大となる定期検査中の燃料取出直後における想定事故1及び想定事故2に対する評価結果を示す。

<評価における前提条件>

号機	泊3号機
燃料仕様	ウラン燃料 (最高燃焼度: 55GWd/g、ウラン燃料: 4.8wt%) (3号機) (最高燃焼度: 55GWd/g、ウラン燃料: 4.8wt%) (1, 2号機) MOX燃料 (3号機) (最高燃焼度: 45GWd/t)
貯蔵体数/熱負荷 (安全側に燃料取出直後の熱負荷とする) (添付1)	貯蔵体数: 1,440体/熱負荷 11.508MW
事象発生時のピット水温	40℃ (定期検査に伴う燃料取出中の通常水温)
必要遮蔽厚	4.25m (添付2)
ピット間の接続状態	<ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピット (Aピット、Bピット)、燃料取替チャンネル、燃料検査ピットは、定期検査中 (燃料取出状態) 水張り状態である。 ・沸騰までに要する時間の評価については、安全側にAピットおよびBピットの相互の保有水の混合は考慮せず、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態として評価する。 ・水位低下時間の評価においては、Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル、燃料検査ピットが接続された条件とする。



使用済燃料ピット概略図 (平面図)



使用済燃料ピット概略図 (断面図)

1. 想定事故1 (使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能喪失)

○使用済燃料ピット保有水高さと遮蔽機能について

燃料頂部より約4.25m水位を有していれば、使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋内の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)以下となるため、許容水位低下量は約3.37mとなるが、安全側に3.3mとする。

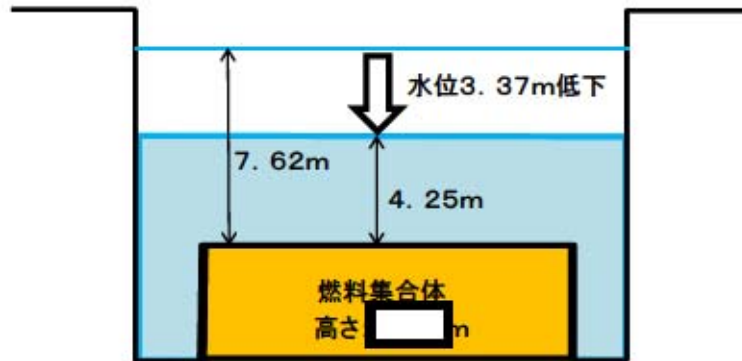


図4.1.1 使用済燃料ピット水位概略図

水位低下時間評価結果

		評価結果
① 3.3m分の評価水量		
	Aピット	約210m ³
	Bピット	約310m ³
	A, Bピット間	約5m ³
	燃料取替チャンネル	約45m ³
	燃料検査ピット	約60m ³
	合計	約630m ³
② 事象発生からAピットが沸騰するまでの時間(注)		約4.9時間
③ 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発水量		約19.16m ³ /h
④ 事象発生から蒸発により3.3m水位が低下する時間		約1.5日

(注) Aピット, Bピットそれぞれに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、より沸騰までの時間が厳しいAピットの値を採用。

(Aピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した場合の崩壊熱: 9.813MW、この場合のBピットの崩壊熱: 1.695MW)

: 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

(評価結果)

給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約 4.2 時間後に沸騰する。沸騰による使用済燃料ピット水の蒸発水量は約 $19.16\text{m}^3/\text{h}$ であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位 3.3m 分の水量約 630m^3 が蒸発するまで約 1.5 日の時間を要する。

なお、使用済燃料ピット水が沸騰するまでの時間は、AピットおよびBピットの相互の保有水の混合は考慮せず、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、より沸騰までの時間が厳しいAピットの値を採用している。実際にはAピットの水が沸騰した時点で、発熱量の小さな燃料を保管しているBピットの水は沸騰に到っていないが、本評価に当たっては、計算過程の単純性および保守性確保の観点で、Bピット水が沸騰するまでの時間は無視している。添付3において、このBピット水の沸騰するまでの時間を考慮した詳細評価の結果を示す。重大事故等対策として用いる可搬型大型送水ポンプ車による注水流量は $47\text{m}^3/\text{h}$ であり、蒸発水量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が 3.3m 低下するまでに給水を行うことで、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約 0.970 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

泊3号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定した実効増倍率は約 0.970 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット (使用済燃料ラック : B-SUS 製ラック) 内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。その結果、純水冠水状態 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、実効増倍率は約 13% Δk 低下することから、十分に未臨界は維持される

2. 想定事故2（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）

○使用済燃料ピット保有水高さと遮蔽機能について

使用済燃料ピット入口配管にはサイフォン効果を解除する効果が期待できる配管が備え付けられており（A、Bピット各1本）、弁等の機器は設置されていない単管であることから、使用済燃料ピット水位がこれらの配管高さまで低下すれば入口配管に生じるサイフォン効果は解除される。

そのため、使用済燃料ピット冷却系配管に破断が生じた場合に最も水位が低下する事象として、使用済燃料ピット出口配管の破断を想定し、出口配管高さ（約 \square m）に水位が到達すれば冷却材の流出は停止する。漏えい停止後の水位と使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽基準値（0.15mSv/h）に相当する水位までの差は約2.02mとなるが、より安全側に2.0mとする。

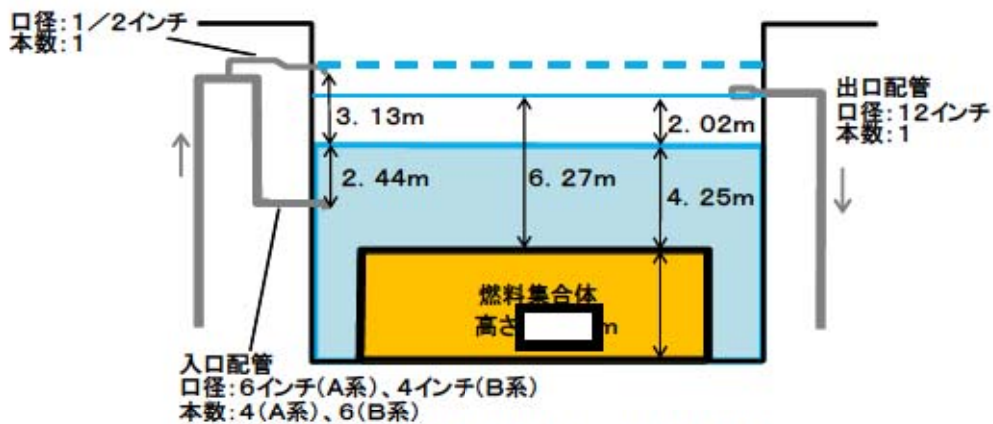


図4.1.2 使用済燃料ピット水位概略図

水位低下時間評価結果

		評価結果
① 約2.02m分の評価水量		
	Aピット	約120m ³
	Bピット	約180m ³
	A, Bピット間	約3m ³
	燃料取替チャンネル	約23m ³
	燃料検査ピット	約36m ³
	合計	約362m ³
② 事象発生からAピットが沸騰するまでの時間 ^(注)		約4.2時間
③ 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発水量		約19.16m ³ /h
④ 事象発生から蒸発により約2.02m水位が低下する時間		約0.9日

(注) Aピット、Bピットそれぞれに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、より沸騰までの時間が短いAピットの値を採用。

(Aピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した場合の崩壊熱：9.813MW、この場合のBピットの崩壊熱：1.695MW)

\square ：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

(評価結果)

給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約4.2時間後に沸騰する。沸騰による使用済燃料ピット水の蒸発水量は約 $19.16\text{m}^3/\text{h}$ であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位 2.0m 分の水量約 362m^3 が蒸発するまで約0.9日の時間を要する。

なお、使用済燃料ピット水が沸騰するまでの時間は、AピットおよびBピットの相互の保有水の混合は考慮せず、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、より沸騰までの時間が厳しいAピットの値を採用している。実際にはAピットの水が沸騰した時点で、発熱量の小さな燃料を保管しているBピットの水は沸騰に到っていないが、本評価に当たっては、計算過程の単純性および保守性確保の観点で、Bピット水が沸騰するまでの時間は無視している。添付3において、このBピット水の沸騰するまでの時間を考慮した詳細評価の結果を示す。重大事故等対策として用いる可搬型大型送水ポンプ車による注水流量は $47\text{m}^3/\text{h}$ であり、蒸発水量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が 2.0m 低下するまでに給水を行なうことで、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.970であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

泊3号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定した実効増倍率は約0.970（水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ ）であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット（使用済燃料ラック：B-SUS製ラック）内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。その結果、純水冠水状態（水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$ ）から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、実効増倍率は約 $13\% \Delta k$ 低下することから、十分に未臨界は維持される。

以上

燃料取替スキーム

使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷 (停止時)

取出燃料	泊 3 号炉燃料						泊 1, 2 号炉燃料			
	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間	ウラン燃料		ウラン燃料 取出 燃料数	崩壊熱 (MW)
		取出 燃料数	崩壊熱 (MW)	取出 燃料数	崩壊熱 (MW)					
今回取出	7.5日	16体	0.978	39体	1.712	—	—	—	—	
今回取出	7.5日	16体	1.110	39体	1.855	—	—	—	—	
今回取出	7.5日	8体	0.571	39体	1.988	—	—	—	—	
1 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 1+7.5日	※1	0.176	39体	0.234	—	—	—	—	
2 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 2+7.5日	※1	0.088	39体	0.127	2年	40体×2	0.256	—	
3 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 3+7.5日	※1	0.062	39体	0.084	(13ヶ月+30日) × 1+2年	40体×2	0.168	—	
4 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 4+7.5日	※1	0.053	39体	0.064	—	—	—	—	
5 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 5+7.5日	※1	0.049	—	—	—	—	—	—	
6 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 6+7.5日	※1	0.047	—	—	—	—	—	—	
7 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 7+7.5日	※1	0.045	—	—	—	—	—	—	
・・・	・・・	・・・	・・・	—	—	—	—	—	—	
59 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 59+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—	
60 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 60+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—	—	
61 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 61+7.5日	8体	0.013	—	—	—	—	—	—	
小計	—	1008体	5.020	273体	6.064	—	160体	0.424	—	
合計	取出燃料体数 ^{#2}	1,441体		崩壊熱		11,508MW				

※ 1 : 2 回照射 MOX 燃料 8 体、3 回照射 MOX 燃料 8 体 ※ 2 : 泊発電所 3 号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は 1440 体

○ 崩壊熱による保有水蒸発量

(1) 評価方法

崩壊熱による使用済燃料ピット水の保有水蒸発量は、使用済燃料ピット保管燃料の崩壊熱Qによる保有水の蒸発水量 $\Delta V / \Delta t$ [m³/h]として、以下の式で計算した。

$$\Delta V / \Delta t \text{ [m}^3\text{/h]} = Q \text{ [MW]} \times 10^3 \times 3,600 / (\rho \text{ [kg/m}^3\text{]} \times hfg \text{ [kJ/kg]}) \text{ }^{*1}$$

ρ (飽和水密度) : 958kg/m³*2

hfg (飽和水蒸発潜熱) : 2,256.5kJ/kg*3

Q (使用済燃料ピット崩壊熱) : 11.508MW*4

*1 : $(\rho \times \Delta V)$ [kg]の飽和水が蒸気になるための熱量は $hfg \times (\rho \times \Delta V)$ [kJ]で、使用済燃料の Δt 時間あたりの崩壊熱量 $Q \Delta t$ に等しい。

なお、保有水は保守的に大気圧下での飽和水 (100℃) として評価している。

*2 : 物性値の出典 国立天文台編 2011年「理科年表」

*3 : 1999 日本機械学会蒸気表

*4 : 燃料取出スキーム参照

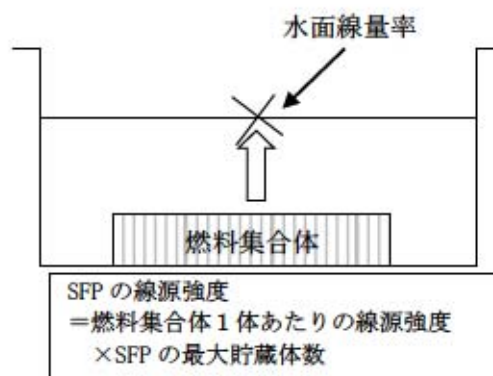
(2) 評価結果

崩壊熱による保有水蒸発量=19.16m³/h となる。

放射線の遮蔽が維持される水位について

1. 使用済燃料の線源強度

使用済燃料の線源強度は、工事計画認可申請書の生体遮蔽装置用の計算に用いている原子炉停止後100時間の線源強度を使用しており、使用済燃料ピットに貯蔵されている全ての燃料集合体に対して適用している。これは、泊発電所にて使用される燃料について、ORIGEN2コードを用いて計算した結果を包含する保守的な値であることを確認している。



2. 水面線量率

線量率は、点減衰核積分コードである SPAN-SLAB コードを用いて計算している。計算式は以下のとおりである。

$$D(E) = \int_V K(E) \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E) \cdot e^{-b} dV$$

ここで、

D(E) : 線量率 (mSv/h)

S(E) : 線源強度 (MeV/cm²/s)

K(E) : 線量率の換算係数 ((mSv/h)/(MeV/cm²/s))

B(E) : ビルドアップファクタ

$$B(E) = A \cdot e^{(-\alpha_1 \cdot b)} + (1-A) \cdot e^{(-\alpha_2 \cdot b)}$$

A、 α_1 、 α_2 は定数

r : 線源から計算点までの距離 (cm)

V : 線源体積 (cm³)

b : 減衰距離

$$b = \sum_i \mu_i \cdot t_i$$

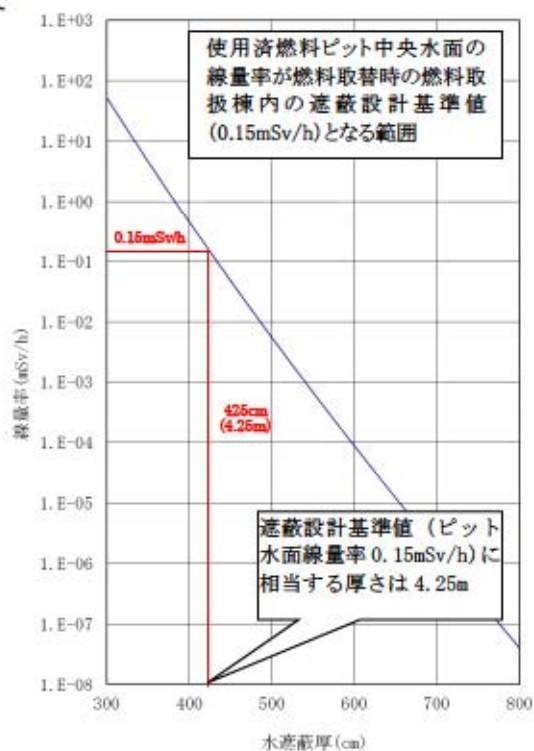
μ_i : 物質 i の線減衰係数 (cm⁻¹)

$$\mu_i = (\mu/\rho)_i \cdot \rho_i$$

(μ/ρ)_i : 物質 i の質量減衰係数 (cm²/g)

ρ_i : 物質 i の密度 (g/cm³)

t_i : 物質 i の透過距離 (cm)



水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率

※水温 52℃、燃料有効部からの評価値
100℃の水を考慮した場合、必要水厚は約11cm増加するが、本評価では燃料有効部から [] 余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮蔽を考慮していないことから、評価上の余裕に包含される。

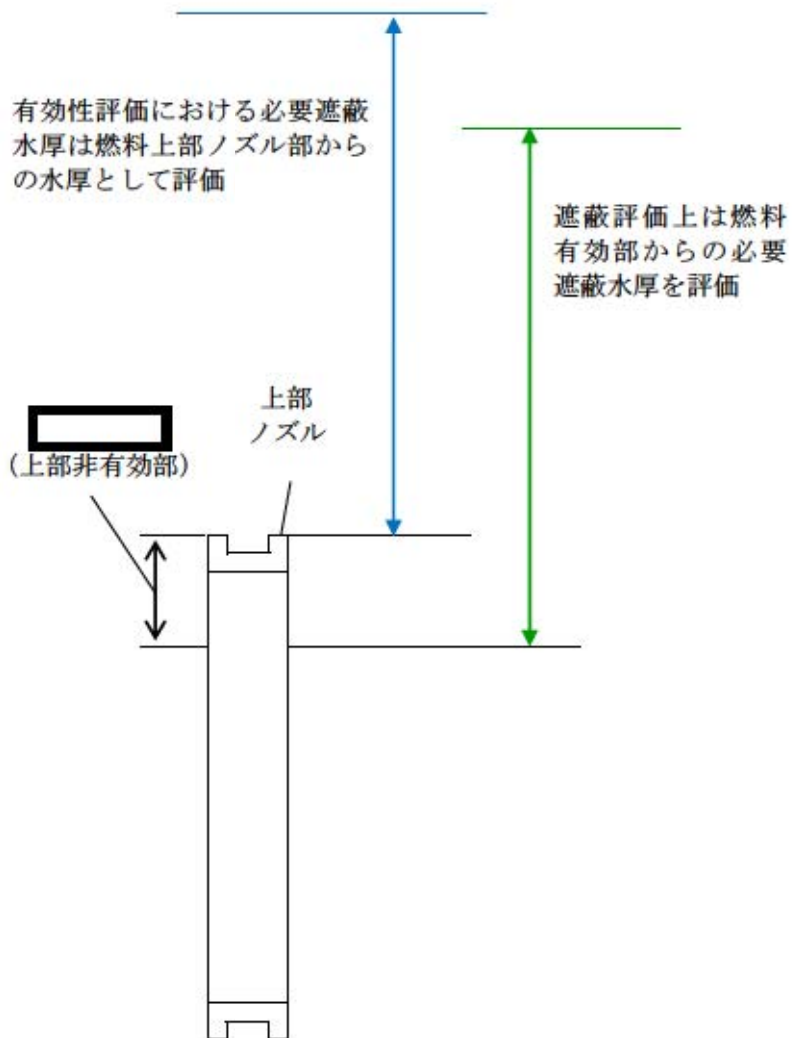
[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

必要遮蔽水厚の設定について

前項のグラフは水温 52℃、燃料有効部からの評価値であるが、仮に 100℃の水を想定した場合、必要水遮蔽水厚は約 11cm 増加する。

しかし、水の密度は温度上昇により低下（水 52℃ : 0.987g/cm³、水 100℃ : 0.958g/cm³）し体積は増加するため、52℃の使用済燃料ピット水が 100℃となった場合は使用済燃料ピット水位は約 30cm 増加する。よって、必要水遮蔽厚の増加分 11cm は、温度上昇に伴う水位増加分に包含される。

なお、下図に示すとおり、有効性評価における必要遮蔽水厚は燃料上部ノズル上端からの水厚としている。遮蔽評価上は燃料有効部からの必要遮蔽水厚を評価するため、上部ノズル上端から燃料有効部までの上部非有効部は が余裕となる。



燃料集合体および必要遮蔽水厚の寸法概略図

: 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。

使用済燃料ピットの水位低下時間の詳細評価について

泊 3 号炉の使用済燃料ピット水位がNWL-3.3mに低下するまでの時間は、①水が沸騰するまでの時間と、②水の蒸発時間の合計であり、以下の式で計算する。

$$\text{①または②の時間[h]} = \frac{\text{水量[m}^3\text{]} \times \text{水密度[kg/m}^3\text{]} \times \text{エンタルピー変化[kJ/kg]}}{\text{崩壊熱[MW]} \times 1000 \times 3600}$$

①または②の時間は下記の条件で評価する。

- ・ ①の時間評価は、AピットおよびBピット、さらに燃料取替キャナルおよび燃料検査ピット相互の保有水の混合は考慮しない。したがって、沸騰までの評価結果が厳しくなるように、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定する。
- ・ ②の時間評価は、以下の②-1と②-2の合計の時間を想定する。
 - ②-1：沸騰までの時間が早いピットで、蒸発により水位が NWL-3.3m まで低下する時間
 - ②-2：沸騰までの時間が早いピットとつながる他ピットから水が流れ込み、温度が上昇・沸騰して蒸発により水位が NWL-3.3m まで低下する時間。なお、他ピットから流れ込む水の水温は、①で片側のピットが沸騰するまでの時間に、もう一方のピットに貯蔵される燃料の崩壊熱による水温上昇を考慮して設定する。

(1) ①の時間評価について

<評価条件>

		Aピット	Bピット
水量	想定事故 1	720m ³ (図 1 の領域 1-1, 1-2, 1-3 の合計)	1030m ³ (図 1 の領域 3-1, 3-2, 3-3 の合計)
	想定事故 2	630m ³ (図 2 の領域 1-1, 1-2, 1-3 の合計)	900m ³ (図 2 の領域 3-1, 3-2, 3-3 の合計)
水密度 (100℃)		958kg/m ³	
エンタルピー変化		251.6kJ/kg ^{※1}	
崩壊熱		9.813MW ^{※2}	10.382MW ^{※3}

- ※ 1：100℃の飽和水エンタルピーと 40℃の飽和水エンタルピーの差
- ※ 2：Aピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した場合の崩壊熱
- ※ 3：Bピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した場合の崩壊熱

<評価結果>

		Aピット	Bピット
想定事故 1		約 4.9 時間	約 6.6 時間
想定事故 2		約 4.2 時間	約 5.8 時間

(2) ②-1、②-2の時間評価について

＜評価条件＞

		②-1 (Aピット)	②-2 (他ピット)
水量	想定事故1	210m ³ (図1の領域1-1)	420m ³ (図1の領域2-1, 3-1, 4-1, 5-1の合計)
	想定事故2	120m ³ (図2の領域1-1)	242m ³ (図2の領域2-1, 3-1, 4-1, 5-1の合計)
水密度 (100℃)		958kg/m ³	
エンタルピー変化		2256.5kJ/kg ^{※4}	(100℃到達まで) 209.8kJ/kg ^{※5} (100℃～蒸発まで) 2256.5kJ/kg ^{※4}
崩壊熱		11.508MW ^{※6}	

※4：100℃の飽和蒸気エンタルピーと100℃の飽和水エンタルピーの差 (Aピット水)

※5：100℃の飽和水エンタルピーと50℃ (注1参照) の飽和水エンタルピーの差 (他ピット水)

※6：A, Bピット合計の崩壊熱

注1：Aピットに流れ込む他ピット水の水温について

(1)のAピット100℃到達時間におけるBピット水の水温は、この場合のBピットの崩壊熱11.508MW-9.813MW=1.695MWおよびBピット水量より、以下に示すとおり想定事故1および想定事故2共に約48℃となる。

	想定事故1	想定事故2
Aピット100℃到達時間	4.9時間	4.2時間
Bピット水量	1030m ³	900m ³
崩壊熱	1.695MW	
水密度 (100℃)	958kg/m ³	
エンタルピー変化	30.38kJ/kg	30.42 kJ/kg
Aピット100℃到達時の Bピット水溫	約48℃	約48℃

よって、(2)の蒸発時間評価において他ピットから流れ込む水の水溫は、48℃に余裕をみて評価上50℃と設定した。

＜評価結果＞

【想定事故1】

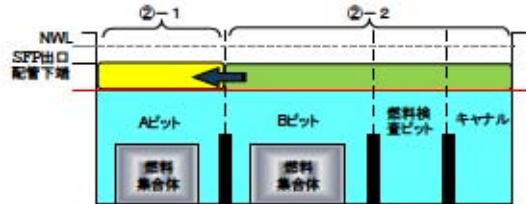
②-1 水位低下時間 (Aピット)		②-2 水位低下時間 (他ピット)	
	評価結果		評価結果
①3.3m分の評価水量 (Aピット)	約210m ³	④3.3m分の評価水量 (他ピット)	約420m ³
②崩壊熱による蒸発水量	約19.16m ³ /h	Bピット	約310m ³
③3.3m水位低下時間 (①/②)	約10.9時間	A, Bピット間	約5m ³
		燃料取替チャンネル	約45m ³
		燃料検査ピット	約60m ³
		⑤評価水量が50℃から100℃に達する時間	約2.0時間
		⑥崩壊熱による蒸発水量	約19.16m ³ /h
		⑦3.3m水位低下時間 (④/⑥)	約21.98時間
		⑧合計 (⑤+⑦)	約23.98時間

②-1：Aピットの水の蒸発
②-2：他ピットから流れ込む水の蒸発

【想定事故 2】

②-1 水位低下時間 (Aピット)

	評価結果
①2.0m分の評価水量 (Aピット)	約120m ³
②崩壊熱による蒸発水量	約19.16m ³ /h
③2.0m水位低下時間 (①/②)	約6.2時間



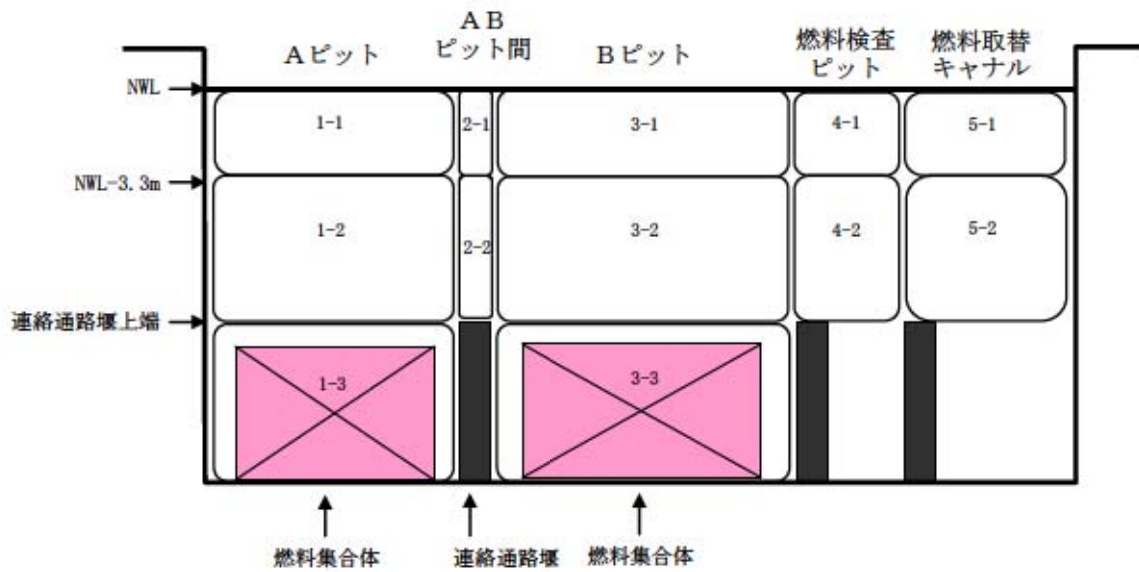
(イ) : Aピットの水の蒸散
(ロ) : 他ピットから流れ込む水の蒸散

②-2 水位低下時間 (他ピット)

	評価結果
④2.0m分の評価水量 (他ピット)	約242m ³
Bピット	約180m ³
A, Bピット間	約3m ³
燃料取替チャンネル	約23m ³
燃料検査ピット	約36m ³
⑤評価水量が50°Cから100°Cに達する時間	約1.1時間
⑥崩壊熱による蒸発水量	約19.16m ³ /h
⑦2.0m水位低下時間 (④/⑥)	約12.6時間
⑧合計 (⑤+⑦)	約13.7時間

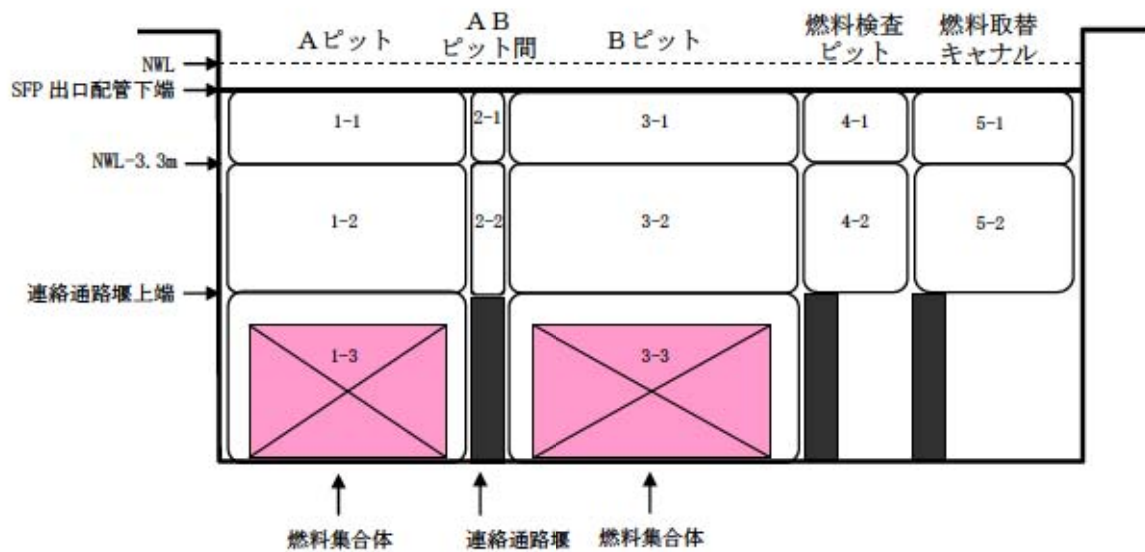
(3) 水位低下時間評価結果

	NWL-3.3m までの水位低下時間
想定事故 1	約 39.7 時間
想定事故 2	約 24.1 時間



Aピット		A Bピット間		Bピット		燃料検査ピット		燃料取替チャンネル	
領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量
1-1	210m ³	2-1	5m ³	3-1	310m ³	4-1	60m ³	5-1	45m ³
1-2	280m ³	2-2	5m ³	3-2	390m ³	4-2	80m ³	5-2	65m ³
1-3	230m ³			3-3	330m ³				

図1 評価に用いた使用済燃料ピット等の水量 (想定事故1)



Aピット		ABピット間		Bピット		燃料検査ピット		燃料取替キャナル	
領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量	領域	水量
1-1	120m ³	2-1	3m ³	3-1	180m ³	4-1	36m ³	5-1	23m ³
1-2	280m ³	2-2	5m ³	3-2	390m ³	4-2	80m ³	5-2	65m ³
1-3	230m ³			3-3	330m ³				

図2 評価に用いた使用済燃料ピット等の水量（想定事故2）

（参考）計算条件の保守性について

本計算においては、燃料損傷対策の有効性を確認するにあたり、水位低下の時間評価では評価結果が厳しくなるように、片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、使用済燃料からの崩壊熱については、すべて使用済燃料ピット水の温度上昇及び蒸発に寄与するとして評価結果が厳しくなるような条件設定としている。

100℃まで温度上昇する過程においては、ピット水温度の不均一が生じることも考えられるが、崩壊熱は最終的に全て水の温度上昇および蒸発に費やされるエネルギーとなることから、トータルの水位低下時間には影響しない。

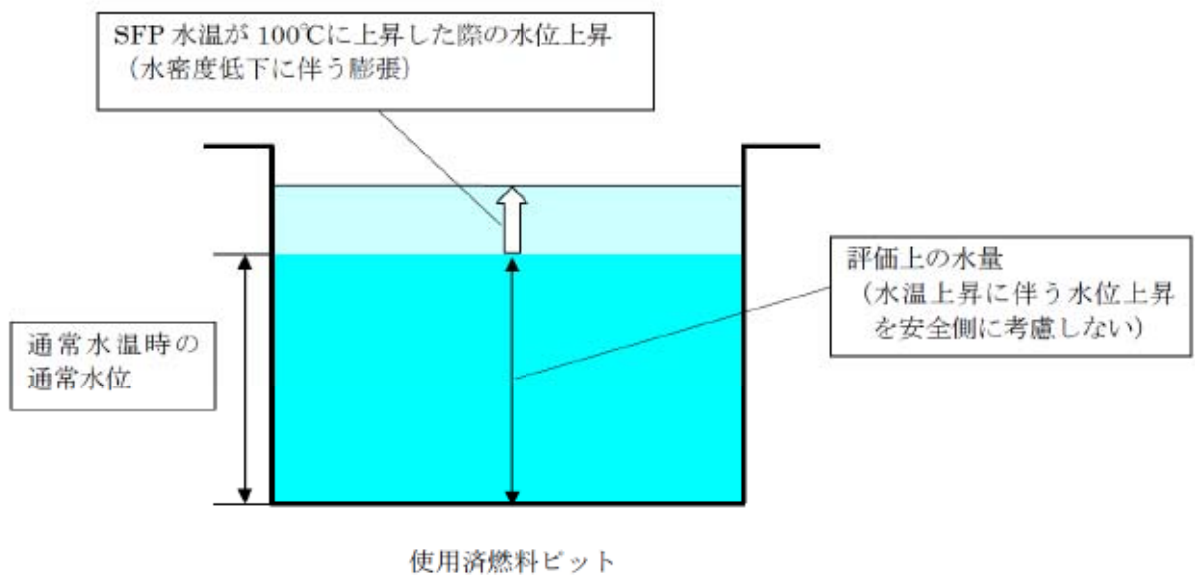
また、計算に使用する崩壊熱は、保守的に発熱の大きいMOX燃料が支配的になる貯蔵条件を想定し、時間の経過による崩壊熱の減衰は考慮していない。

更に、事象発生から可搬型大型送水ポンプ車によるSFPへの給水準備完了までは11.3時間であり、本評価結果と比較して十分な余裕があることから、本想定事故に係る燃料損傷対策の有効性は十分確認できる。

100℃の水密度を用いて評価することの保守性について

使用済燃料ピット水の温度は40℃から100℃まで上昇するが、評価においては水密度として100℃の値を使用している。

温度上昇に伴い使用済燃料ピット水が膨張するため水位は上昇するが、評価ではこの水位上昇を考慮せずに水密度は膨張後の値を使用しているため、安全側の評価となる。



使用済燃料ピットの水位低下時間評価の保守性について

有効性評価における使用済燃料ピット水位低下時間評価は、沸騰までの評価結果が厳しくなるように片側のピットに発熱量の高い燃料を選択的に貯蔵した状態を想定し、AピットとBピット、燃料取替チャンネルおよび燃料検査ピット相互の保有水の混合は考慮しないで評価している。

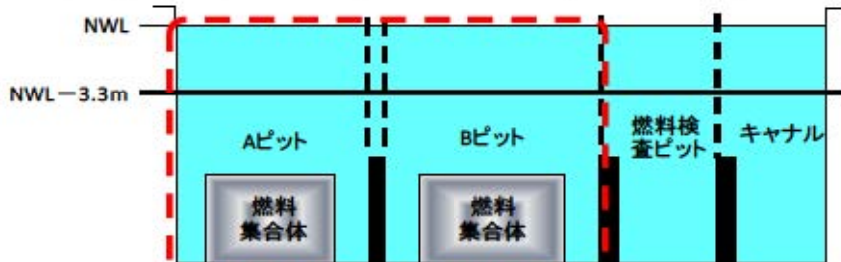
ここでは、沸騰するまでの評価でAピット、Bピットを平均化した場合の沸騰までの時間及び水位がNWL-3.3mまで低下する時間を評価し、有効性評価の水位低下時間の保守性を確認する。

1. 想定事故 1

(1) SFPの水(初期水温40℃)が100℃に到達するまでの時間をA、Bピット合計水量で評価した結果、約10.2時間となる。

100℃到達時間評価結果

	水量		崩壊熱	評価結果
	各ピット	合計		
Aピット	約720m ³	約1,760m ³	11.508MW	約10.2時間
Bピット	約1,030m ³			
A, Bピット間	約10m ³			



：100℃までの温度上昇で考慮する水量

(2) SFP水の100℃到達後、蒸発により水位がNWL-3.3mまで低下するまでの時間は、NWL-3.3mまでの水量より評価した結果、約32.8時間となる。



：蒸発時間評価で考慮する水量

		評価結果
3.3m分の評価水量		約630m ³
	Aピット	約210m ³
	Bピット	約310m ³
	A, Bピット間	約5m ³
	燃料取替チャンネル	約45m ³
	燃料検査ピット	約60m ³
崩壊熱による蒸発水量		19.16m ³ /h
3.3m水位低下時間		約32.8時間

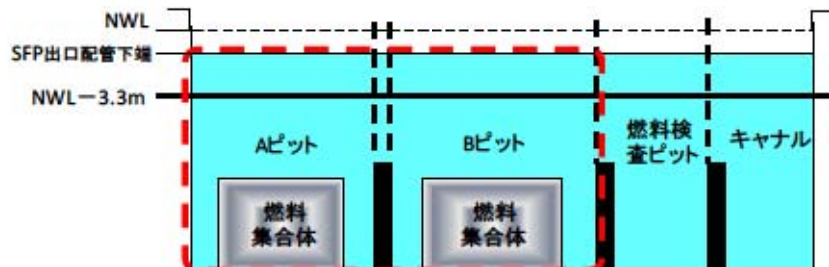
(1)、(2)より事象発生から水位がNWL-3.3mまで低下する時間は約10.2時間+約32.8時間=約43.0時間(約1.8日)となり、想定事故1における評価結果約1.5日に保守性があることを確認した。

2. 想定事故2

(1) SFPの水(初期水温40℃)が100℃に到達するまでの時間を、A、Bピット合計水量で評価した結果、約8.9時間となる。

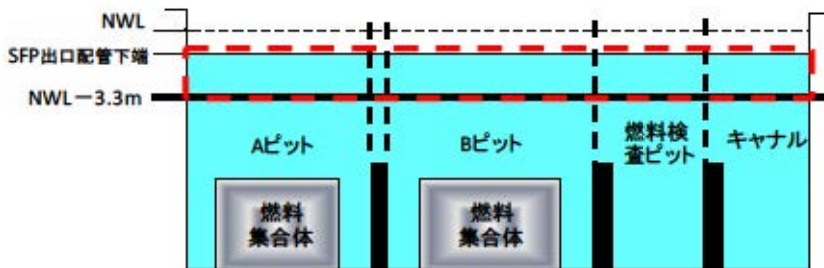
100℃到達時間評価結果

	水量		崩壊熱	評価結果
	各ピット	合計		
Aピット	約630m ³	約1,538m ³	11.508MW	約8.9時間
Bピット	約900m ³			
A, Bピット間	約8m ³			



：100℃までの温度上昇で考慮する水量

(2) SFP水の100℃到達後、蒸発により水位がNWL-3.3mまで低下するまでの時間は、NWL-3.3mまでの水量より評価した結果、約18.8時間となる。



：蒸発時間評価で考慮する水量

		評価結果
3.3m分の評価水量		約362m ³
	Aピット	約120m ³
	Bピット	約180m ³
	A, Bピット間	約3m ³
	燃料取替キャナル	約36m ³
	燃料検査ピット	約23m ³
崩壊熱による蒸発水量		19.16m ³ /h
3.3m水位低下時間		約18.8時間

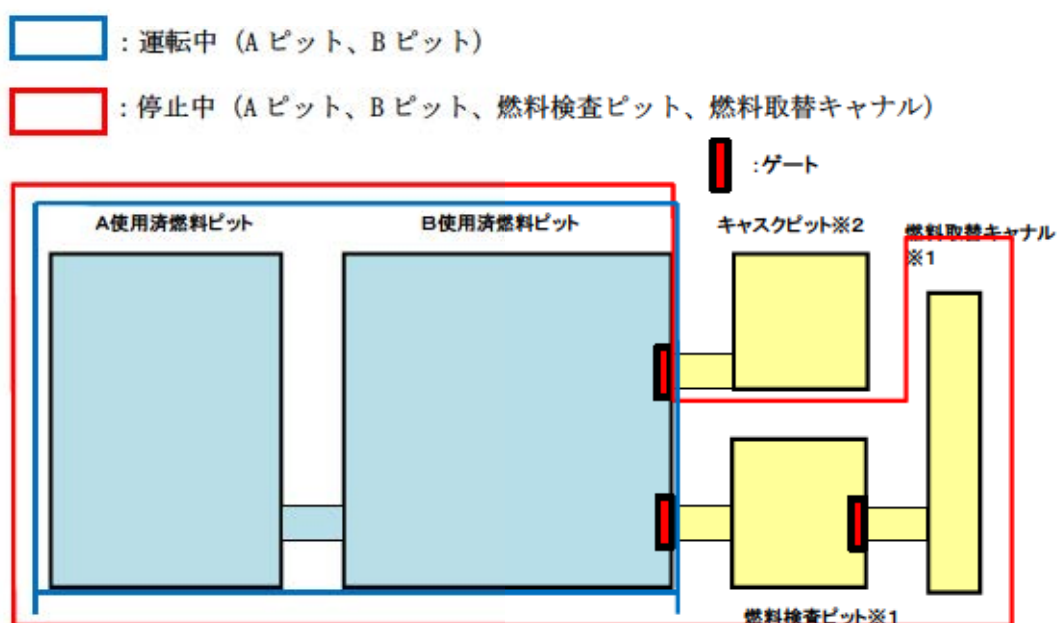
(1)、(2)よりA、Bピットを平均化した場合を評価したところ、NWL-3.3mまで低下する時間は約27.7時間(約1.2日)となり、有効性評価の想定事故2における評価結果約0.9日に保守性があることを確認した。

使用済燃料ピットに接続されるピットについて

使用済燃料ピットAピットとBピットは、連通堰により常時接続された状態である。Bピットは燃料検査ピット（燃料検査ピットはさらに燃料取替チャンネルと接続）及びキャスクピットと連通堰により繋がっており、使用済燃料ピットゲートによりこれらのピットと仕切ることが可能である。

