

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT107 r. 4.0
提出年月日	令和4年8月31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

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

令和4年8月
北海道電力株式会社

追而【3号炉原子炉建屋西側を経由したルートの設定変更】

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

< 目 次 >

1.7.1 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. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

c. 手順等

1.7.2 重大事故等時の手順等

1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等

(1) 格納容器スプレイ

a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

(2) 格納容器内自然対流冷却

a. C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

(3) 代替格納容器スプレイ

a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ

- b. 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ
- c. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ
- d. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ
- e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

(5) 優先順位

1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

(1) 格納容器内自然対流冷却

追而

- a. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D - 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

追而理由【3号炉原子炉建屋西側を經由したルートの設定変更】以降の「追而」標記の追而理由は、上記と同様であることから省略する。

(2) 代替格納容器スプレイ

- a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ
- b. B - 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ
- c. ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ
- d. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ
- e. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

f. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器
器スプレイ

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

(4) 優先順位

添付資料 1.7.1 重大事故等対処設備の電源構成図

添付資料 1.7.2 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料 1.7.3 多様性拡張設備仕様

添付資料 1.7.4 C，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

添付資料 1.7.5 原子炉補機冷却水サージタンク加圧について

添付資料 1.7.6 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC，D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

追而 添付資料 1.7.7 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

添付資料 1.7.8 原子炉格納容器内冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について

添付資料 1.7.9 炉心損傷時におけるC/V破損防止等操作について

添付資料 1.7.10 解釈一覧

1. 「手順着手の判断基準」及び「操作手順」解釈一覧
2. 操作対象機器一覧

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

< 要求事項 >

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。

(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止

a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

(2) 悪影響防止

a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。

(3) 現場操作等

a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。

b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。

(4) 放射線防護

a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させる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。

1.7.1 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、格納容器内の圧力及び温度が上昇し、格納容器の過圧破損に至るおそれがある。

格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

この選定に当たり、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失を考慮する。

格納容器再循環ユニットを用いた対応手段の他に、同等以上の効果を有する対応手段並びに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条及び技術基準規則第六十五条（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 1.7.1, 1.7.2, 1.7.3）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、若しくは全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替電源により給電する。

審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、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 1.7.1 表に示す。

a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する手段がある。

格納容器スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手段がある。

格納容器内自然対流冷却に使用する設備は以下のとおり。

- ・ C，D－格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型温度計測装置
- ・ C，D－原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ C，D－原子炉補機冷却水冷却器
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク

- ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ
- ・ C， D－原子炉補機冷却海水ポンプ

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器の圧力及び温度を低下させるため，代替格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する手段がある。

代替格納容器スプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・補助給水ピット
- ・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
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・代替給水ピット
- ・原水槽
- ・2次系純水タンク

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

格納容器スプレイに使用する設備のうち，格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水ピットは，いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

格納容器内自然対流冷却に使用する設備のうち，C，D－格納容器再循環ユニット，可搬型温度計測装置，C，D－原子炉補機冷却水ポンプ，C，D－原子炉補機冷却水冷却器，原子炉補機冷却水サージタンク，原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ及びC，D－原子炉補機冷却海水ポンプは，いずれ

れも重大事故等対処設備と位置づける。

代替格納容器スプレイに使用する設備のうち、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備により格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。

- ・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格納容器スプレイの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，原水槽，2次系純水タンク，ろ過水タンク

可搬型ホース等の運搬、接続作業に最短でも約2時間50分を要するが、格納容器スプレイの代替手段であり、長期的な事故収束手段として有効である。

b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手段がある。

格納容器内自然対流冷却に使用する設備は以下のとおり。

- ・ C， D－格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型温度計測装置
- ・ 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、代替格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する手段がある。

代替格納容器スプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替格納容器スプレイポンプ
- ・ 代替非常用発電機
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 補助給水ピット
- ・ 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－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 代替給水ピット
- ・ 原水槽
- ・ 2次系純水タンク

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

格納容器内自然対流冷却に使用する設備のうち，C，D－格納容器再循環ユニット，可搬型温度計測装置，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。

代替格納容器スプレイに使用する設備のうち，代替格納容器スプレイポンプ，代替非常用発電機，燃料取替用水ピット，補助給水ピット，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは，いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備により格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。

- ・ B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却），燃料取替用水ピット

重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイポンプのバックアップであり，運転不能を判断してからの準備となるため系統構成に時間を要するが，流量が大きく格納容器スプレイ手段として有効である。

- ・ 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格納容器スプレイの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，原水槽，2次系

純水タンク，ろ過水タンク

可搬型ホース等の運搬，接続作業に最短でも約2時間50分を要するが，格納容器スプレイの代替手段であり，長期的な事故収束手段として有効である。

c. 手順等

上記の a. 及び b. における対応手段に係る手順を整備する。また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備を整備する（第 1.7.2 表，第 1.7.3 表）。

これらの手順は，発電課長（当直），運転員及び災害対策要員の対応として，炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順等に定める（第 1.7.1 表）。

1.7.2 重大事故等時の手順等

1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等

炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器の圧力及び温度を低下させるため，以下の手段を用いた手順を整備する。

(1) 格納容器スプレイ

a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器の圧力及び温度を低下させるために，格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（0.127MPa[gage]）以上，かつ，格納容器スプレイポンプが起動していない場合に，格納容器へスプレイするために必要な燃

料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの操作手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.7.1 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器スプレイポンプの起動を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で格納容器スプレイポンプを起動する。
- ③ 運転員は、中央制御室で格納容器スプレイ流量及び格納容器圧力、温度等の監視により格納容器内へスプレイされていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名で実施する。操作については、中央制御室で通常の運転操作にて対応する。

格納容器スプレイについては、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（0.127MPa[gage]）以上にて作動することから格納容器にスプレイされていることを確認する。また、格納容器スプレイが作動していない場合は、格納容器スプレイを実施する。ただし、格納容器内自然対流冷却により格納容器の冷却が行われている場合は実施しない。また、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が 8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へ

スプレイを行っている際に、炉心発熱有効長上端位置から 0.5m 下まで注水されたことを確認すれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(添付資料 1.7.9)

(2) 格納容器内自然対流冷却

a. C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、C, D-格納容器再循環ユニットにより格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値 (0.127MPa[gage]) 以上の場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。

(b) 操作手順

C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順の概要は以下のとおり。手順内の可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる格納容器内水素濃度監視操作手順は、「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」のうち、1.9.2.1(2) a. 「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット」にて整備する。概略系統を第 1.7.2 図に、タイムチャートを第 1.7.3 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内

自然対流冷却の準備作業と系統構成を指示する。

- ② 運転員は、中央制御室及び現場で原子炉補機冷却水系統を加圧するための系統構成を行う。
- ③ 運転員は、原子炉補機冷却水系統の沸騰を防止するため、現場で原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベにより原子炉補機冷却水サージタンクを0.28MPa[gage]まで加圧操作を行う。
- ④ 発電課長（当直）は中央制御室で格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視を指示する。中央制御室での温度監視ができない場合は、運転員に可搬型温度計測装置の取り付けを指示する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室でC、D－格納容器再循環ユニット冷却水入口弁、出口弁の開操作により原子炉補機冷却水を通水する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室で格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視ができない場合、現場でC、D－格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に可搬型温度計測装置を取り付ける。
- ⑦ 運転員は、中央制御室で格納容器内温度が上昇し、C、D－格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が開く温度以上となっていることを確認する。
- ⑧ 運転員は、中央制御室で、格納容器圧力が最高使用圧力から0.05MPa低下したことを確認すれば、中央制御室で、C、D－格納容器再循環ユニット冷却水入口弁を閉操作し、原子炉補機冷却水の通水を停止する。ただし、水素濃度は、

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い，測定による水素濃度が 8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

- ⑨ 運転員は，中央制御室で C，D - 格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差，格納容器圧力及び温度の低下等により，格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。

(c) 操作の成立性

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

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。操作に係る移動経路，操作場所に高線量の区域はない。また，作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.7.4, 1.7.5, 1.7.8)

(3) 代替格納容器スプレイ

a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器の圧力及び温度を低下させるために，代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

代替格納容器スプレイポンプの水源として，燃料取替用水ピットが使用できない場合は，補助給水ピットを使用する。

炉心損傷後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に，代替格納容器スプレイが必要と判断すれば，代替格納容器スプレイポンプの注水先を

原子炉から格納容器へ切替え，代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上の場合に，格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合，及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替格納容器スプレイの操作手順は，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち，1.6.2.2(1) b. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお，操作に係る移動経路，操作場所に高線量の区域はない。

b. 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイができない場合，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よりろ過水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

使用に際して，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

代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要なる過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

(b) 操作手順

電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

c. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプの故障等により格納容器へのスプレイがAM用消火水積算流量等にて確認できない場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内

が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合。

(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操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b.(c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレー」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

d. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレー

炉心の著しい損傷が発生した場合に、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプの故障等により格納容器へのスプレーがAM用消火水積算流量等にて確認できない場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから格納容器内へスプレーする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレーポンプの故障等により格納容器へのスプレーを代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量等にて確認できない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合に、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレーの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内

の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプの故障等により格納容器へのスプレイがAM用消火水積算流量等にて確認できない場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、
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による操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる格納容器内水素濃度監視操作手順は、「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」のうち、1.9.2.1(2) a. 「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット」にて整備する。

燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の対応手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手段手順等」のうち、1.13.2.3 「格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

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

(5) 優先順位

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合において、炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させる手段として、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイの3つの手段がある。格納容器圧力が格納容器作動設定値(0.127MPa[gage])以上にて格納容器スプレイポンプによる格納容器にスプレイされていることを確認する。ただし、格納容器内自然対流冷却による格納容器の冷却及び格納容器スプレイが行われていない場合は、格納容器スプレイを実施する。また、継続的な冷却及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(0.127MPa[gage])以上で格納容器内自然対流冷却の準備作業を開始し、準備が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。格納容器内自然対流冷却の手段が使用できるまでの間に、格納容器圧力が最高使用圧力

(0.283MPa[gage])以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。格納容器内自然対流冷却を開始すれば格納容器圧力を監視し、状況に応じて代替格納容器スプレイを行う。

代替格納容器スプレイの優先順位は、代替格納容器スプレイポンプ、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車の順で使用する。

詳細には、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内へのスプレイができない場合は、常用母線が健全であれば電動機駆動消火ポンプを使用し、電動機駆動消火ポンプが使用できなければディーゼル駆動消火ポンプを使用する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。可搬型大型送水ポンプ車は、使用準備に時間を要することから、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイができない場合に電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイの使用と並行して準備を開始し、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に使用する。

可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイのための水源は、水源切替による注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。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 1.7.4 図に示す。

1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失した場合、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、以下の手段を用いた手順を整備する。

なお、全交流動力電源が喪失している場合は、代替非常用発電機により交流動力電源を確保する。

(1) 格納容器内自然対流冷却

a. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失による格納容器スプレイポンプの機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、可搬型大型送水ポンプ車及び C, D-格納容器再循環ユニットで格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合。

(b) 操作手順

可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順の概要は以下のとおり。手順内の可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる格納容器内水素濃度監視操作手順は、「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」のうち、1.9.2.1(2)

a. 「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット」にて整備する。
概略系統を第 1.7.5 図に，タイムチャートを第 1.7.6 図に，ホース敷設ルートを第 1.7.7 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，運転員及び災害対策要員に可搬型大型送水ポンプ車による C，D－格納容器再循環ユニットへの海水通水準備作業と系統構成を指示する。
- ② 運転員は，中央制御室及び現場で可搬型大型送水ポンプ車による C，D－格納容器再循環ユニットへの海水通水のため，原子炉補機冷却水系統の系統構成を実施する。
- ③ 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。
- ④ 災害対策要員は，可搬型ホースを敷設し，原子炉補機冷却水系統のホース接続口と接続する。
- ⑤ 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。
- ⑥ 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。
- ⑦ 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，海水取水箇所に水中ポンプを水面より低く，かつ着底しない位置に設置する。
- ⑧ 運転員は，現場で C，D－格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に冷却状態監視のため，可搬型温度計測装置を取り付ける。
- ⑨ 発電課長（当直）は，補機冷却水（海水）通水が可能と

なり，かつ格納容器圧力が 0.127MPa[gage]まで上昇したことを確認すれば，運転員及び災害対策要員に C，D－格納容器再循環ユニットへ可搬型大型送水ポンプ車による海水通水開始を指示する。

- ⑩ 発電課長（当直）は，運転員に冷却水の温度監視を指示する。
- ⑪ 災害対策要員は，現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し，原子炉補機冷却水系統への海水通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。
- ⑫ 運転員は，中央制御室及び現場で原子炉補機冷却水系統の弁を開操作し，C，D－格納容器再循環ユニットへ海水通水を開始する。また，現場で格納容器再循環ユニット補機冷却水流量により海水が通水されていることを確認する。
- ⑬ 運転員は，現場にて可搬型温度計測装置により C，D－格納容器再循環ユニットの冷却水温度を確認する。
- ⑭ 運転員は，中央制御室にて C，D－格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差，格納容器圧力及び温度の低下等により，格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。
- ⑮ 運転員は，中央制御室で格納容器圧力が最高使用圧力から 0.05MPa 低下したことを確認すれば，現場で C，D－格納容器再循環ユニット冷却水入口弁を手動で閉操作する。
なお，代替非常用発電機により給電されていれば，中央制御室で C，D－格納容器再循環ユニット冷却水入口弁の閉

操作により海水の通水を停止する。ただし、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い、測定による水素濃度が 8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

- ⑯ 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

追而 上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 2 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 4 時間 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。操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。また、作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係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とともに、作業場近傍に使用工具を配備する。

（添付資料 1.7.6, 1.7.8）

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、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 1.7.7)

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

代替格納容器スプレイポンプの水源として、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。

炉心損傷後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器最高使用圧力（0.283MPa [gage]）以上かつ、格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

b. B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失した場合に、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a. (b)「B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

c. ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイができない場合、常用設備であるディーゼル駆動消火ポンプによりろ過水タンク水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

使用に際しては、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

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイをB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合かつ、格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要なるろ過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

(b) 操作手順

ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。ただし、電動機駆動消火ポンプは、常用母線に電源がなく起動できないため除く。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

d. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイをB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合。

(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代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

e. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイをB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合に、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

f. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイをB-格納容器スプレイ流量等にて確認

できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合において、海水の取水ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