有効性評価においては、燃料取出中を想定し、AピットとBピットに燃料検査ピットと燃料取替チャンネルが接続され、キャスクピットは使用済燃料ピットゲートにより仕切られ、水がない空の状態を想定している。一方、運転中（燃料装荷後）においては、燃料取替チャンネルにある燃料移送装置の点検のため燃料検査ピットと燃料取替チャンネルの水を抜く場合もある（なお、キャスクピットと燃料検査ピットを同時に水抜き状態にすることはない）ため、運転中は保守的にAピットとBピットのみ接続し、燃料検査ピット、燃料取替チャンネル及びキャスクピットは使用済燃料ピットゲートにより仕切られ、水がない空の状態を想定している。

この期間において想定事故が発生した場合の遮蔽設計基準値（ピット水面線量率0.15mSv/h）に相当する水位に達するまでの時間を評価する。



※1: 定検中は燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルのゲートを外し、使用済燃料ピットに接続(水張り)状態となる

※2: 運転中に燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルを水抜きする場合、キャスクピットは使用済燃料ピットに接続(水張り)状態とする。

泊3号機使用済燃料ピット周辺レイアウト

今回の有効性評価の条件として想定した定検中（燃料取出中）の状態と、運転中（燃料装荷後）の状態に対し、それぞれ表1の条件に基づき評価した結果を表2に示す。使用済燃料ピット水位低下時間評価結果は、今回の評価に用いた定検中（燃料取出中）の状態の方が、運転中（燃料装荷後）に比べて厳しい。

表1 SFP水位低下時間評価条件

	定検中（燃料取出中）	運転中（燃料装荷後）
SFP 崩壊熱	11.508MW ・原子炉停止からの期間：7.5日 ・原子炉から一時的に取り出された燃料全てをSFPに保管	5.122MW ・原子炉停止からの期間：30日 ・原子炉から一時的に取り出されていた燃料のうち、1回及び2回照射燃料は炉心に再装荷
SFPに接続されるピットの状態	Aピット、Bピット、燃料検査ピット及びチャンネル接続	Aピット及びBピット接続
蒸発水量	想定事故1：630m ³ 想定事故2：362m ³	想定事故1：525m ³ 想定事故2：303m ³
SFP 初期水温	40℃	30℃

表2 SFP水位時間評価結果

	定検中（燃料取出中）	運転中（燃料装荷後）
想定事故1	約1.5日	約3.2日
想定事故2	約0.9日	約2.0日

なお、定検中の崩壊熱及びSFP初期温度に対し、SFPと燃料検査ピット及びチャンネルが接続されない状態を想定した場合、SFP水位が放射線の遮蔽を維持できる最低水位まで低下する時間は、想定事故1で約1.3日、想定事故2で約0.8日となる。事象発生からSFPへの注水開始が可能となるまでの時間は11.3時間（約0.5日）であり、十分な裕度がある。

燃料取出スキーム

泊3号機使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷（運転時）

取出燃料	泊3号炉燃料						泊1, 2号炉燃料		
	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間	ウラン燃料		
		取出 燃料数	崩壊熱 (MW)	取出 燃料数	崩壊熱 (MW)		取出 燃料数	崩壊熱 (MW)	
今回取出	—	—	—	—	—	—	—	—	
今回取出	30日	8体	0.376	—	—	—	—	—	
今回取出	30日	8体	0.390	39体	1.094	—	—	—	
1 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 1+30日	※1	0.166	39体	0.224	—	—	—	
2 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 2+30日	※1	0.085	39体	0.124	2年	40体×2	0.256	
3 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 3+30日	※1	0.062	39体	0.081	(13ヶ月+30日) × 1+2年	40体×2	0.168	
4 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 4+30日	※1	0.053	39体	0.063	—	—	—	
5 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 5+30日	※1	0.049	—	—	—	—	—	
6 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 6+30日	※1	0.047	—	—	—	—	—	
7 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 7+30日	※1	0.045	—	—	—	—	—	
...	—	—	—	—	—	
59 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 59+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	
60 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 60+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—	
61 サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日) × 61+30日	8体	0.013	—	—	—	—	—	
小計	—	984体	3.112	195体	1.586	—	160体	0.424	
合計	取出燃料体数 ^{※2}	1,339体		崩壊熱		5.122MW			

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 ※2：泊発電所3号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は1440体

1. 使用済燃料ピット (SFP) ゲートについて

SFP ゲートは、ゲート受金具及びゲート受金物により連通部の SFP 壁面に取付け、ピット水からの水圧により SFP 壁面に押し付けられ、ゲートパッキンに面圧が発生し遮水機能を発揮する(図1)。

想定事故1 (使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能喪失) 及び想定事故2 (使用済燃料ピット冷却系配管の破断) において想定される状況においても以下のとおり遮水機能に問題はない。

① ピット水の温度上昇

ゲートパッキン(図2)の材質は耐熱性に優れたシリコンゴムであり、100℃での耐水試験においても硬さ変化等が規格値を満足している。また沸騰により水が流動する状態になるが、水圧と比較するとその影響は僅かであり、遮水機能に影響はない。

② ピット水の水位低下

水位低下が発生した場合も、ピット水面からの深さ対して発生する水圧は同じであり、シール性には影響はない。

③ 地震発生時の影響

SFP ゲートには水圧による大きな力が掛かるが、基準地震動 S_s によりゲートが外れることはない。また、基準地震動 S_s による地震荷重、静水圧及び動水圧(スロッシング荷重)を考慮しても、強度上問題ないが念のため SFP ゲートが外れた場合の評価を行う。



ゲートの設置状況



ゲートパッキンの装着状況

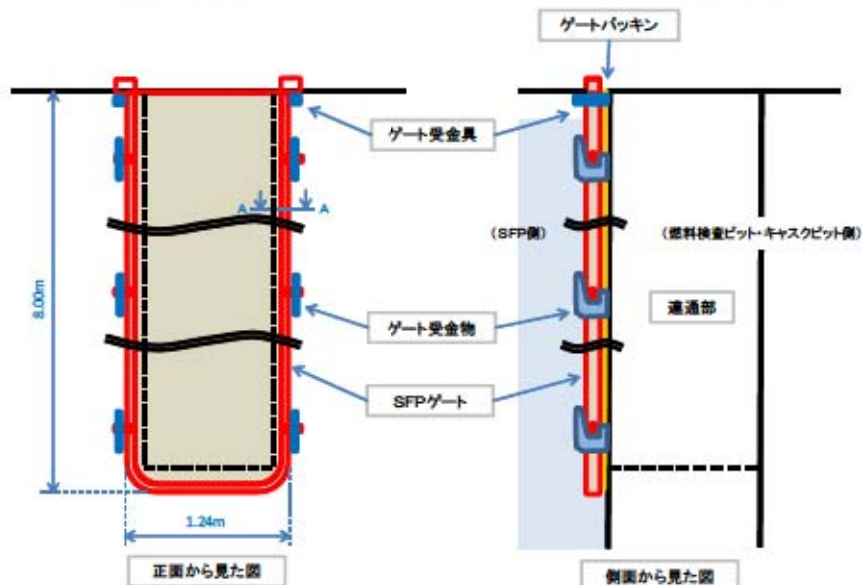


図1 SFP ゲートの概要



ゲート吊上げ作業
(写真は2号機)



ゲートパッキン点検作業
(写真は2号機)

< SFPゲートパッキンについて >

- ・材質：シリコンゴム
⇒耐熱性、耐候性に優れた合成ゴム
- ・100℃での耐水試験において健全性を確認
- ・購入時に、ゴム材質試験、圧縮永久ひずみ試験等により健全性を確認
- ・定検時に外観点検、ゴム硬度確認、漏えい点検により健全性を確認

(ゲート本体材質：アルミニウム)

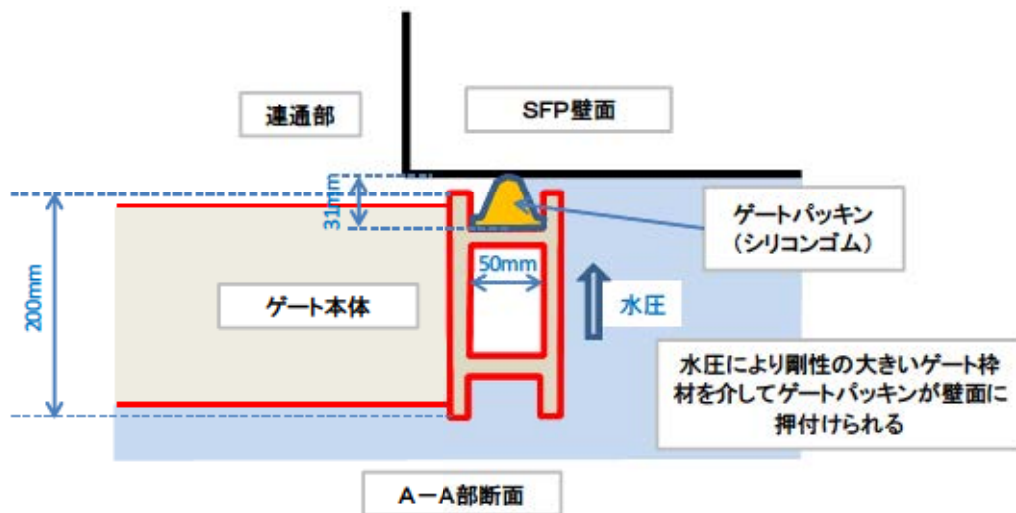
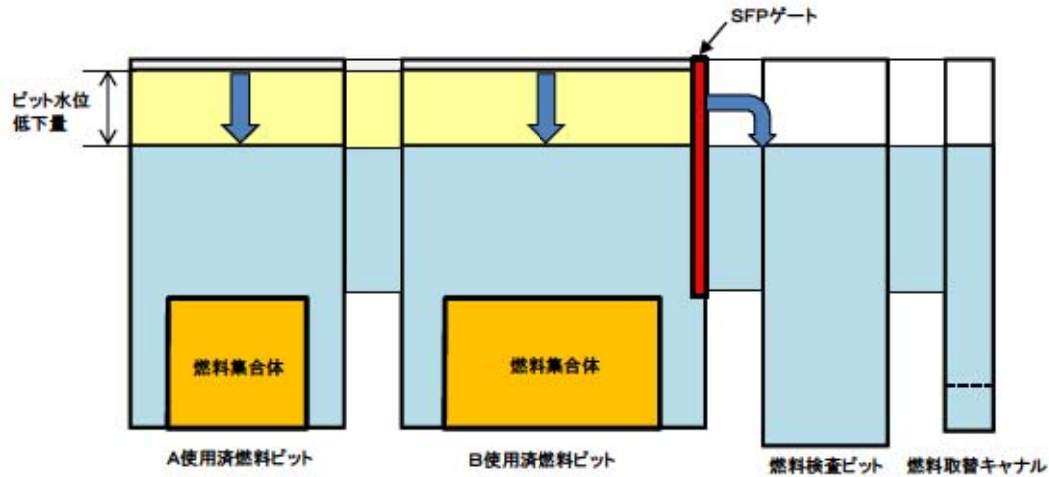


図2 ゲートパッキンの概要

2. 使用済燃料ピットゲートが外れた場合の評価

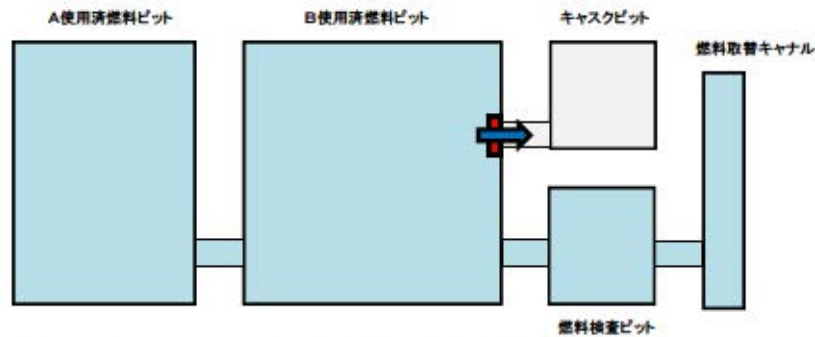
万一、使用済燃料ピットのゲートが外れること等によりゲートが遮水機能を喪失し使用済燃料ピット水が他ピットへ流出した場合の水位低下量、およびこの水位が下がった状態での使用済燃料ピット水の崩壊熱による温度上昇および蒸発による遮蔽設計基準水位までの水位低下時間を評価した。



○評価条件

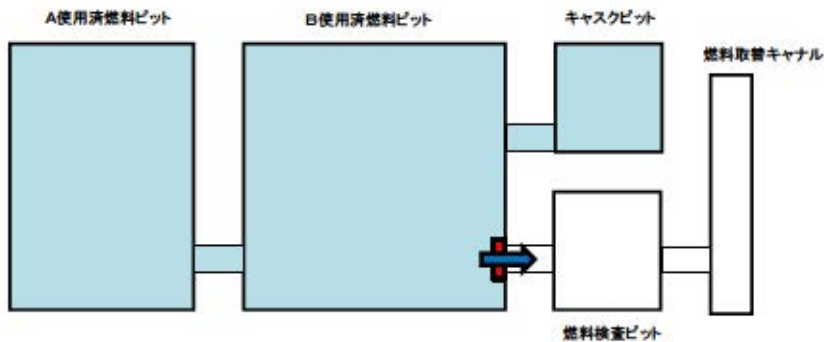
- ・事象発生時の使用済燃料ピット水位はNWLとする。
- ・使用済燃料ピットに接続されるピットの状態は以下のとおりとする。

①定検中：Aピット、Bピット、燃料検査ピット及びキャナル接続



②運転中：Aピット、Bピットおよびキャスクピット^{※1}接続

※1：運転中は、水運用のため燃料検査ピット又はキャスクピットと接続している。本評価では、より容量の小さいキャスクピットと接続しているものとする。



- ・ゲートが外れたと同時に使用済燃料ピット冷却系および補給水系が機能喪失したものとし、使用済燃料ピット水の温度上昇および蒸発による遮蔽設計基準水位までの水位低下時間を評価する。

○評価結果

	ゲートが外れることによるピット水位低下量	NWL-3.3mまでの水位低下時間
定検中	1.2m	約1.1日
運転中	2.2m	約1.6日

万一ゲートの遮水機能が喪失しても水位低下は運転中で2.2mであり、遮蔽設計基準水位を満足できる。また、SFP水が沸騰し遮蔽設計基準水位まで下がる時間は定検中で約1.1日であるが、注水準備に要する時間は11.3時間であるため、水位が遮蔽設計基準水位まで低下する前に給水を開始することが可能である。

使用済燃料ピットの初期水位、初期水温設定について

使用済燃料ピットの水位低下時間評価における初期水位、初期水温は、それぞれ実運用および実測値を踏まえ設定したものである。以下に初期水位、初期水温の条件設定の考え方を示す。

(1) SFP初期水位 (NWL : T.P. 32.66m)

SFP水位は、水位低警報 (NWL-0.08m : T.P. 32.58m) を下回らないよう、通常は水位 NWL±0.05m を目安に管理運用している。よって、最適評価として初期水位を NWL に設定した。

(2) SFP初期水温 (40℃)

SFP初期水温は、燃料取出し完了後の SFP 水温の実測値に基づき設定した。至近の泊発電所における定検時の燃料取出し完了後～燃料装荷までの SFP 水温実測値の最高値を以下に示す。

a. 泊発電所3号機(定検中)

定検回数 (年度)	1回 (2011)	2回 (2012)
SFP 水温	21.8	29.5

(運転中(参考))

年	2009	2010	2011	2012
SFP 水温	25.1	25.9	26.3	12.2

b. 泊発電所1号機(定検中)

定検回数 (年度)	14回 (2007)	15回 (2008)	16回 (2009)	17回 (2011)
SFP 水温	25.0	35.0	23.5	31.8

(運転中(参考))

年	2007	2008	2009	2010	2011
SFP 水温	31.5	26.0	27.5	33.5	15.0

c. 泊発電所2号機(定検中)

定検回数 (年度)	13回 (2008)	14回 (2009)	15回 (2010)	16回 (2011)
SFP 水温	31.5	24.5	29.0	43.0

(運転中(参考))

年	2007	2008	2009	2010	2011
SFP 水温	29.0	29.0	30.0	32.0	29.0

以上に示すとおり、定検中の SFP 水温の最高値は約 21℃～43℃の間で分布しており、最適評価として初期水温を 40℃に設定した。

また、運転中の SFP 水温の最高値は約 12℃～34℃の間で分布しており、最適評価として初期水温を 30℃に設定した。

外部電源の有無の影響について

使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価について、外部電源を喪失した場合の影響を確認した。

1. 使用済燃料ピットの監視機器について

使用済燃料ピットの有効性評価において使用する以下の監視機器等の電源は、(5)および(6)を除き計装用電源に接続されている。

- (1) 使用済燃料ピット水位計 (AM用) (2個)
- (2) 使用済燃料ピット温度計 (AM用) (2個)
- (3) 使用済燃料ピット監視カメラ (1個)
- (4) 使用済燃料ピットエリアモニタ (1個)
- (5) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ (1個)
- (6) 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置 (1台)

外部電源が喪失した場合でも、(1)～(4)の監視機器には計装用電源に接続する蓄電池および自動起動するディーゼル発電機より電源供給が行われるため、監視機器による使用済燃料ピット水位・水温等の継続監視が可能である。また、(5)可搬型モニタはバッテリー駆動、(6)使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は自動起動するディーゼル発電機より電源供給が行われるため、外部電源喪失の影響はない。

2. 使用済燃料ピットへの給水について

使用済燃料ピットへの給水作業に使用する設備は、可搬型大型送水ポンプ車、ホース延長回収車およびホースである。可搬型大型送水ポンプ車およびホース延長回収車は軽油を燃料とするエンジン駆動であり、ホース敷設・接続作業および給水作業において、外部電源喪失の影響は無い。

3. 燃料取扱棟の照明について

燃料取扱棟の照明は、外部電源が喪失した場合に数秒間は全消灯となるものの、ディーゼル発電機の自動起動により照明の約30%が復旧し、カメラ監視および給水作業に必要な照度は確保される。

4. 燃料取扱中の外部電源喪失について

使用済燃料ピットで燃料取扱(吊上げ)中に外部電源喪失または全交流電源喪失が発生した場合、使用済燃料ピットクレーンのホイストは燃料保持のためロックされ、燃料は吊上げ状態のまま落下することなく安全に保持される。

仮にこの状態で使用済燃料ピットの冷却機能および補給水機能喪失事象、または使用済燃料ピット冷却系配管破断が発生した場合、クレーンの電源は常用系のためディーゼル発電機または代替非常用発電機からの給電は見込めないことから、事前に準備しておく仮設の発電機から使用済燃料ピットクレーンへ電源供給を行い、吊上げ状態の燃料をすみやかにラックへ収容する。

仮設の発電機からクレーン電源盤までのケーブル引き回し・接続および燃料のラック収容までの作業時間は約 80 分であるが、水位低下時間がより厳しい想定事故 2 においても事象発生 80 分後のピット水温上昇は 20℃程度であり、吊上げ中の燃料を安全にラックへ収容することが可能である。

以上より、外部電源喪失と同時にピットの冷却機能喪失等の事象が発生した場合においても、使用済燃料ピット水位・水温等の監視およびピットへの給水作業は可能であること、また、仮に燃料取扱中であった場合でも、燃料を安全にラックへ収容できることから、今回の使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価は妥当である。

燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

1. 操作概要

使用済燃料ピットへ注水するための準備として系統構成を行う。

2. 必要要員数および操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 35分

操作時間（実績）： 24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。



燃料取替用水ポンプによる注水系統構成
(原子炉建屋 T.P. 10. 3m)

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. 操作概要

使用済燃料ピットへ注水するための準備として系統構成を行う。

2. 必要要員数および操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（実績）： 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。



2次系補給水ポンプによる
注水系統構成
(原子炉建屋 T. P. 10. 3m)



2次系補給水ポンプによる注水
(原子炉建屋 T. P. 10. 3m)

1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

1. 操作概要

使用済燃料ピットへ注水するための準備として系統構成を行う。

2. 必要要員数および操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 15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
注水系統構成
(原子炉補助建屋 T.P. 17.8m)



1次系補給水ポンプによる注水
(原子炉補助建屋 T.P. 17.8m)

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

1. 操作概要

屋内消火栓を用いて、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水を注水するため、屋内消火栓から使用済燃料ピットまで消防ホースを敷設、接続する。

2. 必要要員数および操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（実績）： 25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。

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～ 3 A-使用済燃料ピット	3m	65A	1本
屋内消火栓～ 3 B-使用済燃料ピット	27m		2本



消防ホース敷設
(原子炉建屋 T.P. 33. 1m)



消防ホース接続
(原子炉建屋 T.P. 33. 1m)



消火ポンプ起動
(原子炉建屋 T.P. 33. 1m)



消火ポンプによる注水
(原子炉建屋 T.P. 33. 1m)

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

【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

作業時間（実績）： 1時間30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～ 3A, 3B-使用済燃料ピット	約350m×1系統	150A	約7本×1系統



可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース敷設
(燃料取扱棟 T. P. 33.1m)



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)

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

【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 35分

作業時間（実績）： 2時間 30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。

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～ 3A, 3B-使用済燃料ピット	約 650m×1 系統	150A	約 13 本×1 系統



可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース敷設
(燃料取扱棟 T. P. 33.1m)



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)

【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。

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

【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使用済燃料ピットへの注水を行うため、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の設置、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

(1) 災害対策要員3名にて作業を実施する場合

必要要員数 : 3名

作業時間(想定) : 4時間

作業時間(実績) : 3時間(移動、放射線防護具着用含む)

(2) 災害対策要員7名にて作業を実施する場合

必要要員数 : 7名

作業時間(想定) : 3時間

作業時間(実績) : 3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 : 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)～ 3A, 3B-使用済燃料ピット	約700m×1系統	150A	約14本×1系統



可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース敷設
(燃料取扱棟 T. P. 33. 1m)



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)

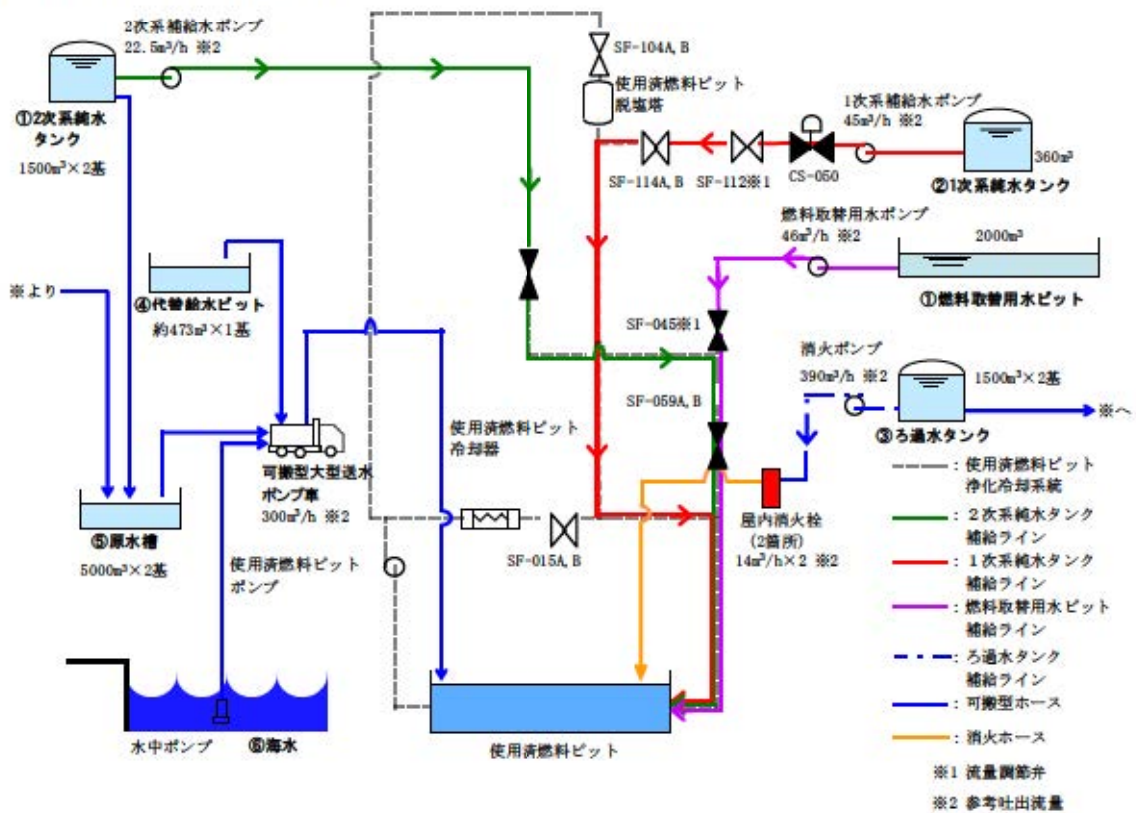


海水取水箇所への水中ポンプ設置
(屋外 T. P. 10m)

使用済燃料ピットへの補給方法について

	水源	補給可能水量	流れ	補給流量	連続補給可能時間
①	燃料取替用水ピット	1700m ³ ※1	→	46m ³ /h※2	約36h
	2次系純水タンク	1886m ³ (943m ³ ※4 × 2基)	→	22.5m ³ /h	約83h
②	1次系純水タンク	110m ³ ※4	→	45m ³ /h※2	約2.4h
③	ろ過水タンク	1806m ³ (903m ³ ※4 × 2基)	→	28m ³ /h※3 (14m ³ /h × 2台)	約64h
④	代替給水ピット	約473m ³	→	47m ³ /h※2	約10h
⑤	原水槽	9200m ³ (4600m ³ ※4 × 2基)	→	47m ³ /h※2	約195h
⑥	海	長期的に連続補給可能	→	47m ³ /h※2	長期的に連続補給可能

- ※1：保安規定値（燃料取替用水ピット水量をSFP内に全量補給可能な水量として想定する）
- ※2：有効性評価「想定事故1」及び「想定事故2」における主要評価条件
- ※3：屋内消火栓設備試験結果
- ※4：有効水量として評価した値



SFP へのスプレイ手段の妥当性について

(1) SFP への必要スプレイ流量について

SFP への注水(可搬型重大事故等対処設備等による SFP 注水)によっても SFP 水位を維持できないような規模の漏えいが生じた場合、又は漏えい規模が大きく注水によって水位を維持できないことが明らかな場合に実施する SFP へのスプレイ手段について、SFP 内に保管されている照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を算出する。

a. 評価条件

- SFP 内の冷却水が流出して燃料が全露出している状態を想定する。
- 崩壊熱をスプレイ水により冷却できるスプレイ流量を算出する。
- スプレイ水の温度は保守的に見積っても 40℃程度であるが、顕熱冷却による効果は考慮せずに飽和水(大気圧下)と仮定する。
- 想定する崩壊熱は、定検中(全炉心燃料取出し後)と出力運転中(定検終了直後)の2ケースを評価する。(SFP における燃料損傷防止対策の有効性評価で示す発熱量と同様)

SFP 崩壊熱評価条件を表 6-1 に、定期検査中(燃料取出後)と運転中(燃料装荷後)における崩壊熱を表 6-2 及び表 6-3 にそれぞれ示す。

表 6-1 泊発電所 3 号炉における SFP 崩壊熱評価条件^{※1}

	泊発電所 3 号炉		
	3 号炉燃料		1, 2 号炉燃料
	MOX 燃料	ウラン燃料	
燃焼条件	・燃焼度： 3 回照射燃料 45,000MWd/t 2 回照射燃料 35,000MWd/t ^{※2} 1 回照射燃料 15,000MWd/t ・Pu 含有率： 4.1wt% 濃縮ウラン相当	・燃焼度： 3 回照射燃料 55,000MWd/t 2 回照射燃料 36,700MWd/t 1 回照射燃料 18,300MWd/t ・ウラン濃縮度： 4.8wt%	
運転期間	13 ヶ月	同左	同左
停止期間(定期検査での停止期間)	30 日	同左	同左
燃料取出期間	7.5 日	同左	2 年冷却後輸送

※1:泊発電所 3 号炉 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料使用等に伴う原子炉設置変更許可申請(平成 21 年 3 月申請)安全審査における SFP 冷却設備の評価条件

※2:MOX 燃料は、2 回照射で取り出されることも想定され、その場合は燃料有効活用の観点から、取り出し時の燃焼度が 30GWd/t を超えることも考えられることから、2 回照射 MOX 燃料の燃焼度は最高燃焼度の 2/3 である 30GWd/t より高めの 35GWd/t に設定している。なお、安全審査等での評価に用いた MOX 燃料平衡炉心における 2 回照射取出 MOX 燃料の燃焼度の最高値は 34.2GWd/t であり、35GWd/t に包絡される。

表6-2 泊発電所3号炉燃料取出スキーム（定期検査中）

取出燃料	泊3号炉燃料					泊1, 2号炉燃料		
	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間	ウラン燃料	
		取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)		取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	7.5日	16体	0.978	39体	1.712	—	—	—
今回取出	7.5日	16体	1.110	39体	1.855	—	—	—
今回取出	7.5日	8体	0.571	39体	1.988	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+7.5日	※1	0.176	39体	0.234	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+7.5日	※1	0.088	39体	0.127	2年	40体×2	0.256
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+7.5日	※1	0.062	39体	0.084	(13ヶ月+30日)×1+2年	40体×2	0.168
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+7.5日	※1	0.053	39体	0.064	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+7.5日	※1	0.049	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+7.5日	※1	0.047	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+7.5日	—	0.045	—	—	—	—	—
...	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+7.5日	8体	0.013	—	—	—	—	—
小計	—	1008体	5.020	273体	6.064	—	160体	0.424
合計	取出燃料体数 ^{*2}				崩壊熱			
	1,441体				11,508MW			

※1: 2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体
 ※2: 泊発電所3号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は1440体

表6-3 泊発電所3号炉燃料取出スキーム（運転中）

取出燃料	泊3号炉燃料					泊1, 2号炉燃料		
	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間	ウラン燃料	
		取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)		取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	—	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.376	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.390	39体	1.094	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+30日	※1	0.166	39体	0.224	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+30日	※1	0.086	39体	0.124	2年	40体×2	0.256
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+30日	※1	0.062	39体	0.081	(13ヶ月+30日)×1+2年	40体×2	0.168
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+30日	※1	0.053	39体	0.063	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+30日	※1	0.049	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+30日	※1	0.047	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+30日	※1	0.045	—	—	—	—	—
...	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+30日	8体	0.013	—	—	—	—	—
小計	—	984体	3.112	196体	1.586	—	160体	0.424
合計	取出燃料体数 ^{*2}		1,339体		崩壊熱		5,123MW	

※1: 2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 ※2: 泊発電所3号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は1440体

b. 評価式

必要スプレイ流量は下式より算出するものとし、蒸発潜熱を考慮した流量とする。

$$\Delta V / \Delta t = Q \times 10^3 \times 3,600 / (hfg \times \rho)$$

$$[hfg \times (\Delta V \times \rho) = (Q \times 10^3 \times 3,600) \Delta t]$$

$\Delta V / \Delta t$: 必要な SFP スプレイ流量 [m³/h]

Q : 崩壊熱 (燃料発熱量) [MW]

hfg : 飽和水蒸発潜熱 [kJ/kg] (=2256.5 [kJ/kg])

ρ : 飽和水 (スプレイ水) の密度 [kg/m³] (=958 [kg/m³])

c. 評価結果

泊発電所 3 号炉において、SFP の熱負荷が最大となるような組み合わせで貯蔵された燃料を冷却するために必要なスプレイ流量を表 6-4 に示す。

表 6-4 泊発電所 3 号炉において必要なスプレイ流量

	泊 3 号炉	
	定期検査中 (全炉心燃料取出後)	運転中 (燃料装荷後)
崩壊熱	11.508 [MW]	5.122 [MW]

d. まとめ

SFP の熱負荷が最大となるような組合せで照射済燃料を貯蔵した場合の崩壊熱を想定した厳しい条件においても、当該燃料の崩壊熱除去に必要なスプレイ流量は、定期検査中 (全炉心燃料取出後) で約 19.16m³/h、運転中 (燃料装荷後) で約 8.53m³/h である。

これに対し、泊発電所 3 号炉で配備している可搬型スプレイノズル (2 台) 及び可搬型大型送水ポンプ車 (1 台 <300m³/h, 1.3MPa>) により、当該流量を大きく上回る 100m³/h 以上のスプレイ流量を確保することが可能である。また、当該流量は、米国における NEI06-12 の SFP スプレイ要求において示されている必要流量 200gpm (約 45.4m³/h) も十分に上回る。

なお、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型スプレイノズルはそれぞれ予備機を有しており、必要に応じてこれらを追加して使用することで SFP スプレイ能力を更に向上させることも可能である。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(2) SFP 水の大規模漏えい時の未臨界性評価

a. 評価方針

SFP 水の大規模漏えい時における SFP の未臨界性評価は、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置が維持される範囲において、可搬型スプレイ設備による冷却により、スプレイ条件や蒸気条件において未臨界を維持できることを確認するため、SFP 全体の水密度を一様に 0.0g/cm^3 から 1.0g/cm^3 に変化させた場合の SFP の未臨界性評価を実施する。

評価には、米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) により米国原子力規制委員会 (NRC) の原子力関連許認可評価用に作成されたモンテカルロ法に基づく 3 次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されている SCALE システムを用いる。

評価基準は、不確定性を含めて実効増倍率が 0.98 以下となる設計とする。不確定性としては、臨界計算上の不確定性及び製作公差に基づく不確定性 (ラックセル内での燃料体が偏る効果を含む) を考慮する。

b. 計算方法

(a) 計算体系

計算体系は、垂直方向、水平方向ともに有限の体系とする。

垂直方向は、上下部の構造物による中性子反射効果を考慮し、燃料有効長上部は低密度状態においても、十分な反射効果が得られる厚さ (中性子反射効果が飽和する厚さ) である 300mm の水反射と仮定し、燃料有効長下部についても同様に、1000mm のコンクリートとして評価する。

水平方向は、貯蔵体数の多い SFP-B ピットを対象とし、ピット側面の構造物による中性子反射効果を考慮し、水平方向上部と同様に、300mm の水反射を仮定する。

評価モデルは、SFP-B ピットにウラン新燃料のみを貯蔵した条件並びに実運用を考慮した体数の MOX 新燃料及びウラン新燃料を貯蔵した条件で評価する。未臨界性評価の計算体系を図 6-1 から図 6-4 に示す。

(b) 計算条件

評価の計算条件は以下に示すとおり、貯蔵される燃料仕様の範囲内で未臨界性評価上厳しい結果を与えるように設定している。

イ. ウラン燃料の濃縮度は約 4.8wt% であるが、これに余裕と濃縮度公差を見込み wt% とする。

ロ. MOX 燃料は、核分裂性プルトニウム (Pu) 割合が約 68wt% となる代表組成を想定する。この場合、約 4.1wt% 濃縮ウラン相当となる MOX 燃料の Pu 含有率は約 9wt% であるが、保守的に設置変更許可申請書 (平成 22 年 11 月 16 日許可) 本文における燃料材最大 Pu 含有率 13wt% とする。さらに、 ^{241}Pu から ^{241}Am への壊変は無視し、 ^{241}Am については全て ^{241}Pu とする。

ハ. SFP 内の水は純水とし、残存しているほう素は考慮しない。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

- ニ. 燃料有効長は、公称値 3,648mm から延長し、3,660mm とする。
- ホ. ラックセルの仕様のうち、ボロン添加ステンレス鋼の厚さは中性子吸収効果を少なくするために下限値の **1** mm とする。また、ボロン添加量は規格の下限値である 0.95wt% とする。
- ヘ. SFP の A ピット及び B ピットのラック仕様は同一であり、未臨界性評価上厳しい結果を与えるよう、燃料貯蔵体数が多い B ピットを対象に評価を実施する。

以下の基本設計条件は公称値を使用するが、製作公差を未臨界性評価上厳しい結果を与えるように不確定性として考慮する。（以下「製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件」という。）

なお、製作公差に基づく不確定性として考慮する計算条件には、ラックセル内での燃料体が偏る効果を含む。

- ト. ラックセルの中心間距離
- チ. ラックセルの内径
- リ. ラックセル内での燃料体の偏る効果（ラックセル内燃料偏心）
- ヌ. 燃料材の直径及び密度
- ル. 燃料被覆材の内径及び外径
- ヲ. 燃料要素の中心間隔（燃料体外寸）

本計算における基本計算条件を表 6 - 5 に示す。

c. 評価結果

SFP の未臨界性評価結果を表 6 - 7 に示す。実効増倍率は不確定性を考慮しても最大で 0.967 となり 0.98 以下を満足している。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

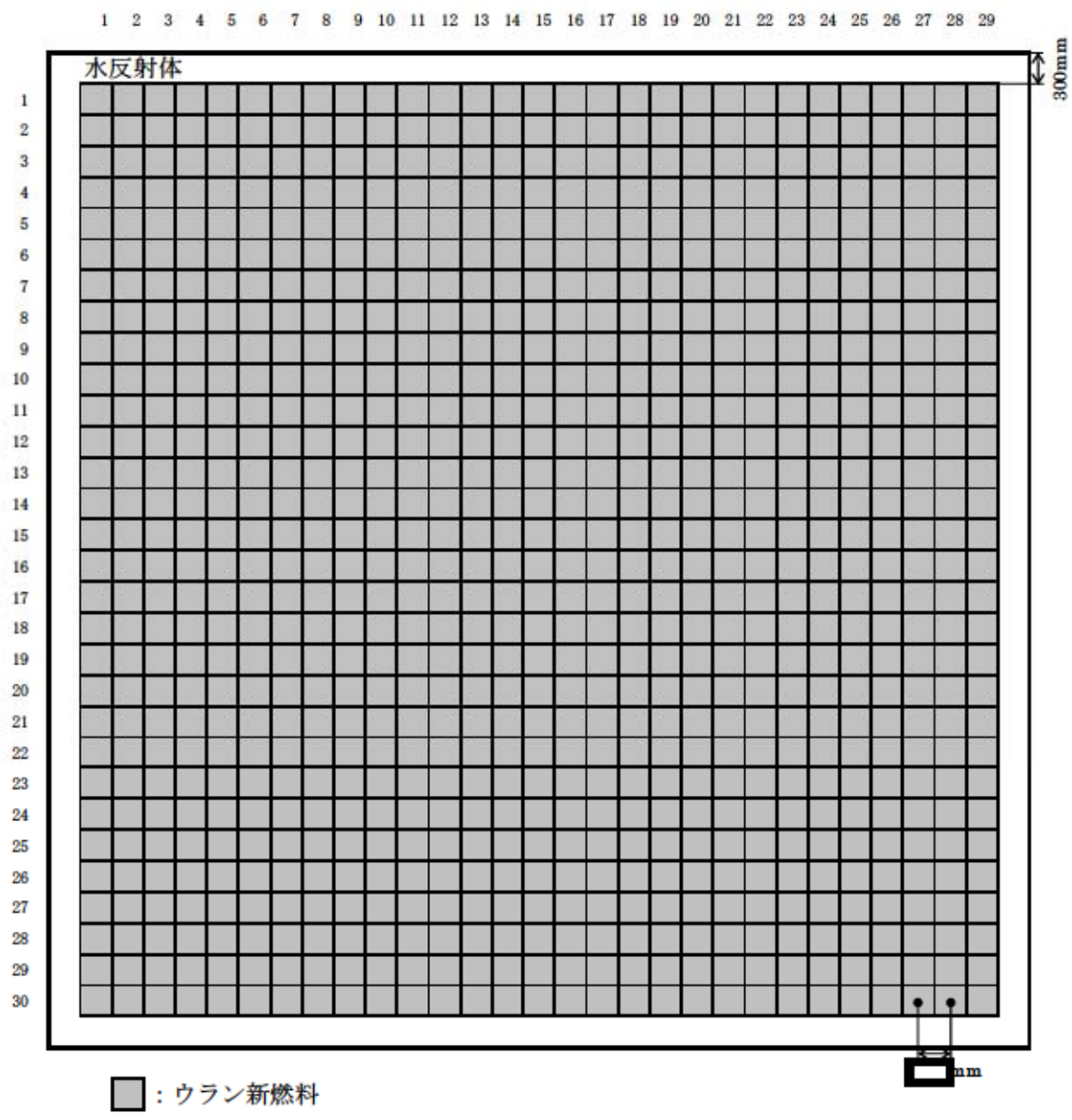


図 6 - 1 SFP-B ピットにウラン新燃料のみを貯蔵した場合の計算体系
(水平方向, SFP-B ピット全体)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

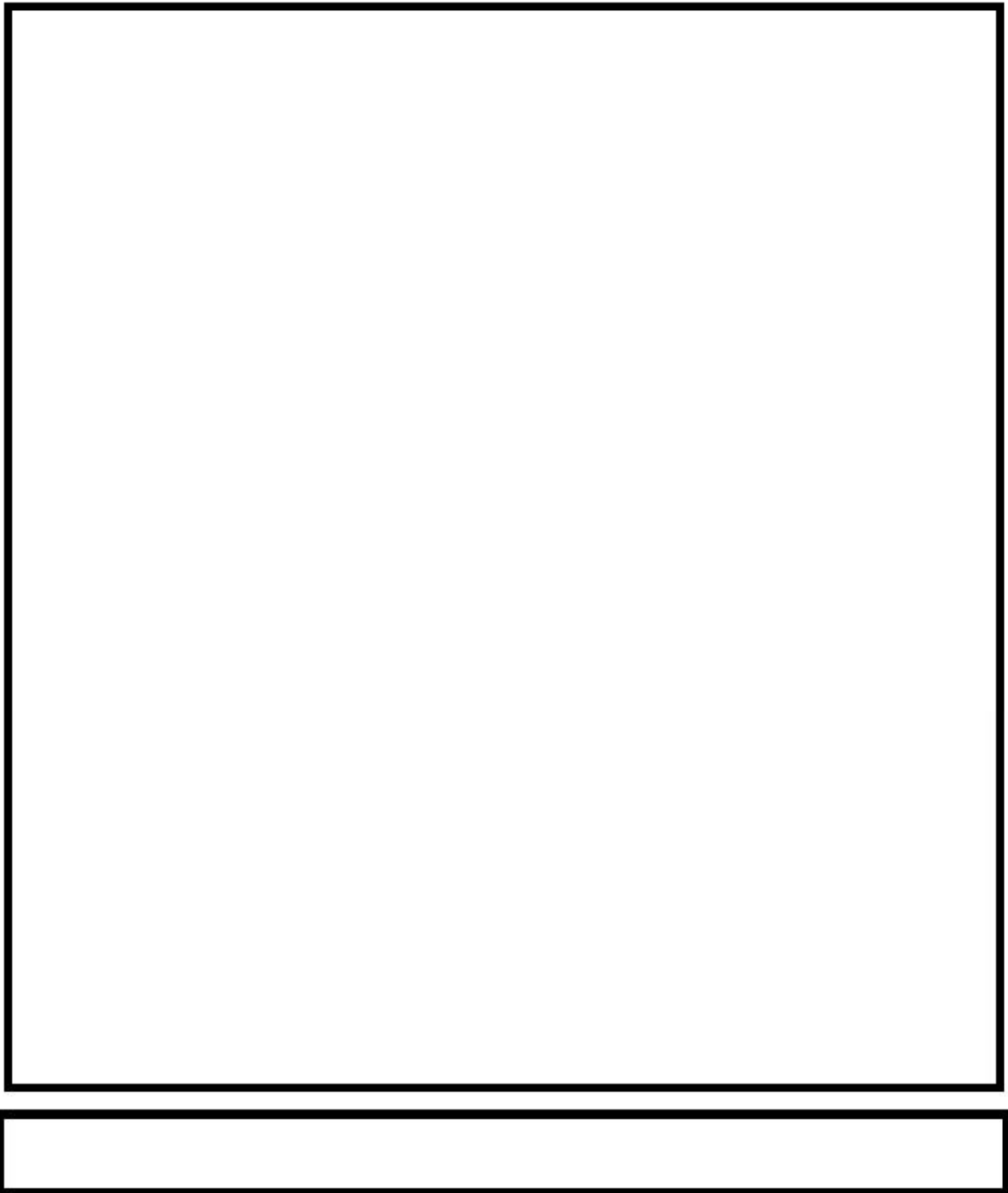


図 6 - 2 SFP-B ピットに実運用を考慮した体数の MOX 新燃料及びウラン新燃料を貯蔵した場合の計算体系（水平方向，SFP-B ピット全体）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

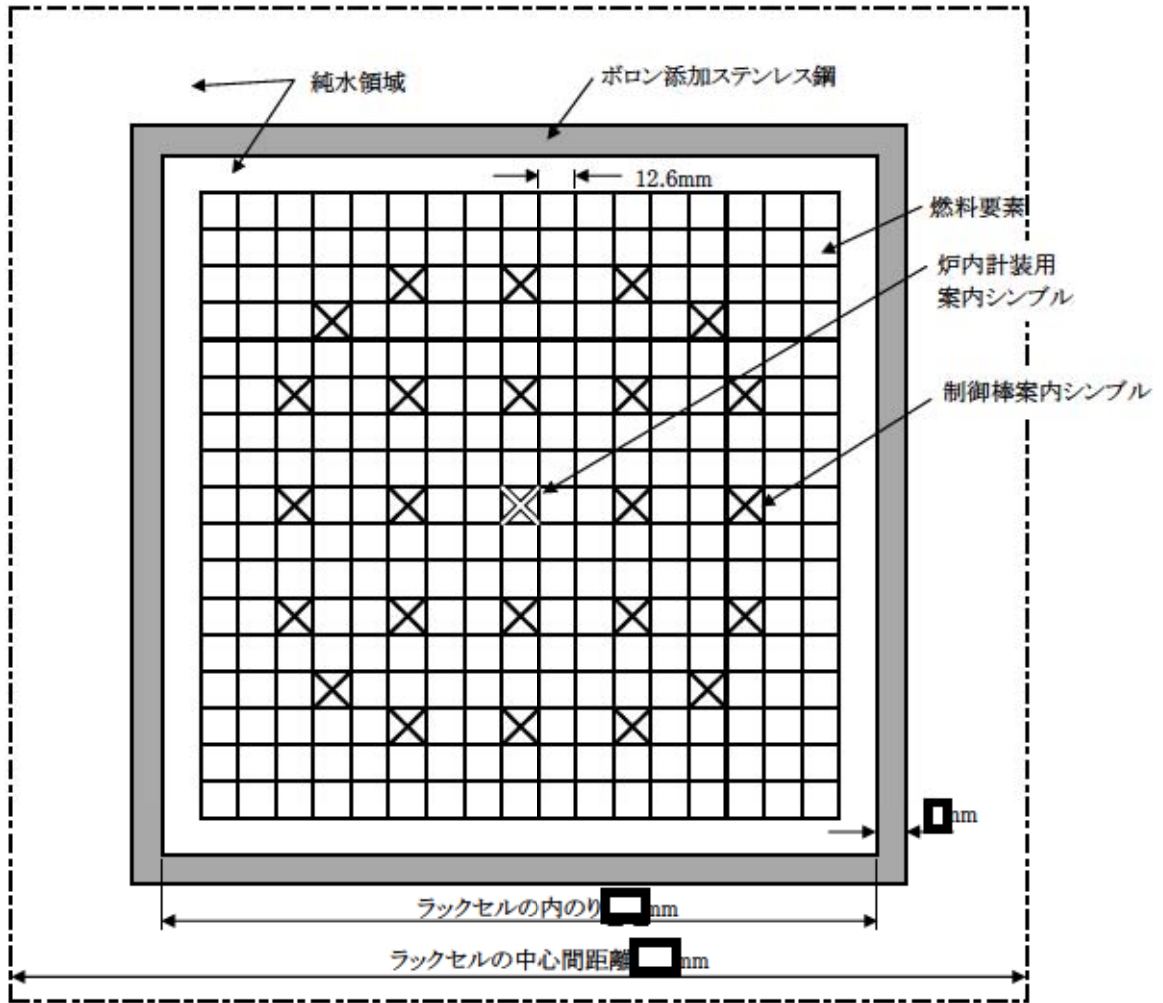


図6-3 大規模漏えい時のSFPの未臨界性評価の計算体系
(水平方向, 燃料体部拡大)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

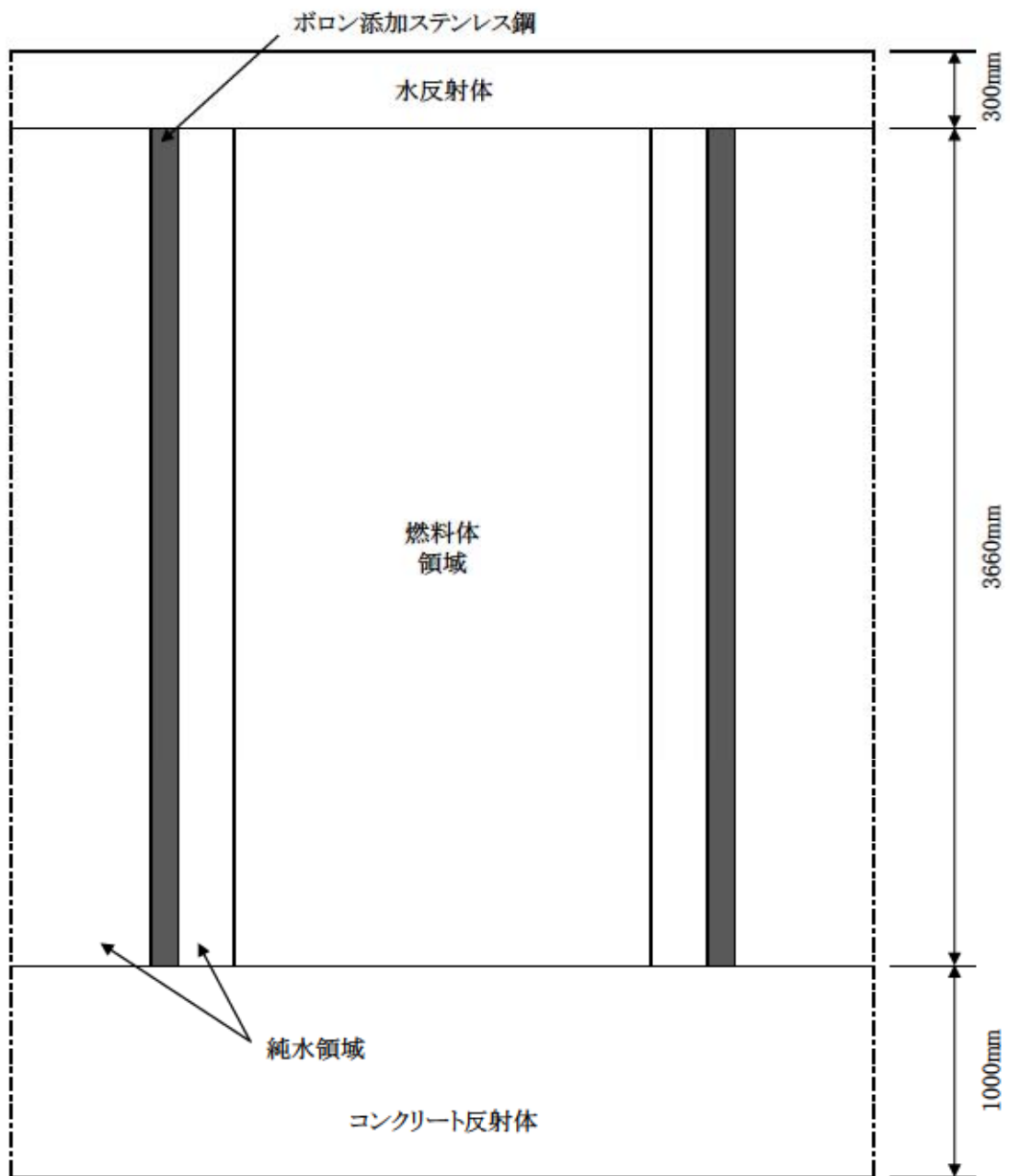


図6-4 大規模漏えい時のSFPの未臨界性評価の計算体系
(垂直方向)

表 6-5 未臨界性評価の基本計算条件

燃料仕様	項目	仕様		
	燃料種類	17×17 型 ウラン燃料	17×17 型 MOX 燃料	
燃料仕様	²³⁵ U濃縮度又は Pu含有率/Pu組成	□ wt%	13wt%/代表組成 表 6-6 参照	
	燃料材密度	理論密度の 97%	理論密度の 97%	
	燃料要素中心間隔	12.6mm	同左	
	燃料材直径	8.19mm	同左	
	燃料被覆材内径	8.36mm	同左	
	燃料被覆材外径	9.50mm	同左	
	燃料有効長	3660mm	同左	
	使用済燃料ラック Bピット仕様	ラックタイプ	キャン型	
ラックセルの中心間距離		□ mm × □ mm		
材料		ボロン添加ステンレス鋼		
ボロン含有量		0.95wt% ^{※1}		
板厚		□ mm		
内のり		□ mm		
SFP内の水のほう素濃度		0 ppm ^{※2}		
SFP内の水密度		0.0~1.0g/cm ³		

※1：ボロン添加量は 1.0wt% であるが、未臨界性評価上のボロン添加量は公差下限値の 0.95wt% とする。

※2：燃料は約 3,200ppm のほう酸水中に保管されるが、未臨界性評価には 0 ppm を使用する。

表 6-6 代表組成

Pu 組成 (wt%)					
²³⁸ Pu	²³⁹ Pu	²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Pu	²⁴² Pu	²⁴¹ Am
1.9	57.5	23.3	10.0 (11.9)	5.4	1.9 (0.0)

() 内は未臨界性評価に用いた値

表 6-7 泊 3 号炉 SFP-B ピット未臨界性評価結果

(水密度 0.0~1.0g/cm³ の範囲において実効増倍率が最も高くなる評価結果)

評価項目	実効増倍率 ^(注)		関連する 計算体系図
	評価結果	水密度条件	
ウラン新燃料	0.964 (0.950)	1.0g/cm ³	図 6-1, 図 6-3, 図 6-4
ウラン新燃料+MOX 新燃料	0.967 (0.949)	1.0g/cm ³	図 6-2, 図 6-3, 図 6-4

(注)：不確定性含む。() 内は不確定性を含まない値。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(3) 地震による SFP ラック損傷時の未臨界性維持について

泊発電所3号炉のSFPラックにおいて、耐震上、相対的に強度余裕の少ない箇所は、ラック及び壁間のサポート部分となる（図6-5参照）。大きな地震力が作用する場合、これらのサポート部分が破断する可能性があるが、サポート部が破断した後のSFPラックにはSFP床面との摩擦抵抗分の荷重しか作用しないため、荷重は壁サポート時に比べて小さく、ラックブロック自体に大きな負荷がかかることはない。また、燃料集合体を水平方向に支持し燃料集合体間の間隔を維持するための部材（支持格子）及び中性子吸収材（ラックセル）については、基準地震動に対して一定程度の裕度を有しており大きな地震力に対しても健全性が維持されることが期待され、燃料集合体間の間隔も維持されるため未臨界性に影響を与えることはない。



図6-5 サポート部の構造例（壁支持型：泊3号炉 ピットA）※

耐震上、燃料ラックにおける強度の裕度が相対的に少ない箇所は、「取付ボルト」及び「ピット壁と固定板の溶接部」である。（耐震裕度は2未満）

一方、燃料集合体を水平方向に支持し、燃料集合体間の距離を維持するための部材（支持格子）及びラックセルの耐震裕度は2以上である。

（泊発電所3号機の耐震安全性評価結果（平成20年10月）より）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

※ SFP-Bピットのブロックセルについては、Aピットのブロックセルより少ないため、Aピットにおける評価に包含される。

(Aピット：ブロックA=195セル，ブロックB=225セル，
 ブロックC=210セル，ブロックD=210セル

 Bピット：ブロックE=300セル，ブロックF=300セル)

(4) 可搬型スプレインズル(自動旋回放水銃)の放水範囲について

可搬型スプレインズル(自動旋回放水銃)は、2台でSFP全域にスプレイする。
(可搬型スプレインズルは予備を含め計8台を発電所内に配備している。)

本項は、2台の可搬型スプレインズルでSFP全域にスプレイできることを示すものである。

a. 放水角度の設定範囲

可搬型スプレインズルの放水角度は、縦方向に 10° ～ 45° の任意の角度(仰角)に設定することができる。また、横方向については、スプレインズル内に水が流れることにより、 $\pm 10^{\circ}$ 、 $\pm 15^{\circ}$ 、 $\pm 20^{\circ}$ の角度でノズルが旋回し、広範囲にスプレイすることが可能な構造となっている。また、ノズルの設定により、霧状から棒状までスプレイ水の形状を変更することが可能である。

b. 放水範囲

放水試験を実施し、放水範囲の確認を実施している。

(a) 試験条件

- ・放水角度(仰角)： 30°
- ・旋回角度： $\pm 20^{\circ}$
- ・ノズル噴霧角： 17° ～ 20°
- ・放水量： $60\text{m}^3/\text{h}$
- ・試験時間：60sec
- ・直径約22cmのバケツを並べ放水量を確認

(b) 試験結果

旋回させない状態で飛距離を約15mになるよう設定した後、旋回状態にした場合の放水による分布を図6-6に示す。

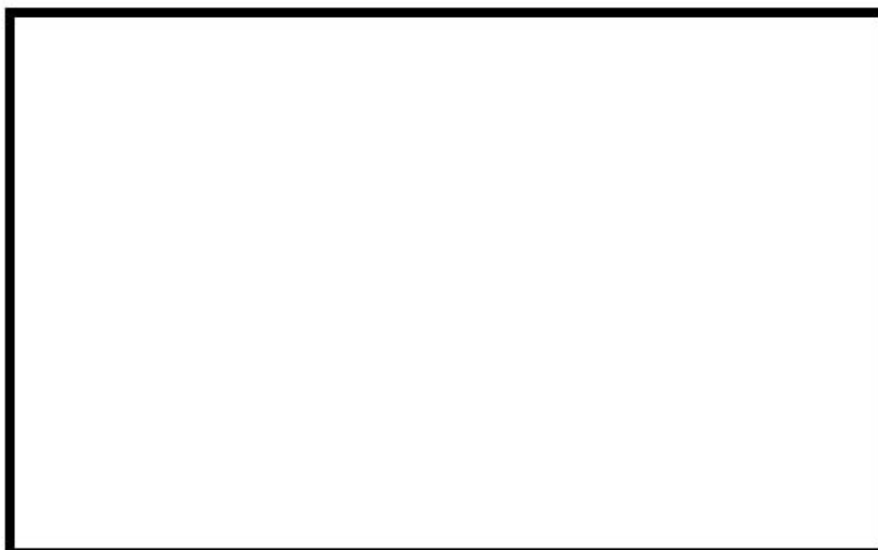


図6-6 放水分布図

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(c) 使用済燃料ピットへの放水範囲

放水試験結果から、2箇所より放水（スプレイ）することにより使用済燃料ピット全域に放水することができる。



図6-7 使用済燃料ピットへの放水可能範囲

c. 可搬型スプレイノズルの設置位置による SFP 全域におけるスプレイの網羅性について

図6-8に示すとおり、可搬型スプレイノズル2台をSFP近傍へ設置してSFPへスプレイすることで、A及びBのSFP全域をカバーすることが可能となる。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

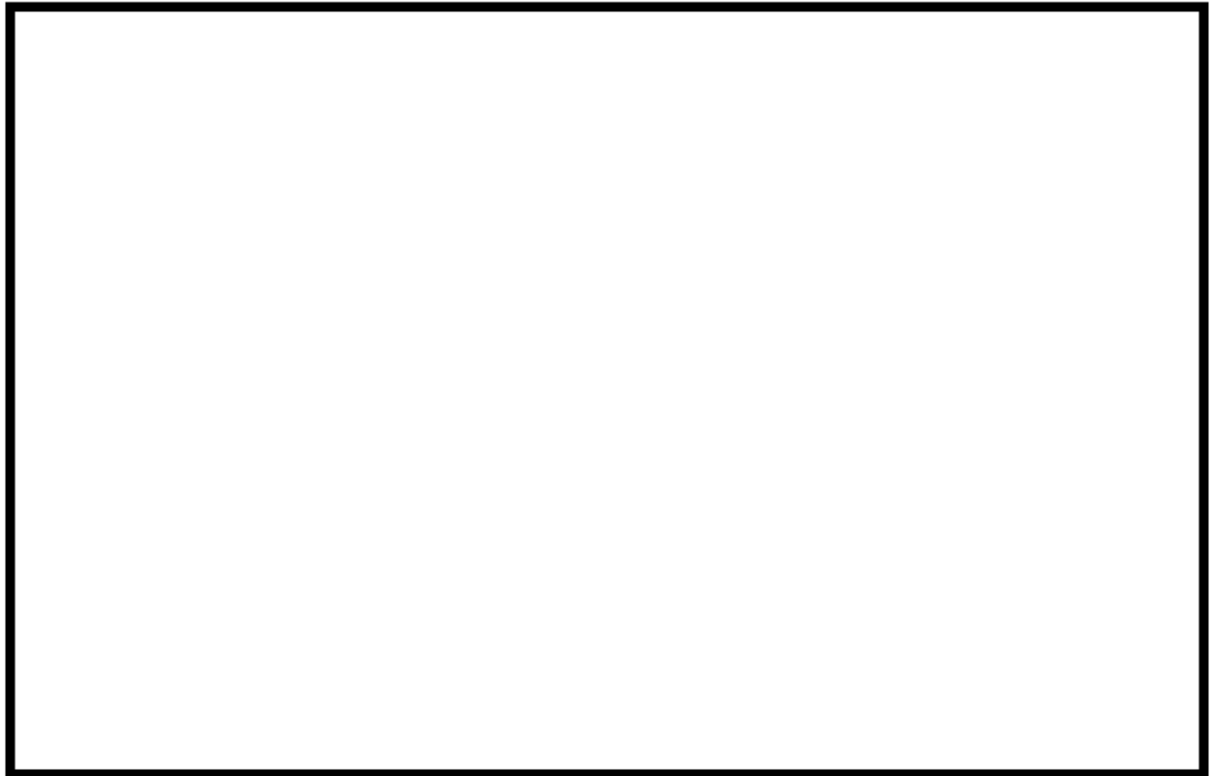


図6-8 建屋内における可搬型スプレイノズルの設置場所（ルート1及び2）
（建屋内部でのスプレイ）

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

また、図6-9にSFPへ近づけない場合を想定した、外部からのSFPスプレイを実施する場合の可搬型スプレイノズルの設置位置等について例示する。例では、燃料取扱棟の東側シャッターを開放して、SFPへスプレイする想定としている。可搬型スプレイノズルの性能曲線、建屋高さ及びSFPまでの距離を勘案すると(図6-10)、放射角30度程度でスプレイすれば、A及びBのSFPへスプレイすることが可能である。



図6-9 可搬型スプレイノズルの設置場所の例(建屋外(入口)からのスプレイ)



図6-10 可搬型スプレイノズルの性能曲線

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(5) SFP から漏えい発生時の遮蔽設計基準到達時間について

故意による大型航空機の衝突等により、SFP が大規模に損壊し大量の漏えいが発生した場合を想定して、米国における NEI06-12 (B. 5. b 対応ガイド) では、SFP へのスプレイ能力として 200gpm ($\approx 45.4\text{m}^3/\text{h}$) 以上を要求している。

仮に、泊発電所 3 号炉の SFP において、NEI06-12 で要求されるスプレイ能力である 200gpm の漏えいが発生している想定とした場合、燃料取扱棟内での作業環境性等を考慮して十分に保守性を持たせた線量当量率である当該建屋内の遮蔽設計基準 (0.15mSv/h) を満足させるための水位 (以下「遮蔽水位」という。) を確保するためには、燃料頂部より約 4.25m の水深を確保できれば良いことから、当該水位に到達するまでには約 3.3m 分の漏えい (525m^3 (隣接する燃料検査ピット及び燃料取替用チャンネルが切り離された厳しい条件)) 分の時間的余裕がある。

さらに厳しい想定として SFP が沸騰している状態を想定し、SFP 負荷が最大となるような場合の SFP 崩壊熱による蒸発量 (約 $19.16\text{m}^3/\text{h}$) を加えた場合においても、上記の遮蔽水位に到達する時間は約 8.1 時間となる。(燃料集合体頂部が露出するまでには、更に約 4m 分の水位がある。)

この間の考えられる現実的な対応として、まずは短時間で準備可能な常設の消火設備等を活用した SFP 注水により水位低下の緩和を図り、その後、可搬型大型送水ポンプ車による外部からの注水を並行して実施することにより水位の回復又は維持を試みる。ただし、注水によっても水位の維持が困難又は漏えい量が明らかに注水能力を上回ると判断した場合には、燃料体の冷却に有効かつ効果的な手段となり得る使用済燃料ピットへのスプレイ手段へ速やかに移行する。

以上のとおり、NEI06-12 において要求されている SFP スプレイ能力 200gpm 程度の漏えいの発生を想定した場合でも、上記注水手段によって SFP 水位を維持できるものと考えられるが、注水が一切行われない想定とした場合であってもアクセス性の目安である遮蔽水位に到達するまでには 8.1 時間程度の時間余裕があり、当該時間内において、建屋内部での SFP スプレイを開始することが可能である。

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

【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、可搬型スプレイノズルの設置】

1. 作業概要

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、可搬型スプレイノズルの設置等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 8名（災害対策要員7名及び運転班員1名^{*1}）

作業時間（想定）： 2時間

作業時間（実績）： 1時間40分（移動、放射線防護具着用含む）

※1 発電所対策本部体制時は運転班員1名が対応するが、夜間・休日の初動対応体制時は、災害対策要員（支援）1名が対応する。

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
海水取水場所（3号炉スクリーン室）～ 3A, 3B-使用済燃料ピット	約700m×1系統	150A	約14本×1系統



可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース敷設
(燃料取扱棟 T. P. 33. 1m)



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)



可搬型スプレイノズル



可搬型スプレイノズルによる
スプレイ状況
(屋外での模擬訓練)

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

【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，可搬型スプレイノズルの設置】

1. 作業概要

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，可搬型スプレイノズルの設置等を行う。

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

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～ 3A, 3B-使用済燃料ピット	約350m×1系統	150A	約7本×1系統



可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース敷設
(燃料取扱棟 T. P. 33. 1m)



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
代替給水ビットへの吸管挿入
(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)



可搬型スプレイノズル



可搬型スプレイノズルによる
スプレイ状況
(屋外での模擬訓練)

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，可搬型スプレイノズルの設置】

1. 作業概要

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，可搬型スプレイノズルの設置等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 8名（災害対策要員7名及び運転班員1名^{※1}）

作業時間（想定）： 2時間

作業時間（実績）： 1時間40分（移動，放射線防護具着用含む）

※1 発電所対策本部体制時は運転班員1名が対応するが，夜間・休日の初動対応体制時は，災害対策要員（支援）1名が対応する。

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。

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
原水槽～ 3A, 3B-使用済燃料ピット	約650m×1系統	150A	約13本×1系統



可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース敷設
(燃料取扱棟 T. P. 33. 1m)



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. 10. 3m)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10. 3m)



可搬型スプレイノズル



可搬型スプレイノズルによる
スプレイ状況
(屋外での模擬訓練)

【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。

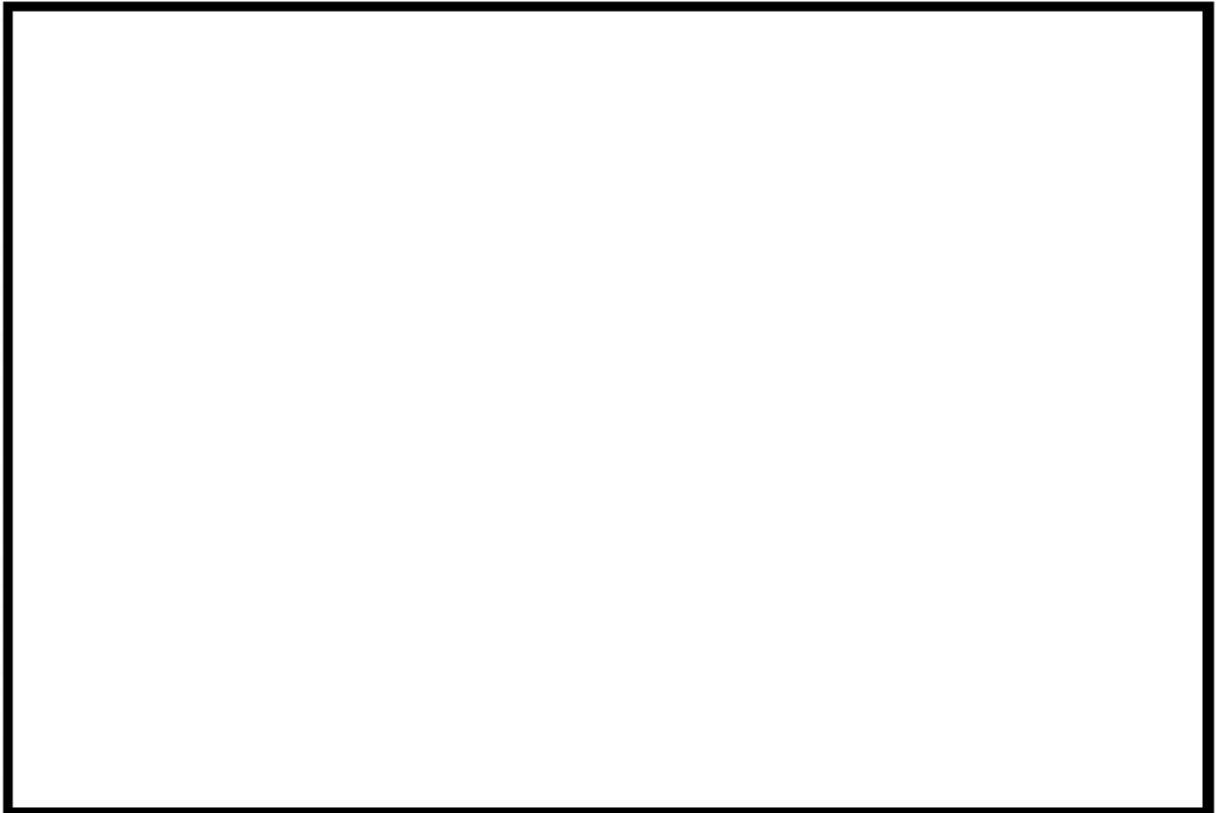
連絡手段 : 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また, 事故時環境下において, 通常時の連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備(衛星携帯電話)を使用し連絡を行う。



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

使用済燃料ピットからの漏えい緩和

【使用済燃料ピットエリアからの漏えい緩和】

1. 作業概要

重大事故時等において、ステンレス鋼板及びガasket材等を用いて使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいを緩和する。

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）： 2時間

作業時間（模擬）： 2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

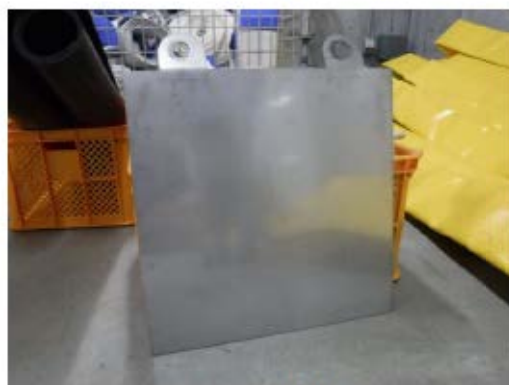
アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 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。

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。

作業性： 資機材は人力による移動が可能であるため、容易に実施できる。

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、通常時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。



ステンレス鋼板



ガasket材取り付けイメージ

使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）

1. 概要

平成 25 年 7 月 8 日に施行された新規制基準のうち、「使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」において、使用済燃料ピット監視設備に関する新たな要求が求められている。

このため、使用済燃料ピット監視設備について、新規制基準への適合性について確認した。

2. 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）について

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十四条（使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備）解釈第 4 項によって要求されている使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率については、使用済燃料ピット水位計（AM用）、使用済燃料ピット水位計（可搬型）、使用済燃料ピット温度計（AM用）及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより監視可能である。

また、使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できることについては、使用済燃料ピット監視カメラにて確認できる。

なお、これらの監視設備は、非常用所内電源から電源供給するとともに、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備から電源供給が可能である。

設置許可基準第 5 4 条において想定する重大事故等は以下の通り。

- 想定事故 1（第 1 項 使用済燃料貯蔵槽冷却系及び補給系の故障）

水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。

- 想定事故 2（第 1 項 使用済燃料冷却系配管等の破断）

サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。

- 使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事故。（第 2 項）

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所※
使用済燃料ピット 水位計（AM用）	電波式 水位検出器	T. P. [] ~ []	2	使用済燃料ピット
使用済燃料ピット 水位計（可搬型）	フロート式 水位検出器	T. P. [] ~ []	2	使用済燃料ピット
使用済燃料ピット 温度計（AM用）	測温抵抗体	0~100℃	2	使用済燃料ピット
使用済燃料ピット 可搬型エリアモニ タ	半導体検出器, NaI (Tl) シンチ レーション検出器	10nSv/h~ 1000mSv/h	1	使用済燃料ピット区域 周辺
使用済燃料ピット 監視カメラ	赤外線サーモ カメラ	視野範囲内 (水温:-40~120℃, 水位:使用済燃料 ピット上端~燃料 頂部近傍)	1	使用済燃料ピット区域

※「第9図使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの配置図」,
「第15図使用済燃料ピット監視設備設置場所」参照

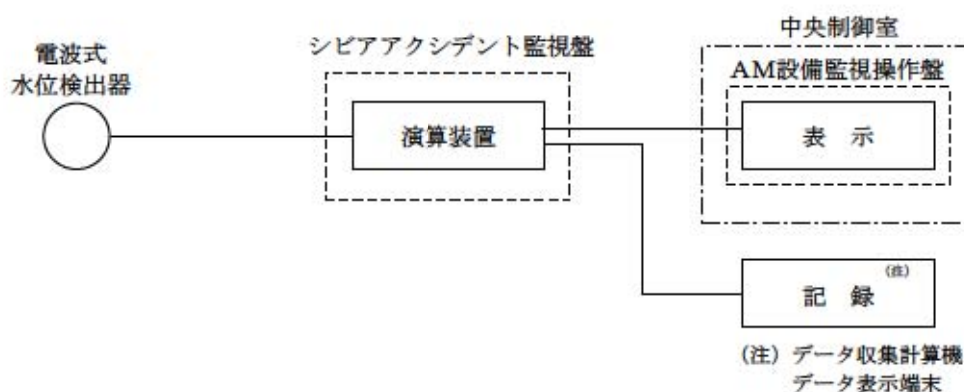
[] 内は商業機密に属しますので公開できません

(1) 使用済燃料ピット水位計（AM用）

計測目的は、重大事故等により変動する可能性のある範囲のうち、燃料貯蔵ラック上端近傍から使用済燃料ピット上端近傍までの水位監視である。

使用済燃料ピット水位（AM用）の検出信号は、電波式水位検出器からの電流信号を、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（AM用）を中央制御室にて表示し、記録装置にて記録する。

（「第1図 使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図」参照）



第1図 使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図

（設備仕様）

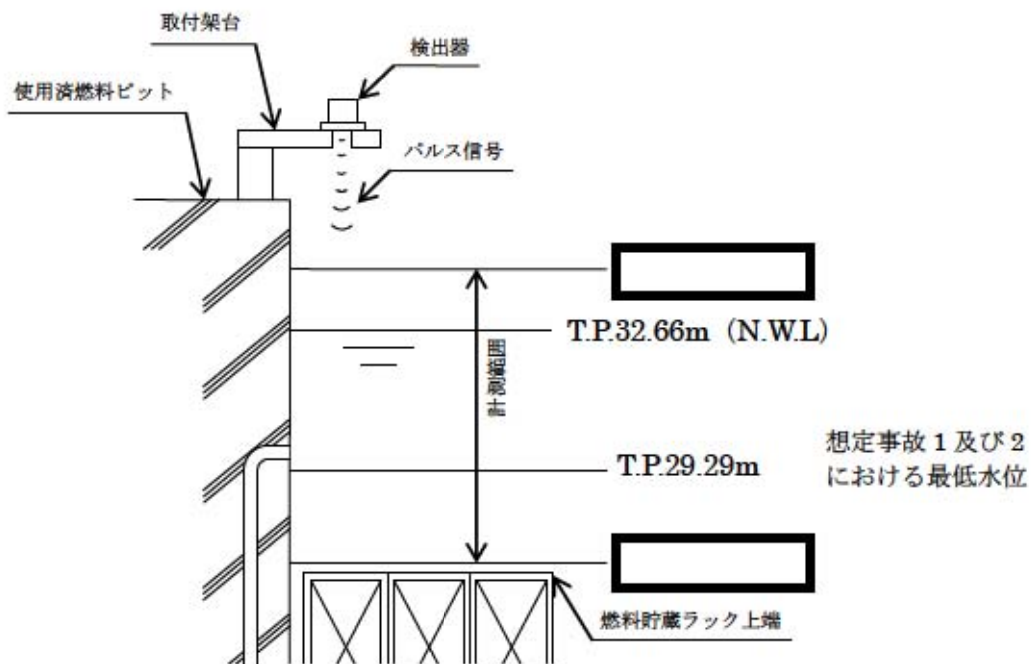
- ・計測範囲：T.P. []
- ・個 数：2
- ・取付箇所：使用済燃料ピットA及び使用済燃料ピットB

使用済燃料ピットの電波式水位計は、パルス信号を水面に向け発信し、水位変動により変化する水面からの反射の往復時間の変化を検知することにより、水位を連続的に計測する。

設置許可基準第54条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1（a）想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び（b）想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり、水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：使用済燃料ピット冷却系配管が破断した場合の水位（T.P. 29.29m））を計測できる範囲を含む、燃料貯蔵ラック上端近傍（T.P. [] から使用済燃料ピット上端近傍（T.P. []）を計測範囲としている。

（「第2図 使用済燃料ピット水位計（AM用）の計測範囲」参照）

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

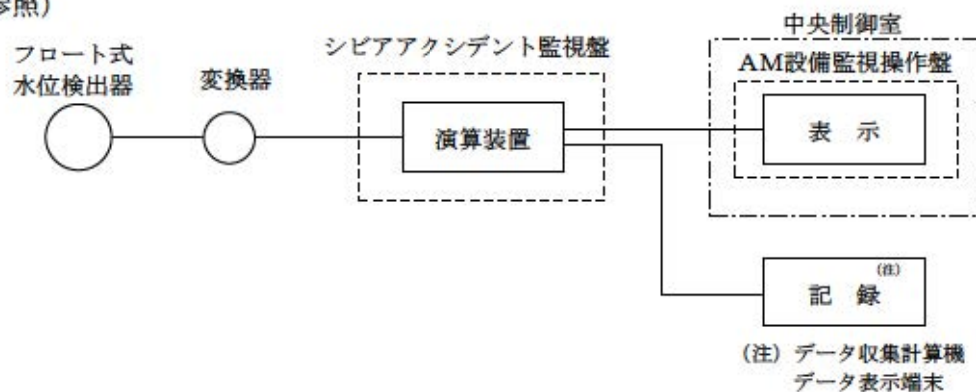


第2図 使用済燃料ピット水位（AM用）の計測範囲

(2) 使用済燃料ピット水位計（可搬型）

計測目的は、設置許可基準第54条第2項に要求されている使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽内の水位が異常に低下する場合においても、変動する可能性のある範囲にわたり水位を監視することである。

使用済燃料ピット水位計（可搬型）の検出信号は、使用済燃料ピット水面に浮かべたフロートの使用済燃料ピット水位変化に伴う位置変化を水位変換器で電気信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位を中央制御室にて表示し、記録装置にて記録する。（「第3図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の概略構成図」及び「第4図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の計測範囲」参照）

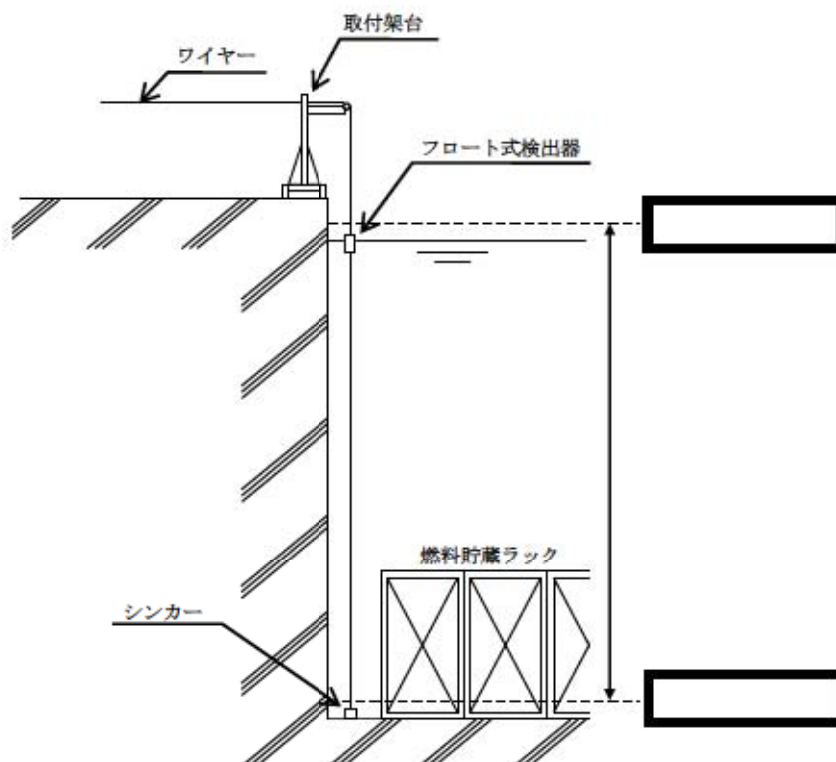


第3図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の概略構成図

内は商業機密に属しますので公開できません

(設備仕様)