(3) 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の手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手段手順等」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。

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

燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の対応手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手段手順等」のうち、1.13.2.3「格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手段等」にて整備する。

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

(4) 優先順位

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させる手段として、代替格納容器スプレイと可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の2つの手段がある。この手段のうち、継続的な冷却及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却を優先するが、格納容器内自然対流冷却は準備に約4時間35分を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力(0.283MPa [gage])以上に達した場合は、代替格納容器スプレイを行う。可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却を開始すれば格納容器圧力を監視し、状況に応じて代替格納容器スプレイを行う。

代替格納容器スプレイの優先順位は、代替格納容器スプレイポンプ、B-格納容器スプレイポンプ(自己冷却)、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車の順で使用する。

詳細には、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内へのスプレイができない場合は、B-格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を使用する。B-格納容器スプレイポンプ(自己冷却)からの格納容器内へのスプレイ手段を失った場合は、ディーゼル駆動消火ポンプを使用する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。また、可搬型大型送水ポン

プ車は、使用準備に時間を要することから、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイの手段を失った場合に準備を開始し、ディーゼル駆動消火ポンプが使用できない場合に使用する。

可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイのための水源は、水源切替による注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。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 1.7.8 図に示す。

第 1.7.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順

(1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類*5	整備する手順書	手順の分類	
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	—	ス格 ブ納 レ容 イ器	格納容器スプレイポンプ * 1	重大事故等 対処設備	c	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			燃料取替用水ビット				
		格納 容器 内自 然対 流冷 却	C, D-格納容器再循環ユニット	重大事故等 対処設備	a		
			可搬型温度計測装置				
			C, D-原子炉補機冷却水ポンプ * 1				
			C, D-原子炉補機冷却水冷却器				
			原子炉補機冷却水サージタンク				
			原子炉補機冷却水サージタンク 加圧用可搬型窒素ガスポンプ				
		C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ * 1					
		代 替 格 納 容 器 ス プ レ イ	代替格納容器スプレイポンプ * 1 * 2	重大事故等 対処設備	c		
			燃料取替用水ビット				
			補助給水ビット				
			電動機駆動消火ポンプ * 2	多 様 性 拡 張 設 備	/		
			ディーゼル駆動消火ポンプ * 2				
			ろ過水タンク				
可搬型大型送水ポンプ車 * 2 * 3							
可搬型大型送水ポンプ車 * 2							
代替給水ビット							
可搬型大型送水ポンプ車 * 2							
原水槽 * 4							
2次系純水タンク * 4							
ろ過水タンク * 4							

* 1 : ディーゼル発電機等により給電する。

* 2 : 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

* 3 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を格納容器へスプレイする。

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

* 5 : 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 1.7.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順

(2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 8	整備する手順書	手順の分類				
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	自然格納容器内冷却	C, D-格納容器再循環ユニット	重大事故等対処設備	a, b	全交流動力電源喪失時における対応手順等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書			
			可搬型温度計測装置							
			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 * 6							
			可搬型タンクローリー * 6							
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 6 * 7					a		
		代替格納容器スプレイ	代替格納容器スプレイポンプ * 1	重大事故等対処設備	c			炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書	
			代替非常用発電機 * 2							
			燃料取替用水ビット							
			補助給水ビット							
			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 * 7							
			B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却) * 1							多様性拡張設備
			燃料取替用水ビット							
			ディーゼル駆動消火ポンプ * 1							
			ろ過水タンク							
			可搬型大型送水ポンプ車 * 1 * 4							
			可搬型大型送水ポンプ車 * 1							
			代替給水ビット							
可搬型大型送水ポンプ車 * 1										
原水槽 * 5										
2次系純水タンク * 5										
ろ過水タンク * 5										

* 1 : 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

* 2 : 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」にて整備する。

* 4 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を格納容器へスプレイする。

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

* 6 : 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 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

* 7 : 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。

* 8 : 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 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

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

監視計器一覧 (1 / 8)

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	
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (1) 格納容器スプレイ			
a. 格納容器スプレイポンプによる 格納容器スプレイ	判断 基準	原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
		原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
	操作	原子炉格納容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		原子炉格納容器内 の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域) ・ 格納容器水位
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位

監視計器一覧 (2 / 8)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (2) 格納容器内自然対流冷却			
a. C, D-格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却	判断 基準	原子炉格納容器内 の圧力	・ 原子炉格納容器圧力
		格納容器圧力 (AM用)	・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
	操作	原子炉格納容器内 の温度	・ 格納容器内温度
		原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	・ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)
		原子炉補機冷却水サージタンク水位	・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
		最終ヒートシンク の確保	・ C, D-格納容器再循環ユニット補機 冷却水流量
		C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口 補機冷却水温度	・ C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口 補機冷却水温度
		B-原子炉補機冷却水戻り母管温度	・ B-原子炉補機冷却水戻り母管温度
		格納容器再循環ユニット入口温度/出 口温度	・ 格納容器再循環ユニット入口温度/出 口温度
原子炉格納容器内 の圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)		
原子炉格納容器内 の水素濃度	・ 格納容器内水素濃度		

監視計器一覧 (3 / 8)

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	
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (3) 代替格納容器スプレイ			
a. 代替格納容器スプレイポンプによる 代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (a) 「代替格納容器スプレイポンプによる代替 格納容器スプレイ」にて整備する。	
b. 電動機駆動消火ポンプ又は ディーゼル駆動消火ポンプによる 代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)
		原子炉格納容器へ の注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ ろ過水タンク水位
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (b) 「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆 動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。	

監視計器一覧（4 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (3) 代替格納容器スプレイ		
c. 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断基準 原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用）
	原子炉格納容器へ の注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。
d. 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断基準 原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用）
	原子炉格納容器へ の注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。
e. 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断基準 原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用）
	原子炉格納容器へ の注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

監視計器一覧 (5 / 8)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (1) 格納容器内自然対流冷却			
a. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却	判断 基準	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧
		・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧	
		・ 甲母線電圧, 乙母線電圧	
		・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧	
	補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量	
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
	操作	原子炉格納容器内 の温度	・ 格納容器内温度
		最終ヒートシンク の確保	・ C, D-格納容器再循環ユニット補機 冷却水流量
		・ 格納容器再循環ユニット入口温度/出 口温度	
		原子炉格納容器内 の圧力	・ 原子炉格納容器圧力
・ 格納容器圧力 (AM用)			
原子炉格納容器内 の水素濃度	・ 格納容器内水素濃度		

監視計器一覧 (6 / 8)

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	
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ			
a. 代替格納容器スプレイポンプによる 代替格納容器スプレイ	判断 基準	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧
		・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧	
		・ 甲母線電圧, 乙母線電圧	
		・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧	
	補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量	
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
	原子炉格納容器内 の圧力	・ 原子炉格納容器圧力	
・ 格納容器圧力 (AM用)			
水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位		
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち, 1.6.2.2(2) b. (a) 「代替格納容器スプレイポンプによる代替 格納容器スプレイ」にて整備する。		

監視計器一覧（7 / 8）

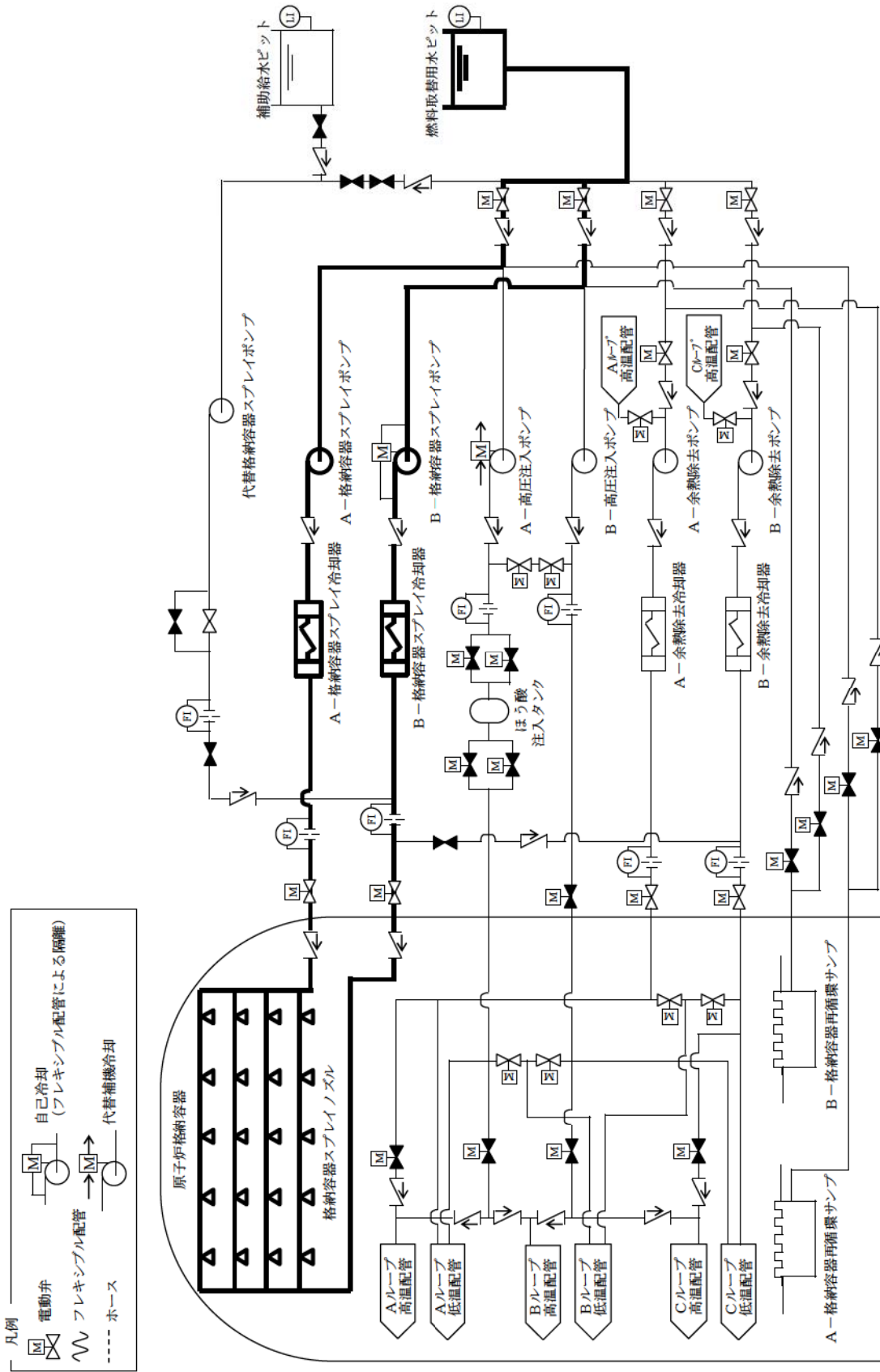
対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ		
b. B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却)による 代替格納容器スプレイ	判断基準 原子炉格納容器内 の圧力	・ 原子炉格納容器圧力
		・ 格納容器圧力 (AM用)
	原子炉格納容器内 への注水量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
	水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(2) a. (b)「B-格納容器スプレイポンプ (自己冷 却)による代替格納容器スプレイ」にて整備する。
c. ディーゼル駆動消火ポンプによる 代替格納容器スプレイ	判断基準 原子炉格納容器内 の圧力	・ 原子炉格納容器圧力
		・ 格納容器圧力 (AM用)
	原子炉格納容器内 への注水量	・ B-格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)
	水源の確保	・ ろ過水タンク水位
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (b)「代替格納容器スプレイポンプによる代替 格納容器スプレイ」にて整備する。

監視計器一覧（8 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器				
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ						
d. 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 450 995 533">原子炉格納容器内の 圧力</td> <td data-bbox="995 450 1445 533"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 533 995 645">原子炉格納容器内 への注水量</td> <td data-bbox="995 533 1445 645"> <ul style="list-style-type: none"> ・ B－格納容器スプレイ流量 ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） </td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用） 	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ B－格納容器スプレイ流量 ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
	原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用） 				
原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ B－格納容器スプレイ流量 ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） 					
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。					
e. 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 779 995 862">原子炉格納容器内の 圧力</td> <td data-bbox="995 779 1445 862"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 862 995 1043">原子炉格納容器内 への注水量</td> <td data-bbox="995 862 1445 1043"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ B－格納容器スプレイ流量 ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） </td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用） 	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ B－格納容器スプレイ流量 ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
	原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用） 				
原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ B－格納容器スプレイ流量 ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） 					
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。					
f. 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 1173 995 1256">原子炉格納容器内の 圧力</td> <td data-bbox="995 1173 1445 1256"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1256 995 1438">原子炉格納容器内 への注水量</td> <td data-bbox="995 1256 1445 1438"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ B－格納容器スプレイ流量 ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） </td> </tr> </table>	原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用） 	原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ B－格納容器スプレイ流量 ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
	原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用） 				
原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ B－格納容器スプレイ流量 ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） 					
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。					

第 1.7.3 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
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	A－格納容器スプレイポンプ	6－A 非常用高圧母線
	B－格納容器スプレイポンプ	6－B 非常用高圧母線
	C－原子炉補機冷却水ポンプ	6－B 非常用高圧母線
	D－原子炉補機冷却水ポンプ	6－B 非常用高圧母線
	C－原子炉補機冷却海水ポンプ	6－B 非常用高圧母線
	D－原子炉補機冷却海水ポンプ	6－B 非常用高圧母線
	代替格納容器スプレイポンプ	6－A 非常用高圧母線
		6－B 非常用高圧母線
		代替非常用発電機
	A－ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	A－ディーゼル発電機 コントロールセンタ
B－ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	B－ディーゼル発電機 コントロールセンタ	