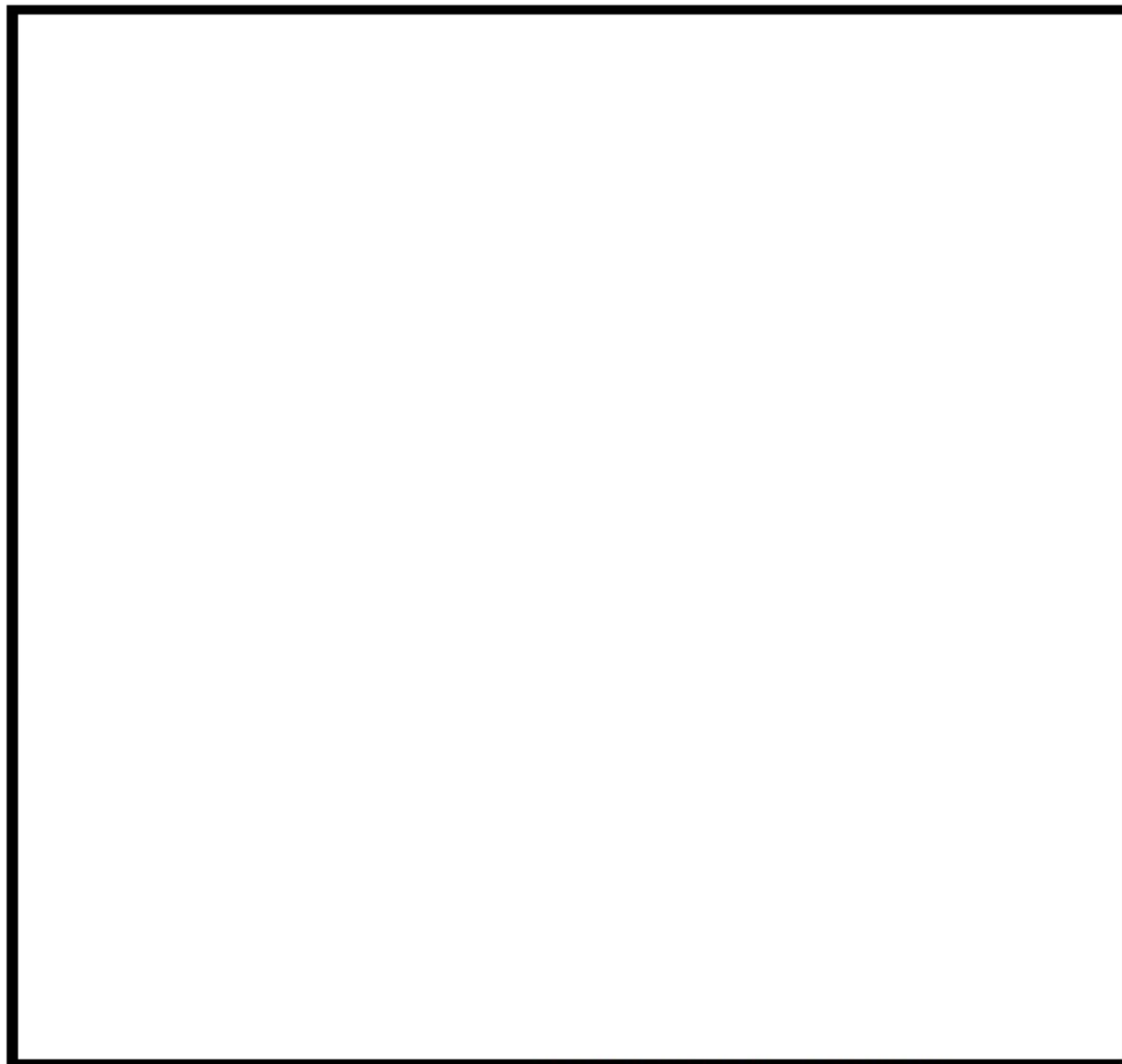
- ・計測範囲
- ・個 数：2
- ・設置箇所：使用済燃料ピットA及び使用済燃料ピットB




第4図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の計測範囲

内は商業機密に属しますので公開できません

使用済燃料ピット水位計（可搬型）の設置場所を「第5図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の配置概要図」に示す。



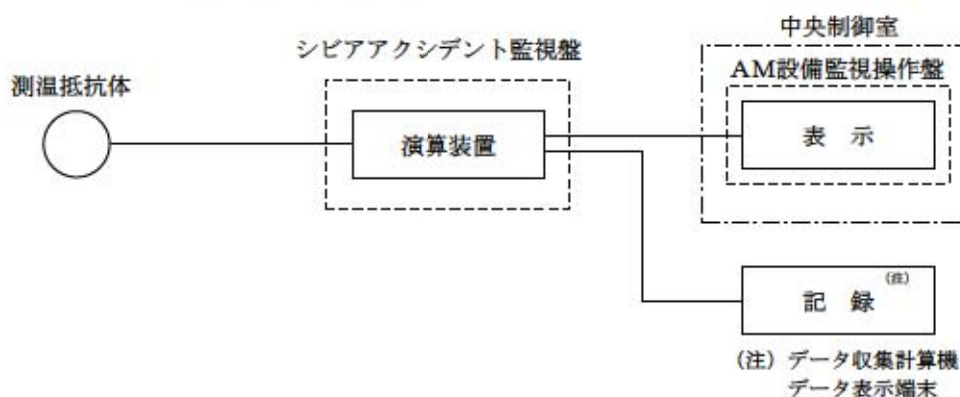
第5図 使用済燃料ピット水位計（可搬型）の配置概要図

 内は商業機密に属しますので公開できません

(3) 使用済燃料ピット温度計（AM用）

計測目的は、重大事故時等により水温の変動する可能性のある範囲のうち、使用済燃料ピット内における冷却水の過熱状態の監視である。

使用済燃料ピット温度計（AM用）の検出信号は、测温抵抗体からの抵抗値をシビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット温度（AM用）を中央制御室にて表示し、記録装置にて記録する。（「第6図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図」参照）



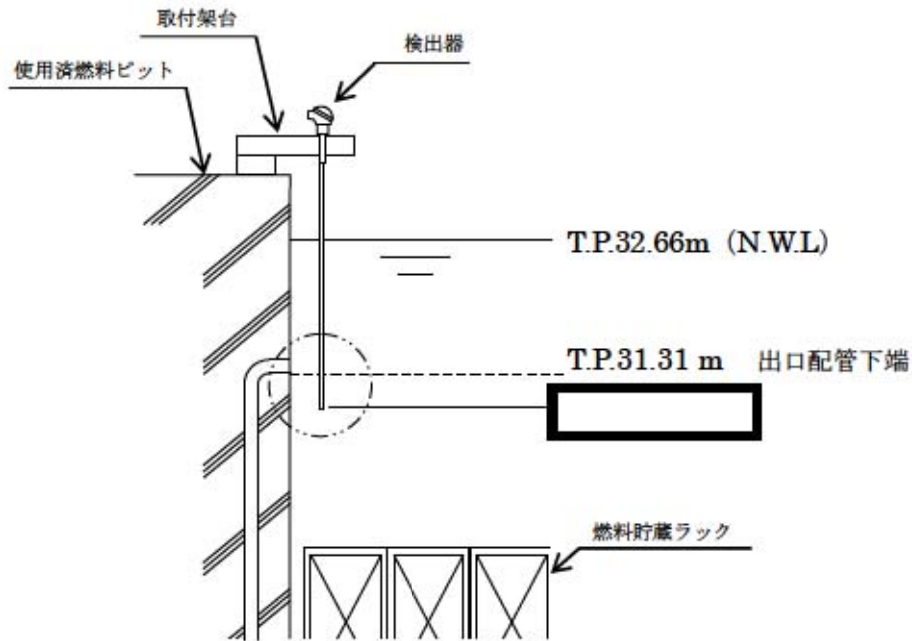
第6図 使用済燃料ピット温度（AM用）の概略構成図

(設備仕様)

- ・計測範囲：0～100℃
- ・個数：2
- ・取付箇所：使用済燃料ピットA及び使用済燃料ピットB

使用済燃料ピット温度計（AM用）の計測範囲は、使用済燃料ピット内における冷却水の過熱状態を監視できるよう、0～100℃の温度を計測可能としている。

なお、設置許可基準第54条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1(a) 想定事故1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故）及び(b) 想定事故2（サイフォン現象等により使用済燃料ピット水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故）であり、想定事故2において冷却系配管破断により低下する水位である使用済燃料ピット出口配管下端を下回る位置（T.P. 31.31m）においても温度計測できる設置位置としている。（「第7図 使用済燃料ピット温度（AM用）の設置図」参照。）



第7図 使用済燃料ピット温度計（AM用）の設置図

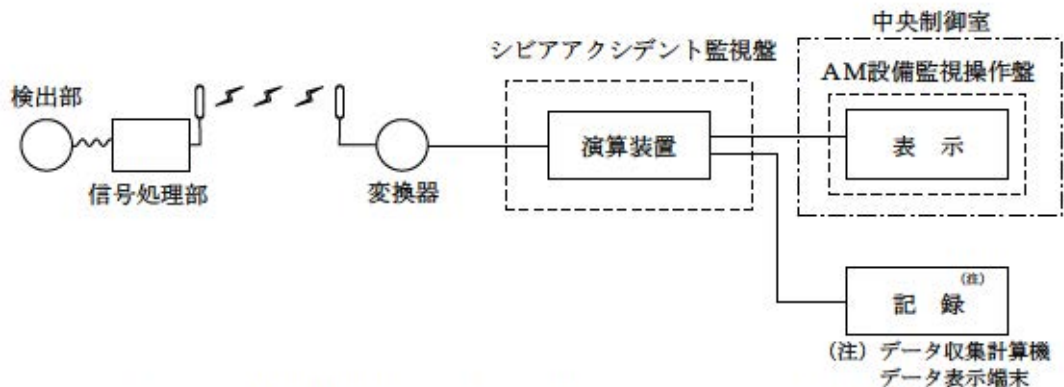
(4) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

計測目的は、重大事故等において使用済燃料ピット区域の空間線量率について変動する可能性のある範囲を測定し把握することである。

使用済燃料ピット区域の空間線量率を、半導体式検出器及びNaI（Tl）シンチレーション検出器を用いてパルス信号として検出する。

検出したパルス信号は、無線により変換器に伝送した後、電気信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて空間線量率信号へ変換する処理を行い、使用済燃料ピット区域の空間線量率を中央制御室に表示し、記録装置にて記録する。

（「第8図使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図」参照）



第8図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの概略構成図

□内は商業機密に属しますので公開できません

(設備仕様)

- ・計測範囲：10nSv/h～1,000mSv/h
- ・個数：1
- ・設置箇所：使用済燃料ピット区域周辺

使用済燃料ピットエリアモニタ（以下、既設エリアモニタと言う。）は、重大事故発生初期における空間線量率を計測する。計測範囲は1～10⁵μSv/hであり、配置場所は第9図の①である。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ（以下、可搬型エリアモニタと言う。）は、使用済燃料ピット区域周辺で空間線量率を測定する機器であり、既設エリアモニタ指示と可搬型エリアモニタの指示との比率などを把握することにより、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定可能である。計器レンジは10nSv/h～1000mSv/hと広範囲（8デカード）であり、重大事故時においても温度、湿度等の環境状態が厳しくならない場所に配置する。可搬型エリアモニタの配置場所は第9図の②を予定している（他の配置場所については補足資料7による）。配置場所の選定に際しては、以下に示す推定が可能となるよう、空間線量率の比率を把握可能な場所とする。

a. 可搬型エリアモニタによる使用済燃料ピット空間線量率の推定について

既設エリアモニタ及び可搬型エリアモニタの配置場所における空間線量率と使用済燃料ピット水位の関係を評価した結果を第10図に示す。第10図の評価結果のとおり、重大事故時に変動する可能性のある水位の範囲に対応する空間線量率を可搬型エリアモニタにより推定が可能である。

但し、第10図における評価は、原子炉停止後[]の燃料集合体が最大燃料保管数(1,440体)保管されている条件における線源強度から評価するなど保守的に評価している。そのため、重大事故発生時においては、その際の使用済燃料保管状態に応じて、第10図の評価値よりも小さな値になると考えられ、実際の運用に際しては、以下の(a)(b)の方法により推定する。

[]内は商業機密に属しますので公開できません

(a) 重大事故等発生初期～既設エリアモニタの機能喪失まで

重大事故発生初期は既設エリアモニタによる監視を継続し、その間に第9図の②の場所に可搬型エリアモニタを配置する。

第9図の①と②が共に有意な指示をしている時点で空間線量率と水位の比率を把握することにより、使用済燃料ピット区域の空間線量率とその傾向を推定可能な状態とする。第10図では、既設と可搬型は水遮蔽厚が400cm程度で両者とも指示上昇を示す。なお、上述のとおり、第10図は保守的な線源強度で評価したものであることから、実際の空間線量率は、より低い値で推移すると推定される。

(b) 既設エリアモニタの機能喪失以降

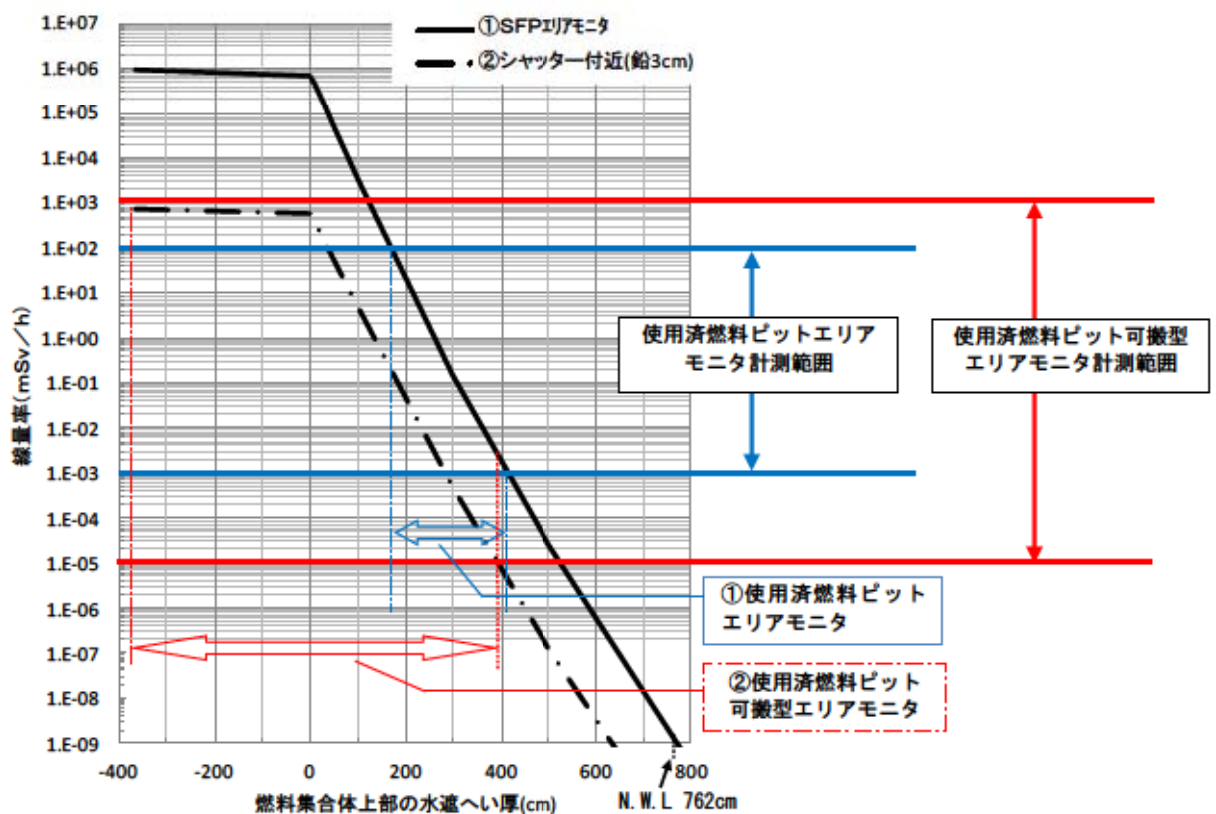
既設エリアモニタが計測範囲を超えるなどして機能喪失した後は、第9図②の可搬型エリアモニタの指示と水位計の指示を基に、使用済燃料ピット区域の空間線量率とその傾向の推定を継続する。

想定事故1, 2における最低水位よりさらに低い水位として、例えば燃料頂部+200cmの水位を想定した場合、第10図によると既設エリアモニタの位置で約20mSv/h、シャッター付近②（鉛3cm遮蔽あり）で約0.04mSv/hであることから、実際のシャッター付近②（鉛3cm遮蔽あり）での測定値が0.004mSv/hであった時は、第10図のグラフの関係から使用済燃料ピット空間線量率を2mSv/hと推定可能である。

以上より、常設したエリアモニタによる監視は事故発生直後から監視できる優位性があるものの、可搬型のエリアモニタの運用の方が重大事故等発生時の環境悪化の影響を回避でき、あらかじめ定めている場所で評価した評価値と、実際の測定値を比較・評価することにより使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できることから、重大事故等発生時における監視対応に柔軟性がある。また、使用済燃料ピットから大量の漏えいが発生する原因を考慮すると、このような状況においては、常設したエリアモニタは使用できなくなる恐れがあり、可搬型の方が使用済燃料ピットから離れた箇所に保管していることから生き残る可能性が高く、万一、故障した際にも代替品を用意できることから、可搬型エリアモニタは重大事故時の運用に適している。



第9図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの配置図



第10図 使用済燃料ピットの水遮蔽厚と線量率の相関図

内は商業機密に属しますので公開できません

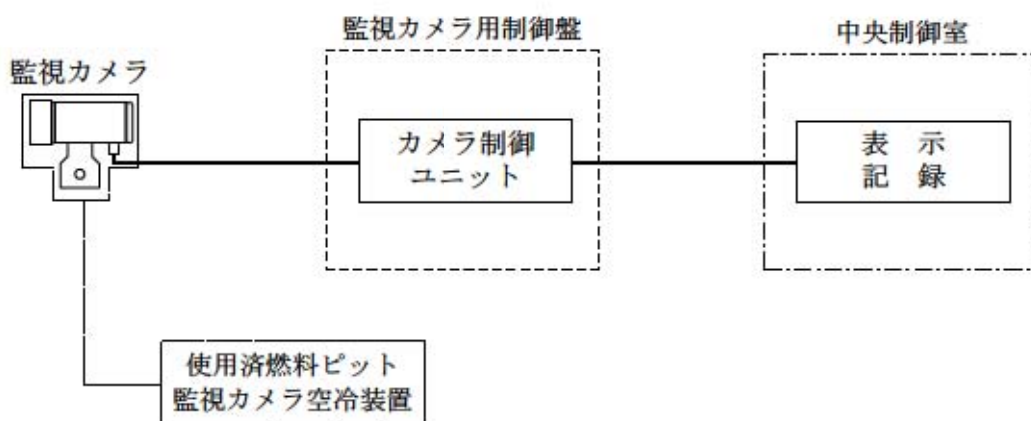
(5) 使用済燃料ピット監視カメラ

監視目的は、重大事故等発生時の使用済燃料ピットの状態監視である。

使用済燃料ピット監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し、中央制御室のノート型監視パソコンに表示する。

なお、当該カメラは、照明が無くとも状態監視が可能な赤外線カメラであり、使用済燃料ピット水の表面温度も監視可能である。

(「第 11 図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図」参照)

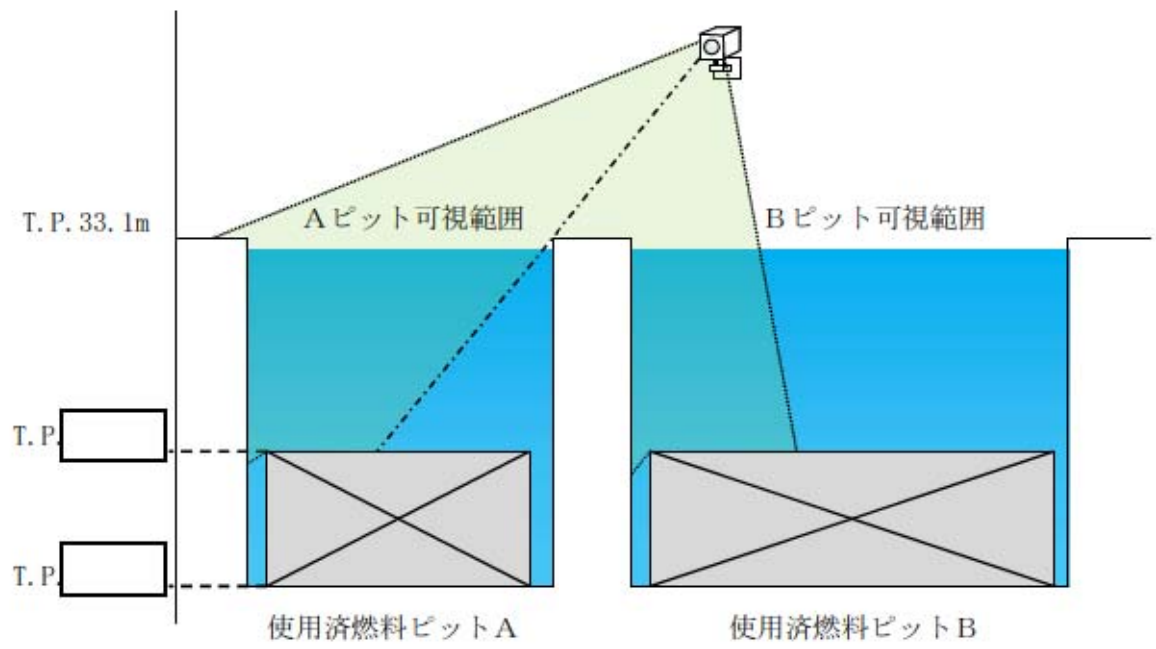


第 11 図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

- ・計測範囲：視野範囲内（水温：-40～120℃，水位：使用済燃料ピット上端～燃料頂部近傍）
- ・個 数：1
- ・設置箇所：使用済燃料ピット区域

使用済燃料ピット監視カメラは、水位の異常な低下において、使用済燃料ピット区域の状態や使用済燃料ピット保有水の温度を監視できる位置に設置している（「第 12 図 使用済燃料ピット監視カメラの視野概要図」参照）



(下図 A-A' 断面図)



(平面図)

第 12 図 使用済燃料ピット監視カメラの視野概要図

内は商業機密に属しますので公開できません

(6) 大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合の監視設備

使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料ピットの水位及び空間線量率による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、監視カメラにより状態及び水温の傾向を監視する。

- ・使用済燃料ピット水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料ピット底部までの水位低下傾向を把握するため、使用済燃料ピット水位計（可搬型）を配備することとしている。
- ・使用済燃料ピット水位の異常な低下事象時における空間線量率については、使用済燃料ピット区域の空間線量率の上昇や使用済燃料ピット水の蒸散による環境状態の悪化を想定して、使用済燃料ピット区域周辺への設置や鉛遮蔽等により空間線量率を推定する。

【水位監視】

使用済燃料貯蔵槽の燃料貯蔵槽設備に係わる重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

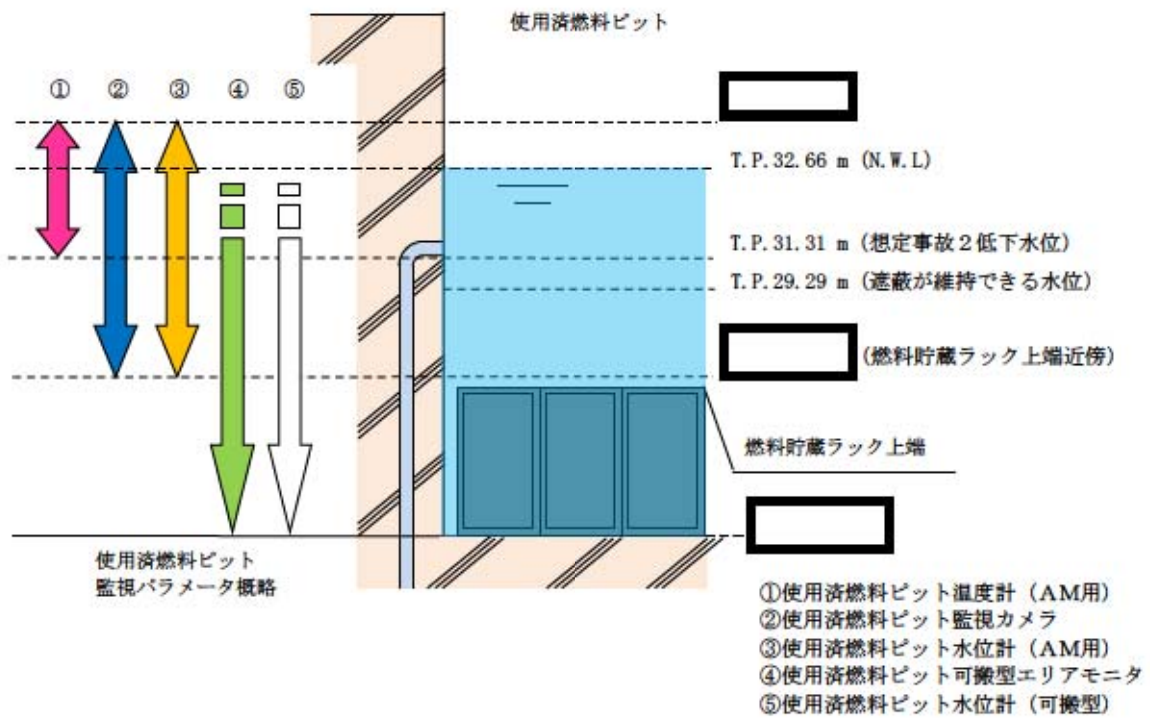
【水温監視】

水位監視を主として、必要に応じて監視カメラによる水温監視を行う。（水温は沸騰による蒸散状態では、ピット水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）

【空間線量率監視】

使用済燃料ピット区域の空間線量率を把握するため線量率監視を行う。

使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合の監視設備については、「第 13 図 使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合の監視設備概略図」に示す。



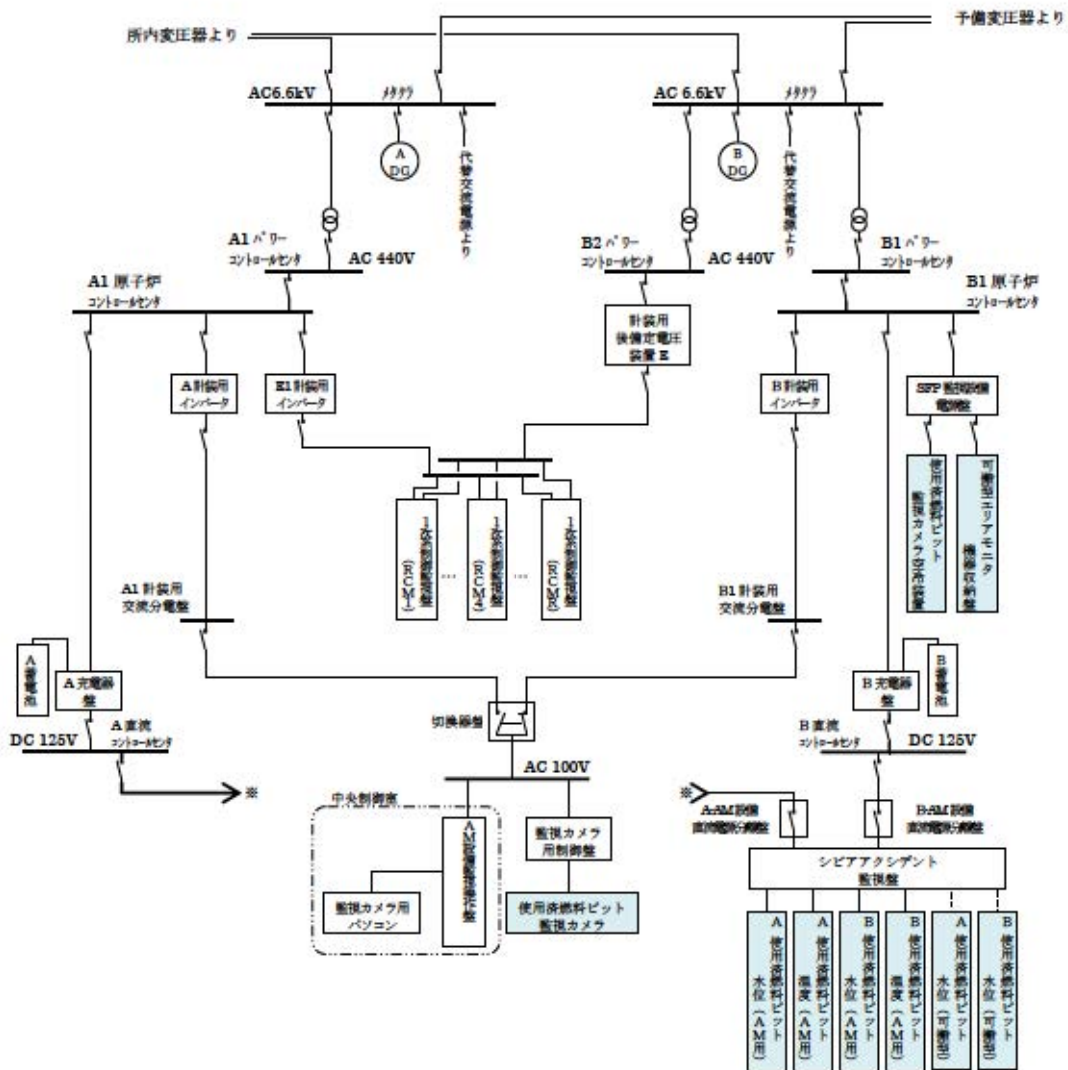
第 13 図 使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

内は商業機密に属しますので公開できません

3. 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の電源構成

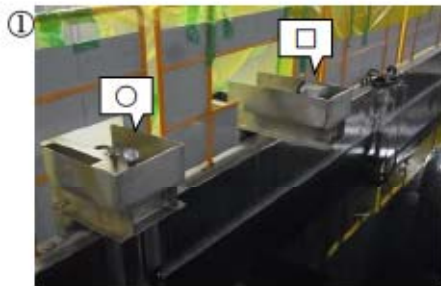
使用済燃料ピットの温度、水位、上部の空間線量率の監視設備及び監視カメラは、非常用所内電源から電源供給され、交流又は直流電源が必要な場合には、代替非常用発電機から電源供給が可能である。（設置許可基準第五十四条 解釈第4項）

（「第14図 計測装置の電源構成概略図」参照）



第14図 計測装置の電源構成概略図

4. 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の配置場所について
 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の設置場所を第 15 図に示す。



(記号凡例)

- | | |
|-----------------|-----|
| 使用済燃料ピット水位（AM用） | : □ |
| 使用済燃料ピット温度（AM用） | : ○ |
| 使用済燃料ピット監視カメラ | : ◎ |

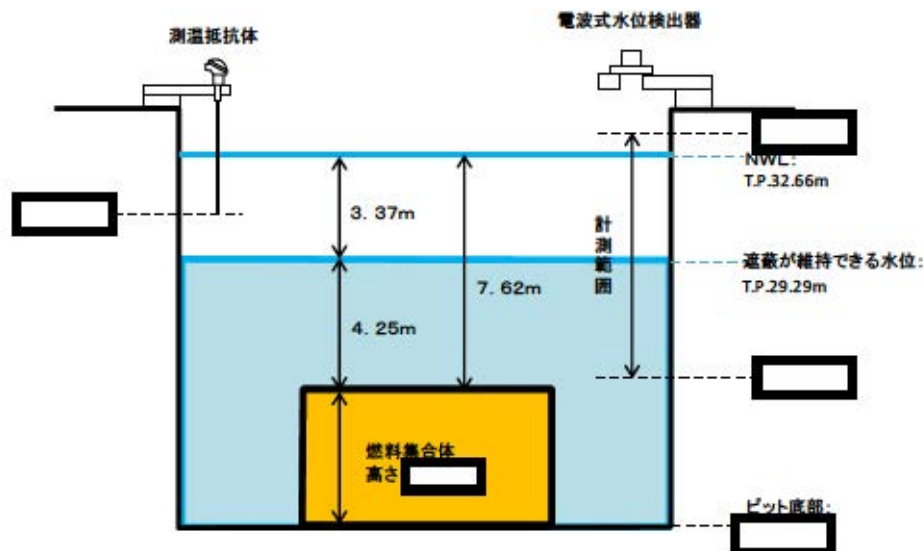
第 15 図 使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の設置場所

内は商業機密に属しますので公開できません

想定する事故等について

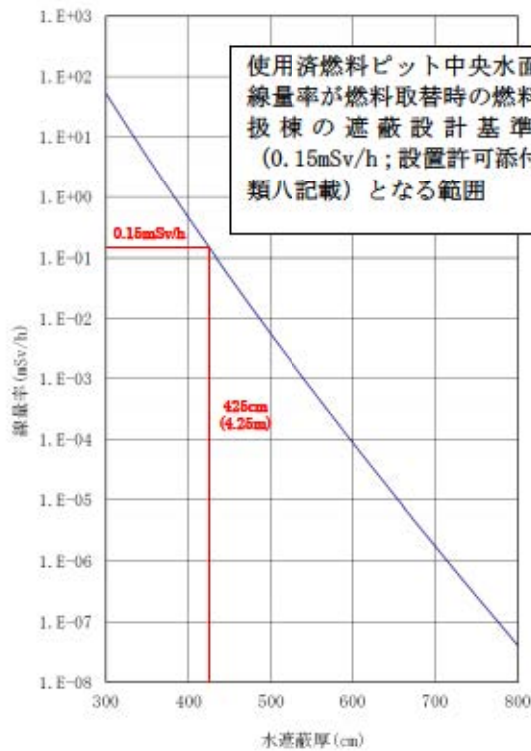
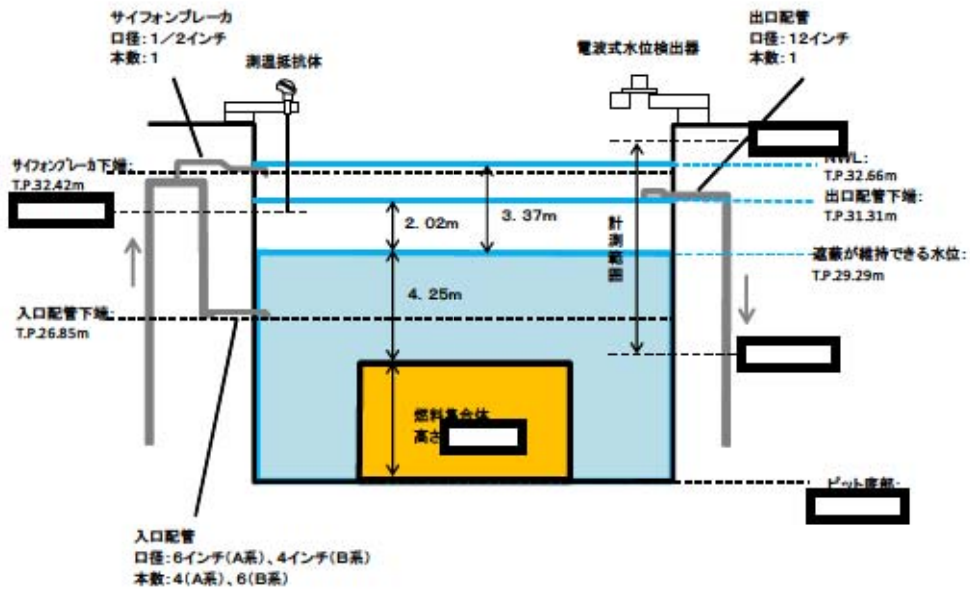
- (1) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第54条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1(a)想定事故1及び(b)想定事故2であり、下記のとおりである。
- a. 想定事故1 (使用済燃料ピット冷却系及び補給系の故障)
使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。
- b. 想定事故2 (使用済燃料ピット冷却系配管等の破断)
サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。
- (2) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第54条第2項で要求される想定事故は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する事故。
- (3) 有効性評価における水位及び線量当量率について
想定する事故において使用済燃料ピット保有水の水位が低下した場合でも、可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値 (0.15mSv/h : 設置許可添付書類八記載) を超えない水位 (燃料集合体頂部から約4.25m) を維持できる。

a. 想定事故1における想定水位 (概略図)



□内は商業機密に属しますので公開できません

b. 想定事故 2 における想定水位（概略図）



※水温 52℃，燃料有効部からの評価値。

100℃の水を考慮した場合，必要水厚は，約 11cm 増加するが，本評価では，燃料有効部から [] 余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること，上部ノズル・プレナム等の遮蔽を考慮していないことから，評価上の余裕に包含される。

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

使用済燃料ピット事故時環境下での監視計器の健全性について

使用済燃料ピットが設置されている燃料取扱棟は建屋空間が大きく※，使用済燃料ピットの冷却機能喪失による蒸散蒸気は，監視計器を設置している建屋下部に留まることはないと考えられる。なお，燃料取扱棟（FH/B）は，気密性を有する建屋構造となっていないことから，通常，原子炉補助建屋換気設備により，燃料取扱棟（FH/B）内が負圧となるように設計されている。想定事故の場合，使用済燃料ピット水の沸騰による蒸散が継続し，高温（大気圧下であり，100℃以上に達することはない。）高温度の環境での使用も考えられるが，検出器取付構造及び設置位置により，発生直後の蒸気が直接検出器の電気回路部等に接しない構造であることから，監視計器は事故時環境下でも使用可能である。なお，使用済燃料ピット監視カメラについては，空気による冷却により耐環境性の向上を図ることとしている。

※ 燃料取扱棟 縦：約 57m，横：約 17m，高さ：約 15～22m

計器仕様		環境条件 (想定変動範囲)	評価	補足	総合評価		
水位	使用済燃料ピット水位計 (AM用) 2個	計測範囲	～T.P. 29.29m	○	計測範囲は，有効性評価成立性確認結果，想定事故 1, 2 の水位変動想定範囲内であり問題ない。	○	
		温度	-20～70℃ ^{*1}	～100℃	○	*1:メーカー試験にて [] ℃で機能維持確認済。耐環境性向上のため， [] ℃で機能維持確認済。	○
		湿度	100% (IP65「噴流水に対する保護」)	～100%	○	防水機能（いかなる方向からの水の直接噴流で影響を受けない構造）であり問題ない。	○
		放射線	<10Gy/h	1.3×10 ⁷ mGy/h	△	計測範囲は，有効性評価成立性確認結果，想定事故 1, 2 の水位変動想定範囲内であり問題ない。ただし，ある値以上水位が低下し空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるためその後は使用済ピット水位計（可搬型）により監視する。	○
	使用済燃料ピット水位計 (可搬型) フロート式	計測範囲	～T.P. 29.29m	○	計測範囲は，使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合においても想定範囲内（使用済燃料ピット底部近傍から N.W.L 近傍）であり問題ない。	○	
		温度 湿度 放射線	—	—	○	使用済燃料ピット区域内の構成材料が無機物（ステンレス鋼）で構成されており問題ない。	○



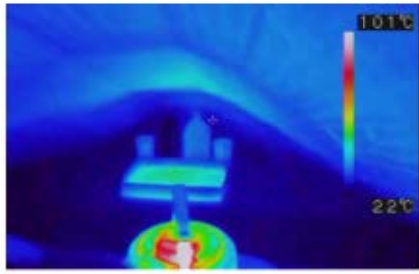
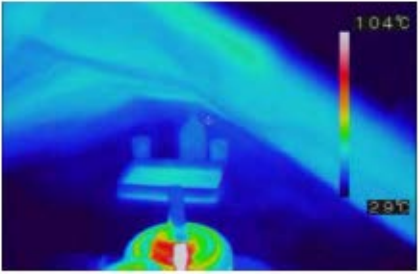
[] 内は商業機密に属しますので公開できません

		計器仕様		環境条件 (想定変動範囲)	評価	補足	総合評価	
水温	使用済燃料ピット 温度計 (AM用)	2 個	測定位置	T. P. [] m ²	~T. P. 29.29m	△	*2: SFP 出口配管下端高さまで測定可能。 水位が計測位置以下となった場合、雰囲気温度を計測するが、監視カメラ（赤外線）にて水位表面温度を監視可能である。また、補給により水位が出口配管（計測点）まで回復した後は、計測可能である。	○
			計測範囲	0~100℃	~100℃	○	計測範囲内であり、問題ない。	○
	測温抵抗体	温度	150℃	~100℃	○	計測範囲内であり、問題ない。	○	
		湿度	100% (IP67「水中への浸漬に対する保護」)	~100%	○	防水機能（規定の圧力、時間での水中に浸漬した場合でも影響を受けない構造）であり問題ない。	○	
		放射線	—	—	○	構成材料が無機物で構成されており問題ない。	○	
空間線量率	使用済燃料ピット 可搬型 エリア モニタ 半導体 NaI (Tl) シンチレーション	1 個	計測範囲	10nSv/h~ 1000mSv/h	離隔距離や遮蔽物による測定場所までの減衰率による。	○	計測範囲は、水位の異常な低下を考慮して、使用済燃料ピット内の燃料が露出した場合でも使用済燃料ピット区域内の線量率を推定できるように評価し把握している。	○
			温度	-19~40℃	屋外設置	○	屋外に設置するため問題ない。	○
			湿度	100%以下	屋外設置	○		○
			放射線	—	離隔距離や遮蔽物による測定場所までの減衰率による。	○	計測範囲は、水位の異常な低下を考慮して、使用済燃料ピット内の燃料が露出した場合でも使用済燃料ピット区域内の線量率を推定できるように評価し把握している。	○
状態監視	使用済燃料ピット 監視カメラ 赤外線	1 個	温度	-15~50℃ ^{*4}	~100℃	△	*4: メーカー試験にて [] で機能維持確認済。 ・雰囲気温度 [] の環境での使用も想定し、空気による冷却等により、耐環境性向上を図る。	○
			湿度	100% (IP65「噴流水に対する保護」)	~100%	○	防水機能（いかなる方向からの水の直接噴流で影響を受けない構造）であり問題ない。	○
			放射線	線量率： <20Gy/h	6.0×10 ⁶ mGy/h	△	ある値以上水位が低下し空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため、その後は使用済燃料ピット水位計（可搬型）を主体とし、線量率も含め状態の監視を行う。	○

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

蒸気雰囲気下での使用済燃料ピット監視カメラによる監視性確認について

蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え，空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において，可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果，可視カメラにおいては，蒸気雰囲気下で視界が利かない状態となり，状態把握が困難であるが，赤外線カメラは大きな影響は見られなかったことから，赤外線カメラにおいては，蒸気雰囲気下でも監視可能である。

	蒸気なし状態での映像	蒸気雰囲気下での映像
可視 カメラ		
赤外線 カメラ		

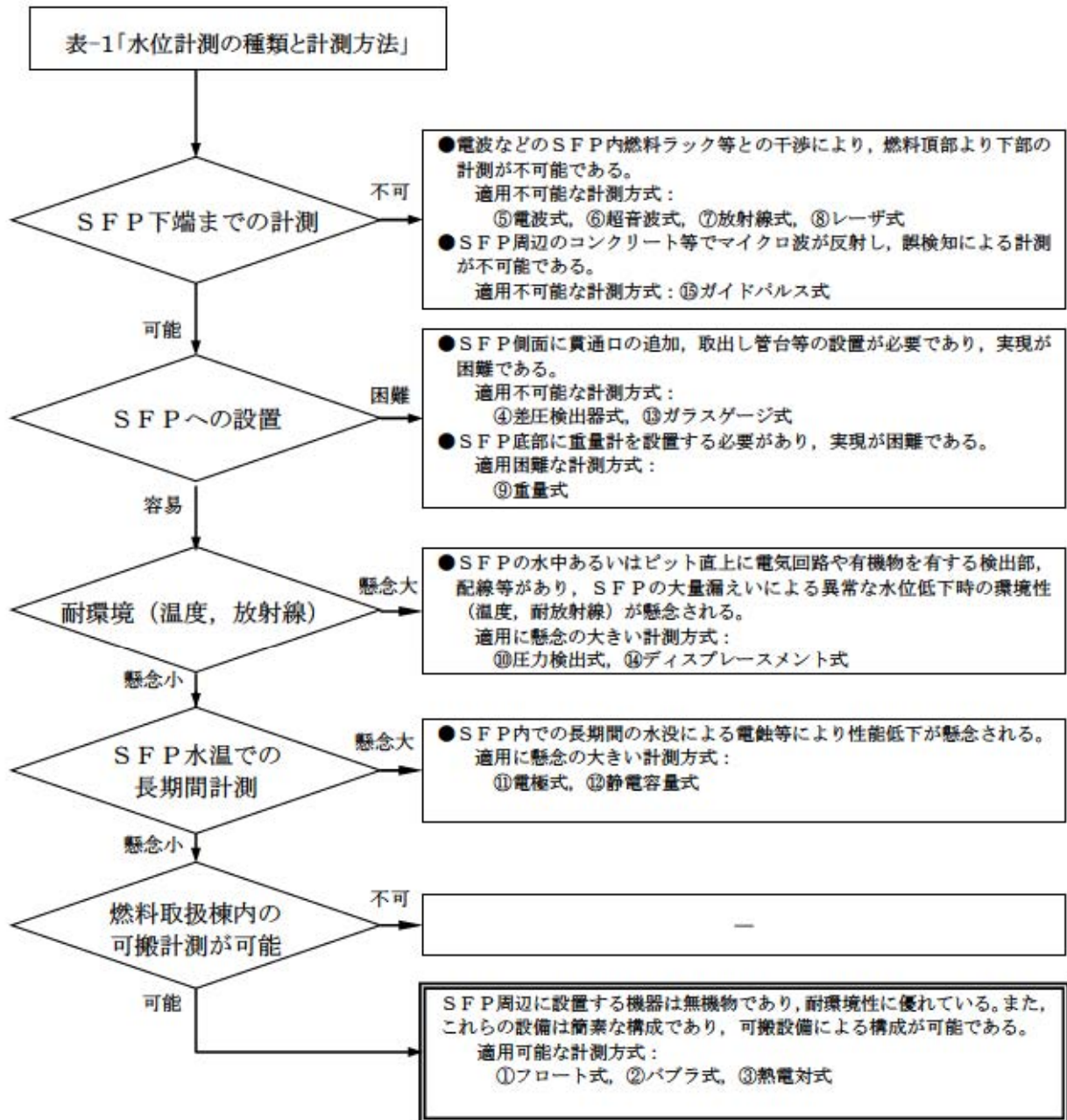
*表示画面における最高温度と最低温度を示す。

使用済燃料ピット水位計（可搬型）の成立性について

「第16図 使用済燃料ピット下部水位計測の選定フロー」より、使用可能であると選定した3つの方式から、使用済燃料ピット上部より下部まで連続計測が可能であること及び測定原理が直接的でシンプルであることから、フロート式を採用した。

項目	仕様	他	評価	備考
計測範囲		使用済燃料ピット底部近傍から N.W.L 近傍まで計測が可能。	○	—
計測の連続性	連続計測	使用済燃料ピット底部近傍から N.W.L 近傍まで連続計測が可能。	○	異常な水位の低下事象における想定変動範囲を連続監視可能。
計測原理	フロート式	フロート式は、従来より一般的に採用されており、豊富な実績もあることから計測に対する大きな問題はない。	○	—
耐環境性	SFP内フロート SFP区域内フロート吊込架台、ワイヤー及びワイヤー支持柱	SFP区域内は、ピット水の沸騰による蒸散による温度、湿度の上昇及び異常な水位の低下により放射線量が上昇するが、SFP区域内は、無機物で構成しているフロート等であり、耐環境性に優れている。	○	水位変換器等の電気部品他は、SFP環境（温度、湿度、放射線）の影響を受けない場所に設置。
可搬/恒設	可搬設備	・フロート ・フロート吊込架台 ・ワイヤー及びワイヤー支持柱 ・水位変換器	○	
	恒設設備	・中央制御室への伝送路	○	

内は商業機密に属しますので公開できません



第 16 図 使用済燃料ピット下部水位計測の選定フロー

表-1 水位計測の種類と計測方式 (1 / 3)

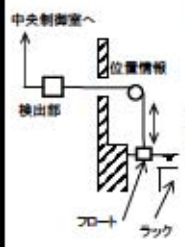
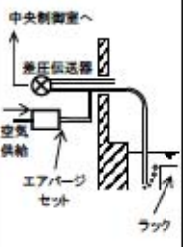
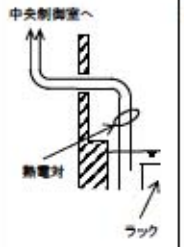
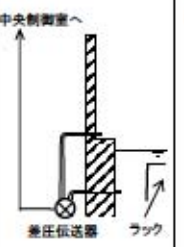
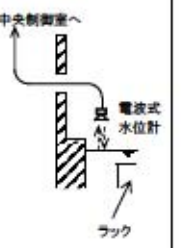
種類	①フロート式	②バブラー式	③熱電対式	④差圧伝送器式	⑤電波式
計測方式	<p>【フロートのみ接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>水面にフロートを投入し、水面の変化によるフロートの位置の変化をワイヤーを介して、別の場所に設置する検出部に伝達し、その位置の変化量を水位として計測する。</p>	<p>【配管のみ接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>水中にエアバージ配管を投入し、少量の空気をバージし、その背圧が配管先端の水圧に等しくなる原理を用いる。その背圧の変化を別の場所に設置する差圧検出器で水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【点計測】</p> <p>水中に、熱電対を用いた温度検出器を投入し、水中と気中に生じる温度差、あるいは熱伝導率の差による温度変化を熱電対で計測し、検出点在水中であるか気中であるかを検知する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンク下端側面から配管を別の場所に設置する差圧検出器まで導き、下層と大層との差による温度変化を熱電対で計測し、検出点が水中であるか気中であるかを検知する。</p>	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの気中に検出器を設置し、検出器から発信された電波が水面で反射して戻ってくるまでの時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>
構造概要					

表-1 水位計測の種類と計測方式 (2 / 3)

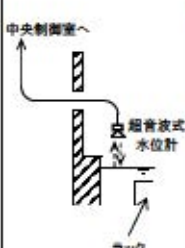

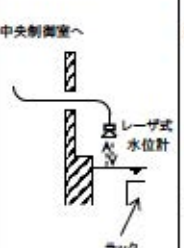
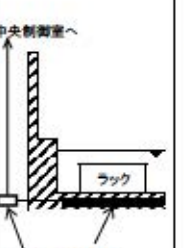
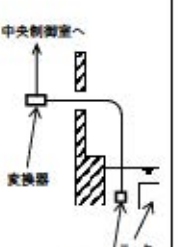
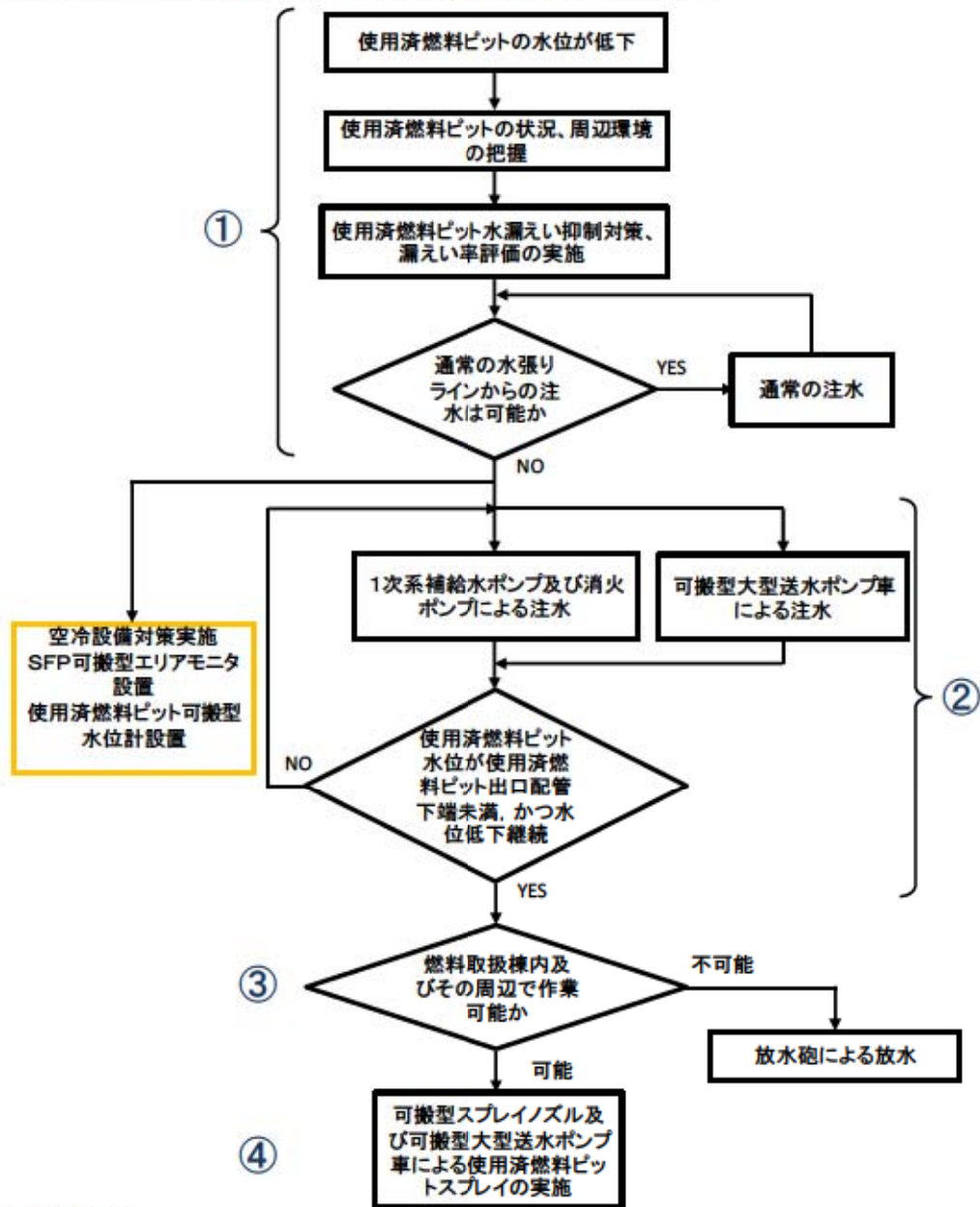
種類	⑥超音波式	⑦放射線式	⑧レーザ式	⑨重量式	⑩圧力検出式
計測方式	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの気中に検出器を設置し、検出器から発信された超音波パルスが水面で反射して戻ってくるまでの時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの外側に放射線同位元素と検量計を設置し、放射されるγ線が、水を透過するときに吸収される原理を用いて、検出点が水中であるか気中であるかを検知する。</p>	<p>【非接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの気中に検出器を設置し、検出器から発信されたレーザーパルスが水面で反射して戻ってくるまでの時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>	<p>【配管のみ接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンクの重量を計測し、水量を算出することにより、水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンク内底部に差ゲージなどを用いた圧力検出器を投入し、水頭圧を測定することにより、水位として計測する。</p>
構造概要					

表-1 水位計測の種類と計測方式 (3 / 3)

種類	⑪ 電極式	⑫ 静電容量式	⑬ ガラスゲージ式	⑭ ディスプレースメント式	⑮ ガイドパルス式
計測方式	<p>【接触】</p> <p>【点計測】</p> <p>ビットあるいはタンク内に先端を開放した電極棒などを投入し、電極が水中の場合、通電することにより電流が流れる原理を用いて、検出点が水中であるか気中であるかを検知する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンク内に先端を開放した電極棒などを投入し、水中と気中の静電容量の差を測定することにより、水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ビットあるいはタンク下端側面から配管を別の場所に引出し、導通管を設ける。導通管をカメラなどを介して目視することにより、水位を確認する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>水中にディスプレイサを固定設置し、水位変化に伴うディスプレイサの浮力の変化を移動量または力として取り出し、水位として計測する。</p>	<p>【接触】</p> <p>【連続計測】</p> <p>ワイヤーにマイクロ波を伝搬させ、比誘電率の高い水面で反射した波の到達時間差を測定することにより、水位として計測する。</p>
構造概要					

参考：泊3号炉 使用済燃料ピット水位低下時の対応フロー

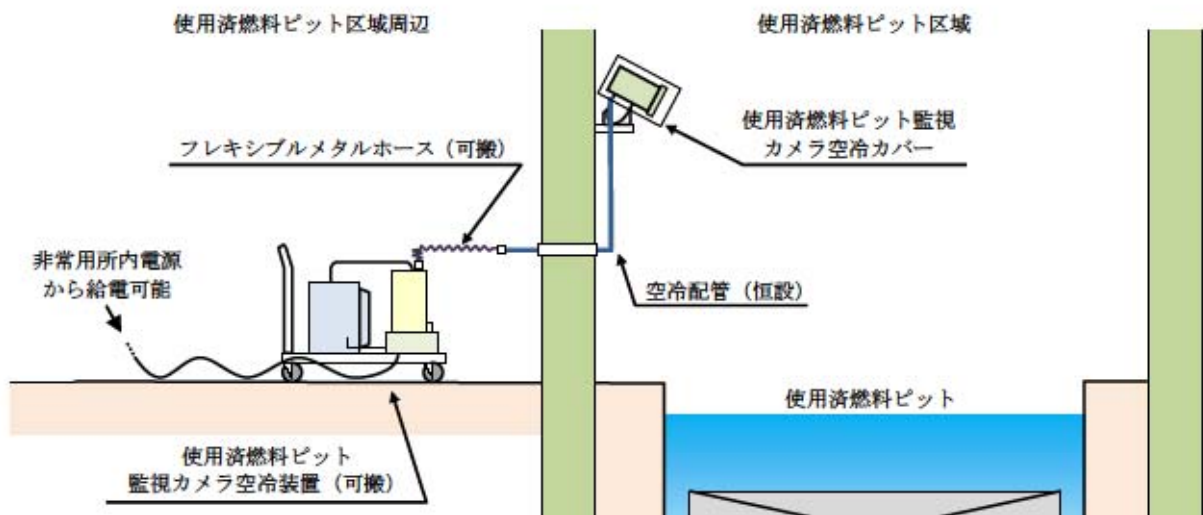


各計器監視機能

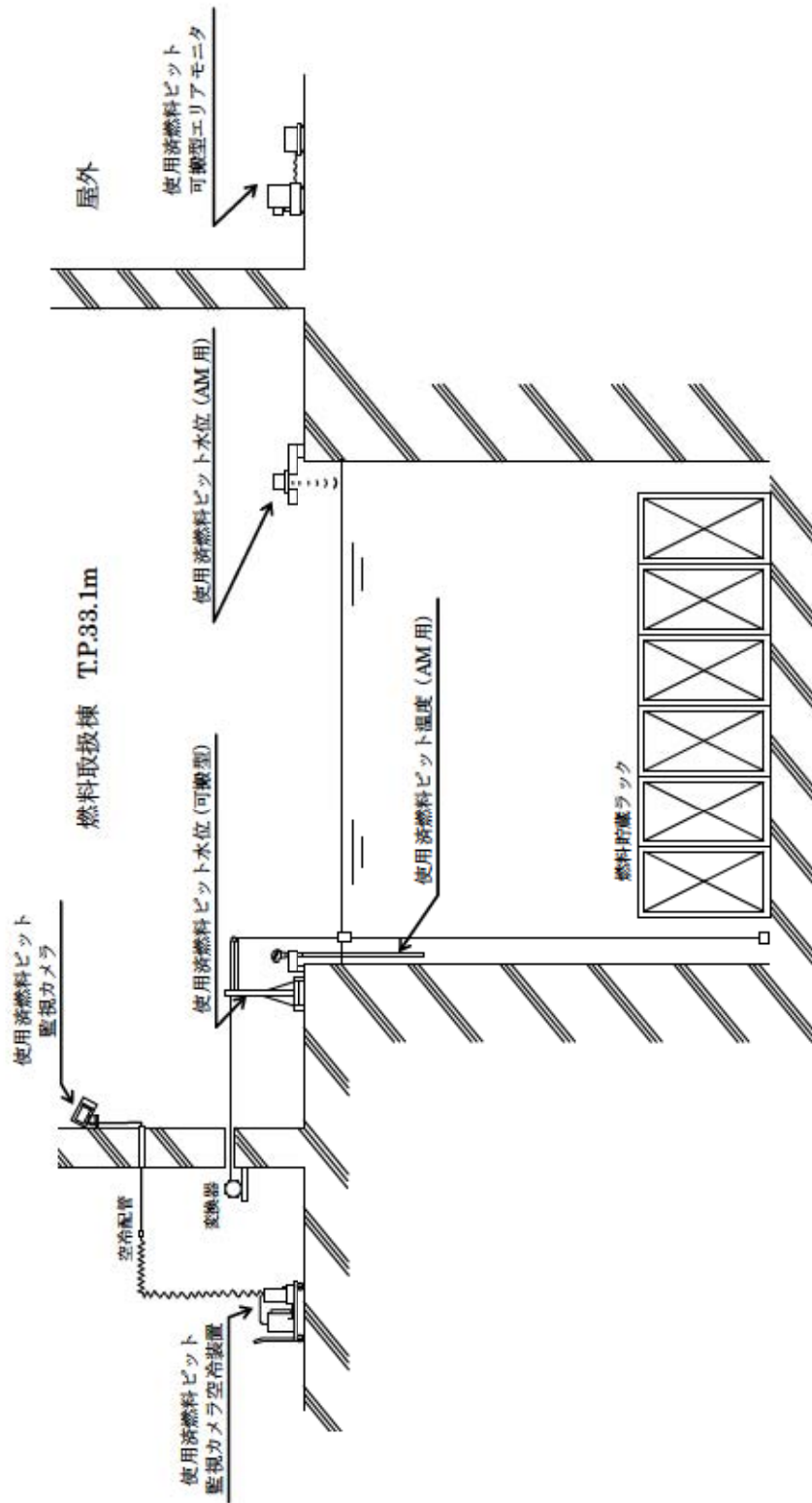
計器名称		①	②	③	④
水位	使用済燃料ピット水位	■			
	使用済燃料ピット水位(AM用)	■	■		
	使用済燃料ピット水位(可搬型)		■		
温度	使用済燃料ピット温度	■			
	使用済燃料ピット温度(AM用)	■	■		
	使用済燃料ピット監視カメラ	■	■		
線量当量率	使用済燃料ピットエリアモニタ	■	■		
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ		■		

使用済燃料ピット監視計器機能維持対策（蒸気雰囲気下）

使用済燃料ピットにおいて、重大事故等が発生した場合、使用済燃料監視設備は多様性を持たせており、対策に必要な情報を把握できると考えているが、使用済燃料ピット監視カメラについては、蒸気雰囲気下でも機能維持ができるよう以下の対策を実施する。

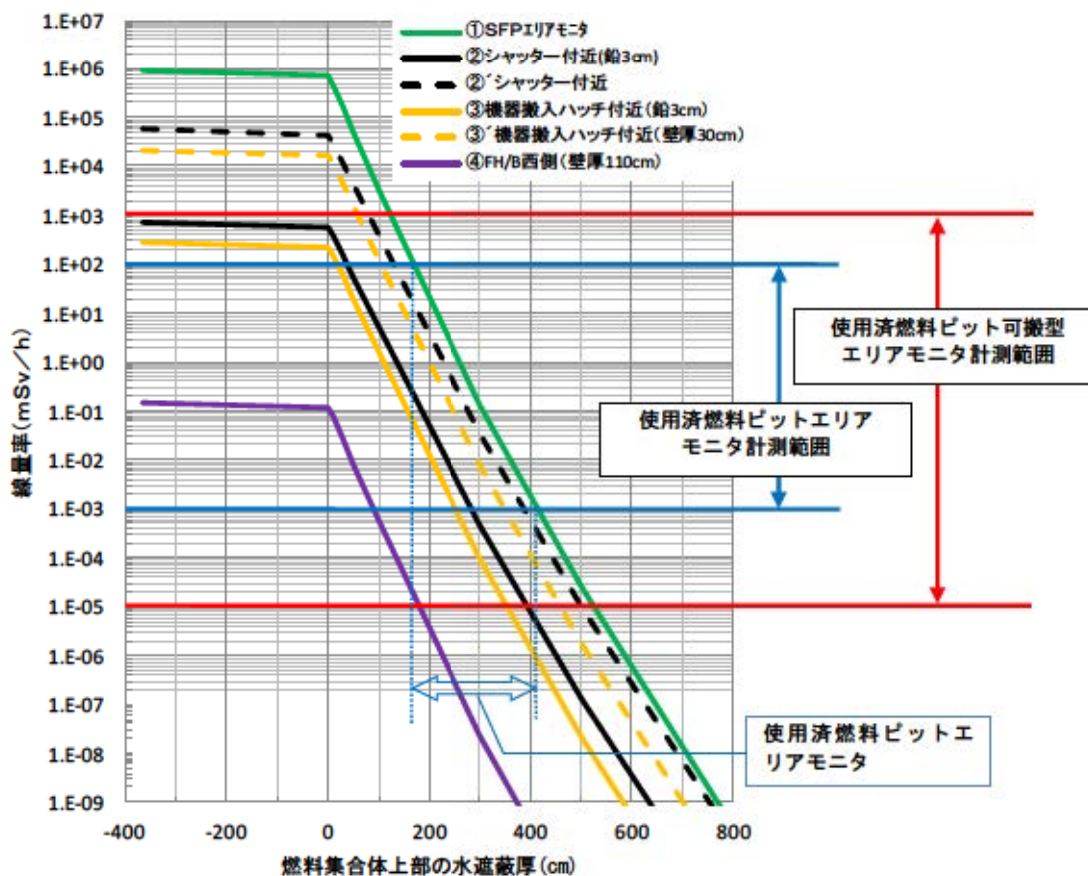


使用済燃料ピット監視設備（重大事故等対処設備）の全体概要



使用済燃料ピット可搬型エリアモニタによる監視について

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、あらかじめ設定している設置場所での線量率の相関(減衰率)関係を評価し把握しておくことにより、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。



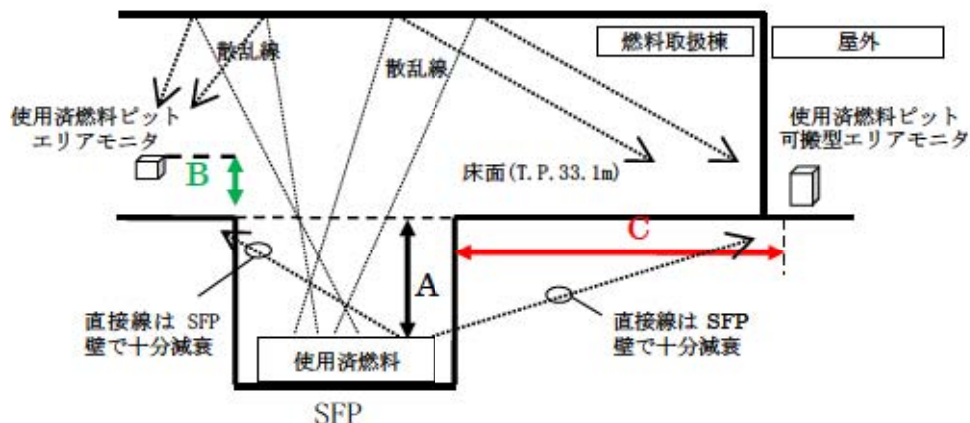
内は商業機密に属しますので公開できません

SFP 監視設備の線量評価手法等について

(1) 評価手法

SFP 監視設備である使用済燃料ピットエリアモニタ及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの位置関係は、第 17 図に示すとおり、使用済燃料から非直視の位置関係にある。このため、使用済燃料からの直接線は SFP 壁で十分に減衰するため、SFP 鉛直方向からの散乱線による SFP 監視設備位置の線量率を評価する。

評価モデルとしては、第 18 図のとおり、SFP に貯蔵された使用済燃料を体積線源と見なし、床面 (T.P. 33.1m) における SFP から SFP 監視設備設置位置までの距離を SFP 鉛直方向の距離として距離減衰を考慮して線量率を計算し、この計算結果に散乱の減衰率を乗じて SFP 監視設備位置の線量率を評価する。

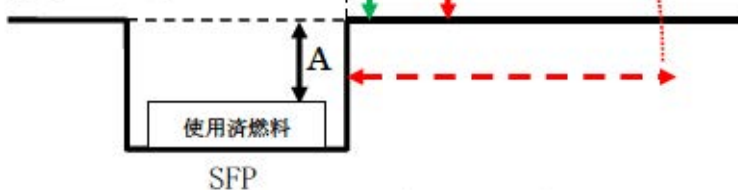


第 17 図 SFP 監視設備と使用済燃料の位置関係イメージ

線量率計算は SPAN-SLAB コードを用い、直接線と同じモデルとして線量率を計算し、この計算結果に散乱の減衰率(0.1)^{*}を乗じて SFP 監視設備位置の線量率を評価している。なお、使用済燃料の線源強度は、工事計画認可申請書の生体遮蔽装置の放射線の遮蔽計算に用いている原子炉停止後 [] の線源強度を使用。

※ 減衰率は「放射線施設のしゃへい計算実務マニュアル 2007」にて散乱線の簡易計算手法により散乱係数を算出。

床面(T.P.33.1m)



評価点までの距離は、SFP 壁面から最短となるように設定。

第 18 図 線量率評モデル

[] 内は商業機密に属しますので公開できません

(2) SFP貯蔵中の使用済燃料の頂部が露出してから線量率の傾向について

SFPに貯蔵中の使用済燃料が冠水している場合は、第19図のとおり、SFPの水位低下(水遮蔽厚の減少)に伴って線量率が大きく上昇する。また、使用済燃料の頂部が露出してからは、SFP水位が更に低下しても燃料集合体の自己遮蔽の効果により線量率の大きな上昇はない。

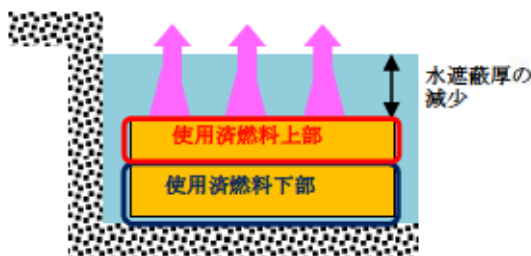
評価では、使用済燃料を体積線源と見なした計算モデルとしているが、実際はSFPの水位が低下して燃料頂部が露出すると、燃料下部から燃料集合体間の隙間及び最外周に配列された燃料とSFP壁の隙間を通して天井方向へ抜けるガンマ線の影響が考えられる。燃料間の隙間及び最外周に配列された燃料とSFP壁の隙間を抜けて天井方向へ抜けるガンマ線については、天井にて散乱し可搬型エリアモニタ等へ到達すると考えられるが、線量率への寄与としては、評価上最短距離(燃料～オペフロ+オペフロ～評価点までの水平距離)を使用していること及び保守的な散乱係数を設定していること(天井方向への散乱の入射角が鋭角になるため散乱係数は0.1より十分小さくなる)により、評価上の保守性に十分包含されている。

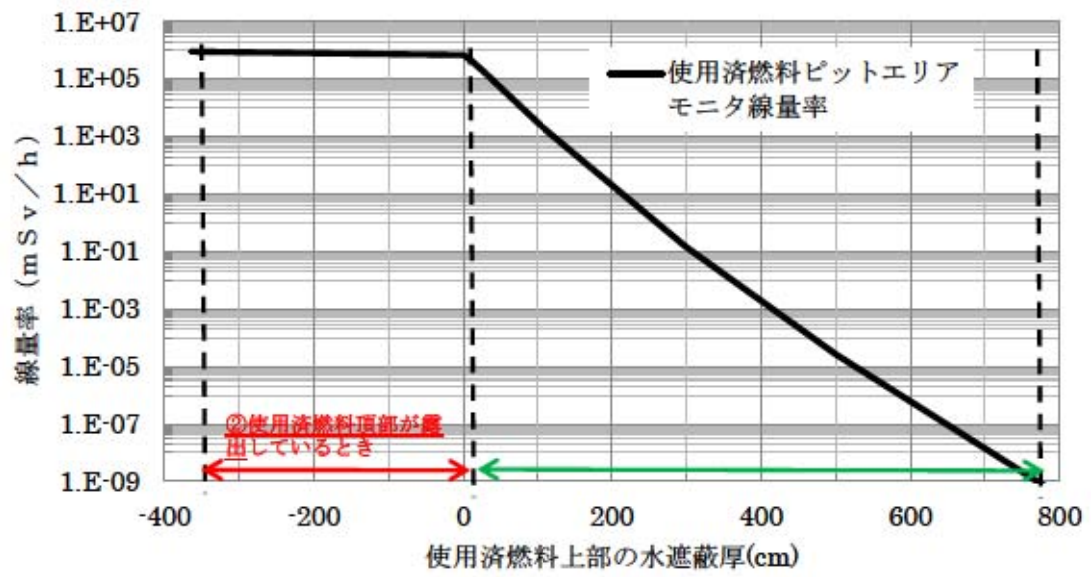
【①使用済燃料が冠水しているとき】

SFP水位が低下すると使用済燃料の鉛直方向の水遮蔽厚が減少するため、線量率が大きく上昇する。

【②使用済燃料頂部が露出しているとき】

使用済燃料頂部が露出しても、使用済燃料下部からの放射線は使用済燃料上部により遮蔽(自己遮蔽)され、使用済燃料上部の線量率の寄与が支配的となる。水位低下による使用済燃料の自己遮蔽効果(「燃料集合体構造材+水」の合算密度→「燃料集合体構造材のみ」の密度)の低下は小さいため、線量率の大きな上昇はない。





第 19 図 貯蔵中の使用済燃料からの線量分布

可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

- 【使用済燃料ピット可搬型水位計の設置】
- 【使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの設置】
- 【使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の使用準備】

1. 作業概要

重大事故時等に、設計基準対象の使用済燃料ピット監視計器が使用できなくなることを想定し、使用済燃料ピット可搬型水位計及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタを設置する。また、重大事故時における使用済燃料ピット監視カメラの耐環境性の向上を図るために、使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の使用準備を実施する。

2. 必要要員数及び作業時間

(1) 使用済燃料ピット可搬型水位計の設置

- 必要要員数： 2名
- 操作時間（想定）： 2時間
- 操作時間（実績）： 1時間 45分（移動、放射線防護具着用含む）

(2) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの設置、使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の使用準備

- 必要要員数： 2名
- 操作時間（想定）： 2時間
- 操作時間（実績）： 1時間 1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： 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。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。
- 作業性：
 - 【使用済燃料ピット可搬型水位計】
変換器とケーブル接続BOXとの接続はコネクタ接続であり、容易に接続可能である。また、使用済燃料ピット可搬型水位計設置時の使用工具については、一般工具を用いた簡易な作業であるため、問題なく実施できる。
 - 【使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ】
検出器用ケーブルの接続はコネクタ接続であり、容易に接続可能である。また、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ設置時の使用工具については、一般工具を用いた簡易な作業だけであるため、問題なく実施できる。
 - 【使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置】
配管との接続はカプラ接続であり、工具の必要はなく、容易に接続が可能である。また、電源ケーブルはコンセントプラグ接続であり、容易に接続可能であるため、問題なく実施できる。
- 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。



収納（運搬）状態



組立状態



変換器



ケーブル接続 BOX

使用済燃料ピット可搬型水位計



可搬型エリアモニタ
測定処理部



可搬型エリアモニタ
検出器側



検出器用ケーブル接続

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ



監視カメラ空冷装置



空冷配管との接続



電源ケーブル接続

使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置

使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計について

重大事故等が発生した場合、使用済燃料ピットの水位を把握するために使用済燃料ピットから 100 m以上の離隔を取った場所に使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計 (①図参照) を配備している。

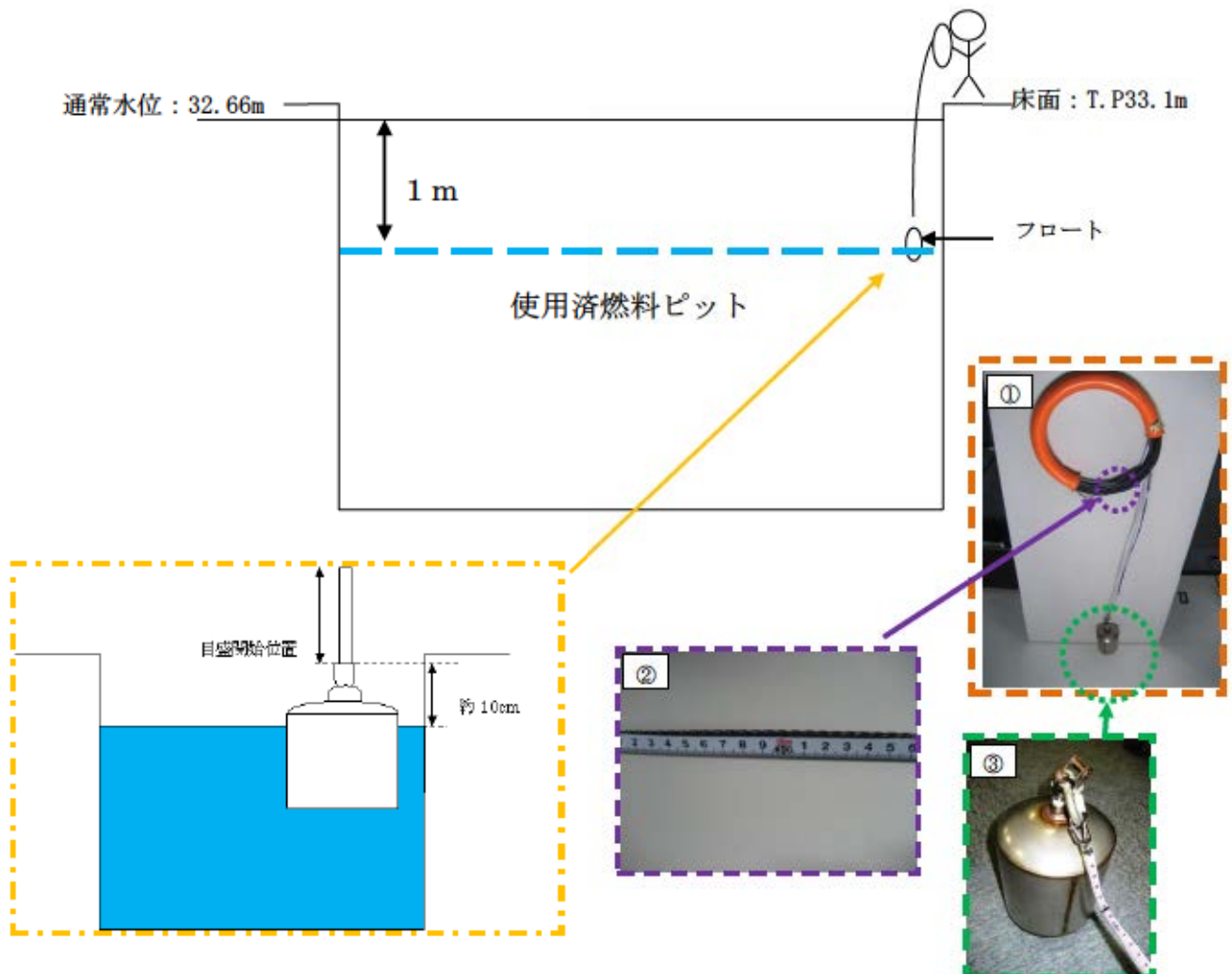
(1) 携帯型水位、水温計

使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計は目盛付ロープ先端にフロート (2.6Kg) を取り付けたものであり、使用済燃料ピット床面 (T.P. 33.1m) より目盛付ロープを垂らし、手で感じるロープの重さの変化により水面へ到達したことが確認できる。その際のロープの長さから使用済燃料ピット水位を算出する。

水位計測定範囲：30m

【水位測定方法】

- ・人力にて使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計を水面へ降ろす。
 - ・フロートが水面へ到達したことが確認できたら目盛を読み取る。
- (②, ③図参照)
- ・読み取った値と計測場所との関係により水位を換算する。(別紙参照)



例) ロープ長が 1.14m の場合

床面の高さを基準とし、フロートが S F P 水面に浮いた状態でロープを S F P 壁面に這わせてフロートから床面までのロープ長を確認しロープ長が 1.14m の場合の水面位置は次のとおりとなる。

$$\text{床面 } 33.1\text{m} - 1.14\text{m} - 0.2\text{m}^{\ast 1} - 0.1\text{m}^{\ast 2} = \underline{\text{水面 T.P31.66m}}$$

となり、通常水位 - 1 m であることが確認できる。

※ 1 計測尺の目盛はゼロ点を基準として -0.2m から +30m の表示となっている。

※ 2 水面から目盛開始位置までの長さ

(2) 携帯型水位計、携帯型水温計

携帯型水位計は、水面に向けて超音波を照射し反射して戻ってくるまでの時間を計測し、超音波の速度から反射したものとの距離を逆算することにより、使用済燃料ピットの水面までの距離を把握するものである。

携帯型水温計は、使用済燃料ピット水の表面から放出される赤外線放射エネルギーを赤外線センサーを用いて計測することにより、使用済燃料ピットの表面温度を把握するものである。

なお、それぞれの計器は電池式でバックライト機能も付加されており、施設内の電源喪失時においても容易に測定することが可能である。

[測定範囲]

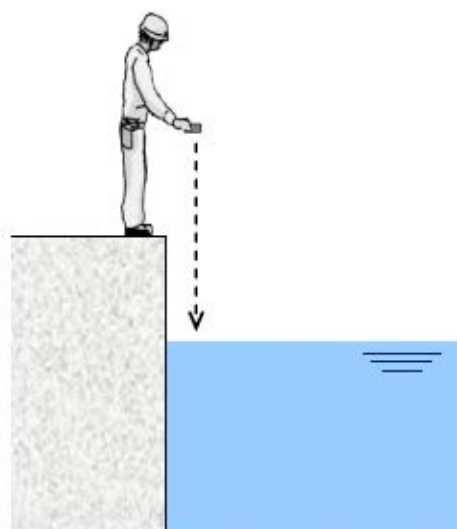
- ・ 携帯型水位計 : 0.6~16m (最小表示 : 0.01m)
- ・ 携帯型水温計 : -40~510°C (最小表示 : 1°C)



[携帯型水位計]



[携帯型温度計]



[測定概略]

使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計換算表
 (必要遮へい水厚 (燃料上部+4.25m) まで (1/2))

(単位: m)