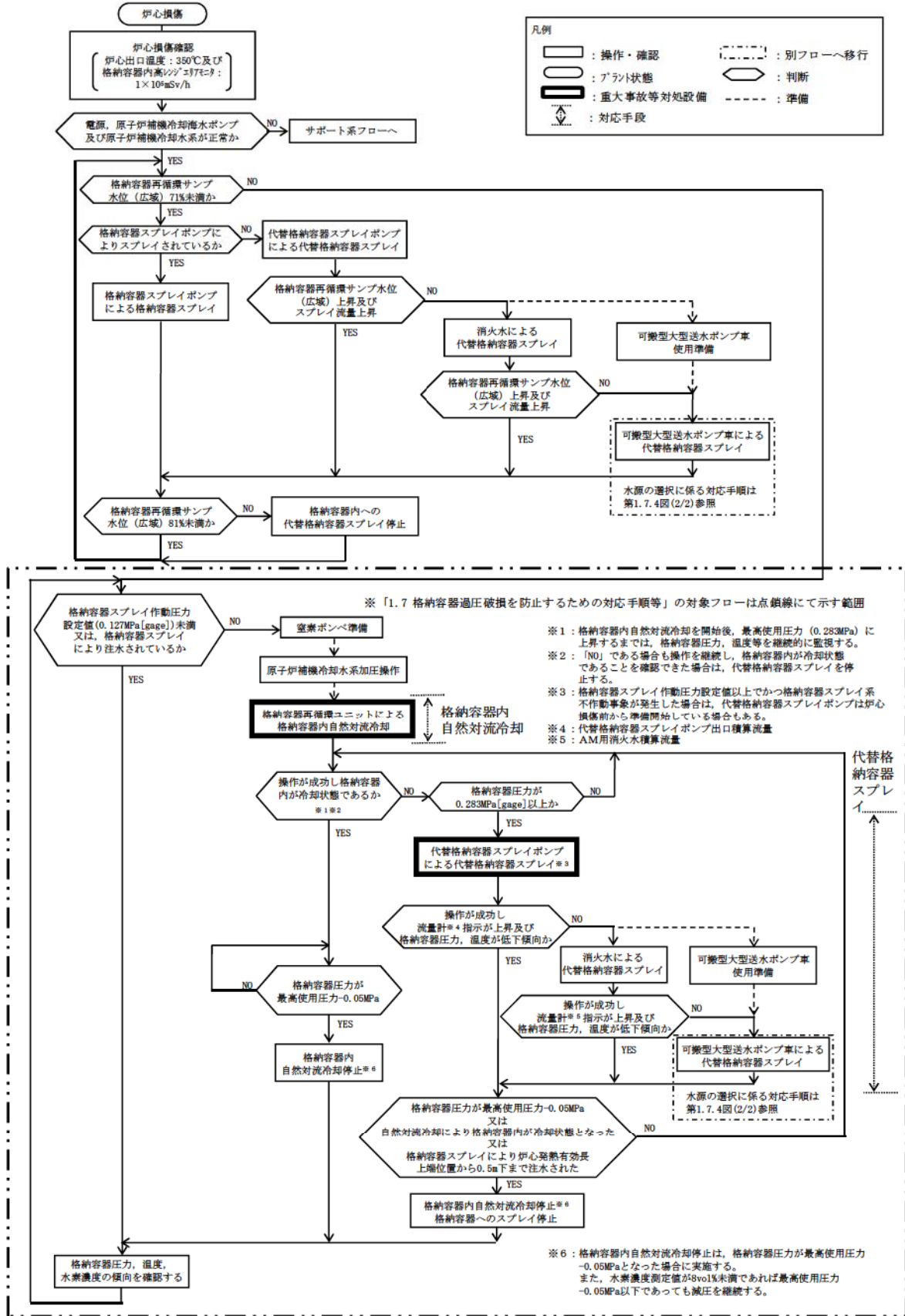


第 1.7.1 図 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 概略系統

		経過時間 (分)							
		30	60	90	120	150	180		
手順の項目	要員(数)	約1時間5分 C, D-格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却開始 ▽							
C, D-格納容器 再循環ユニットに よる格納容器内自 然対流冷却	運転員 (中央制御室)	1	系統構成						
			通水操作						
	運転員 (現場)	1	移動, 加圧操作準備						
			加圧操作						
			加圧						
			可搬型温度計測装置取り付け ※1						
						冷却状況の確認			

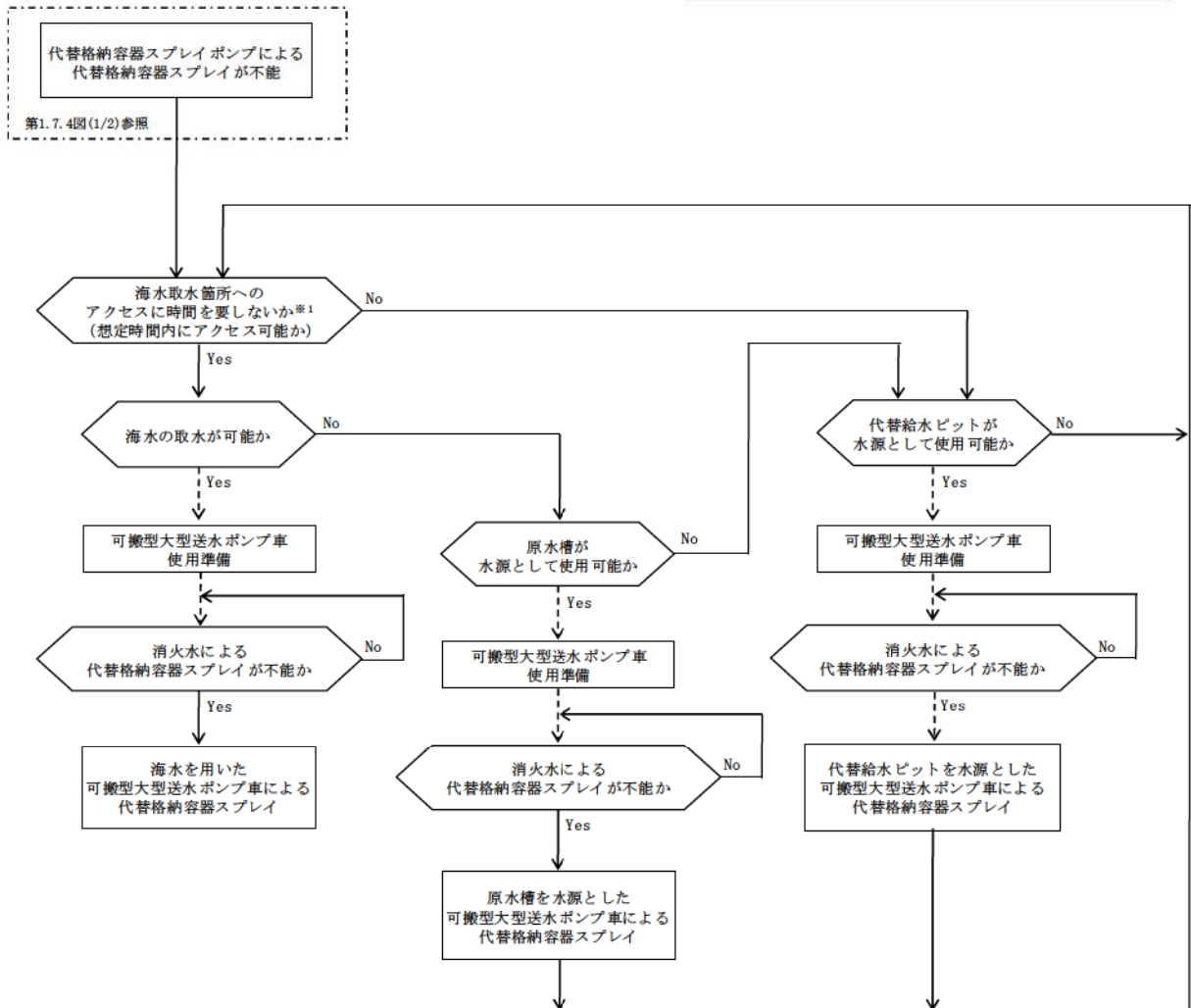
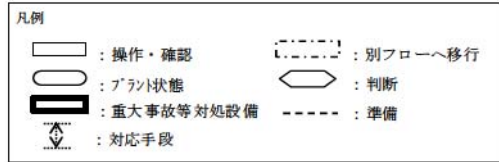
※1 既設計器による冷却状態の監視ができない場合に使用する。

第 1.7.3 図 C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
タイムチャート



第 1.7.4 図 格納容器の過圧破損防止に対する対応手順

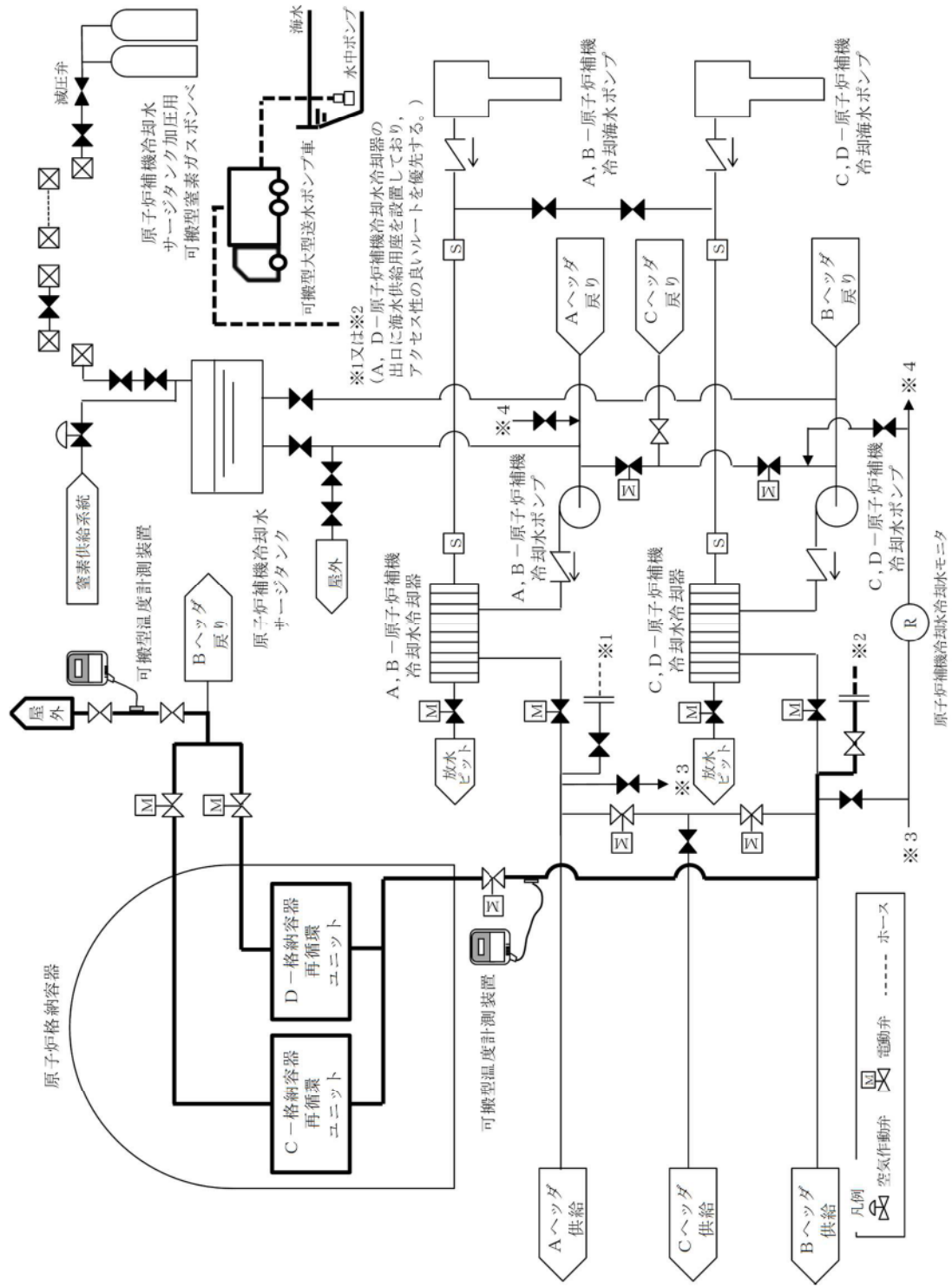
(交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合) (1 / 2)



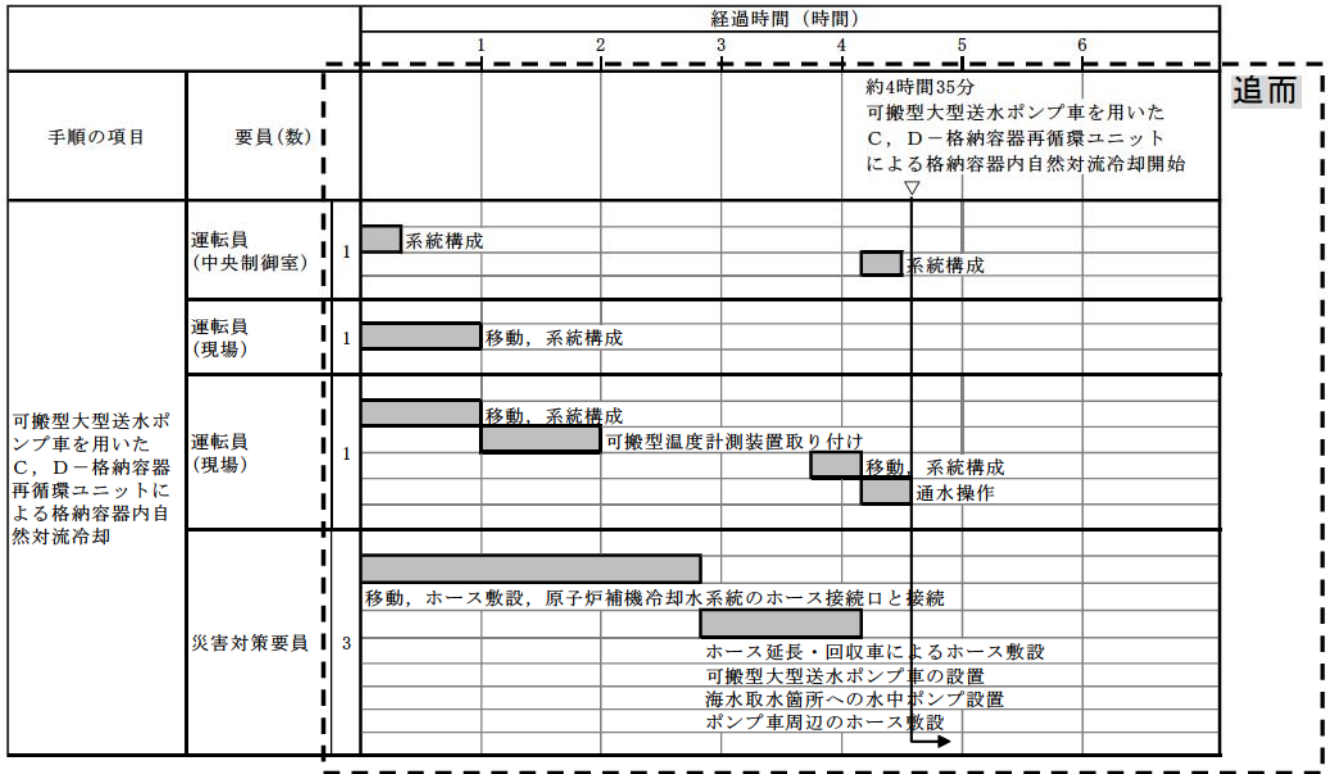
※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1.7.4 図 格納容器の過圧破損防止に対する対応手順

(交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合) (2 / 2)

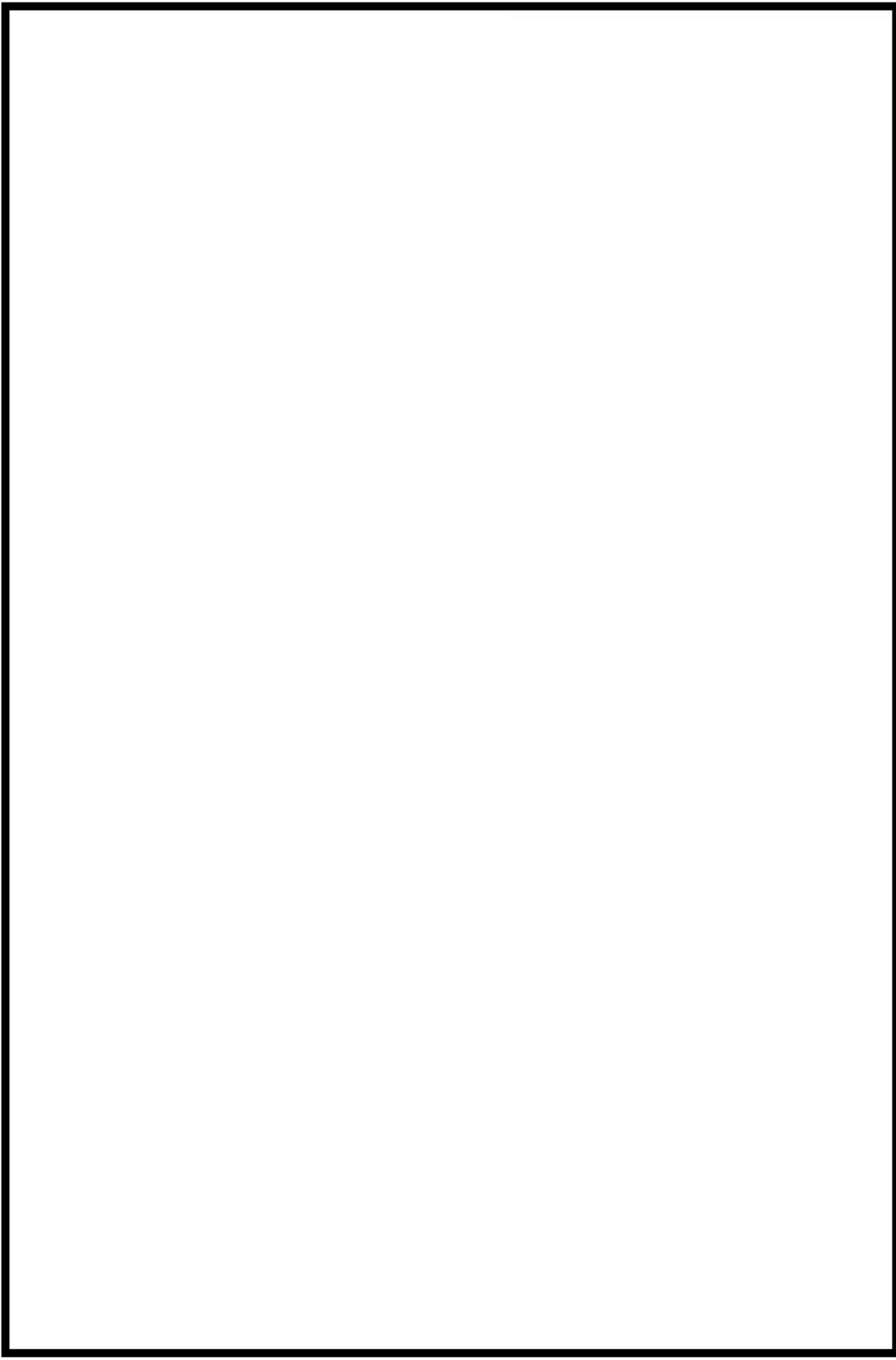


第 1.7.5 図 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 概略系統



第 1.7.6 図 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 タイムチャート

追而

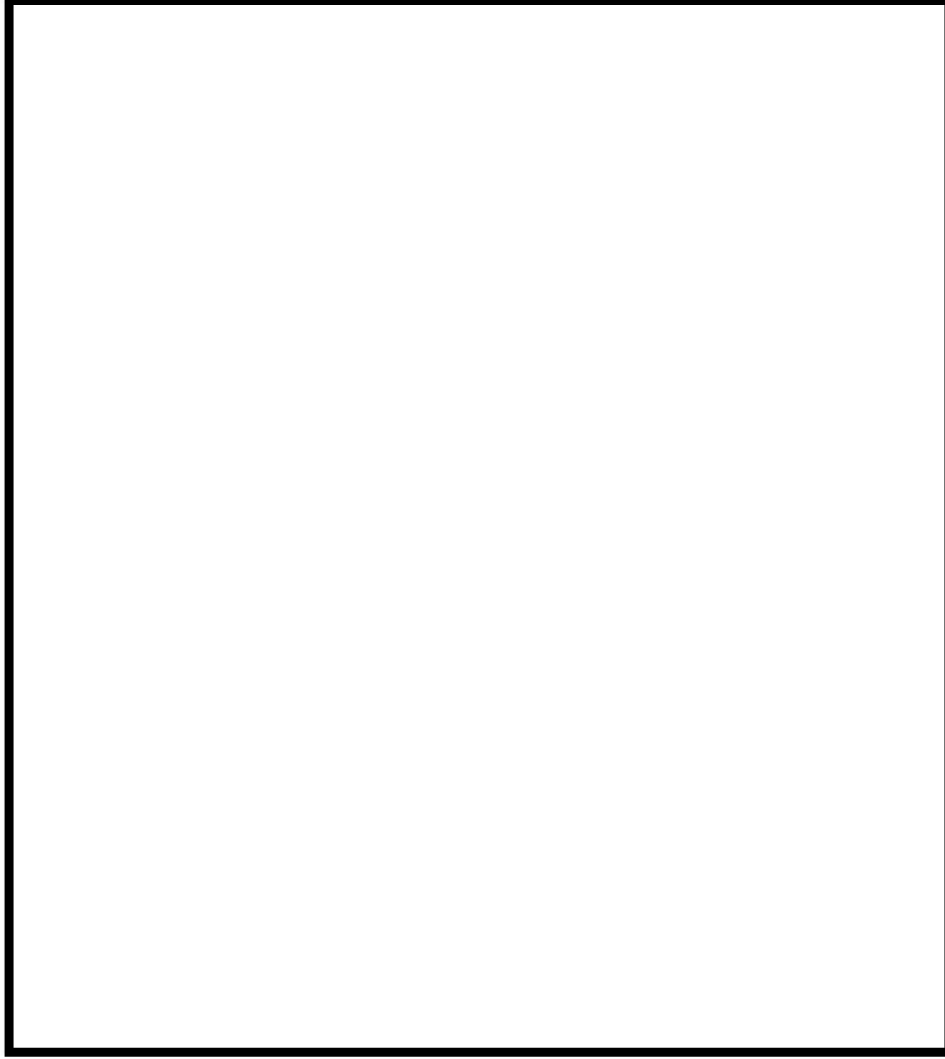


第1.7.7図 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる


格納容器内自然対流冷却 ホース敷設ルート図 (1/3)

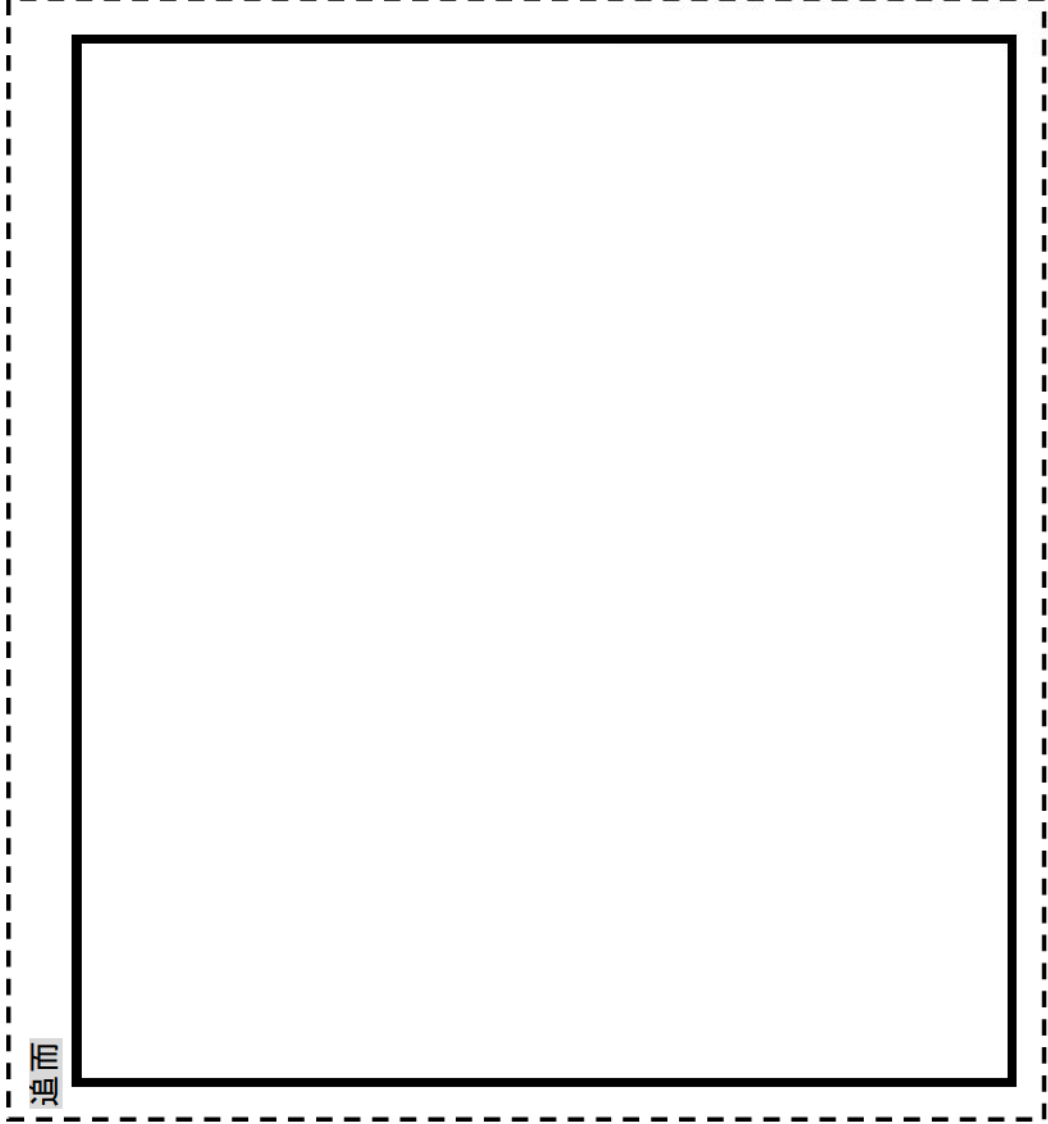


: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



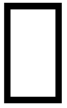
第 1.7.7 図 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環ユニットによる
格納容器内自然対流冷却 ホース敷設ルート図 (2/3)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

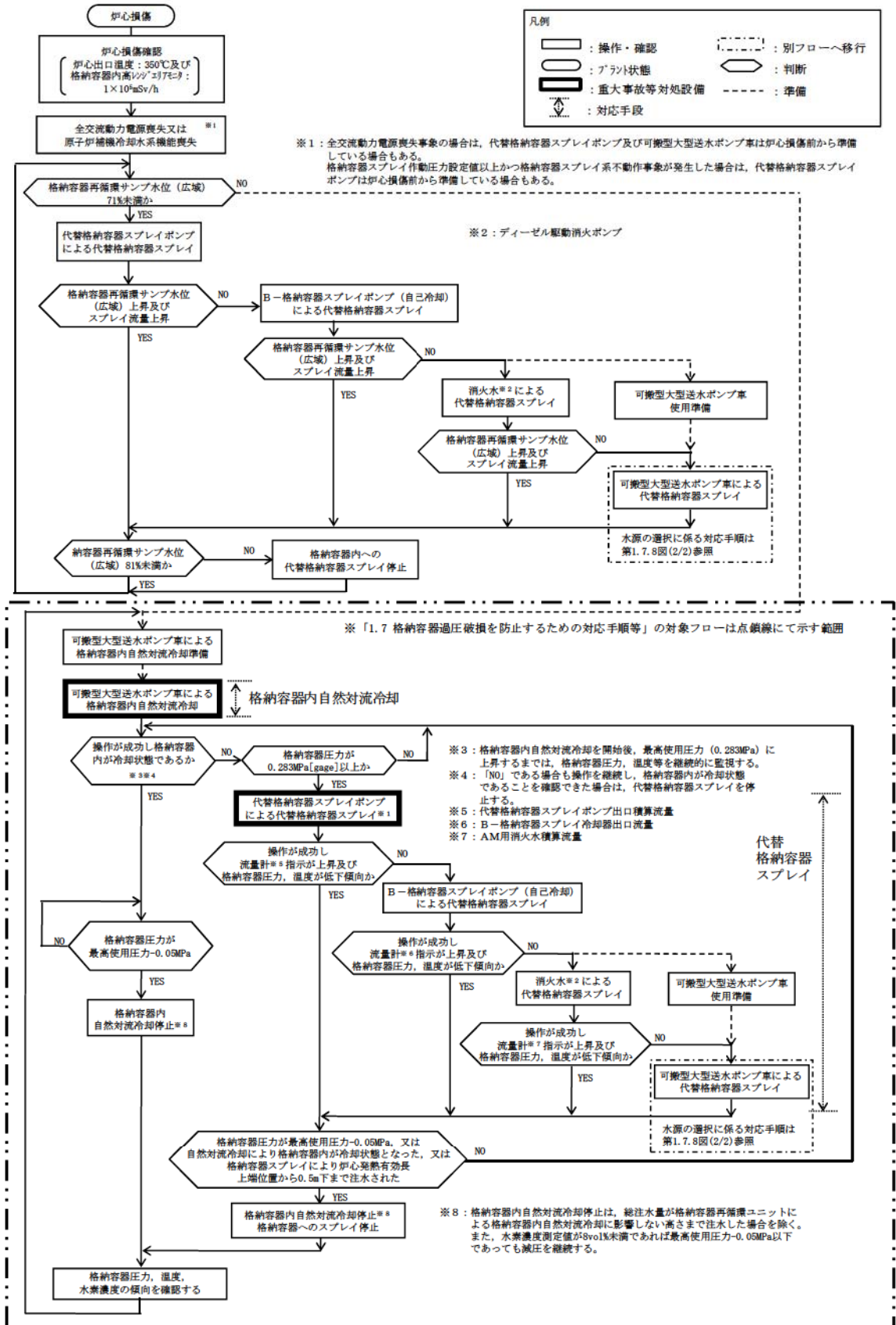


追而

第 1.7.7 図 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環ユニットによる
格納容器内自然対流冷却 ホース敷設ルート図 (3 / 3)