床高	水位計読み値	SFP水位	燃料上部までの距離	水位計読み値	SFP水位	燃料上部までの距離
	-0.30	T.P.33.10	8.06	0.66	T.P.32.14	7.10
	-0.29	T.P.33.09	8.05	0.67	T.P.32.13	7.09
	-0.28	T.P.33.08	8.04	0.68	T.P.32.12	7.08
	-0.27	T.P.33.07	8.03	0.69	T.P.32.11	7.07
	-0.26	T.P.33.06	8.02	0.70	T.P.32.10	7.06
	-0.25	T.P.33.05	8.01	0.71	T.P.32.90	7.05
	-0.24	T.P.33.04	8.00	0.72	T.P.32.80	7.04
	-0.23	T.P.33.03	7.99	0.73	T.P.32.70	7.03
	-0.22	T.P.33.02	7.98	0.74	T.P.32.60	7.02
	-0.21	T.P.33.01	7.97	0.75	T.P.32.50	7.01
	-0.20	T.P.33.00	7.96	0.76	T.P.32.40	7.00
	-0.19	T.P.32.99	7.95	0.77	T.P.32.30	6.99
	-0.18	T.P.32.98	7.94	0.78	T.P.32.20	6.98
	-0.17	T.P.32.97	7.93	0.79	T.P.32.10	6.97
	-0.16	T.P.32.96	7.92	0.80	T.P.32.00	6.96
	-0.15	T.P.32.95	7.91	0.81	T.P.31.99	6.95
	-0.14	T.P.32.94	7.90	0.82	T.P.31.98	6.94
	-0.13	T.P.32.93	7.89	0.83	T.P.31.97	6.93
	-0.12	T.P.32.92	7.88	0.84	T.P.31.96	6.92
	-0.11	T.P.32.91	7.87	0.85	T.P.31.95	6.91
	-0.10	T.P.32.90	7.86	0.86	T.P.31.94	6.90
	-0.09	T.P.32.89	7.85	0.87	T.P.31.93	6.89
	-0.08	T.P.32.88	7.84	0.88	T.P.31.92	6.88
	-0.07	T.P.32.87	7.83	0.89	T.P.31.91	6.87
	-0.06	T.P.32.86	7.82	0.90	T.P.31.90	6.86
	-0.05	T.P.32.85	7.81	0.91	T.P.31.89	6.85
	-0.04	T.P.32.84	7.80	0.92	T.P.31.88	6.84
	-0.03	T.P.32.83	7.79	0.93	T.P.31.87	6.83
	-0.02	T.P.32.82	7.78	0.94	T.P.31.86	6.82
	-0.01	T.P.32.81	7.77	0.95	T.P.31.85	6.81
	0.00	T.P.32.80	7.76	0.96	T.P.31.84	6.80
	0.01	T.P.32.79	7.75	0.97	T.P.31.83	6.79
	0.02	T.P.32.78	7.74	0.98	T.P.31.82	6.78
	0.03	T.P.32.77	7.73	0.99	T.P.31.81	6.77
	0.04	T.P.32.76	7.72	1.00	T.P.31.80	6.76
	0.05	T.P.32.75	7.71	1.01	T.P.31.79	6.75
	0.06	T.P.32.74	7.70	1.02	T.P.31.78	6.74
	0.07	T.P.32.73	7.69	1.03	T.P.31.77	6.73
	0.08	T.P.32.72	7.68	1.04	T.P.31.76	6.72
	0.09	T.P.32.71	7.67	1.05	T.P.31.75	6.71
	0.10	T.P.32.70	7.66	1.06	T.P.31.74	6.70
	0.11	T.P.32.69	7.65	1.07	T.P.31.73	6.69
	0.12	T.P.32.68	7.64	1.08	T.P.31.72	6.68
	0.13	T.P.32.67	7.63	1.09	T.P.31.71	6.67
	0.14	T.P.32.66	7.62	1.10	T.P.31.70	6.66
	0.15	T.P.32.65	7.61	1.11	T.P.31.69	6.65
	0.16	T.P.32.64	7.60	1.12	T.P.31.68	6.64
	0.17	T.P.32.63	7.59	1.13	T.P.31.67	6.63
	0.18	T.P.32.62	7.58	1.14	T.P.31.66	6.62
	0.19	T.P.32.61	7.57	1.15	T.P.31.65	6.61
	0.20	T.P.32.60	7.56	1.16	T.P.31.64	6.60
	0.21	T.P.32.59	7.55	1.17	T.P.31.63	6.59
	0.22	T.P.32.58	7.54	1.18	T.P.31.62	6.58
	0.23	T.P.32.57	7.53	1.19	T.P.31.61	6.57
	0.24	T.P.32.56	7.52	1.20	T.P.31.60	6.56
	0.25	T.P.32.55	7.51	1.21	T.P.31.59	6.55
	0.26	T.P.32.54	7.50	1.22	T.P.31.58	6.54
	0.27	T.P.32.53	7.49	1.23	T.P.31.57	6.53
	0.28	T.P.32.52	7.48	1.24	T.P.31.56	6.52
	0.29	T.P.32.51	7.47	1.25	T.P.31.55	6.51
	0.30	T.P.32.50	7.46	1.26	T.P.31.54	6.50
	0.31	T.P.32.49	7.45	1.27	T.P.31.53	6.49
	0.32	T.P.32.48	7.44	1.28	T.P.31.52	6.48
	0.33	T.P.32.47	7.43	1.29	T.P.31.51	6.47
	0.34	T.P.32.46	7.42	1.30	T.P.31.50	6.46
	0.35	T.P.32.45	7.41	1.31	T.P.31.49	6.45
	0.36	T.P.32.44	7.40	1.32	T.P.31.48	6.44
	0.37	T.P.32.43	7.39	1.33	T.P.31.47	6.43
	0.38	T.P.32.42	7.38	1.34	T.P.31.46	6.42
	0.39	T.P.32.41	7.37	1.35	T.P.31.45	6.41
	0.40	T.P.32.40	7.36	1.36	T.P.31.44	6.40
	0.41	T.P.32.39	7.35	1.37	T.P.31.43	6.39
	0.42	T.P.32.38	7.34	1.38	T.P.31.42	6.38
	0.43	T.P.32.37	7.33	1.39	T.P.31.41	6.37
	0.44	T.P.32.36	7.32	1.40	T.P.31.40	6.36
	0.45	T.P.32.35	7.31	1.41	T.P.31.39	6.35
	0.46	T.P.32.34	7.30	1.42	T.P.31.38	6.34
	0.47	T.P.32.33	7.29	1.43	T.P.31.37	6.33
	0.48	T.P.32.32	7.28	1.44	T.P.31.36	6.32
	0.49	T.P.32.31	7.27	1.45	T.P.31.35	6.31
	0.50	T.P.32.30	7.26	1.46	T.P.31.34	6.30
	0.51	T.P.32.29	7.25	1.47	T.P.31.33	6.29
	0.52	T.P.32.28	7.24	1.48	T.P.31.32	6.28
	0.53	T.P.32.27	7.23	1.49	T.P.31.31	6.27
	0.54	T.P.32.26	7.22	1.50	T.P.31.30	6.26
	0.55	T.P.32.25	7.21	1.51	T.P.31.29	6.25
	0.56	T.P.32.24	7.20	1.52	T.P.31.28	6.24
	0.57	T.P.32.23	7.19	1.53	T.P.31.27	6.23
	0.58	T.P.32.22	7.18	1.54	T.P.31.26	6.22
	0.59	T.P.32.21	7.17	1.55	T.P.31.25	6.21
	0.60	T.P.32.20	7.16	1.56	T.P.31.24	6.20
	0.61	T.P.32.19	7.15	1.57	T.P.31.23	6.19
	0.62	T.P.32.18	7.14	1.58	T.P.31.22	6.18
	0.63	T.P.32.17	7.13	1.59	T.P.31.21	6.17
	0.64	T.P.32.16	7.12	1.60	T.P.31.20	6.16
	0.65	T.P.32.15	7.11	1.61	T.P.31.19	6.15

内は商業機密に属しますので公開できません

使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計換算表
 (必要遮へい水厚 (燃料上部+4.25m) まで (2/2))

(単位: m)

水位計読み値	SFP水位	燃料上端までの距離
1.62	T.P.31.18	6.14
1.63	T.P.31.17	6.13
1.64	T.P.31.16	6.12
1.65	T.P.31.15	6.11
1.66	T.P.31.14	6.10
1.67	T.P.31.13	6.09
1.68	T.P.31.12	6.08
1.69	T.P.31.11	6.07
1.70	T.P.31.10	6.06
1.71	T.P.31.90	6.05
1.72	T.P.31.80	6.04
1.73	T.P.31.70	6.03
1.74	T.P.31.60	6.02
1.75	T.P.31.50	6.01
1.76	T.P.31.40	6.00
1.77	T.P.31.30	5.99
1.78	T.P.31.20	5.98
1.79	T.P.31.10	5.97
1.80	T.P.31.00	5.96
1.81	T.P.30.99	5.95
1.82	T.P.30.98	5.94
1.83	T.P.30.97	5.93
1.84	T.P.30.96	5.92
1.85	T.P.30.95	5.91
1.86	T.P.30.94	5.90
1.87	T.P.30.93	5.89
1.88	T.P.30.92	5.88
1.89	T.P.30.91	5.87
1.90	T.P.30.90	5.86
1.91	T.P.30.89	5.85
1.92	T.P.30.88	5.84
1.93	T.P.30.87	5.83
1.94	T.P.30.86	5.82
1.95	T.P.30.85	5.81
1.96	T.P.30.84	5.80
1.97	T.P.30.83	5.79
1.98	T.P.30.82	5.78
1.99	T.P.30.81	5.77
2.00	T.P.30.80	5.76
2.01	T.P.30.79	5.75
2.02	T.P.30.78	5.74
2.03	T.P.30.77	5.73
2.04	T.P.30.76	5.72
2.05	T.P.30.75	5.71
2.06	T.P.30.74	5.70
2.07	T.P.30.73	5.69
2.08	T.P.30.72	5.68
2.09	T.P.30.71	5.67
2.10	T.P.30.70	5.66
2.11	T.P.30.69	5.65
2.12	T.P.30.68	5.64
2.13	T.P.30.67	5.63
2.14	T.P.30.66	5.62
2.15	T.P.30.65	5.61
2.16	T.P.30.64	5.60
2.17	T.P.30.63	5.59
2.18	T.P.30.62	5.58
2.19	T.P.30.61	5.57
2.20	T.P.30.60	5.56
2.21	T.P.30.59	5.55
2.22	T.P.30.58	5.54
2.23	T.P.30.57	5.53
2.24	T.P.30.56	5.52
2.25	T.P.30.55	5.51
2.26	T.P.30.54	5.50
2.27	T.P.30.53	5.49
2.28	T.P.30.52	5.48
2.29	T.P.30.51	5.47
2.30	T.P.30.50	5.46
2.31	T.P.30.49	5.45
2.32	T.P.30.48	5.44
2.33	T.P.30.47	5.43
2.34	T.P.30.46	5.42
2.35	T.P.30.45	5.41
2.36	T.P.30.44	5.40
2.37	T.P.30.43	5.39
2.38	T.P.30.42	5.38
2.39	T.P.30.41	5.37
2.40	T.P.30.40	5.36
2.41	T.P.30.39	5.35
2.42	T.P.30.38	5.34
2.43	T.P.30.37	5.33
2.44	T.P.30.36	5.32
2.45	T.P.30.35	5.31
2.46	T.P.30.34	5.30
2.47	T.P.30.33	5.29
2.48	T.P.30.32	5.28
2.49	T.P.30.31	5.27
2.50	T.P.30.30	5.26
2.51	T.P.30.29	5.25
2.52	T.P.30.28	5.24
2.53	T.P.30.27	5.23
2.54	T.P.30.26	5.22
2.55	T.P.30.25	5.21
2.56	T.P.30.24	5.20

水位計読み値	SFP水位	燃料上端までの距離
2.57	T.P.30.23	5.19
2.58	T.P.30.22	5.18
2.59	T.P.30.21	5.17
2.60	T.P.30.20	5.16
2.61	T.P.30.19	5.15
2.62	T.P.30.18	5.14
2.63	T.P.30.17	5.13
2.64	T.P.30.16	5.12
2.65	T.P.30.15	5.11
2.66	T.P.30.14	5.10
2.67	T.P.30.13	5.09
2.68	T.P.30.12	5.08
2.69	T.P.30.11	5.07
2.70	T.P.30.10	5.06
2.71	T.P.30.90	5.05
2.72	T.P.30.80	5.04
2.73	T.P.30.70	5.03
2.74	T.P.30.60	5.02
2.75	T.P.30.50	5.01
2.76	T.P.30.40	5.00
2.77	T.P.30.30	4.99
2.78	T.P.30.20	4.98
2.79	T.P.30.10	4.97
2.80	T.P.30.00	4.96
2.81	T.P.29.99	4.95
2.82	T.P.29.98	4.94
2.83	T.P.29.97	4.93
2.84	T.P.29.96	4.92
2.85	T.P.29.95	4.91
2.86	T.P.29.94	4.90
2.87	T.P.29.93	4.89
2.88	T.P.29.92	4.88
2.89	T.P.29.91	4.87
2.90	T.P.29.90	4.86
2.91	T.P.29.89	4.85
2.92	T.P.29.88	4.84
2.93	T.P.29.87	4.83
2.94	T.P.29.86	4.82
2.95	T.P.29.85	4.81
2.96	T.P.29.84	4.80
2.97	T.P.29.83	4.79
2.98	T.P.29.82	4.78
2.99	T.P.29.81	4.77
3.00	T.P.29.80	4.76
3.01	T.P.29.79	4.75
3.02	T.P.29.78	4.74
3.03	T.P.29.77	4.73
3.04	T.P.29.76	4.72
3.05	T.P.29.75	4.71
3.06	T.P.29.74	4.70
3.07	T.P.29.73	4.69
3.08	T.P.29.72	4.68
3.09	T.P.29.71	4.67
3.10	T.P.29.70	4.66
3.11	T.P.29.69	4.65
3.12	T.P.29.68	4.64
3.13	T.P.29.67	4.63
3.14	T.P.29.66	4.62
3.15	T.P.29.65	4.61
3.16	T.P.29.64	4.60
3.17	T.P.29.63	4.59
3.18	T.P.29.62	4.58
3.19	T.P.29.61	4.57
3.20	T.P.29.60	4.56
3.21	T.P.29.59	4.55
3.22	T.P.29.58	4.54
3.23	T.P.29.57	4.53
3.24	T.P.29.56	4.52
3.25	T.P.29.55	4.51
3.26	T.P.29.54	4.50
3.27	T.P.29.53	4.49
3.28	T.P.29.52	4.48
3.29	T.P.29.51	4.47
3.30	T.P.29.50	4.46
3.31	T.P.29.49	4.45
3.32	T.P.29.48	4.44
3.33	T.P.29.47	4.43
3.34	T.P.29.46	4.42
3.35	T.P.29.45	4.41
3.36	T.P.29.44	4.40
3.37	T.P.29.43	4.39
3.38	T.P.29.42	4.38
3.39	T.P.29.41	4.37
3.40	T.P.29.40	4.36
3.41	T.P.29.39	4.35
3.42	T.P.29.38	4.34
3.43	T.P.29.37	4.33
3.44	T.P.29.36	4.32
3.45	T.P.29.35	4.31
3.46	T.P.29.34	4.30
3.47	T.P.29.33	4.29
3.48	T.P.29.32	4.28
3.49	T.P.29.31	4.27
3.50	T.P.29.30	4.26
3.51	T.P.29.29	4.25

SFP 携帯型水位計換算表 (必要遮へい厚 (燃料上部+4.25m) まで)

(単位:m)

	0	0.01	0.02	0.03	0.04	0.05	0.06	0.07	0.08	0.09
0	33.10 (8.06)	33.09 (8.05)	33.08 (8.04)	33.07 (8.03)	33.06 (8.02)	33.05 (8.01)	33.04 (8.00)	33.03 (7.99)	33.02 (7.98)	33.01 (7.97)
0.1	33.00 (7.96)	32.99 (7.95)	32.98 (7.94)	32.97 (7.93)	32.96 (7.92)	32.95 (7.91)	32.94 (7.90)	32.93 (7.89)	32.92 (7.88)	32.91 (7.87)
0.2	32.90 (7.86)	32.89 (7.85)	32.88 (7.84)	32.87 (7.83)	32.86 (7.82)	32.85 (7.81)	32.84 (7.80)	32.83 (7.79)	32.82 (7.78)	32.81 (7.77)
0.3	32.80 (7.76)	32.79 (7.75)	32.78 (7.74)	32.77 (7.73)	32.76 (7.72)	32.75 (7.71)	32.74 (7.70)	32.73 (7.69)	32.72 (7.68)	32.71 (7.67)
0.4	32.70 (7.66)	32.69 (7.65)	32.68 (7.64)	32.67 (7.63)	32.66 (7.62)	32.65 (7.61)	32.64 (7.60)	32.63 (7.59)	32.62 (7.58)	32.61 (7.57)
0.5	32.60 (7.56)	32.59 (7.55)	32.58 (7.54)	32.57 (7.53)	32.56 (7.52)	32.55 (7.51)	32.54 (7.50)	32.53 (7.49)	32.52 (7.48)	32.51 (7.47)
0.6	32.50 (7.46)	32.49 (7.45)	32.48 (7.44)	32.47 (7.43)	32.46 (7.42)	32.45 (7.41)	32.44 (7.40)	32.43 (7.39)	32.42 (7.38)	32.41 (7.37)
0.7	32.40 (7.36)	32.39 (7.35)	32.38 (7.34)	32.37 (7.33)	32.36 (7.32)	32.35 (7.31)	32.34 (7.30)	32.33 (7.29)	32.32 (7.28)	32.31 (7.27)
0.8	32.30 (7.26)	32.29 (7.25)	32.28 (7.24)	32.27 (7.23)	32.26 (7.22)	32.25 (7.21)	32.24 (7.20)	32.23 (7.19)	32.22 (7.18)	32.21 (7.17)
0.9	32.20 (7.16)	32.19 (7.15)	32.18 (7.14)	32.17 (7.13)	32.16 (7.12)	32.15 (7.11)	32.14 (7.10)	32.13 (7.09)	32.12 (7.08)	32.11 (7.07)
1	32.10 (7.06)	32.09 (7.05)	32.08 (7.04)	32.07 (7.03)	32.06 (7.02)	32.05 (7.01)	32.04 (7.00)	32.03 (6.99)	32.02 (6.98)	32.01 (6.97)
1.1	32.00 (6.96)	31.99 (6.95)	31.98 (6.94)	31.97 (6.93)	31.96 (6.92)	31.95 (6.91)	31.94 (6.90)	31.93 (6.89)	31.92 (6.88)	31.91 (6.87)
1.2	31.90 (6.86)	31.89 (6.85)	31.88 (6.84)	31.87 (6.83)	31.86 (6.82)	31.85 (6.81)	31.84 (6.80)	31.83 (6.79)	31.82 (6.78)	31.81 (6.77)
1.3	31.80 (6.76)	31.79 (6.75)	31.78 (6.74)	31.77 (6.73)	31.76 (6.72)	31.75 (6.71)	31.74 (6.70)	31.73 (6.69)	31.72 (6.68)	31.71 (6.67)
1.4	31.70 (6.66)	31.69 (6.65)	31.68 (6.64)	31.67 (6.63)	31.66 (6.62)	31.65 (6.61)	31.64 (6.60)	31.63 (6.59)	31.62 (6.58)	31.61 (6.57)
1.5	31.60 (6.56)	31.59 (6.55)	31.58 (6.54)	31.57 (6.53)	31.56 (6.52)	31.55 (6.51)	31.54 (6.50)	31.53 (6.49)	31.52 (6.48)	31.51 (6.47)
1.6	31.50 (6.46)	31.49 (6.45)	31.48 (6.44)	31.47 (6.43)	31.46 (6.42)	31.45 (6.41)	31.44 (6.40)	31.43 (6.39)	31.42 (6.38)	31.41 (6.37)
1.7	31.40 (6.36)	31.39 (6.35)	31.38 (6.34)	31.37 (6.33)	31.36 (6.32)	31.35 (6.31)	31.34 (6.30)	31.33 (6.29)	31.32 (6.28)	31.31 (6.27)
1.8	31.30 (6.26)	31.29 (6.25)	31.28 (6.24)	31.27 (6.23)	31.26 (6.22)	31.25 (6.21)	31.24 (6.20)	31.23 (6.19)	31.22 (6.18)	31.21 (6.17)
1.9	31.20 (6.16)	31.19 (6.15)	31.18 (6.14)	31.17 (6.13)	31.16 (6.12)	31.15 (6.11)	31.14 (6.10)	31.13 (6.09)	31.12 (6.08)	31.11 (6.07)
2	31.10 (6.06)	31.09 (6.05)	31.08 (6.04)	31.07 (6.03)	31.06 (6.02)	31.05 (6.01)	31.04 (6.00)	31.03 (5.99)	31.02 (5.98)	31.01 (5.97)
2.1	31.00 (5.96)	30.99 (5.95)	30.98 (5.94)	30.97 (5.93)	30.96 (5.92)	30.95 (5.91)	30.94 (5.90)	30.93 (5.89)	30.92 (5.88)	30.91 (5.87)
2.2	30.90 (5.86)	30.89 (5.85)	30.88 (5.84)	30.87 (5.83)	30.86 (5.82)	30.85 (5.81)	30.84 (5.80)	30.83 (5.79)	30.82 (5.78)	30.81 (5.77)
2.3	30.80 (5.76)	30.79 (5.75)	30.78 (5.74)	30.77 (5.73)	30.76 (5.72)	30.75 (5.71)	30.74 (5.70)	30.73 (5.69)	30.72 (5.68)	30.71 (5.67)
2.4	30.70 (5.66)	30.69 (5.65)	30.68 (5.64)	30.67 (5.63)	30.66 (5.62)	30.65 (5.61)	30.64 (5.60)	30.63 (5.59)	30.62 (5.58)	30.61 (5.57)
2.5	30.60 (5.56)	30.59 (5.55)	30.58 (5.54)	30.57 (5.53)	30.56 (5.52)	30.55 (5.51)	30.54 (5.50)	30.53 (5.49)	30.52 (5.48)	30.51 (5.47)
2.6	30.50 (5.46)	30.49 (5.45)	30.48 (5.44)	30.47 (5.43)	30.46 (5.42)	30.45 (5.41)	30.44 (5.40)	30.43 (5.39)	30.42 (5.38)	30.41 (5.37)
2.7	30.40 (5.36)	30.39 (5.35)	30.38 (5.34)	30.37 (5.33)	30.36 (5.32)	30.35 (5.31)	30.34 (5.30)	30.33 (5.29)	30.32 (5.28)	30.31 (5.27)
2.8	30.30 (5.26)	30.29 (5.25)	30.28 (5.24)	30.27 (5.23)	30.26 (5.22)	30.25 (5.21)	30.24 (5.20)	30.23 (5.19)	30.22 (5.18)	30.21 (5.17)
2.9	30.20 (5.16)	30.19 (5.15)	30.18 (5.14)	30.17 (5.13)	30.16 (5.12)	30.15 (5.11)	30.14 (5.10)	30.13 (5.09)	30.12 (5.08)	30.11 (5.07)
3	30.10 (5.06)	30.09 (5.05)	30.08 (5.04)	30.07 (5.03)	30.06 (5.02)	30.05 (5.01)	30.04 (5.00)	30.03 (4.99)	30.02 (4.98)	30.01 (4.97)
3.1	30.00 (4.96)	29.99 (4.95)	29.98 (4.94)	29.97 (4.93)	29.96 (4.92)	29.95 (4.91)	29.94 (4.90)	29.93 (4.89)	29.92 (4.88)	29.91 (4.87)
3.2	29.90 (4.86)	29.89 (4.85)	29.88 (4.84)	29.87 (4.83)	29.86 (4.82)	29.85 (4.81)	29.84 (4.80)	29.83 (4.79)	29.82 (4.78)	29.81 (4.77)
3.3	29.80 (4.76)	29.79 (4.75)	29.78 (4.74)	29.77 (4.73)	29.76 (4.72)	29.75 (4.71)	29.74 (4.70)	29.73 (4.69)	29.72 (4.68)	29.71 (4.67)
3.4	29.70 (4.66)	29.69 (4.65)	29.68 (4.64)	29.67 (4.63)	29.66 (4.62)	29.65 (4.61)	29.64 (4.60)	29.63 (4.59)	29.62 (4.58)	29.61 (4.57)
3.5	29.60 (4.56)	29.59 (4.55)	29.58 (4.54)	29.57 (4.53)	29.56 (4.52)	29.55 (4.51)	29.54 (4.50)	29.53 (4.49)	29.52 (4.48)	29.51 (4.47)
3.6	29.50 (4.46)	29.49 (4.45)	29.48 (4.44)	29.47 (4.43)	29.46 (4.42)	29.45 (4.41)	29.44 (4.40)	29.43 (4.39)	29.42 (4.38)	29.41 (4.37)
3.7	29.40 (4.36)	29.39 (4.35)	29.38 (4.34)	29.37 (4.33)	29.36 (4.32)	29.35 (4.31)	29.34 (4.30)	29.33 (4.29)	29.32 (4.28)	29.31 (4.27)
3.8	29.30 (4.26)	29.29 (4.25)								

	0.06	--水位計読み値(0.01mオーダー)
3.1	29.94	--T.P.(m)
	(4.90)	--燃料上部までの距離(m)

水位計読み値(0.1mオーダー)

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

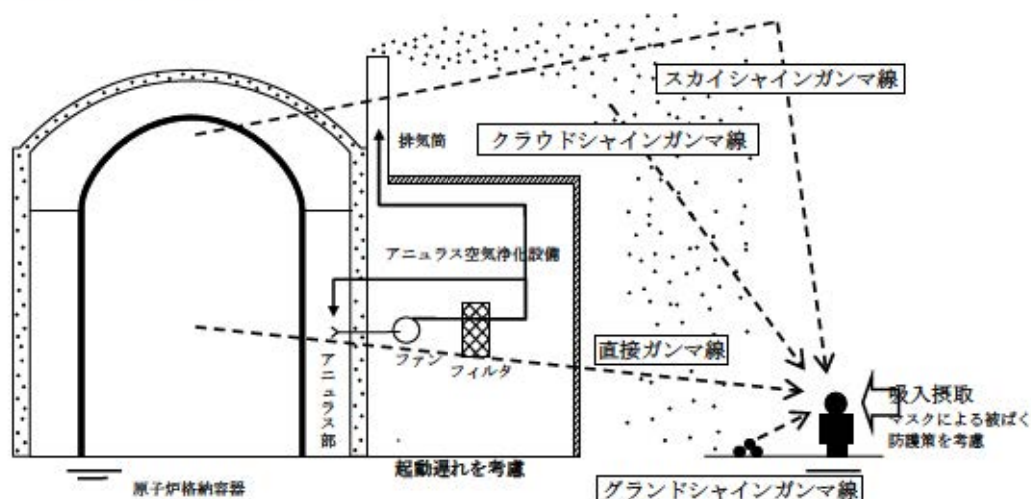
考慮する被ばく経路は、以下のとおりとする。第 2-1 図に、経路イメージ図を示す。

(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
- ・グラウ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

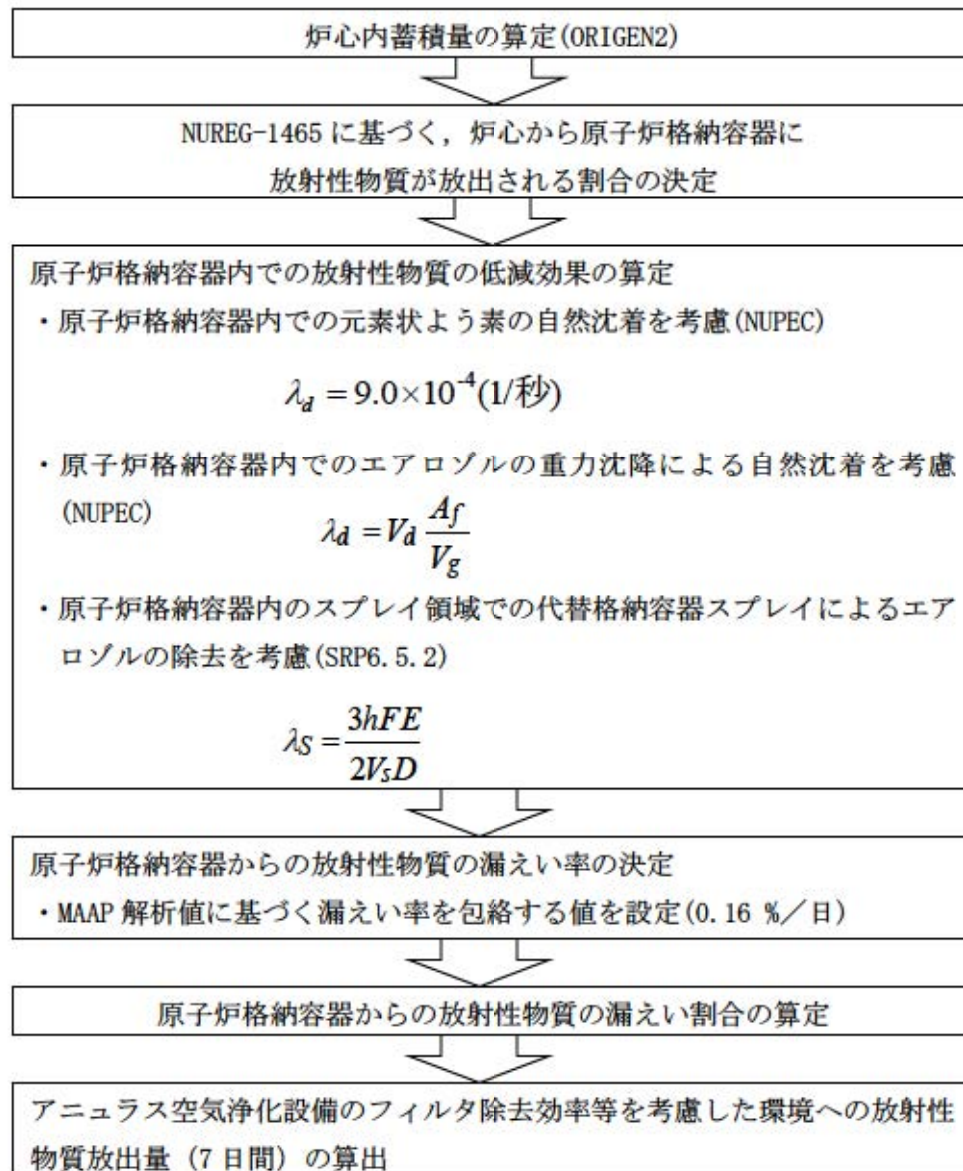
3. 評価対象作業

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エネルギー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

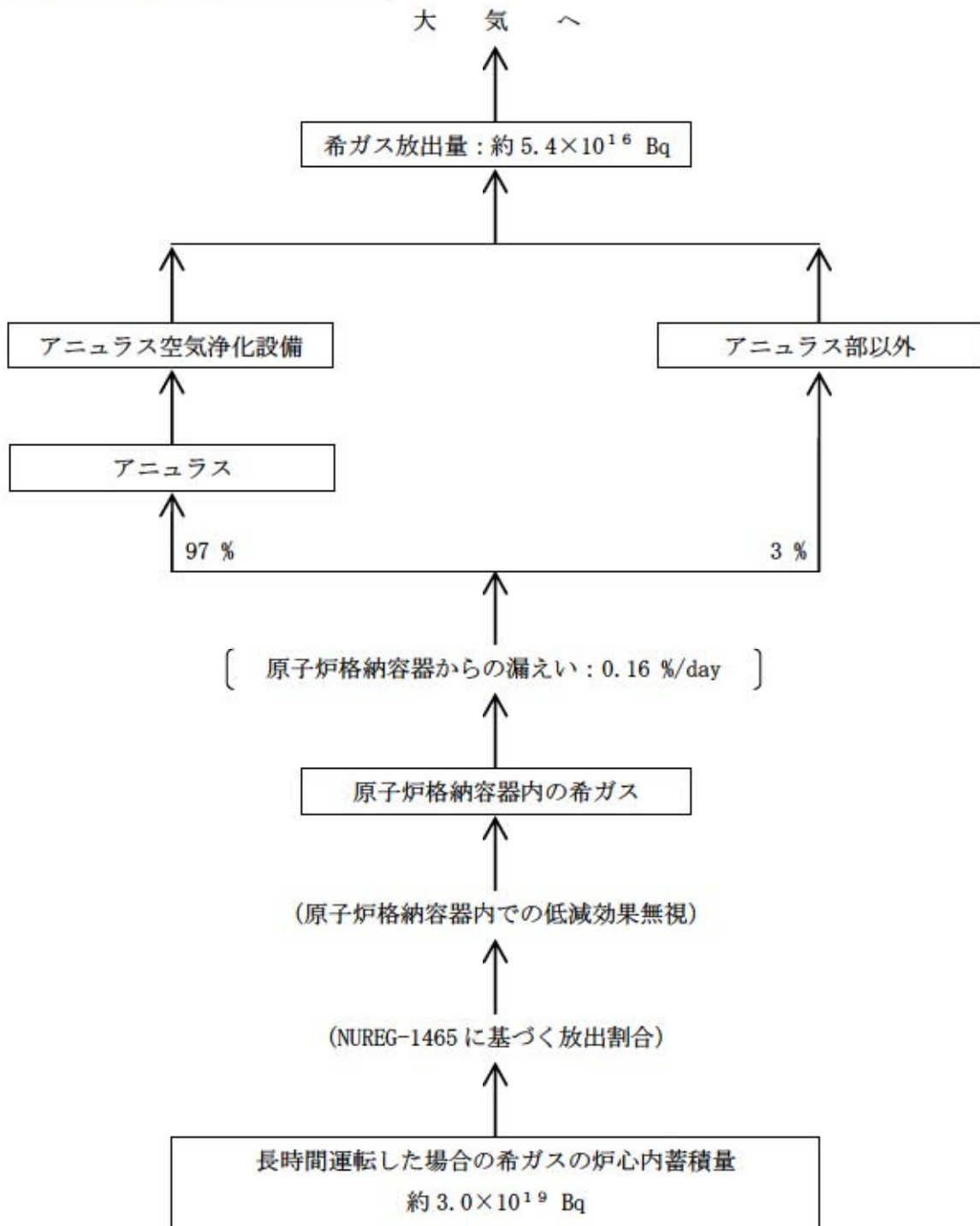
第 7-1 表に評価結果を、第 7-1 図から第 7-3 図に線量評価点を示す。

「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)

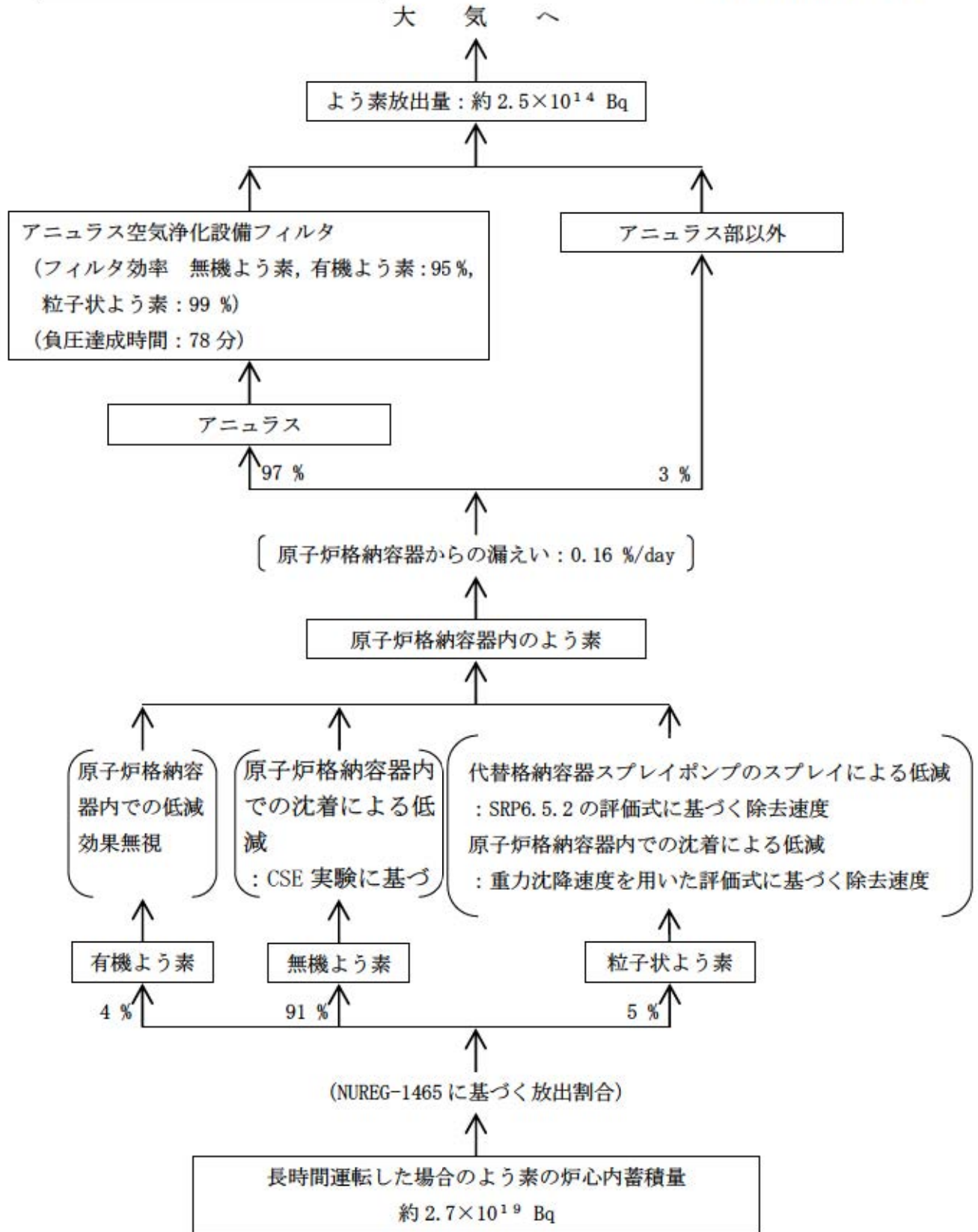


第 4-2 図 希ガスの大気放出過程

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

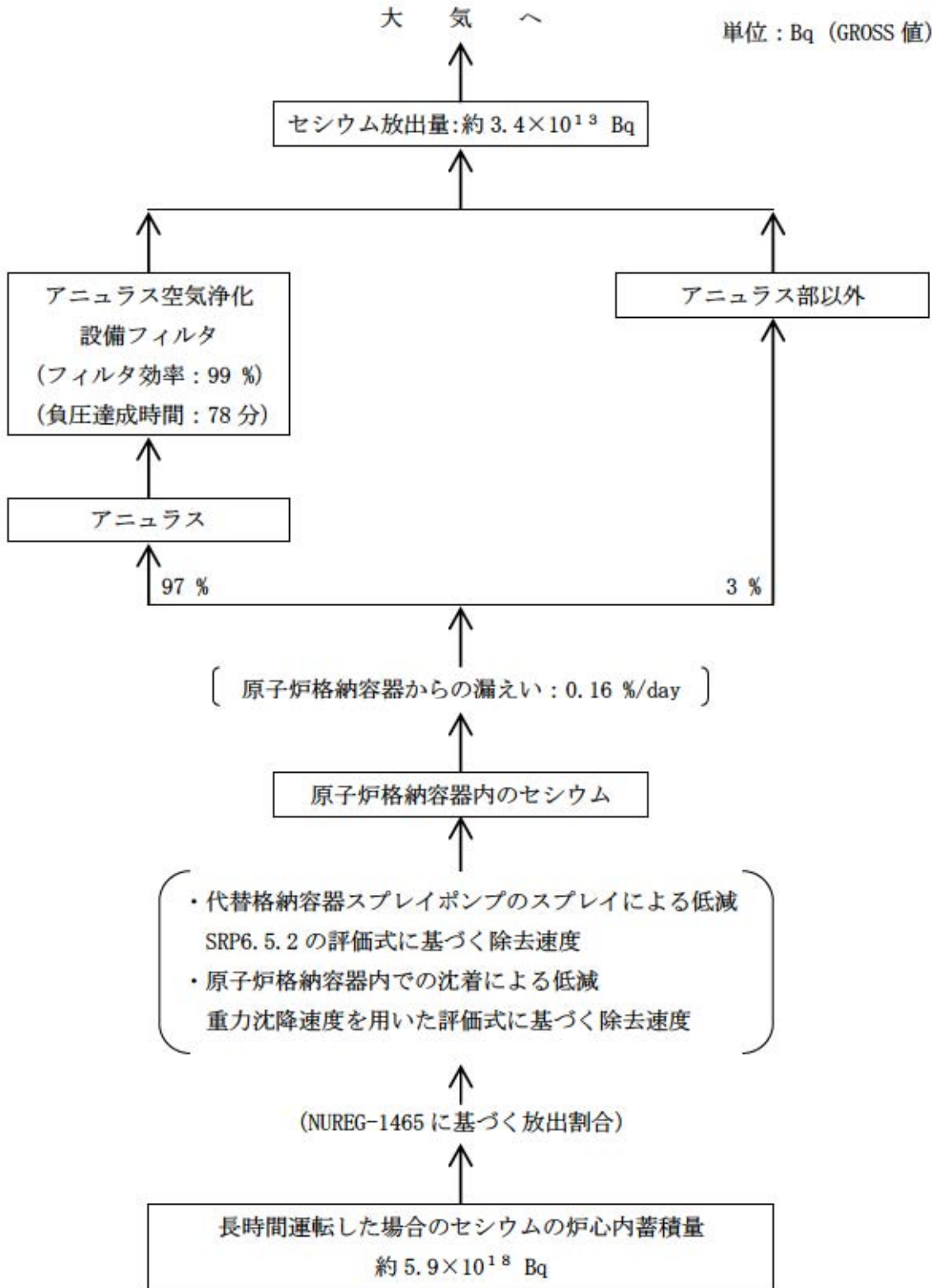
単位: Bq (GROSS 値)