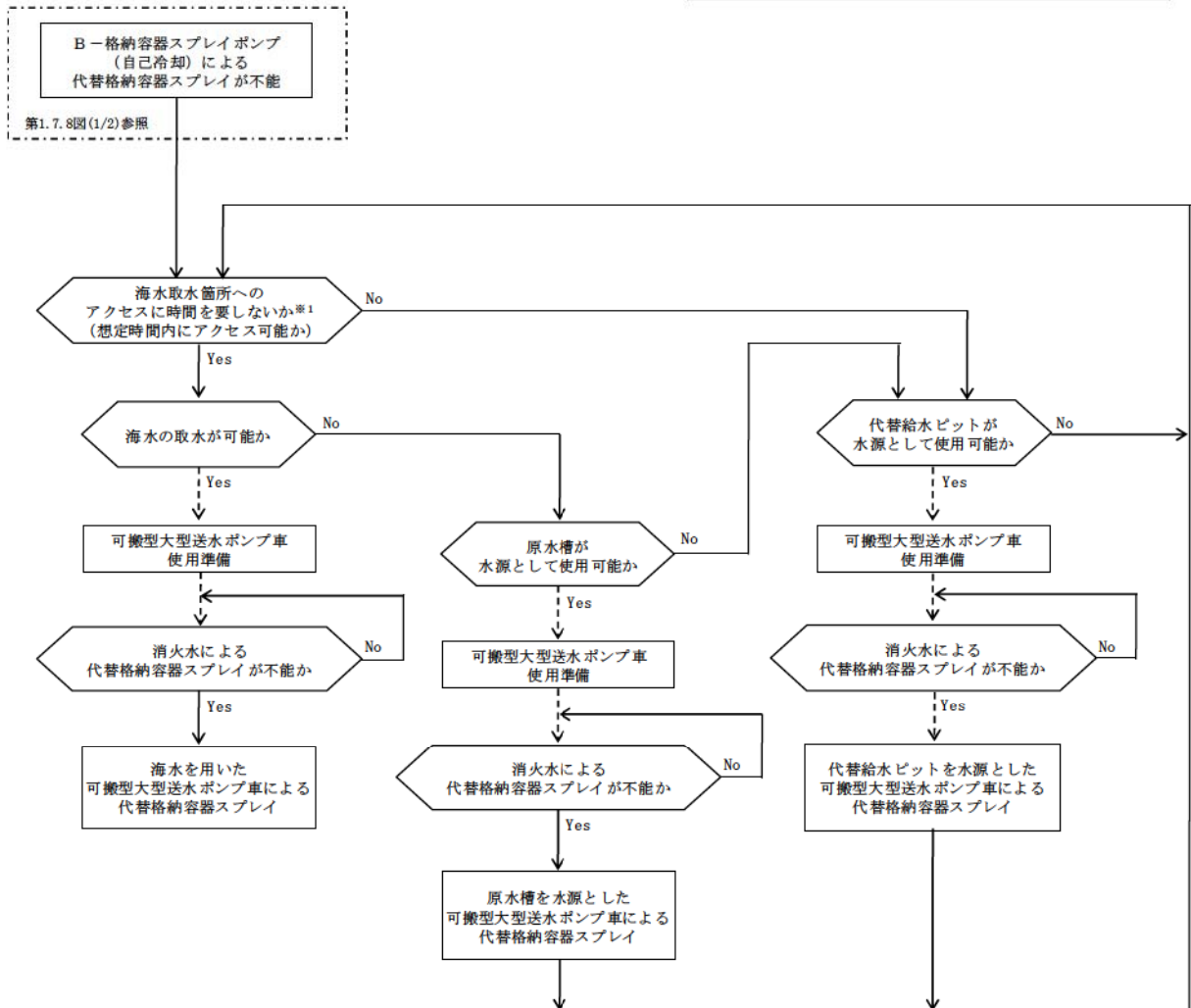
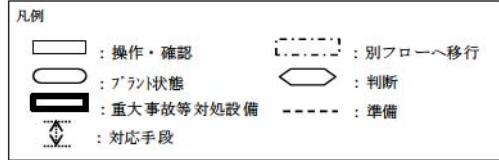


: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



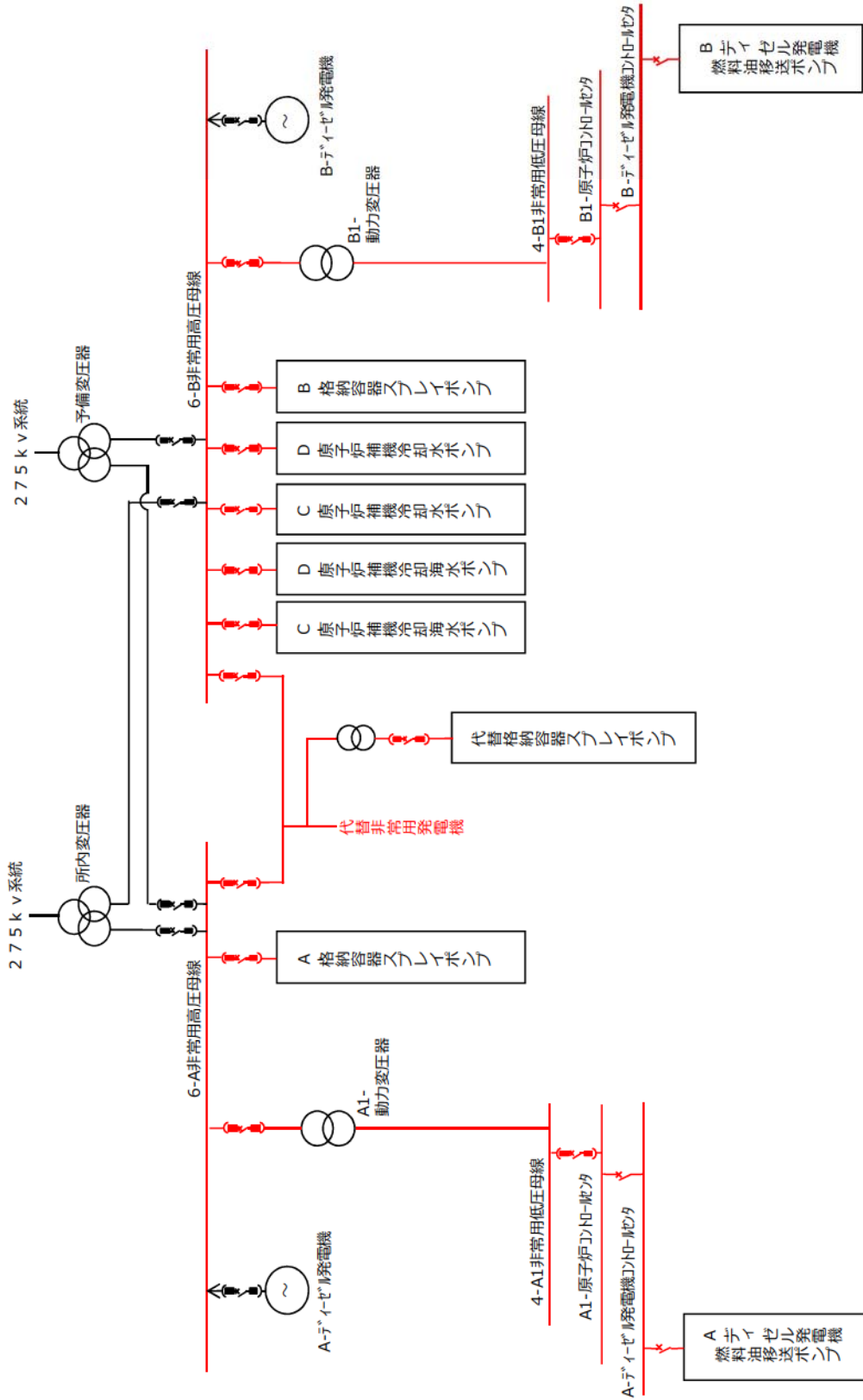
第 1.7.8 図 格納容器の過圧破損防止に対する対応手順

(全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (1 / 2)

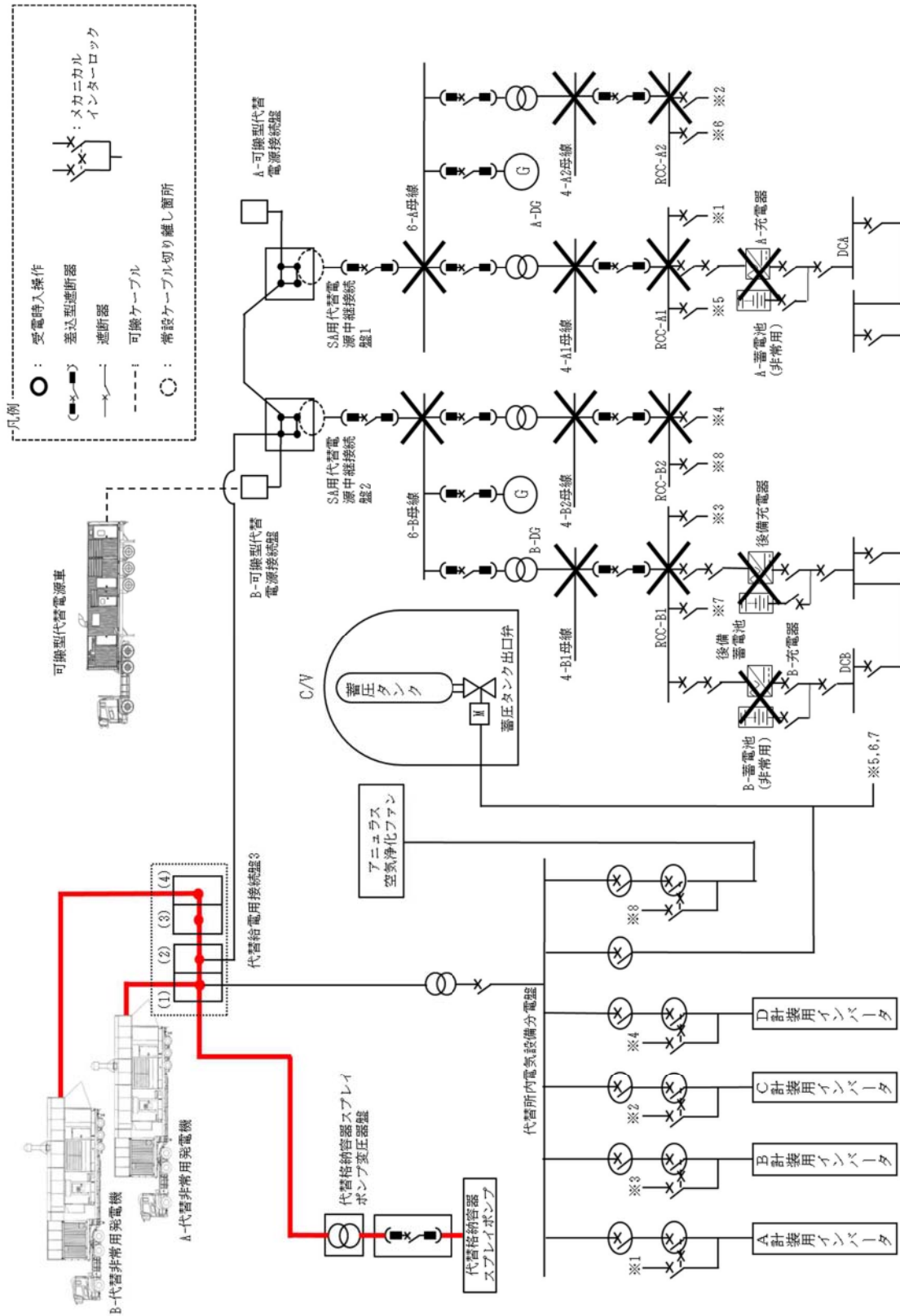


※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1.7.8 図 格納容器の過圧破損防止に対する対応手順
(全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2 / 2)



重大事故等対処設備の電源構成図 (1 / 2)



重大事故等対処設備の電源構成図 (2 / 2)

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/3)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50条)	技術基準規則 (65条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器パウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器パウンダリ（設置許可基準規則第二条第二項第三十七号に規定する原子炉格納容器パウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	③
<p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ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。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器パウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器パウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」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設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器パウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器パウンダリをいう。）を維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器パウンダリ（設置許可基準規則第2条第2項第37号に規定する原子炉格納容器パウンダリをいう。）を維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」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設備をいう。</p>	—
<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	④
<p>b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。</p>	—	<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p>	<p>2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p>	—

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (2/3)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50条)	技術基準規則 (65条)	番号
(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。	—	3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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設備をいう。 a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。	3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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設備をいう。 a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。	—
(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	—	b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、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設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。	b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、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設備をいう。 i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。	—
b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	—	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	—
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。	—	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他身機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他身機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	—
(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	—	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	—
—	—	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	—
—	—	vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。	—
—	—	vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の室素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の室素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラブチャーディスクを強制的に手で破壊する装置を設置する場合を除く。	—
—	—	viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	—
—	—	ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	—
—	—	4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 基準の要求に適合するための手段				審査	多様性拡張設備				
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号		対応手段	機器名称	常設 可設	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能喪失	—	格納容器スプレイ装置	格納容器スプレイポンプ	既設	① ③	—	—	—	—	—	—
			燃料取替用水ビット	既設							
		格納容器内自然対流冷却	C, D-格納容器再循環ユニット	既設	① ② ③ ④	—	—	—	—	—	—
			可搬型温度計測装置	新設							
			C, D-原子炉補機冷却水ポンプ	既設							
			C, D-原子炉補機冷却水冷却器	既設							
			原子炉補機冷却水サージタンク	既設							
			原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ	新設							
			C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ	既設							
		代替格納容器スプレイ	代替格納容器スプレイポンプ	新設	① ③	—	—	—	—	—	—
			燃料取替用水ビット	既設							
			補助給水ビット	既設							
			—	—							
			—	—							
			—	—							
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	格納容器内自然対流冷却	C, D-格納容器再循環ユニット	既設	① ② ③ ④	—	—	—	—	—	
			可搬型温度計測装置	新設							
			可搬型大型送水ポンプ車	新設							
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽	既設							
			可搬型タンクローリー	新設							
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	既設							
			—	—							
		代替格納容器スプレイ	代替格納容器スプレイポンプ	新設	① ③	—	—	—	—	—	—
			燃料取替用水ビット	既設							
			補助給水ビット	既設							
			代替非常用発電機	新設							
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽	既設							
			可搬型タンクローリー	新設							
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	既設							
			—	—							
—	—										
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

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
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
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
B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却)	常設	Sクラス	約940m ³ /h	約170m	1台
燃料取替用水ピット	常設	Sクラス	約2000m ³	—	1基

C、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

【原子炉補機冷却系統加圧操作】

1. 操作概要

格納容器の熱を輸送する原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水系統の加圧を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 41分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

操作性： 窒素供給ホースについてはカップラ接続であり容易かつ確実に接続できる。ボンベ元弁を開とするための工具はボンベ付近に設置している。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



原子炉補機冷却水サージタンク
加圧用可搬型窒素ガスボンベ
(原子炉建屋 T.P. 43.6m)



原子炉補機冷却水系統加圧
系統構成
(原子炉建屋 T.P. 43.6m)



原子炉補機冷却水サージタンク
窒素供給ホースカップラ接続
(原子炉建屋 T.P. 43.6m)



原子炉補機冷却水系統加圧操作
(原子炉建屋 T.P. 46.2m)

【可搬型温度計測装置取付け】

1. 操作概要

格納容器内自然対流冷却時に中央制御室での格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視ができない場合において、可搬型温度計測装置の取付けを行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 47分（移動，放射線防護具着用含む）

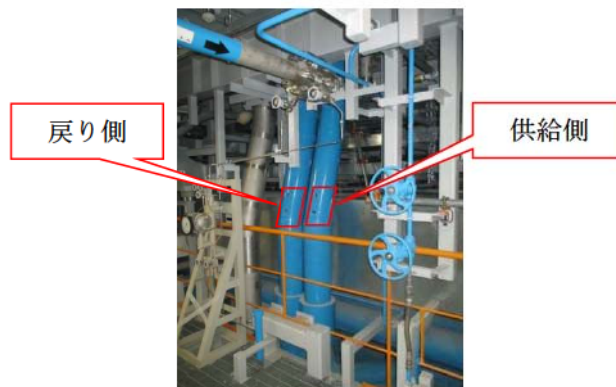
3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

操作性： 可搬型温度計測装置の取付けについては、工具を使用することなく取付けできるように調整していることから容易に実施できる。

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、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



可搬型温度計測装置設置場所
(原子炉建屋 T.P. 14.3m)



可搬型温度計測装置
(左：データコレクタ、右：温度ロガー)



SUSバンド取り付け

原子炉補機冷却水サージタンク加圧について

重大事故等における格納容器内の除熱手段として、C、D-格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し除熱を行う格納容器内自然対流冷却がある。格納容器内自然対流冷却では、格納容器内の熱を除去する過程で原子炉補機冷却水の温度が上昇し、原子炉補機冷却水の沸騰により原子炉補機冷却機能が喪失することを防止するため、格納容器内自然対流冷却に先立ち原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベにより原子炉補機冷却水サージタンクを加圧する。

加圧設定値 0.28MPa[gage]は、有効性評価「格納容器過温破損」シーケンスにおける格納容器内最高到達温度約 141℃の状態において格納容器再循環ユニットに通水しても原子炉補機冷却水系統が沸騰しない圧力としている。

有効性評価「原子炉格納容器の除熱機能喪失」シーケンスにおける格納容器内自然対流冷却では、格納容器内最高到達温度は約 135℃であり、加圧設定値 0.28MPa[gage]であれば、原子炉補機冷却水系統が沸騰することはない。

なお、安全弁設定値は加圧設定値より高いため、安全弁を動作させないための処置は不要である。

1. 設備概要

安全弁設定値 : 0.34MPa [gage]

加圧設定値 : 0.28MPa [gage] (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベ設置本数 : 4本)

通常運転圧力 : 0.005~0.04MPa [gage]

可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる
格納容器内自然対流冷却

【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】

1. 作業概要

可搬型大型送水ポンプ車によるC、D-格納容器再循環ユニットへの冷却水（海水）通水を行うため、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

必要要員数： 3名	追而
作業時間（想定）： 4時間 10分	
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。
原子炉補機冷却水系統配管接続箇所への可搬型ホース接続作業は、一般的な作業（フランジ取外、取付）同等作業であり、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
追而	海水取水箇所（3号炉スクリーン室）～ T.P. 10m 東側建屋入口	約 400m×2 系統	150A	約 8本×2 系統



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



原子炉補機冷却水系統の
可搬型ホース接続口
(原子炉建屋 T. P. 2. 3m)



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)

【可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D—格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却のための系統構成】

1. 操作概要

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時，可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D—格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却を行うための系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

(1) 運転員（現場）①の系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 35分（移動，放射線防護具着用含む）

(2) 運転員（現場）②の系統構成

a. 補機冷却水（海水）通水系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 31分（移動，放射線防護具着用含む）

b. 補機冷却水（海水）通水開始前系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 50分

操作時間（実績）： 29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。



補機冷却水（海水）通水系統構成
（運転員（現場）①）
（原子炉補助建屋 T. P. -1. 7m）



補機冷却水（海水）通水系統構成
（運転員（現場）②）
（原子炉建屋 T. P. 43. 6m）



補機冷却水（海水）
通水開始前系統構成
（運転員（現場）②）
（原子炉建屋 T. P. 2. 8m）

【可搬型温度計測装置取付け】

1. 操作概要

格納容器内自然対流冷却時に中央制御室での格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視ができない場合において、可搬型温度計測装置の取付けを行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 50分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

操作性： 可搬型温度計測装置の取付けについては、工具を使用することなく取付けできるよう調整していることから容易に実施できる。

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。



可搬型温度計測装置設置場所（供給側）
（原子炉建屋 T.P. 14. 3m）



可搬型温度計測装置設置場所（排水側）
（原子炉建屋 T.P. 17. 8m）



可搬型温度計測装置
（左：データコレクタ、右：温度ロガー）



SUSバンド取り付け

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気圧・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 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスとする。本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、格納容器内圧が高めに推移することから、格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなり、被ばく評価としては厳しくなる。

2. 考慮する被ばく経路

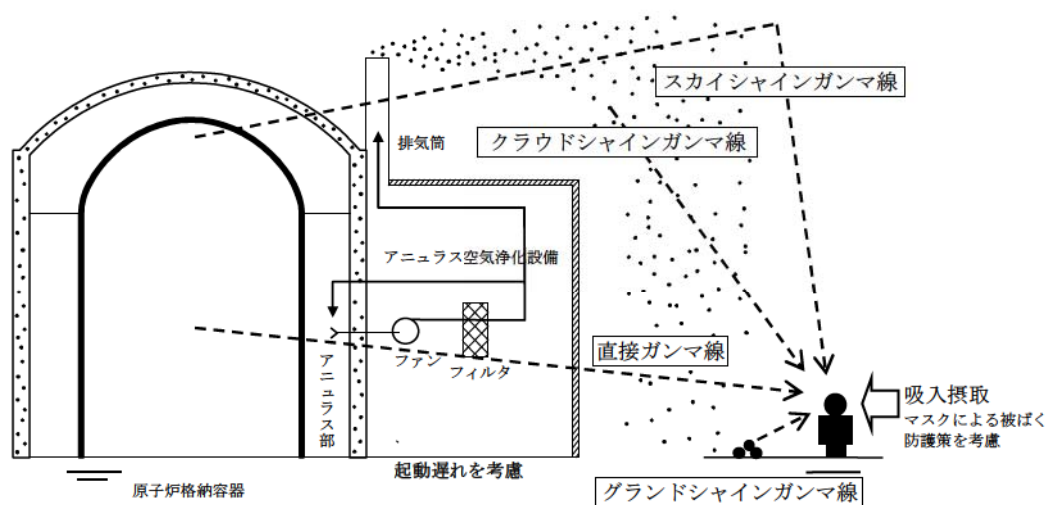
考慮する被ばく経路は、以下のとおりとする。第 2-1 図に、経路イメージ図を示す。