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

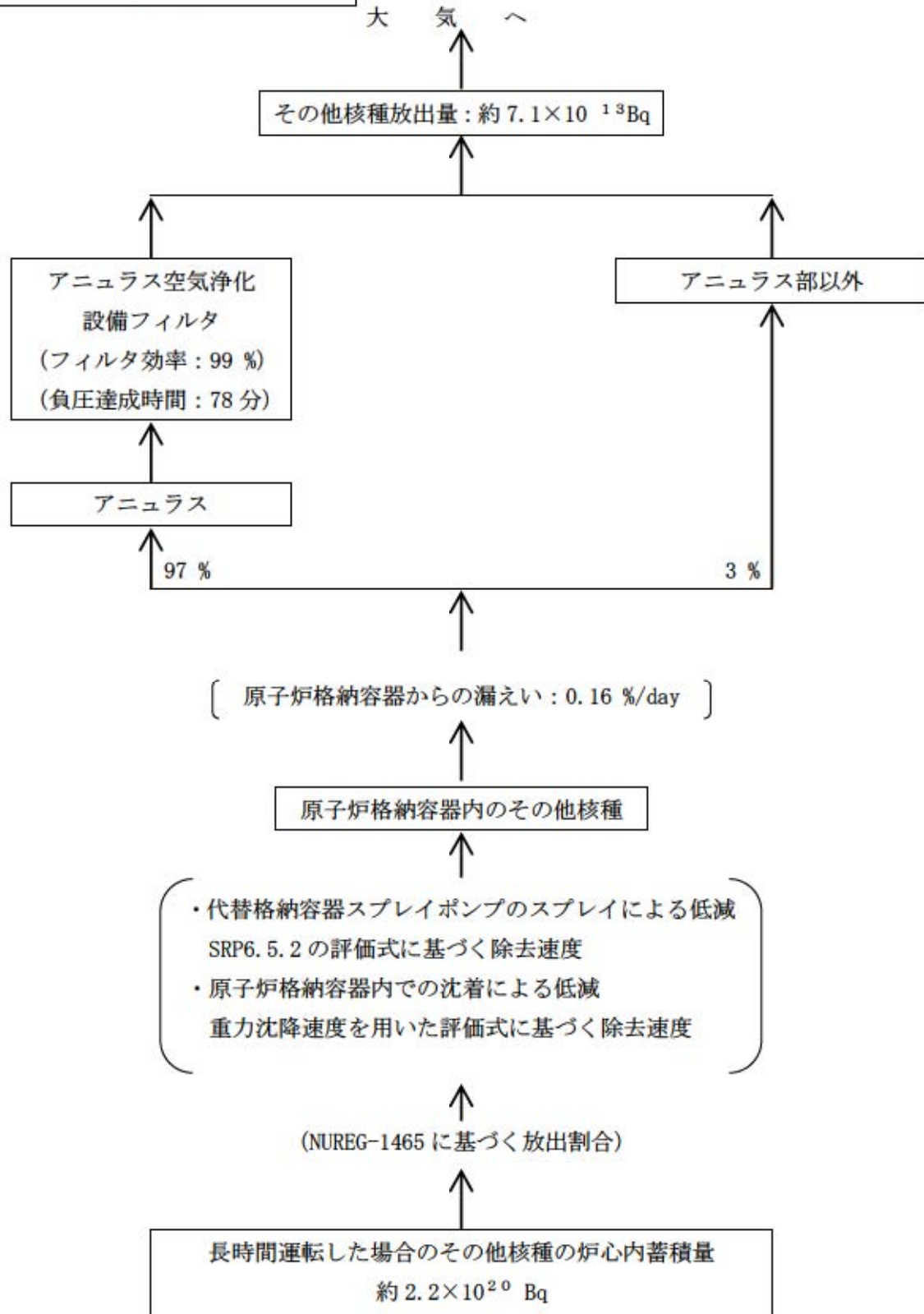


第 4-4 図 セシウムの大気放出過程

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

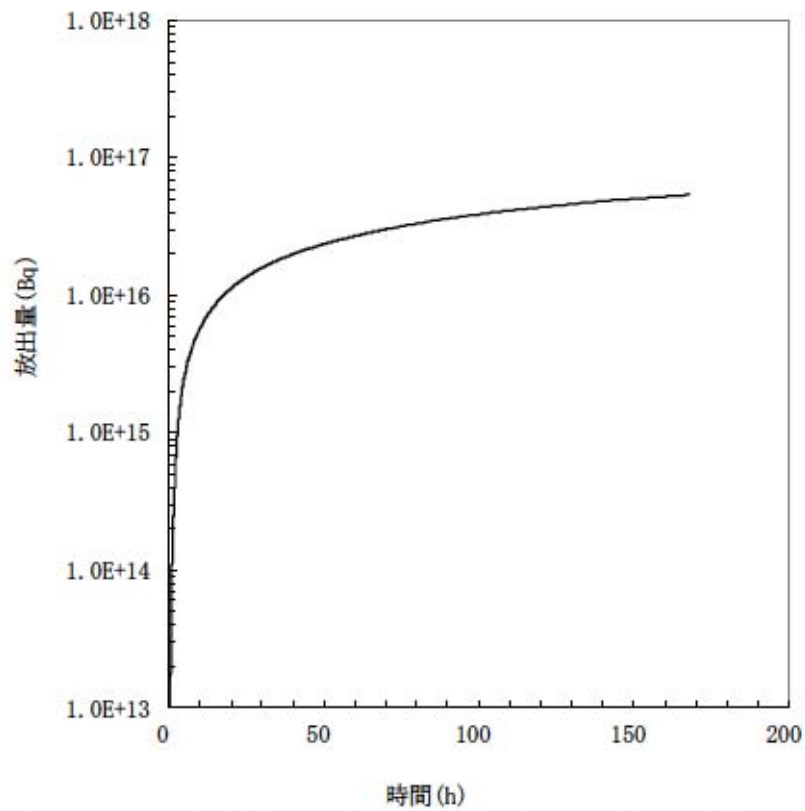
放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

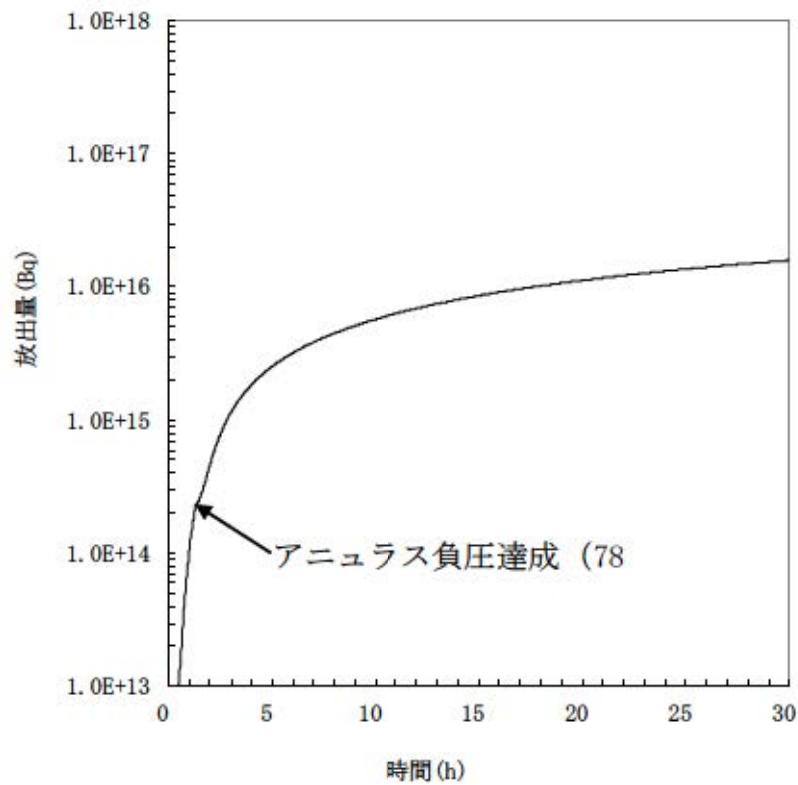


第 4-5 図 その他核種の大気放出過程

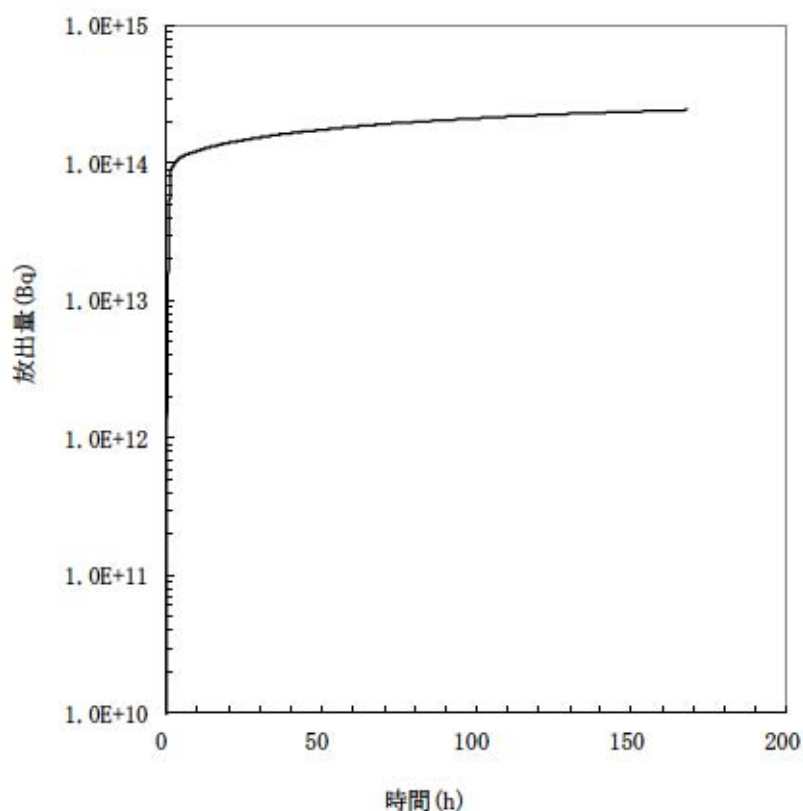
アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価



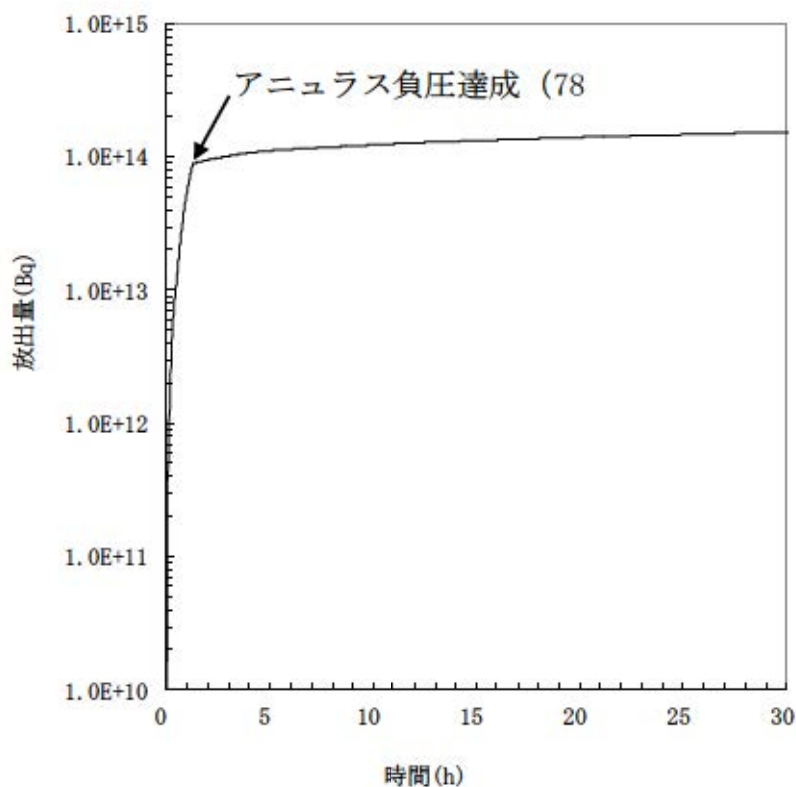
第 4-6 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



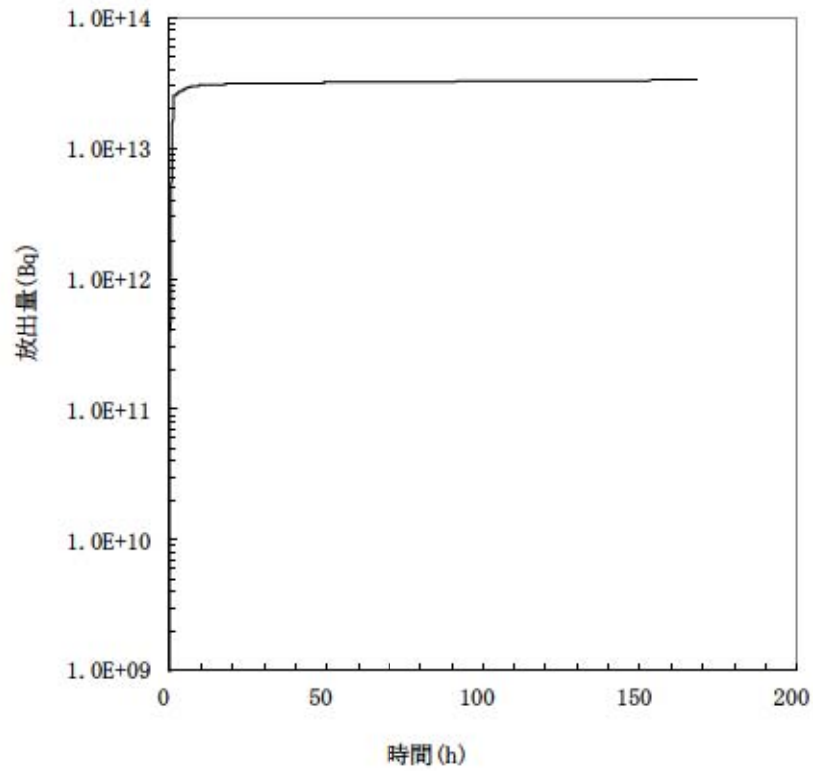
第 4-7 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (30 時間)



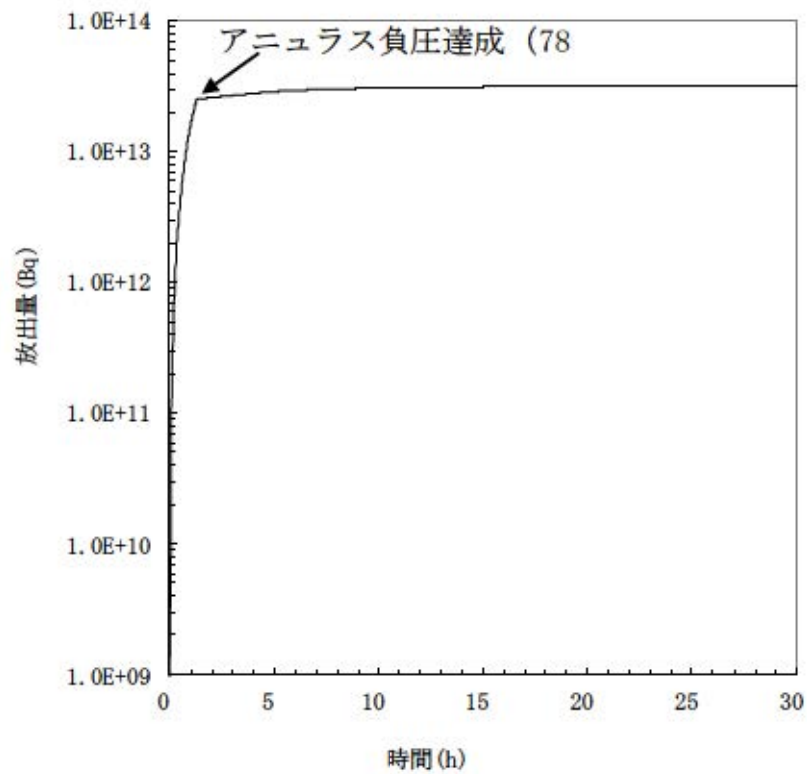
第 4-8 図 よう素積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第 4-9 図 よう素積算放出放射エネルギー(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エネルギー評価結果 (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	ガウスブルームモデル	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	<p>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。</p> <p>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。</p> <p>QAD 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある。</p>

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 5-1 表 (1/2) 作業員の対応手順と所要時間 (事故初期に行う作業)

作業の項目	作業員(名) (作業に必要な人数) 【 1:1は1名作業員 移動して来た作業員 としてカウントする】	作業内容	所要時間(分)				備考
			準備時間(分)	作業時間(分)	移動時間(分)	合計	
初期対応	1	現場到着	10分			10分	現場到着
	2	現場到着	10分			10分	現場到着
	11	現場到着	10分			10分	現場到着
	12	現場到着	10分			10分	現場到着
	13	現場到着	10分			10分	現場到着
	14	現場到着	10分			10分	現場到着
	15	現場到着	10分			10分	現場到着
	16	現場到着	10分			10分	現場到着
	17	現場到着	10分			10分	現場到着
	18	現場到着	10分			10分	現場到着
	19	現場到着	10分			10分	現場到着
	20	現場到着	10分			10分	現場到着
	21	現場到着	10分			10分	現場到着
	22	現場到着	10分			10分	現場到着
	23	現場到着	10分			10分	現場到着
24	現場到着	10分			10分	現場到着	
25	現場到着	10分			10分	現場到着	
26	現場到着	10分			10分	現場到着	
27	現場到着	10分			10分	現場到着	
28	現場到着	10分			10分	現場到着	
29	現場到着	10分			10分	現場到着	
30	現場到着	10分			10分	現場到着	
31	現場到着	10分			10分	現場到着	
32	現場到着	10分			10分	現場到着	
33	現場到着	10分			10分	現場到着	
34	現場到着	10分			10分	現場到着	
35	現場到着	10分			10分	現場到着	
36	現場到着	10分			10分	現場到着	
37	現場到着	10分			10分	現場到着	
38	現場到着	10分			10分	現場到着	
39	現場到着	10分			10分	現場到着	
40	現場到着	10分			10分	現場到着	
41	現場到着	10分			10分	現場到着	
42	現場到着	10分			10分	現場到着	
43	現場到着	10分			10分	現場到着	
44	現場到着	10分			10分	現場到着	
45	現場到着	10分			10分	現場到着	
46	現場到着	10分			10分	現場到着	
47	現場到着	10分			10分	現場到着	
48	現場到着	10分			10分	現場到着	
49	現場到着	10分			10分	現場到着	
50	現場到着	10分			10分	現場到着	
51	現場到着	10分			10分	現場到着	
52	現場到着	10分			10分	現場到着	
53	現場到着	10分			10分	現場到着	
54	現場到着	10分			10分	現場到着	
55	現場到着	10分			10分	現場到着	
56	現場到着	10分			10分	現場到着	
57	現場到着	10分			10分	現場到着	
58	現場到着	10分			10分	現場到着	
59	現場到着	10分			10分	現場到着	
60	現場到着	10分			10分	現場到着	
61	現場到着	10分			10分	現場到着	
62	現場到着	10分			10分	現場到着	
63	現場到着	10分			10分	現場到着	
64	現場到着	10分			10分	現場到着	
65	現場到着	10分			10分	現場到着	
66	現場到着	10分			10分	現場到着	
67	現場到着	10分			10分	現場到着	
68	現場到着	10分			10分	現場到着	
69	現場到着	10分			10分	現場到着	
70	現場到着	10分			10分	現場到着	
71	現場到着	10分			10分	現場到着	
72	現場到着	10分			10分	現場到着	
73	現場到着	10分			10分	現場到着	
74	現場到着	10分			10分	現場到着	
75	現場到着	10分			10分	現場到着	
76	現場到着	10分			10分	現場到着	
77	現場到着	10分			10分	現場到着	
78	現場到着	10分			10分	現場到着	
79	現場到着	10分			10分	現場到着	
80	現場到着	10分			10分	現場到着	
81	現場到着	10分			10分	現場到着	
82	現場到着	10分			10分	現場到着	
83	現場到着	10分			10分	現場到着	
84	現場到着	10分			10分	現場到着	
85	現場到着	10分			10分	現場到着	
86	現場到着	10分			10分	現場到着	
87	現場到着	10分			10分	現場到着	
88	現場到着	10分			10分	現場到着	
89	現場到着	10分			10分	現場到着	
90	現場到着	10分			10分	現場到着	
91	現場到着	10分			10分	現場到着	
92	現場到着	10分			10分	現場到着	
93	現場到着	10分			10分	現場到着	
94	現場到着	10分			10分	現場到着	
95	現場到着	10分			10分	現場到着	
96	現場到着	10分			10分	現場到着	
97	現場到着	10分			10分	現場到着	
98	現場到着	10分			10分	現場到着	
99	現場到着	10分			10分	現場到着	
100	現場到着	10分			10分	現場到着	

・上記表に基づき、現場到着後、現場状況を確認し、必要に応じて、現場状況に応じた対応を行う。
 ・作業員が現場に到着した時点で、現場状況を確認し、必要に応じて、現場状況に応じた対応を行う。
 ・作業員が現場に到着した時点で、現場状況を確認し、必要に応じて、現場状況に応じた対応を行う。
 ・作業員が現場に到着した時点で、現場状況を確認し、必要に応じて、現場状況に応じた対応を行う。

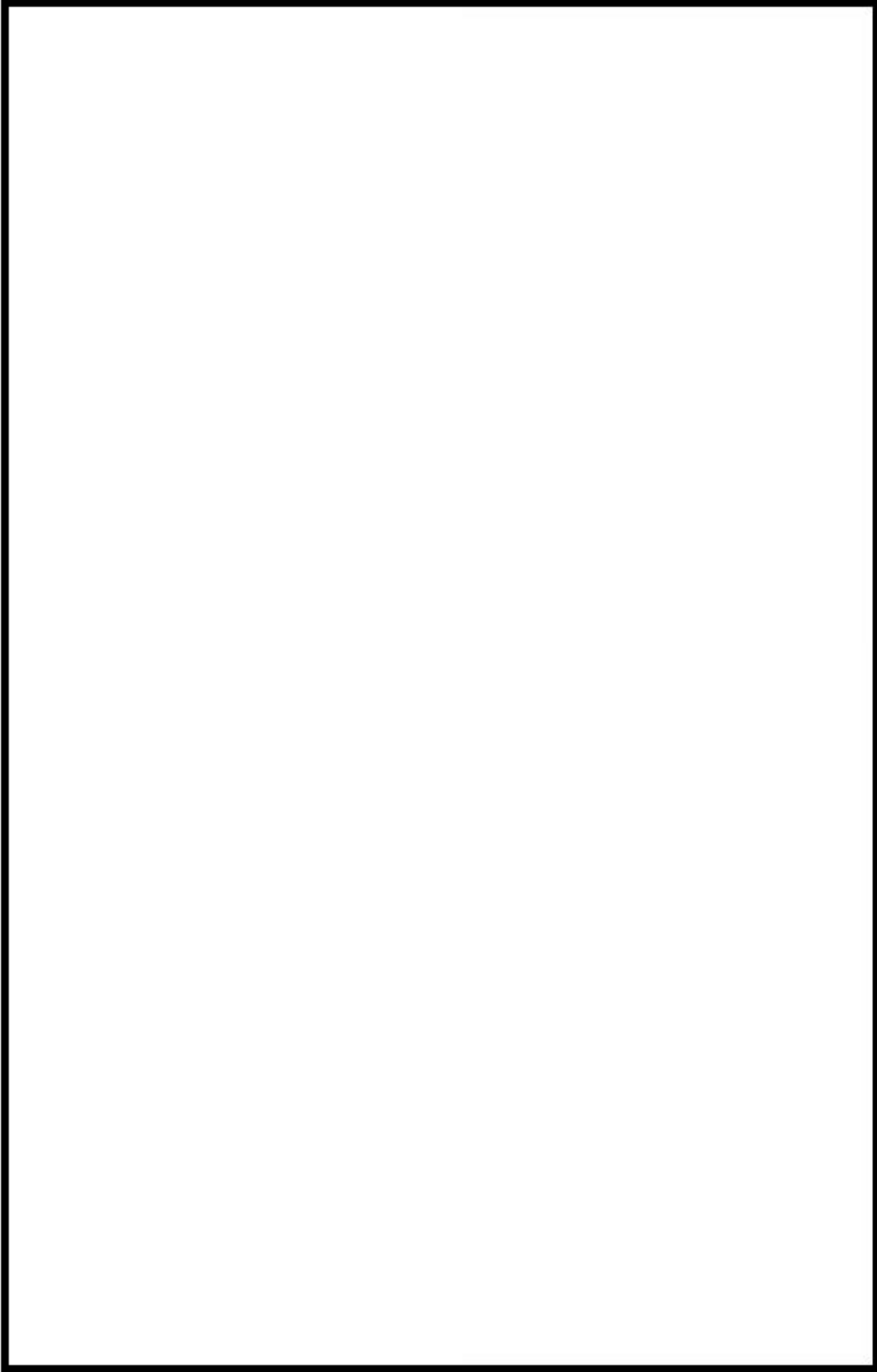
第7-1表 評価結果

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, ⑨	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。

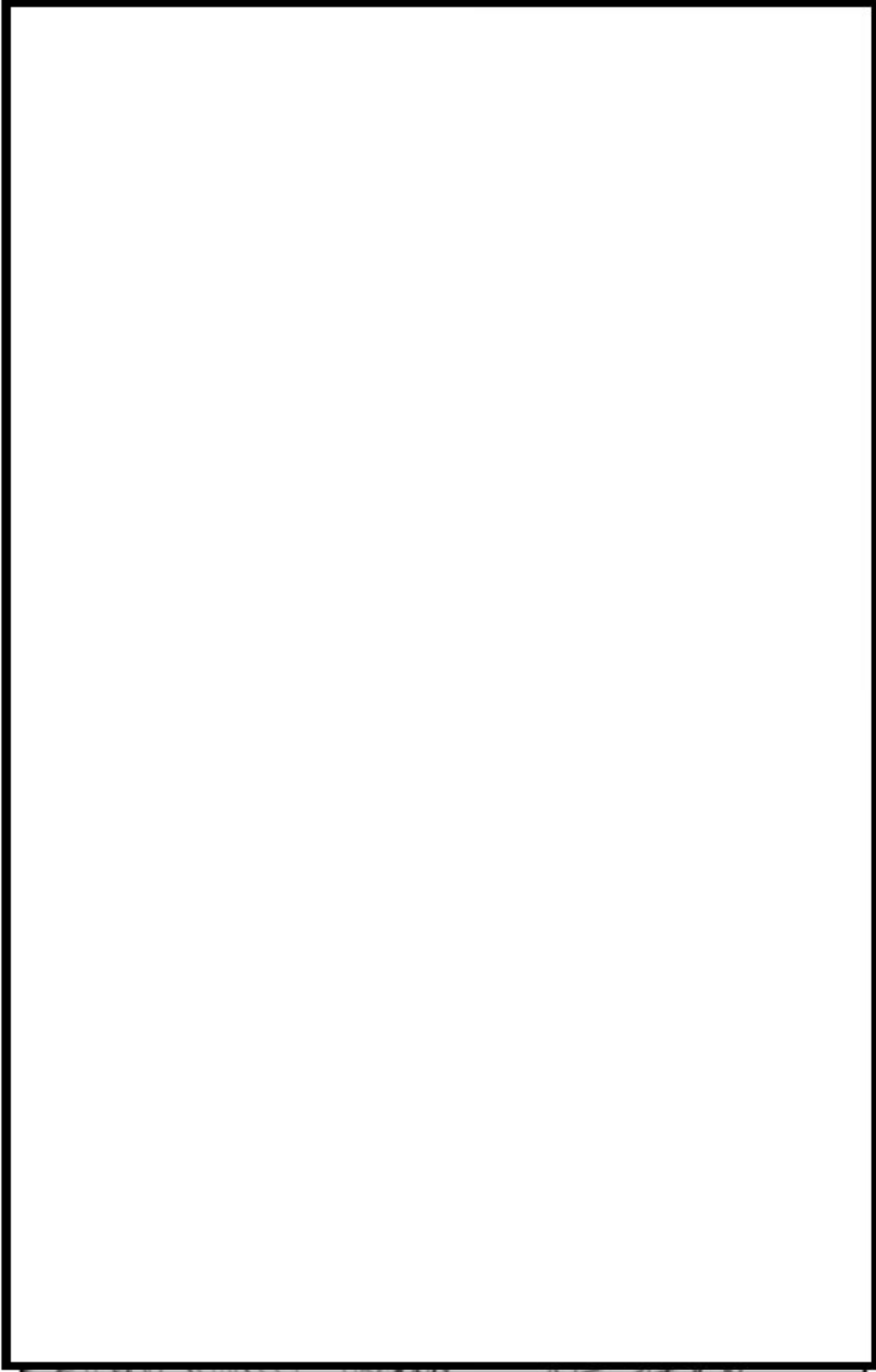
※2：線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。

※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。



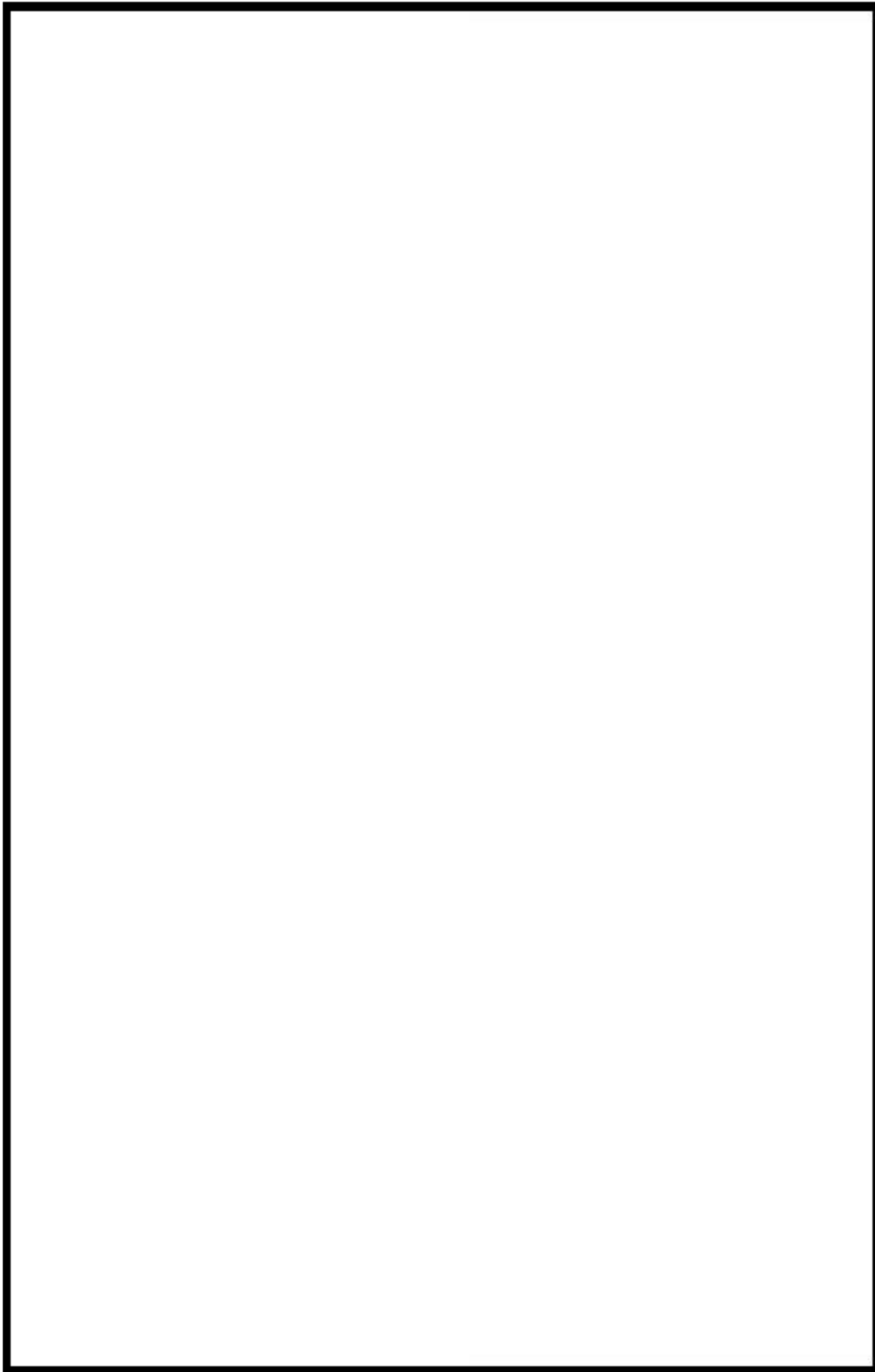
第7-1図 燃料取替用水ピットへの補給（海水）の作業動線と評価点

□：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. スプレイ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
- 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・ベンティング・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・ベンティング・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 Scram	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

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

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、放出放射エネルギー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。

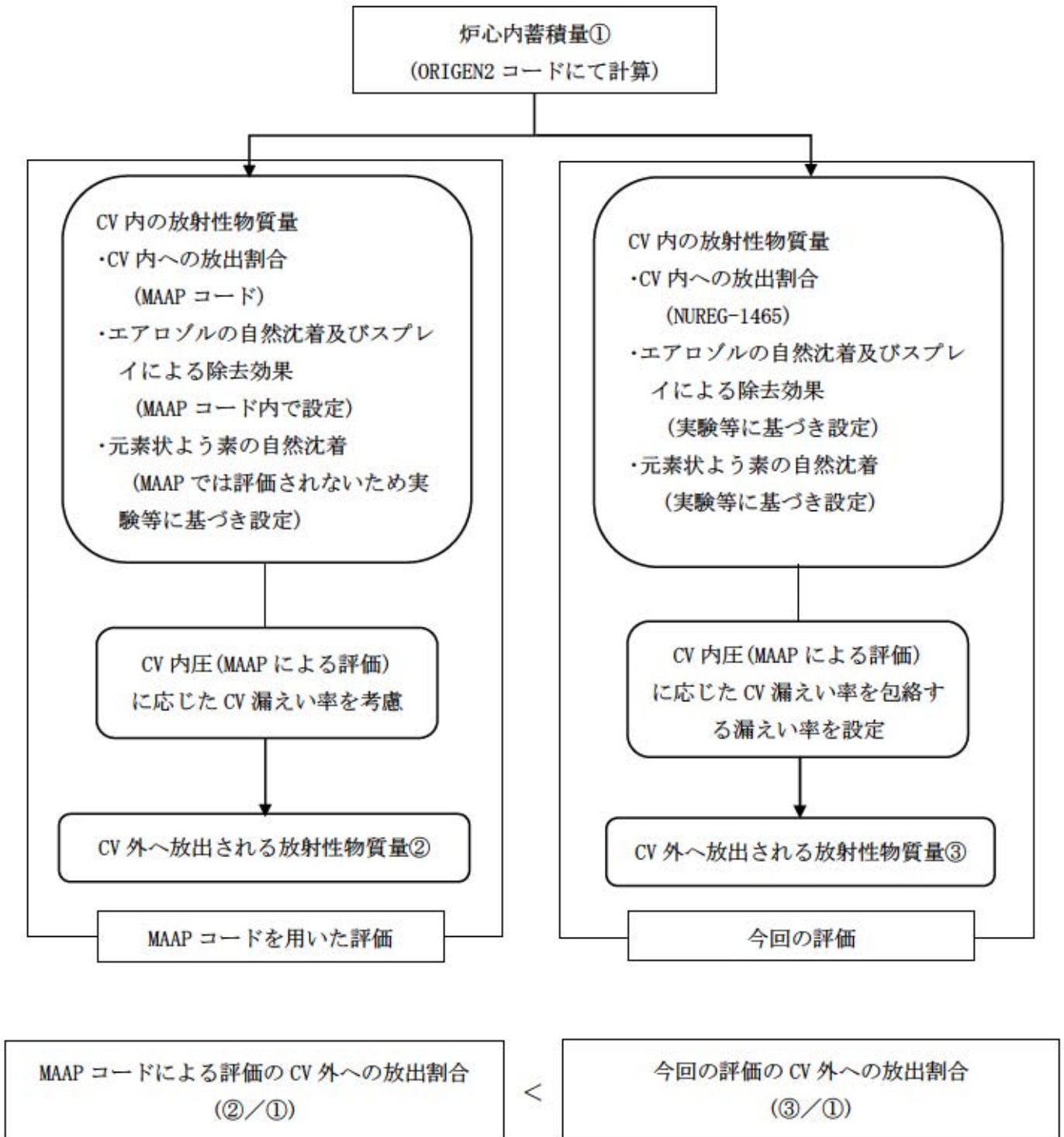
第5表 MAAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較

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	放出放射エネルギー ^(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. 1. 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_1 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、スプレイ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量が放出された放射性物質量の数 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pray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 Sprayが降る前の濃度の値を用いているため, Spray添加物の影響を受けない。

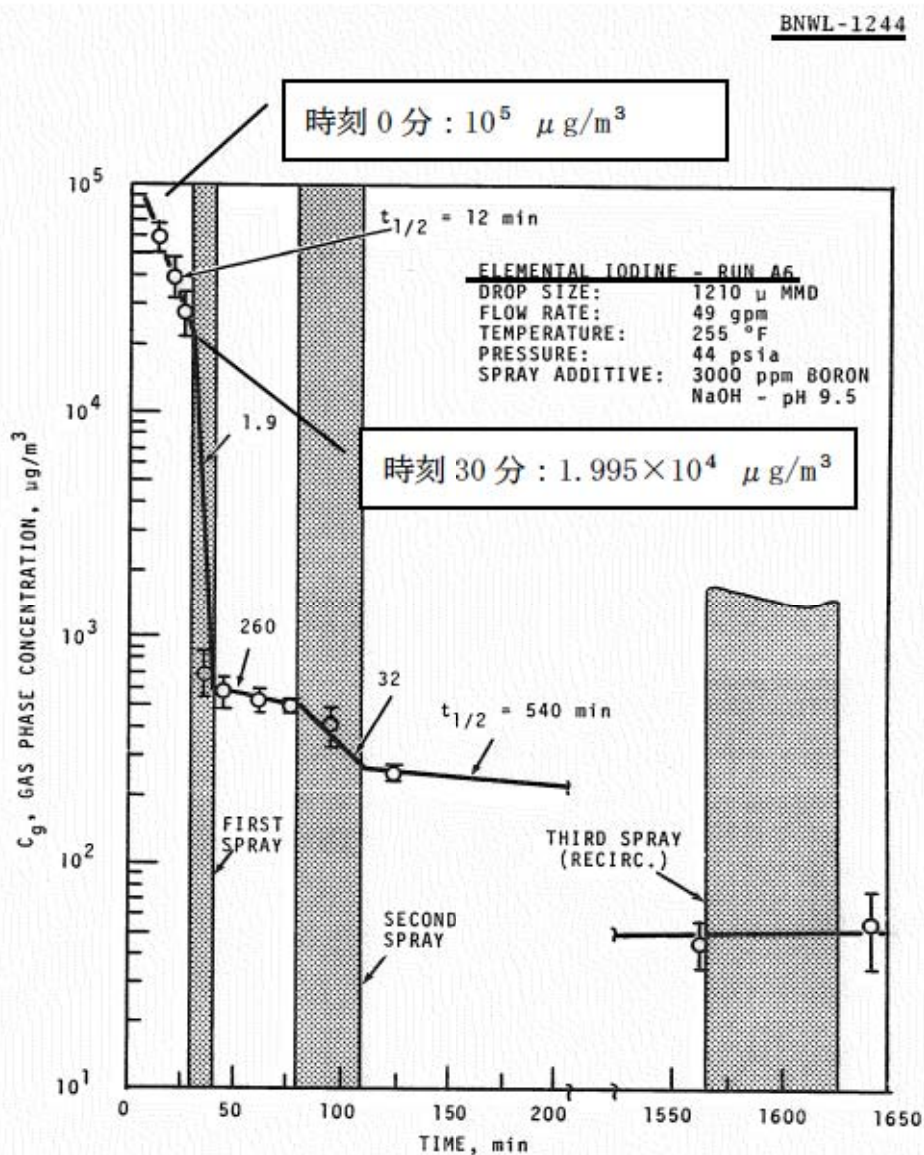


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6

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 (元素状よう素に対して 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。

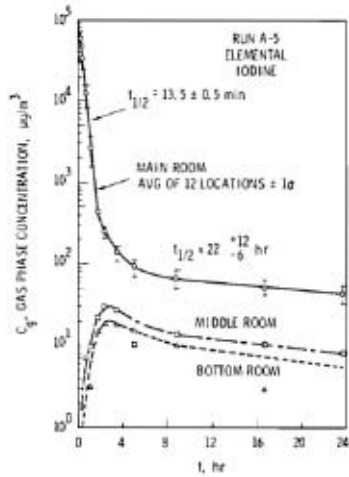


FIGURE B-5.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5

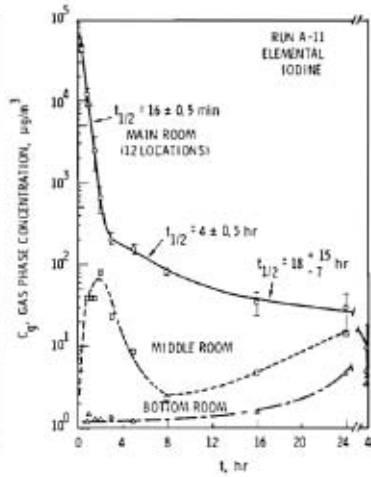


FIGURE B-6.
Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

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られる。

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

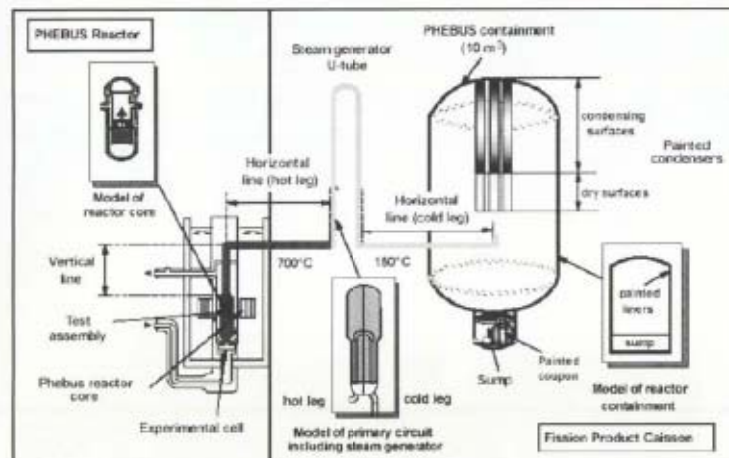
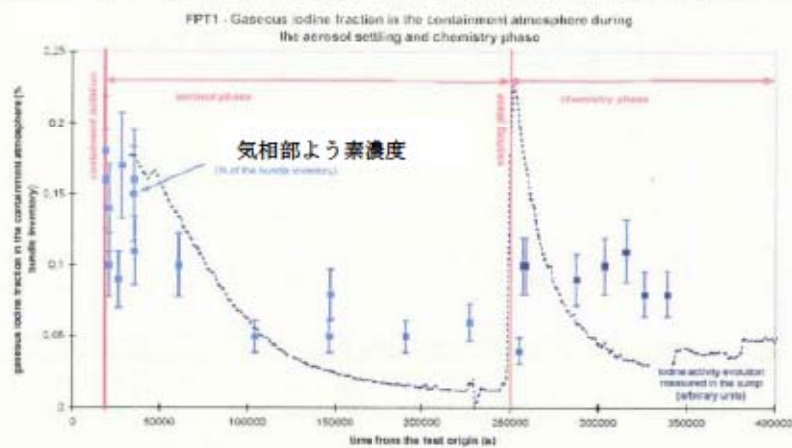