(1) 建屋内からのガンマ線による被ばく

- ・直接ガンマ線
- ・スカイシャインガンマ線

(2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

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



第 2-1 図 被ばく経路イメージ

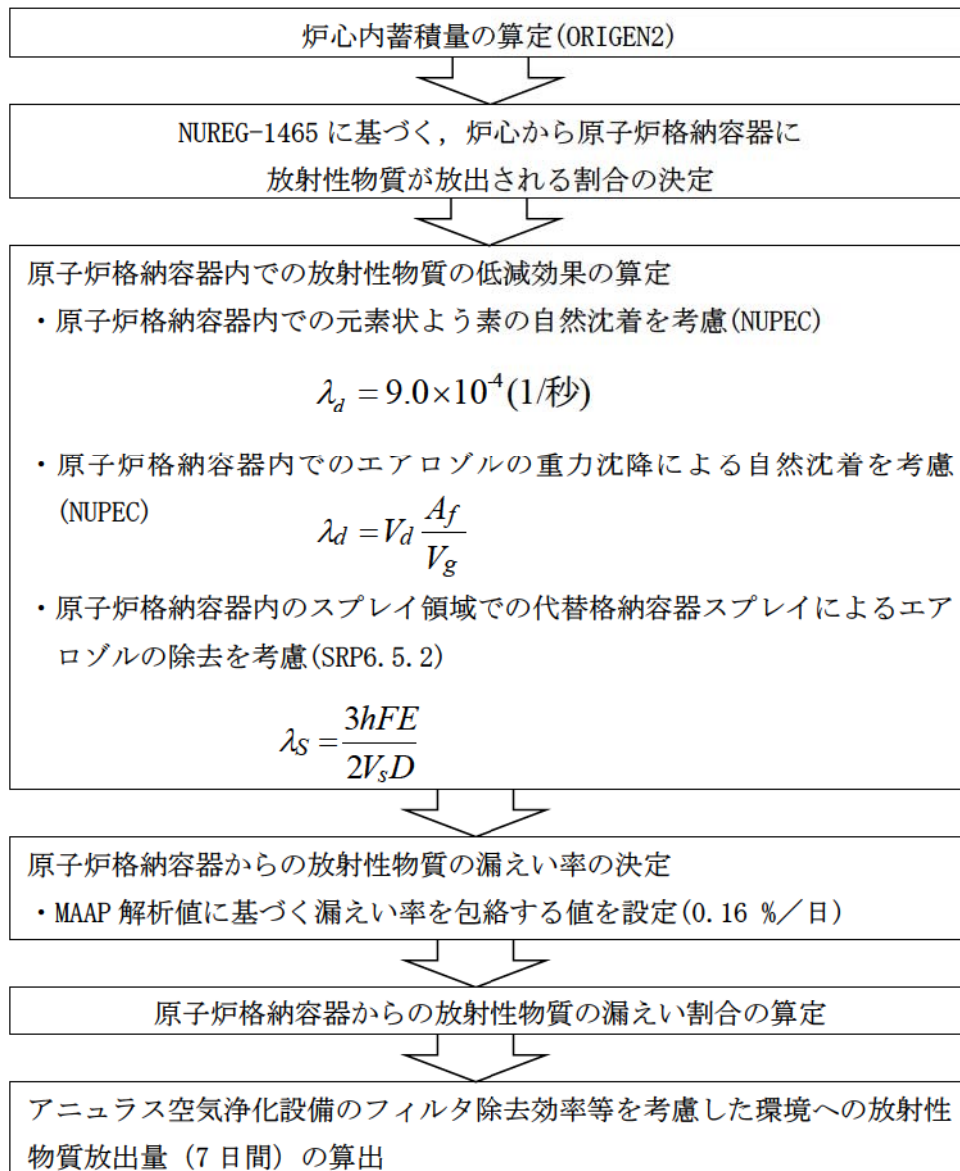
3. 評価対象作業

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

4. 評価条件

4.1. 大気中への放出放射エネルギーの評価

放射性物質の大気中への放出量算定の概略を第 4-1 図に示す。



第 4-1 図 大気中への放射性物質放出量算定の概略フロー

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

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

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

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

4.2. 大気拡散の評価

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

4.3. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

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

4.4. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線の評価

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

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

5. 評価のプロセス

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

今回の評価対象の作業員の対応手順と所要時間を第 5-1 表に示す。

6. 放射線管理上の防護装備について

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

7. 評価結果

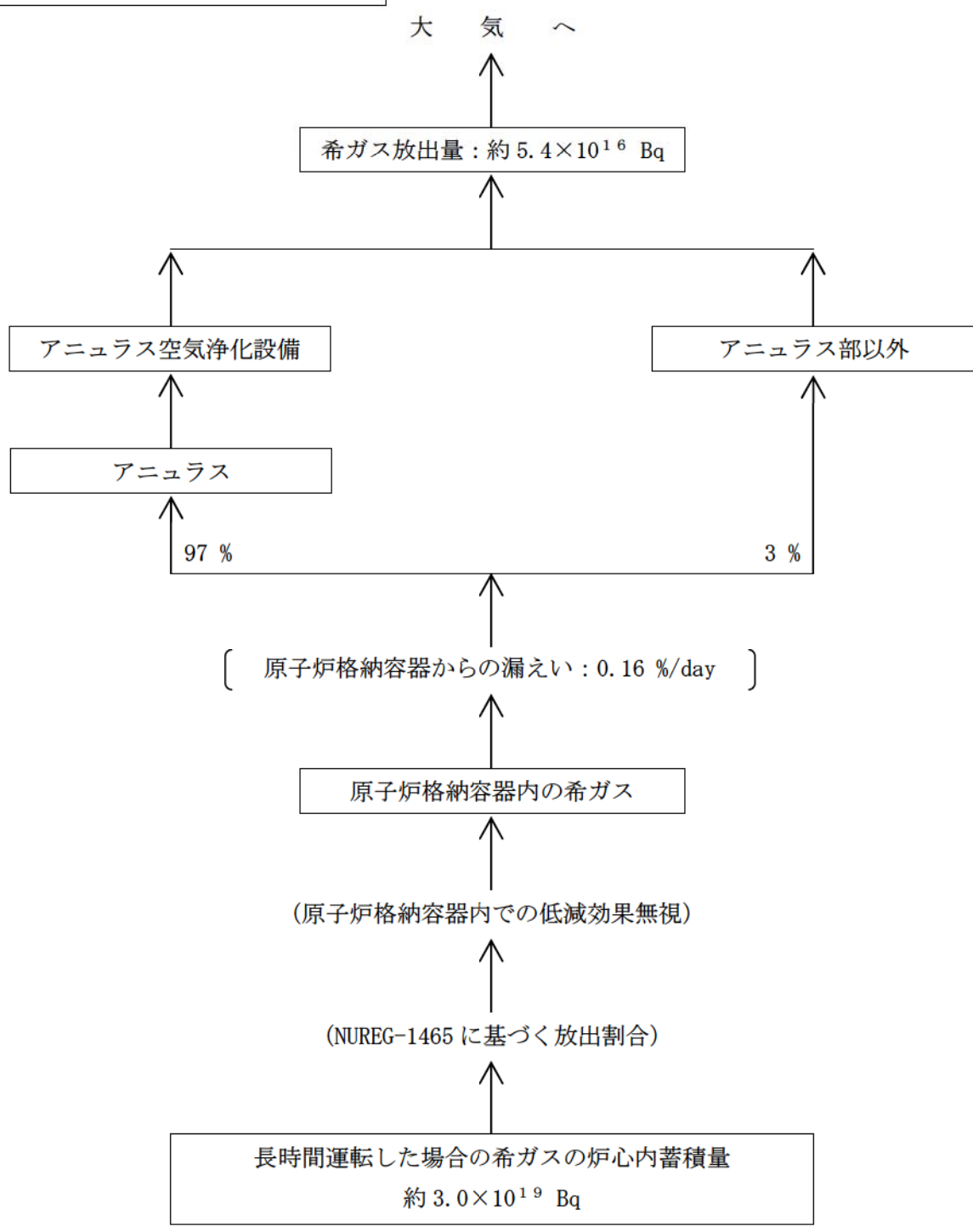
追而 第 7-1 表に評価結果を、第 7-1 図から第 7-3 図に線量評価点を示す。

「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」の作業それぞれについて、作業員の被ばく線量は約 34mSv、約 68mSv、約 16mSv 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、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)

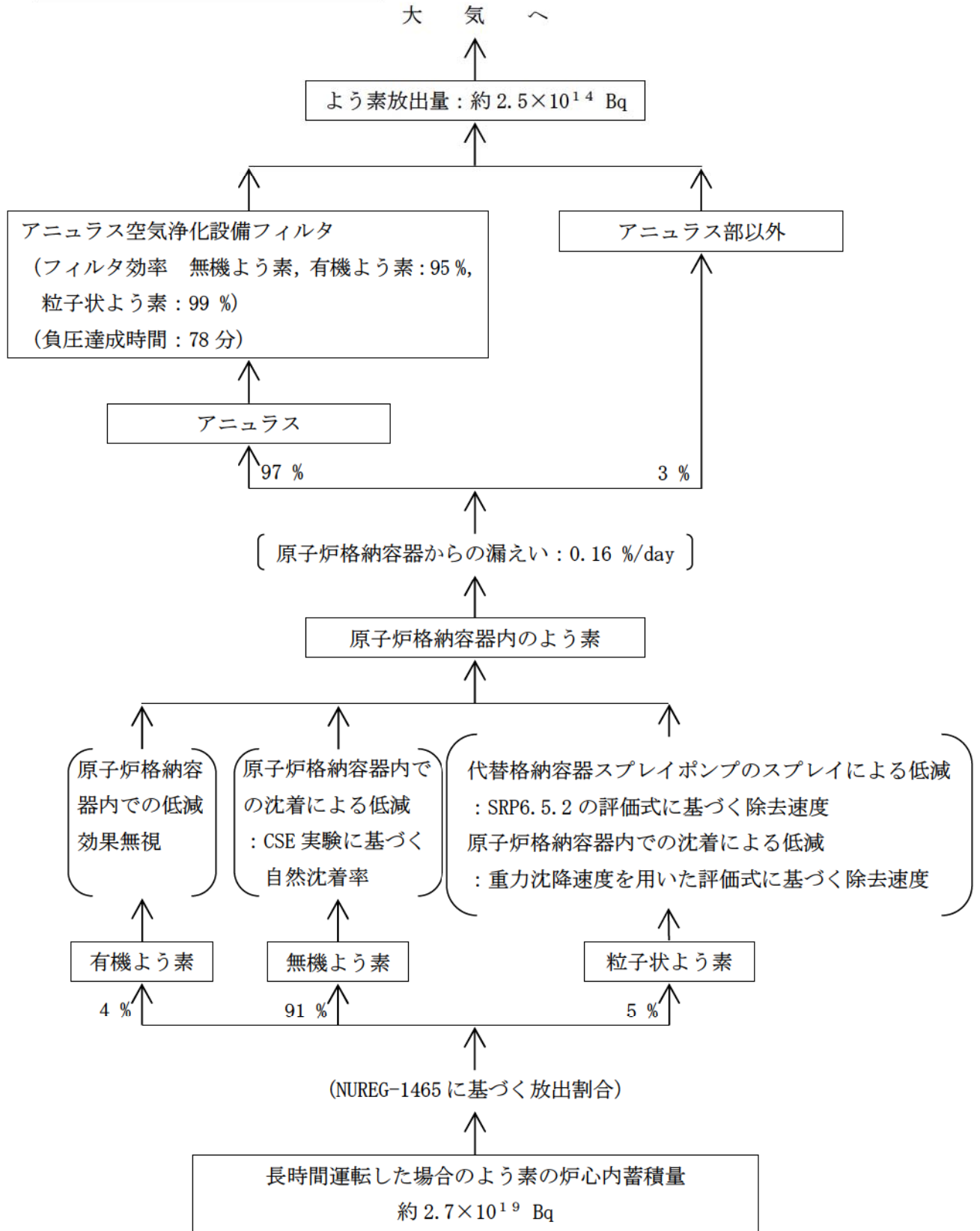


第 4-2 図 希ガスの大気放出過程

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

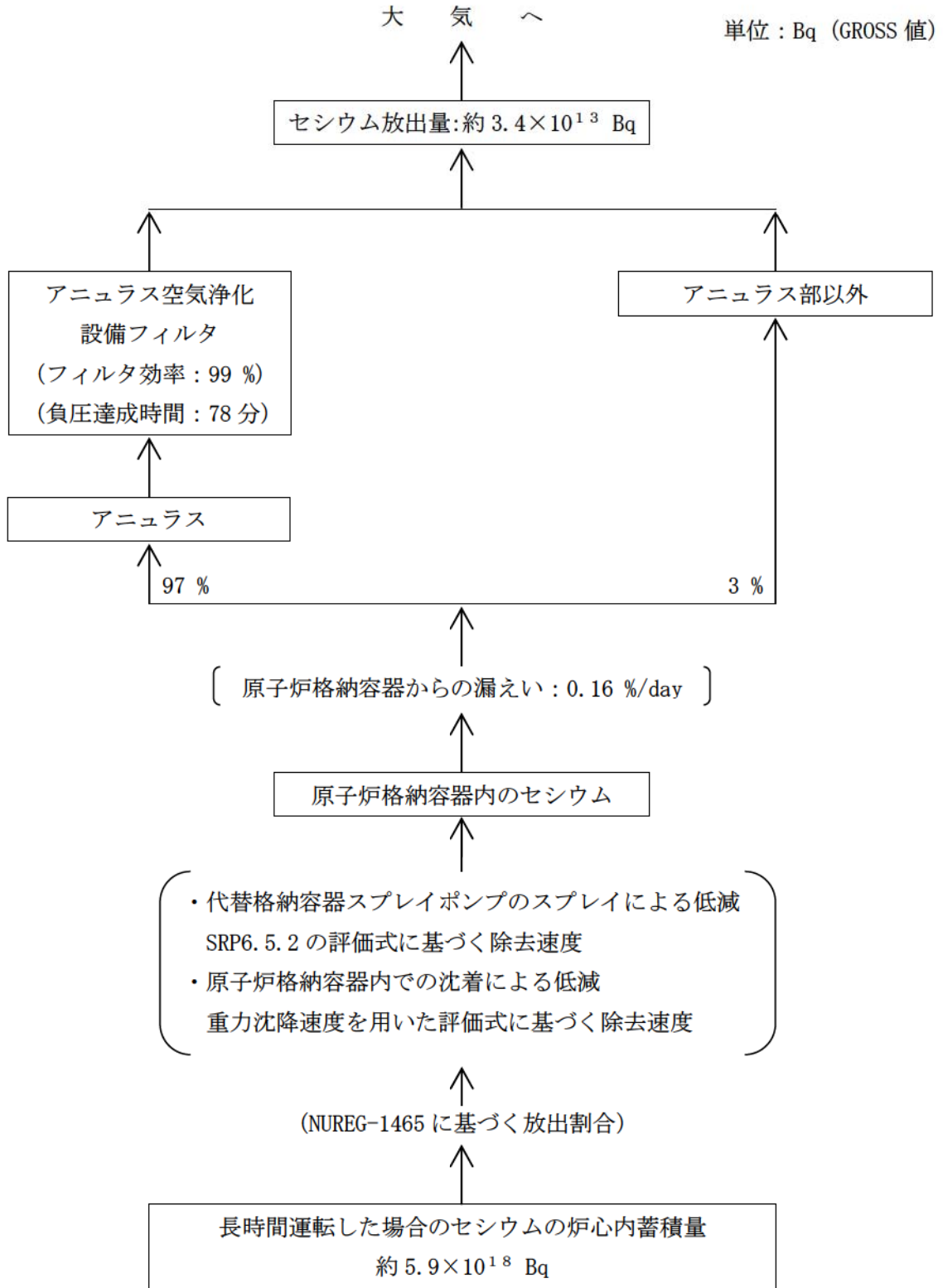
単位 : Bq (GROSS 値)