図3.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図

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。

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

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

$$\begin{aligned} \text{よって, } \lambda_d &= 9.68 \times 10^{-5} \times 1250 / 65500 = 1.847 \times 10^{-6} \text{ (1/s)} \\ &= 6.649 \times 10^{-3} \text{ (1/時)} \rightarrow 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時)} \text{ となる。} \end{aligned}$$

(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。

$$V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$$

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)}$$

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$$
- ・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 50 と設定した。SRP6.5.2 では DF50 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 DF50 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。

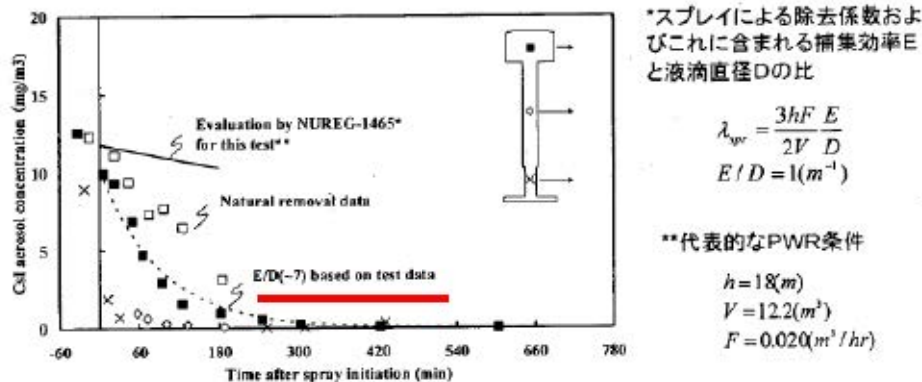


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

(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 個あたり約 1 m³/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 100 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 100 m³/h 以上(スプレイノズル 1 個あたり約 1 m³/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 140 m³/h (> 100 m³/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

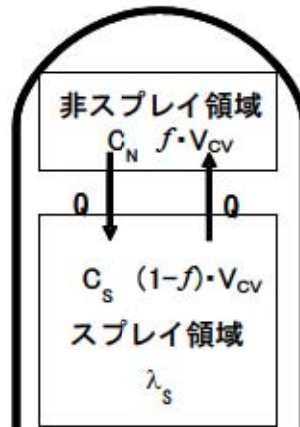
1. で示した SRP6.5.2 のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2. で示したスプレイ効率 (E/D) , 泊 3 号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。

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。

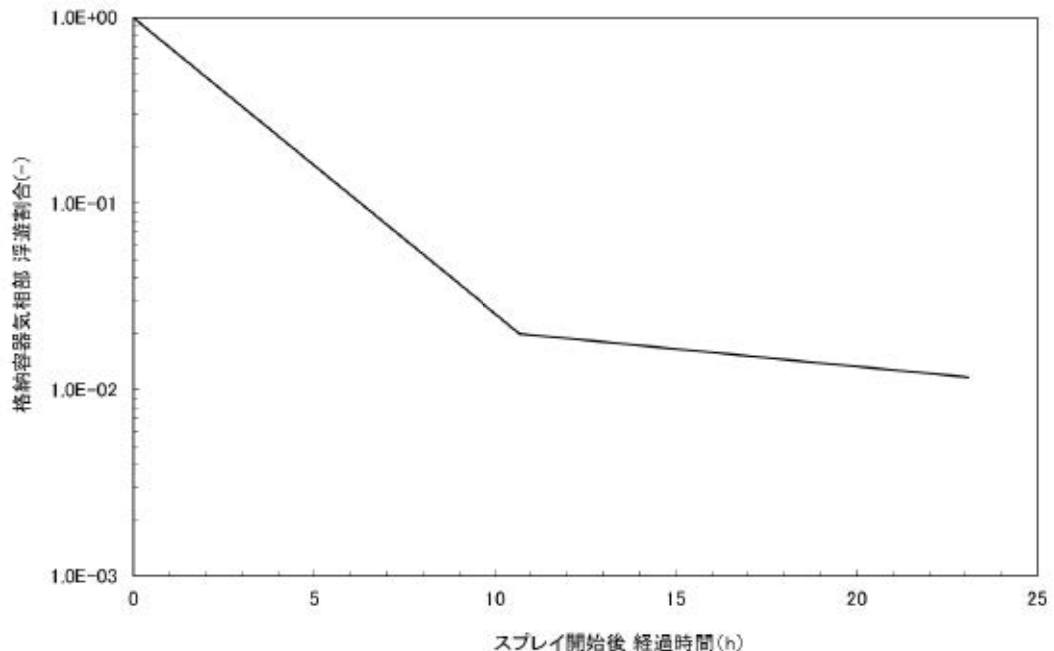
なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数（DF）がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 ではカットオフ DF が 50 を到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

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 < 50	0.36 (1/時)
DF ≥ 50	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。

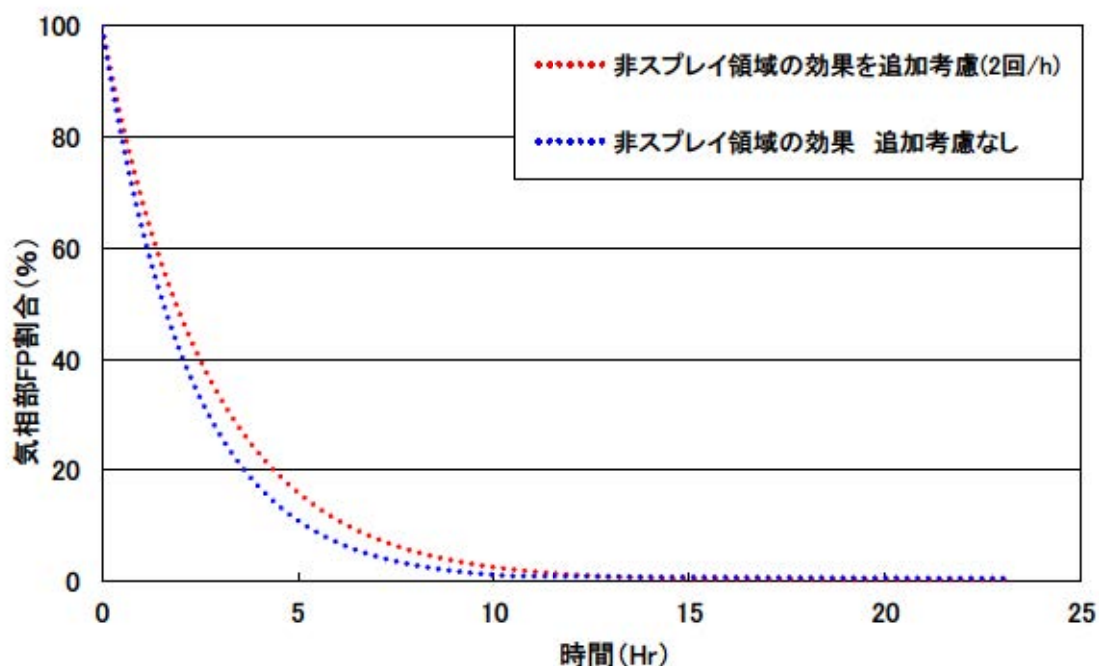


図 スプレイ除去効果の比較

(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	
スプレインノズル個数	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 (ノズル径)	1470ミクロン (ノズル径)	
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(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。

$$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \left(\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$$

壓縮性流体（層

壓縮性流体（乱

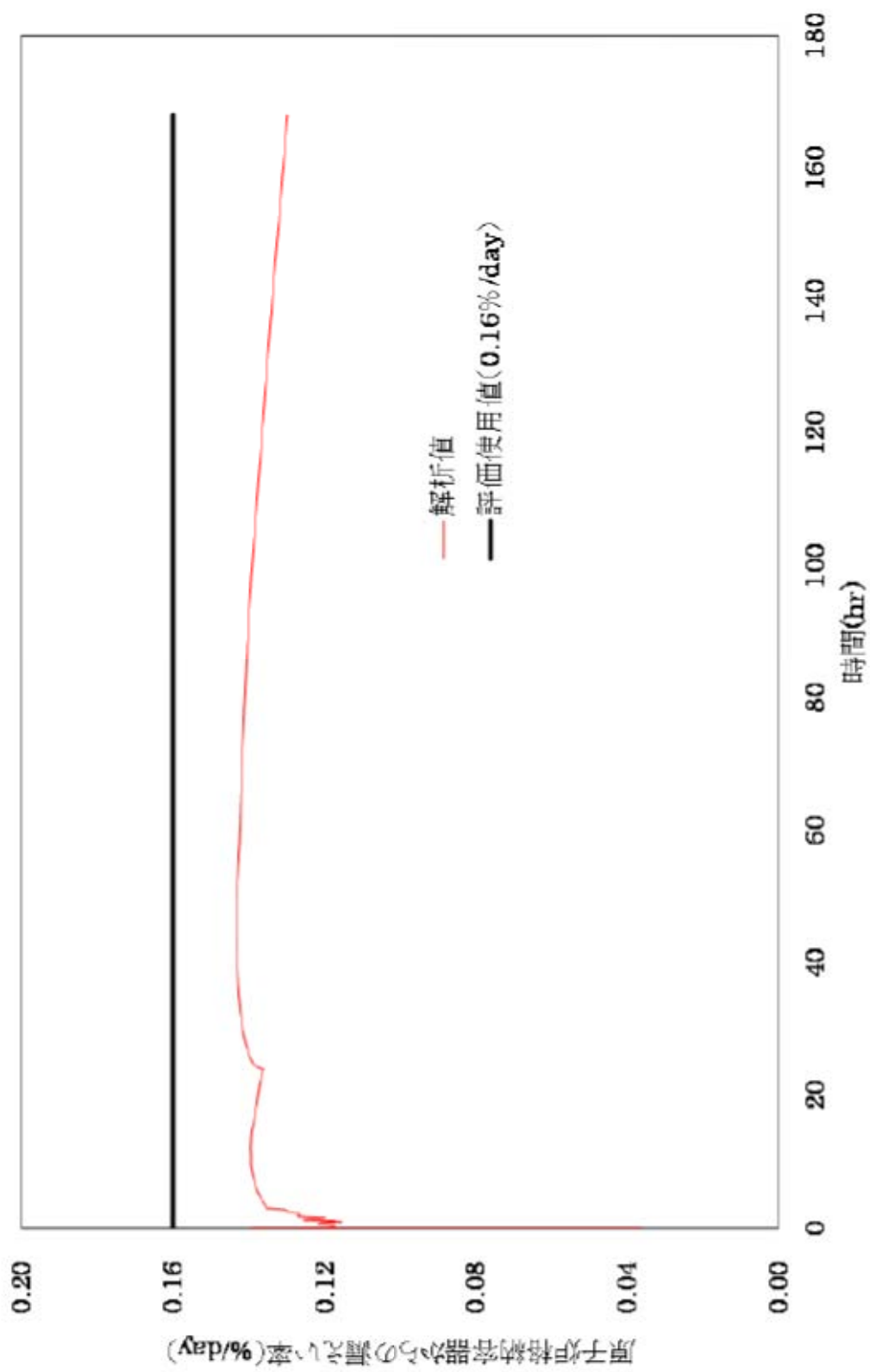
差压流

<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>	$\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t + 1} \right)^{\frac{k_t}{k_t - 1}}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d + 1} \right)^{\frac{k_d}{k_d - 1}}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$
---	--

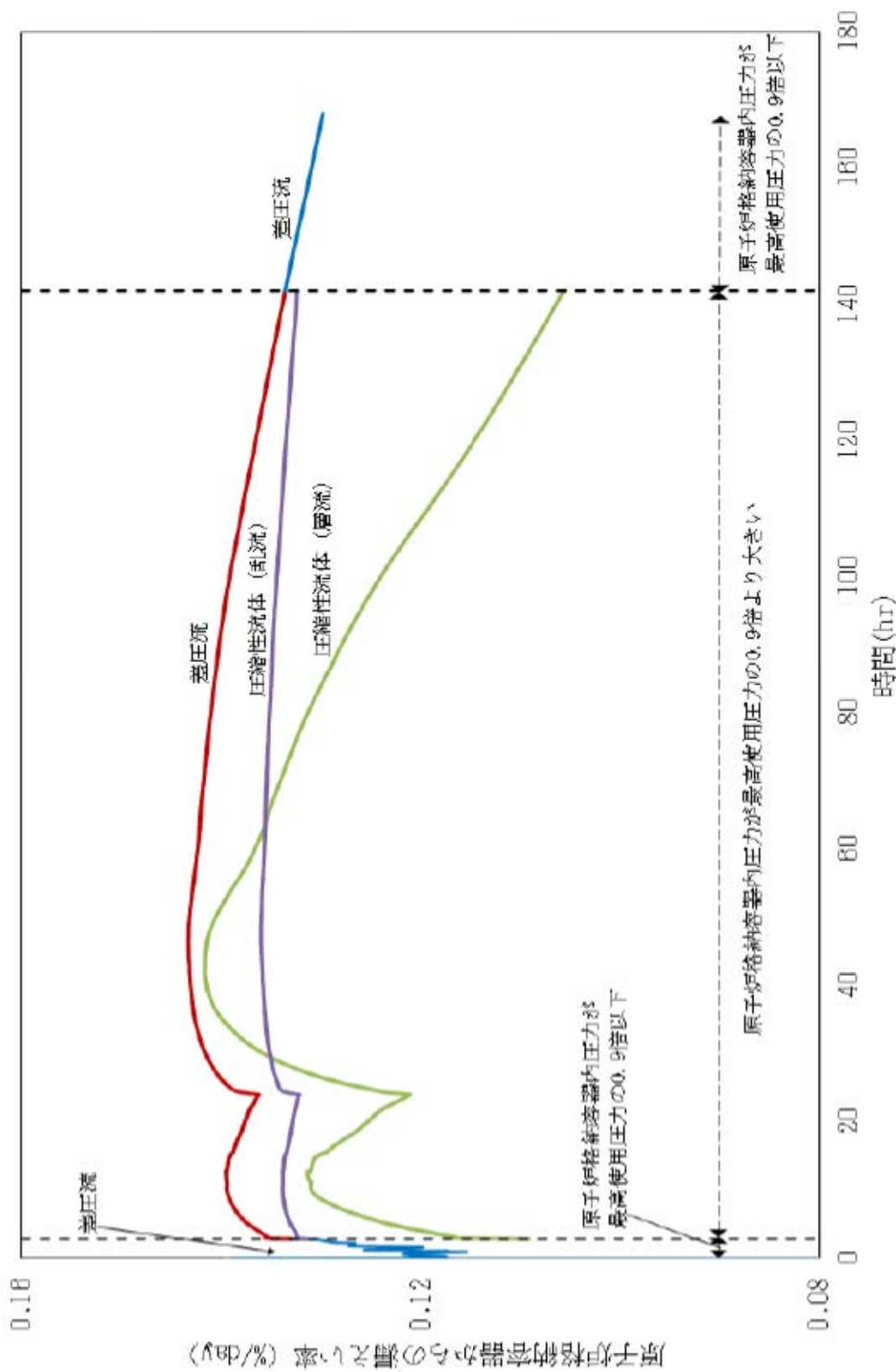
原子炉格納容器からの漏えい率を第 1 図に示し、上記 (1)、(2) で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第 2 図に示す。

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。

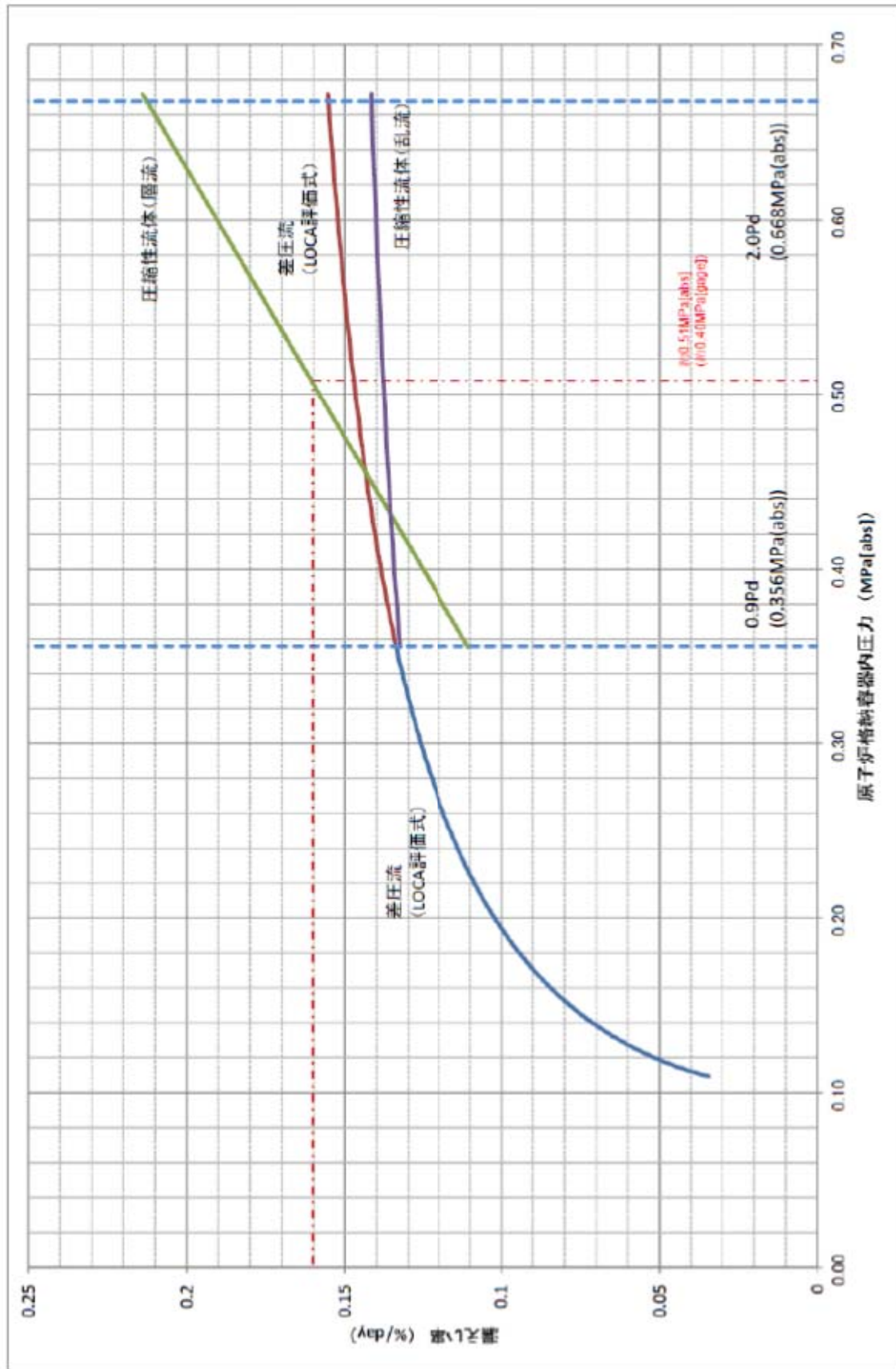


第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



※ 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 (算出式別)



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）

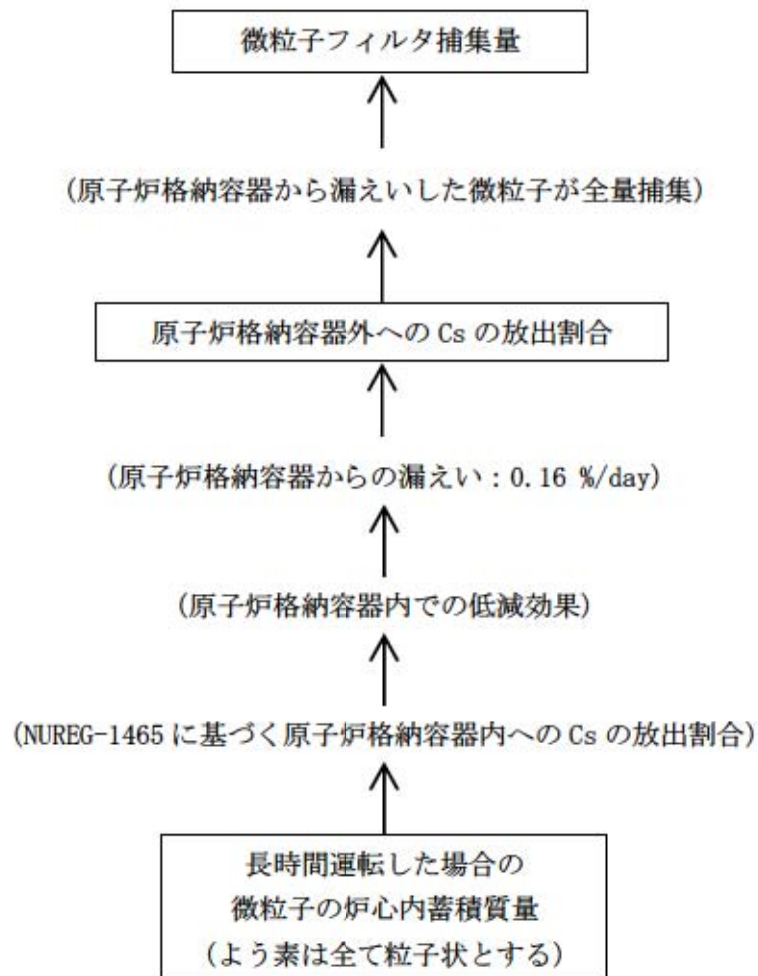
したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率95%は確保できる。

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

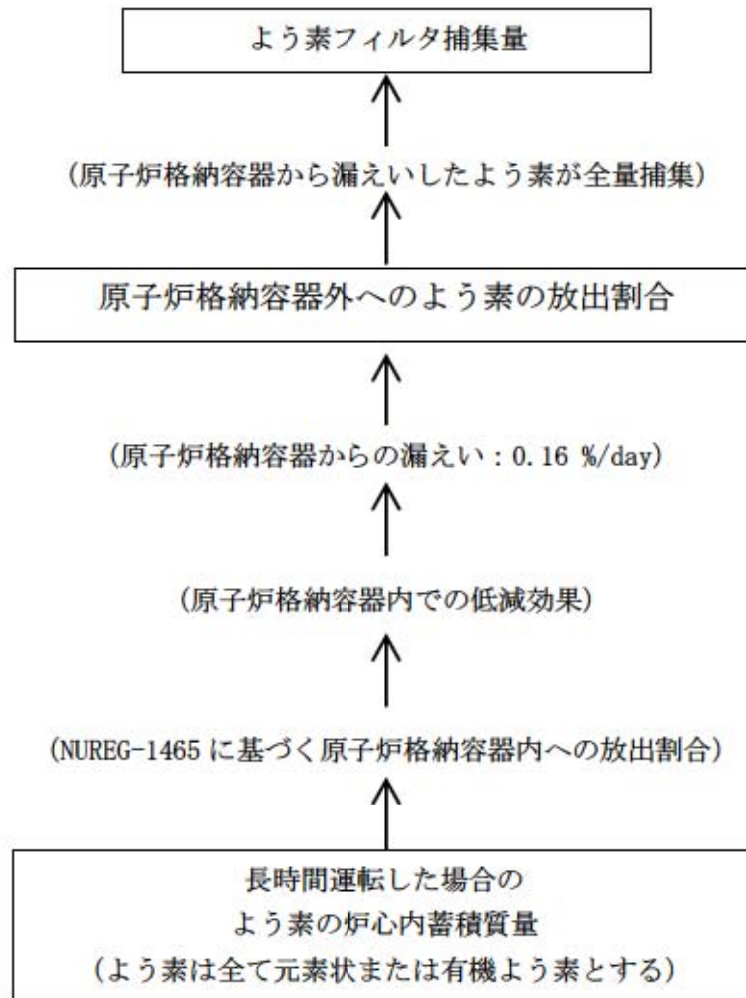
よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるよう素量	約20 g
吸着容量	約1.4 kg

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。

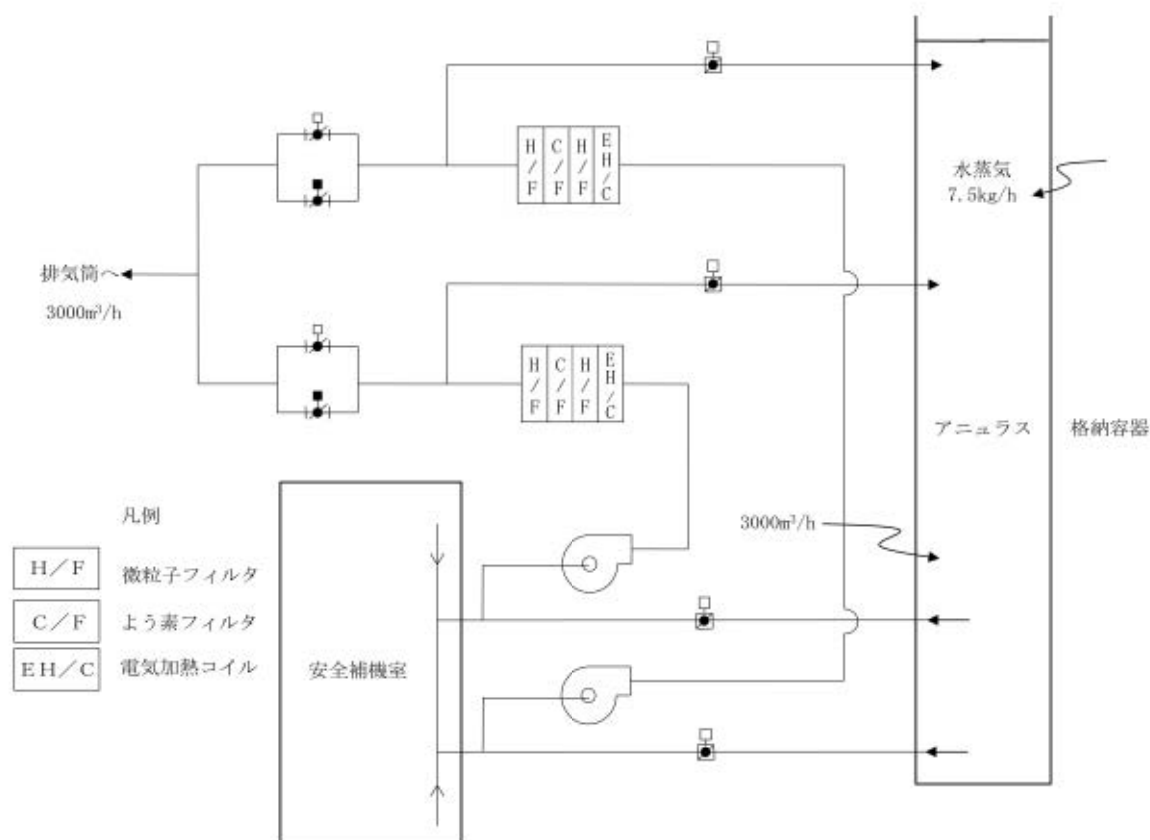


図2 泊3号炉 アニュラス空気浄化設備系統構成

(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 【 $Mo' = \rho_{o'} \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h
CV 以外の空気侵入量 【 $Mo = \rho_o \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h
CV からの水蒸気侵入量 (Mcv')	7.5 kg/h	
アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (Mo' + Mcv') / Mo$ 】	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。

$$25.5 \text{ °C, } 95 \text{ \%RH時} : 4.0 \text{ kPa} / 7.4 \text{ kPa} \times 100 = 54.1 \text{ \%RH}$$

$$-6.3 \text{ °C, } 95 \text{ \%RH時} : 0.92 \text{ kPa} / 7.4 \text{ kPa} \times 100 = 12.5 \text{ \%RH}$$

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20m）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20mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高84m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20m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84mでの棄却検定表を第4表及び第5表に示す。

標高20m、標高84m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20mは0個、標高84m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～0.4 m/s, 0.5 m/s～1.4 m/s)

第2表 葉却檢定表 (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 葉却檢定表 (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		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		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面沈着率（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、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots (3)$$

Σz : 鉛直拡散幅[m]
 χ/Q_0 : 相対濃度 [s/m³] (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/m²]

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/m³] (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	χ/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 Σz	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。

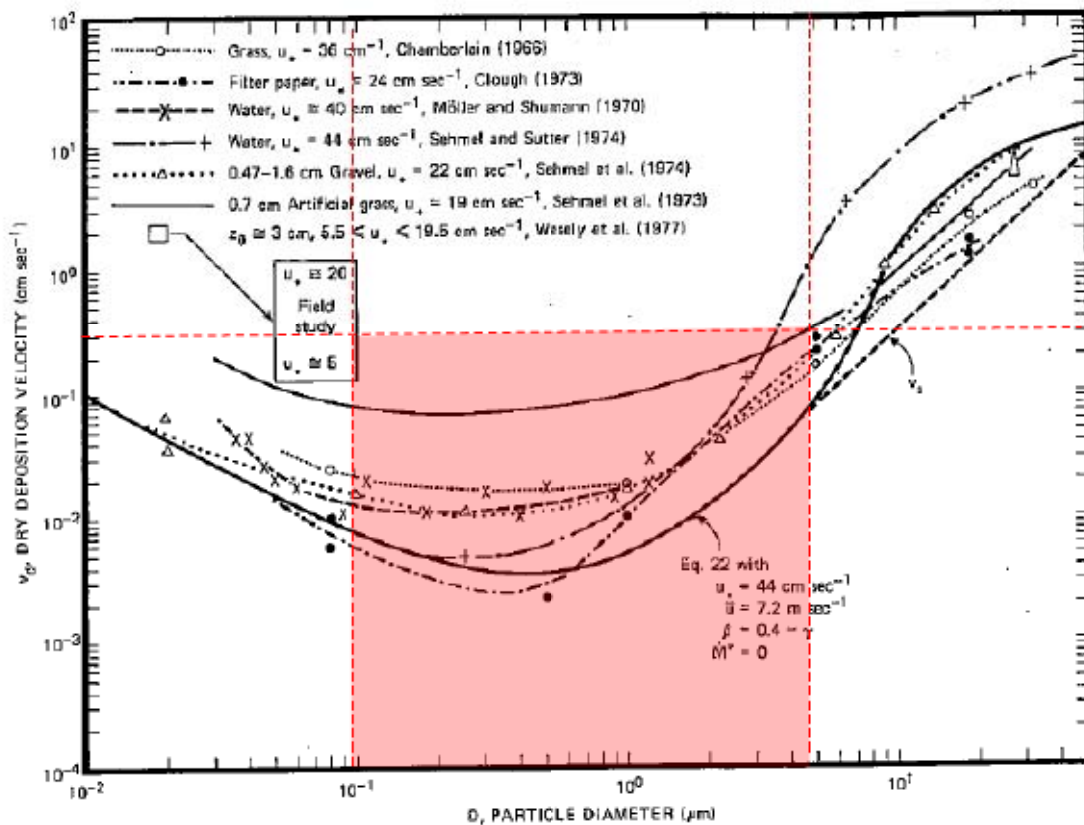


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.¹³⁻²⁶ The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain 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、相対的に粒子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 $0.1\ \mu\text{m}\sim 5\ \mu\text{m}$ 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

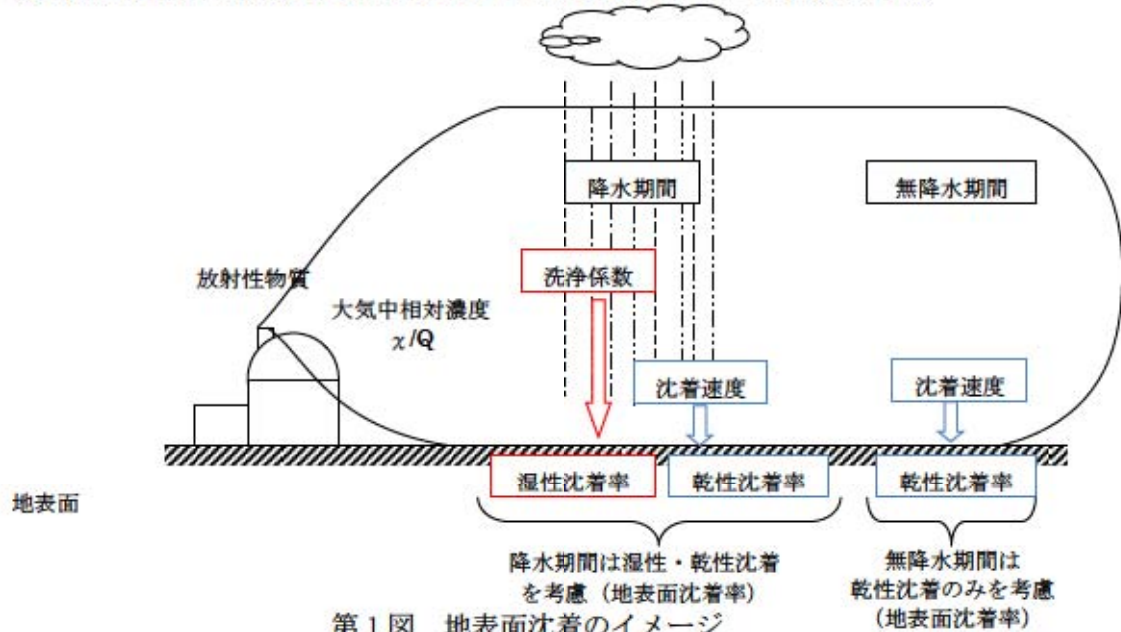
参考文献 3

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>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \text{ ----- ①}$$

- D : 地表面沈着率 (1/m²) (単位放出率当たり)
- D_d : 乾性沈着率 (1/m²)
- D_w : 湿性沈着率 (1/m²)
- χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m³) (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/m³)
- 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)

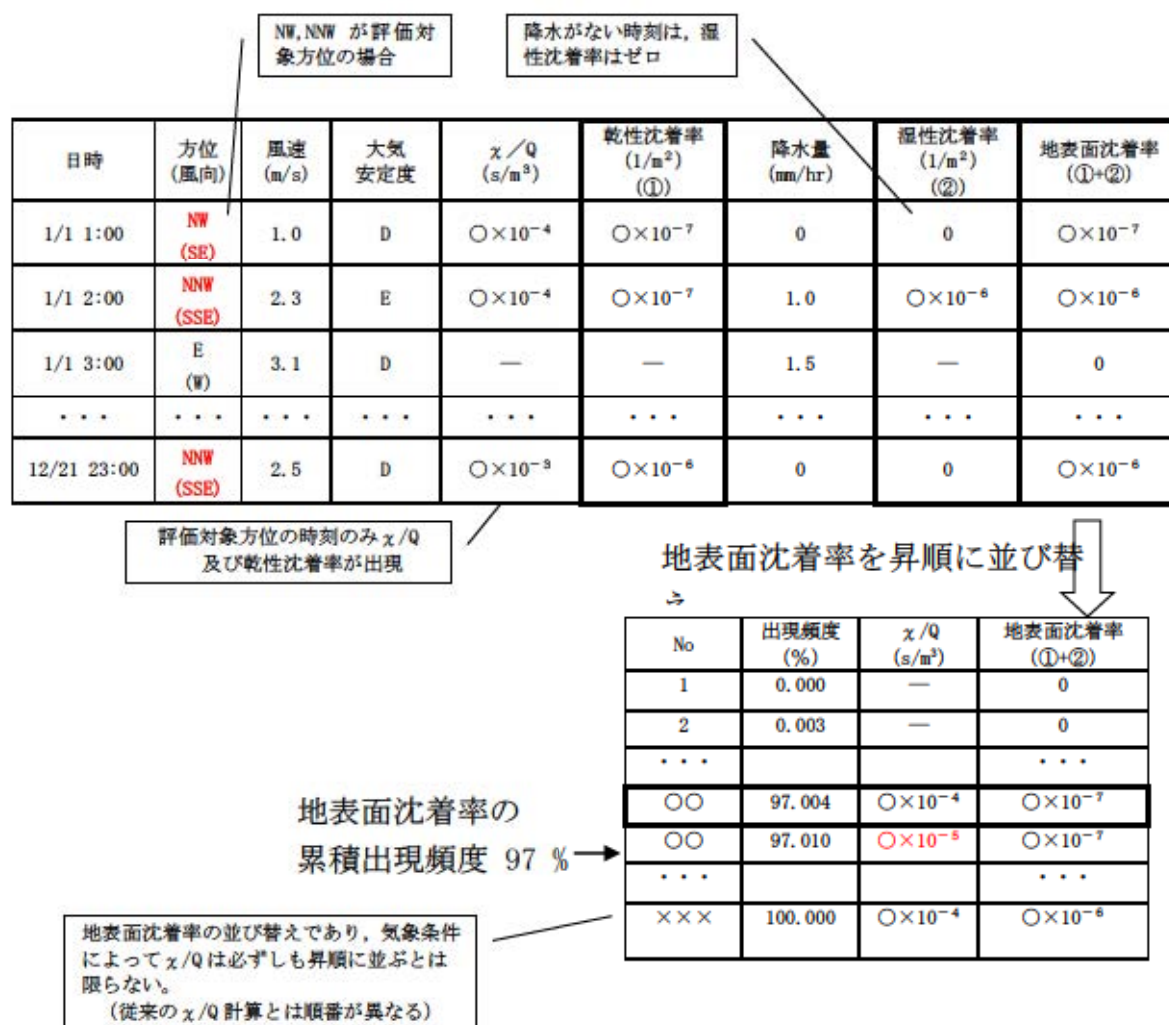
2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方

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）以外の方位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、熔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

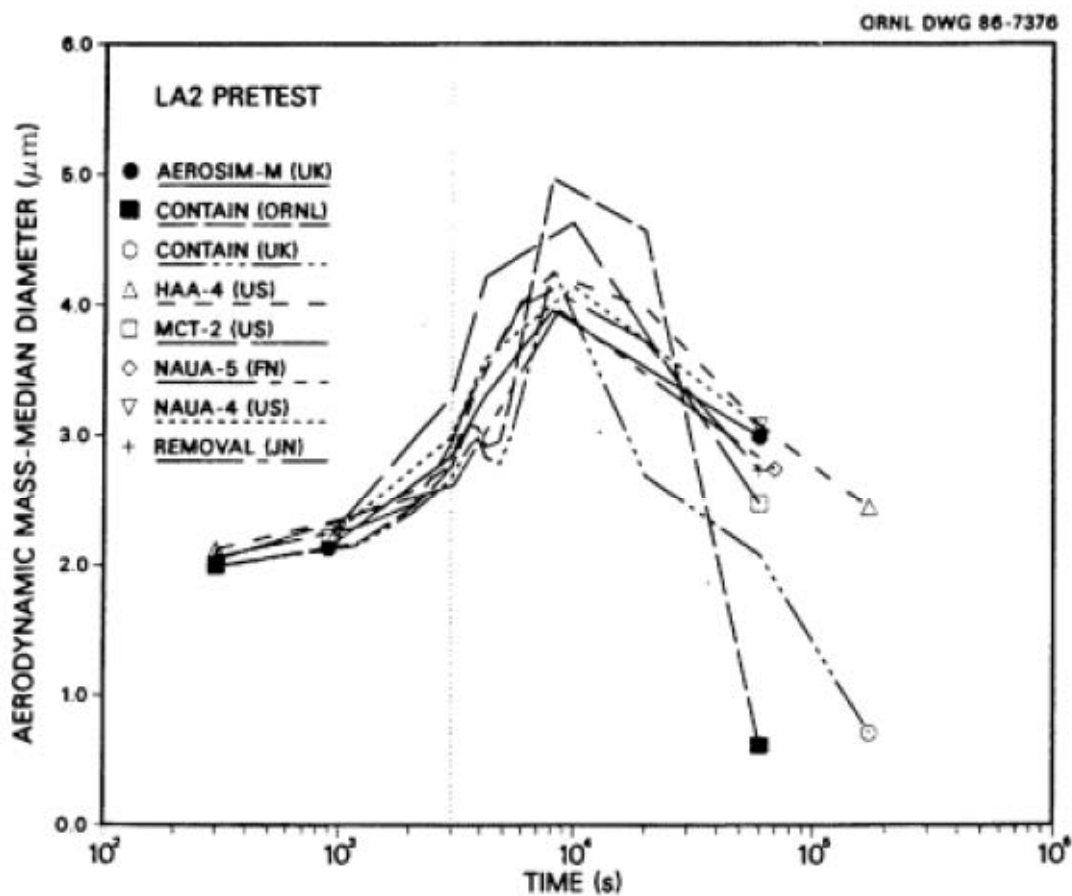


Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.

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。