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

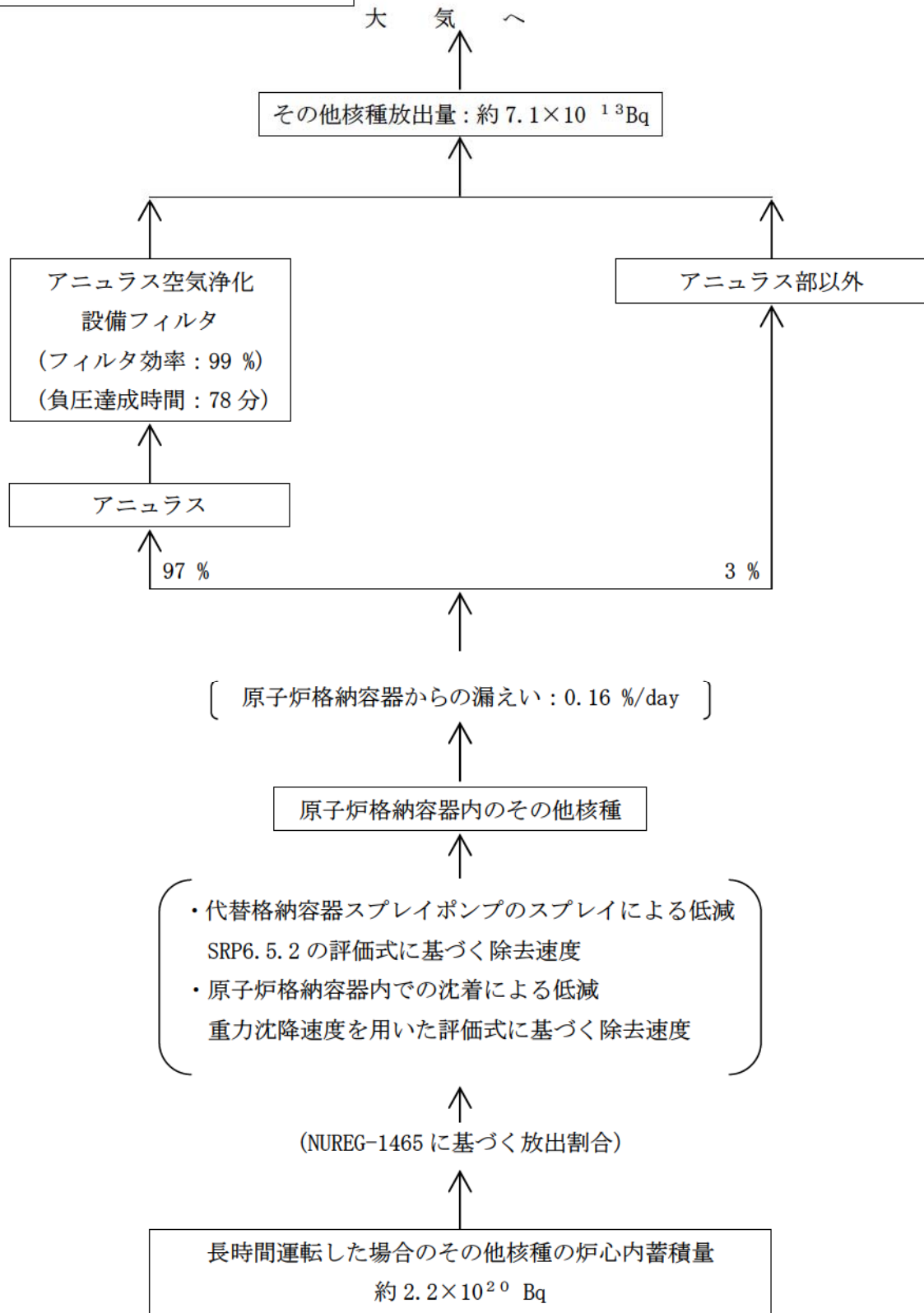


第 4-4 図 セシウムの大気放出過程

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

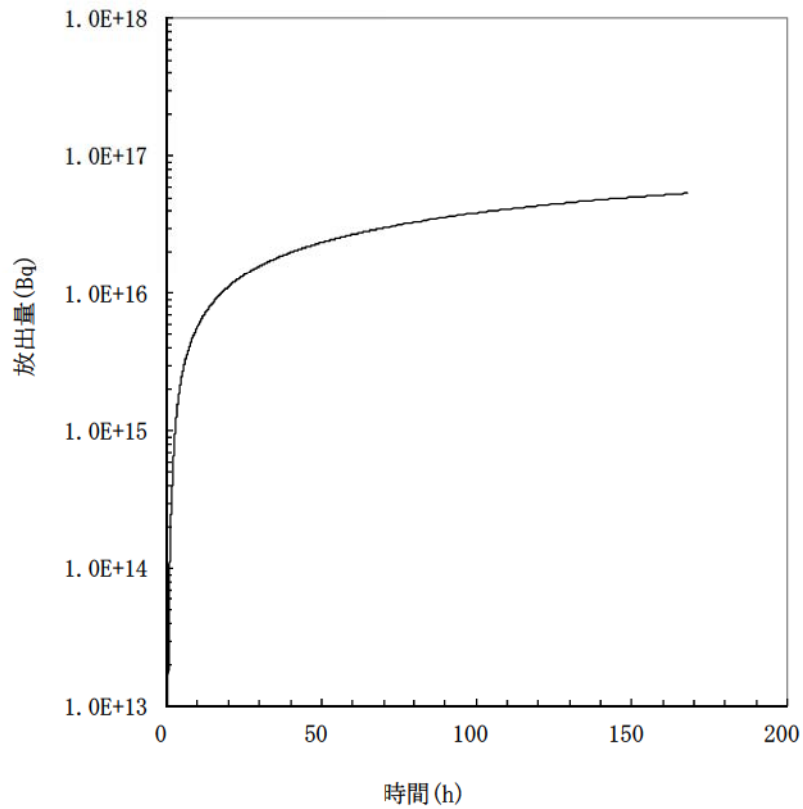
放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

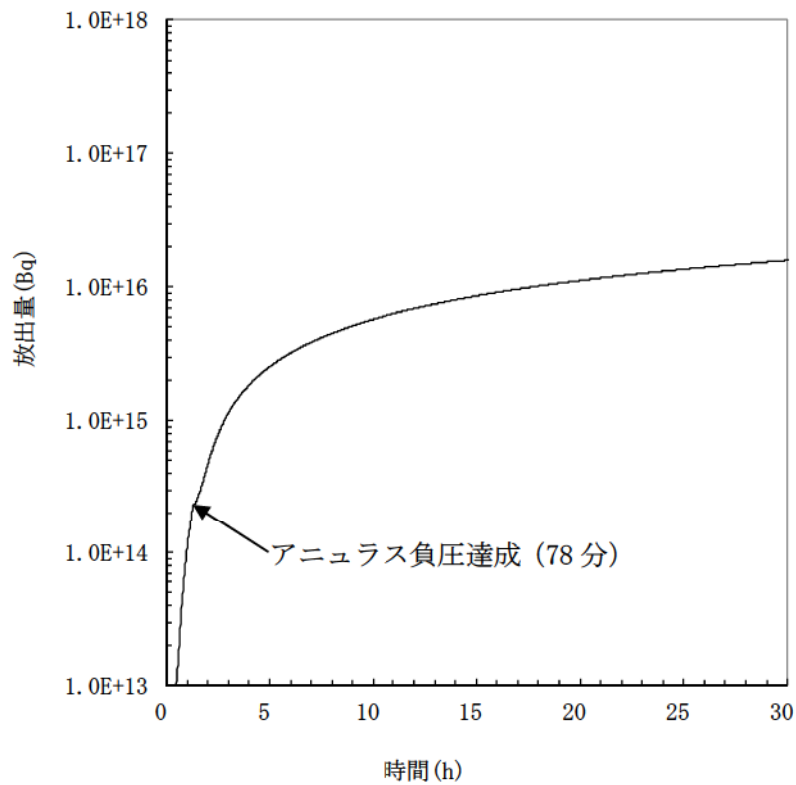


第 4-5 図 その他核種の大気放出過程

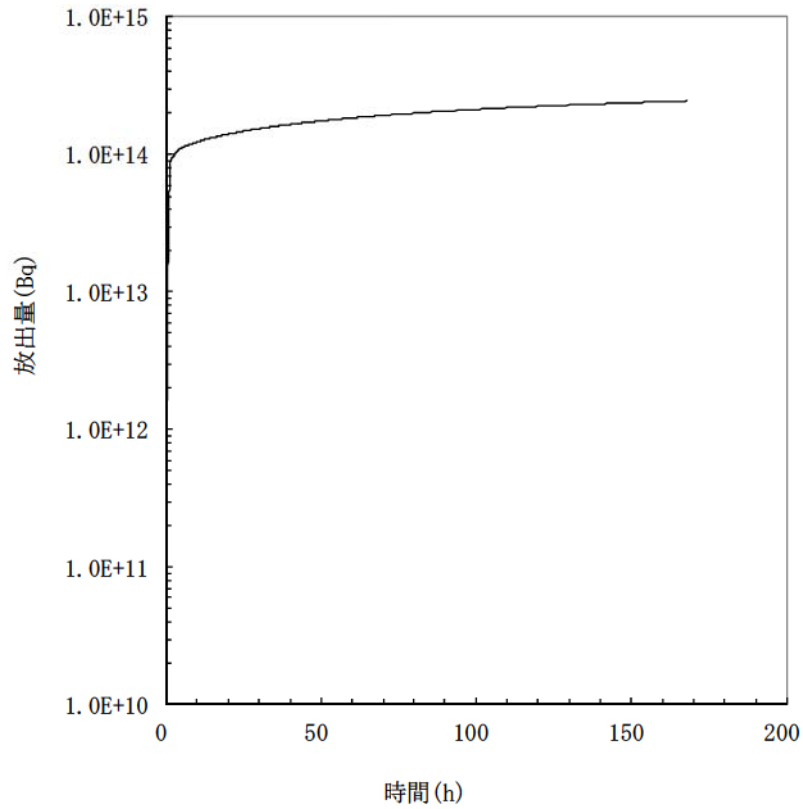
アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで
は直接大気に放出するとして評価



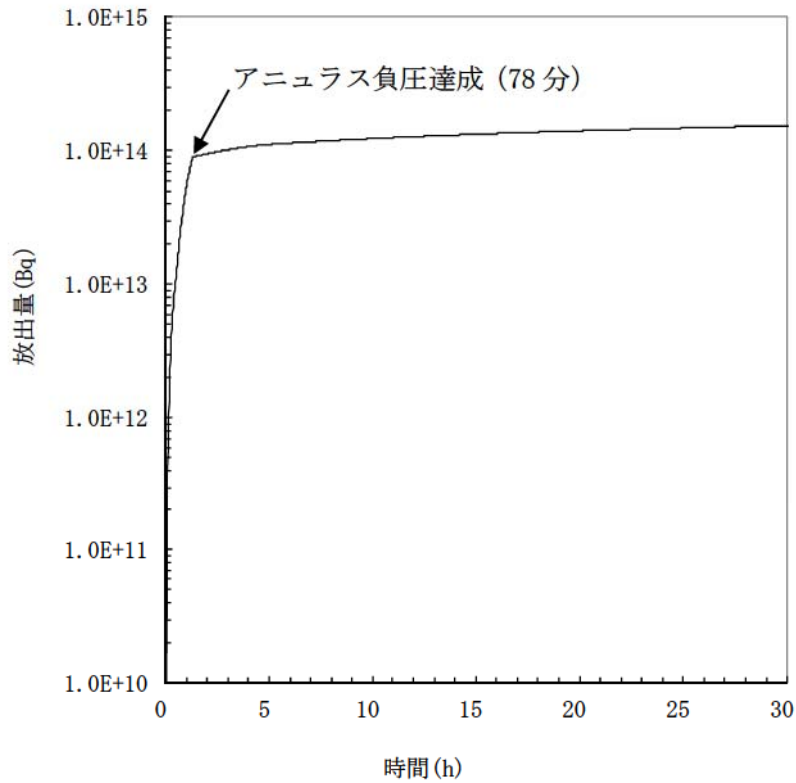
第 4-6 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



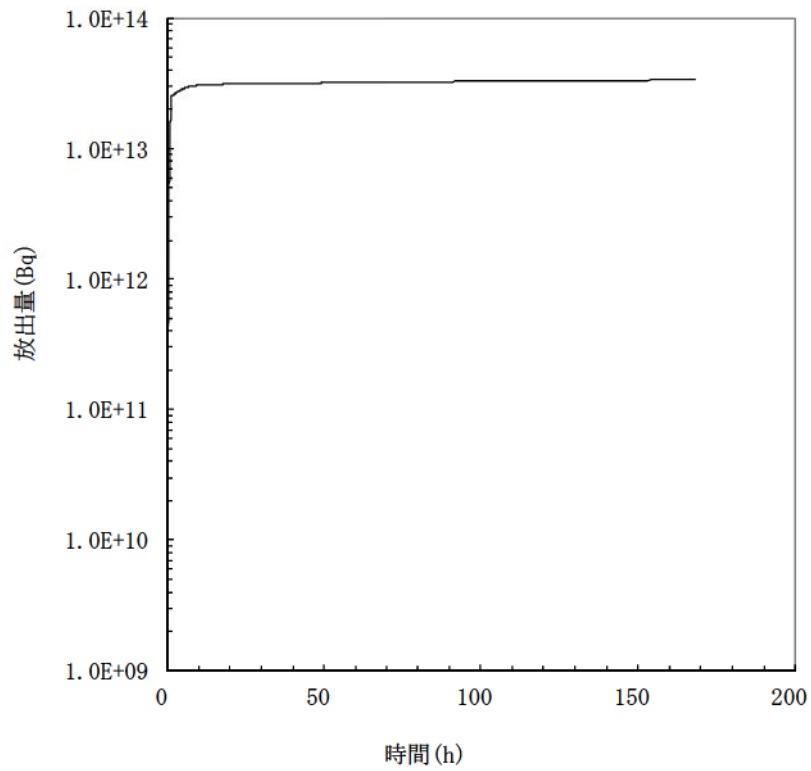
第 4-7 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (30 時間)



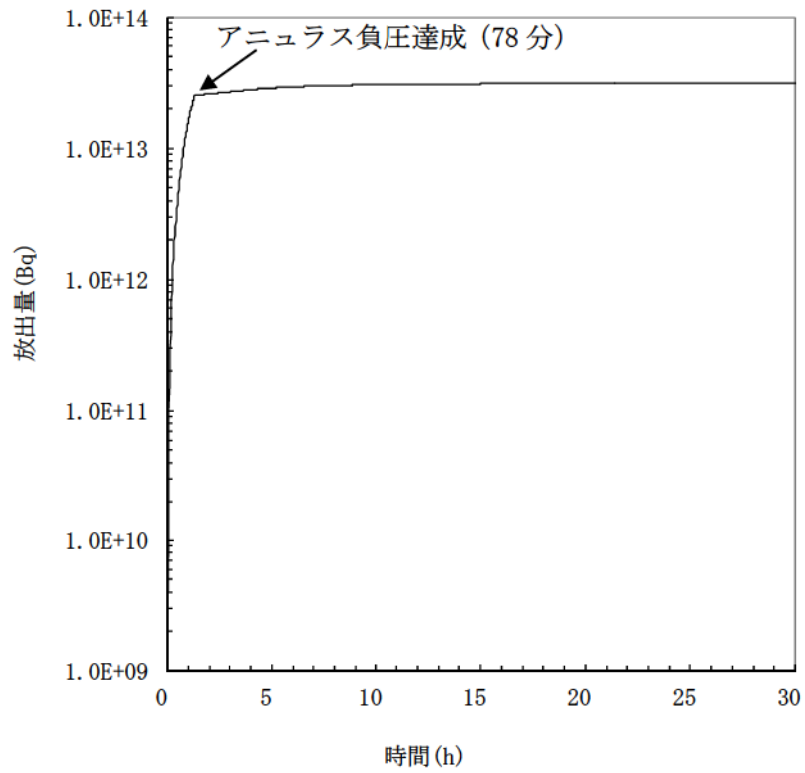
第 4-8 図 よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



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



第 4-10 図 セシウム積算放出放射エネルギー(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エネルギー(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線量評価結果 (7 日積算)

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

第 4-3 表 大気中拡散条件

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

第 4-4 表 相対濃度及び相対線量

評価点	評価距離 (m) [※]	着目方位	評価方位	相対濃度 χ/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
③	80m	5	SE, SSE, S, SSW, SW	地上放出：約 2.2×10^{-4} 排気筒放出：約 8.9×10^{-5}	地上放出：約 2.5×10^{-18} 排気筒放出：約 3.3×10^{-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}
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}
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}
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}
⑰	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}

※ 放出源から評価点までの水平距離

第 4-5 表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由	
線源強度	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様		
	原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	原子炉格納容器内に均一に分布するとして設定。
計算モデル	原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部：0.3 m～1.0m 円筒部：1.0 m 施工誤差-5 mm を考慮する	外部遮蔽厚さはドーム部 0.3 m～1.0 m, 円筒部 1.0 m である。線量計算では、設計値に施工誤差 (-5 mm) を考慮してモデル化。
	直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QAD コード (QAD-CGGP2R Ver. 1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERING コード (SCATTERING Ver. 90m)	QAD 及び SCATTERING は共に 3 次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある。

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

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

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

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

第7-1表 評価結果

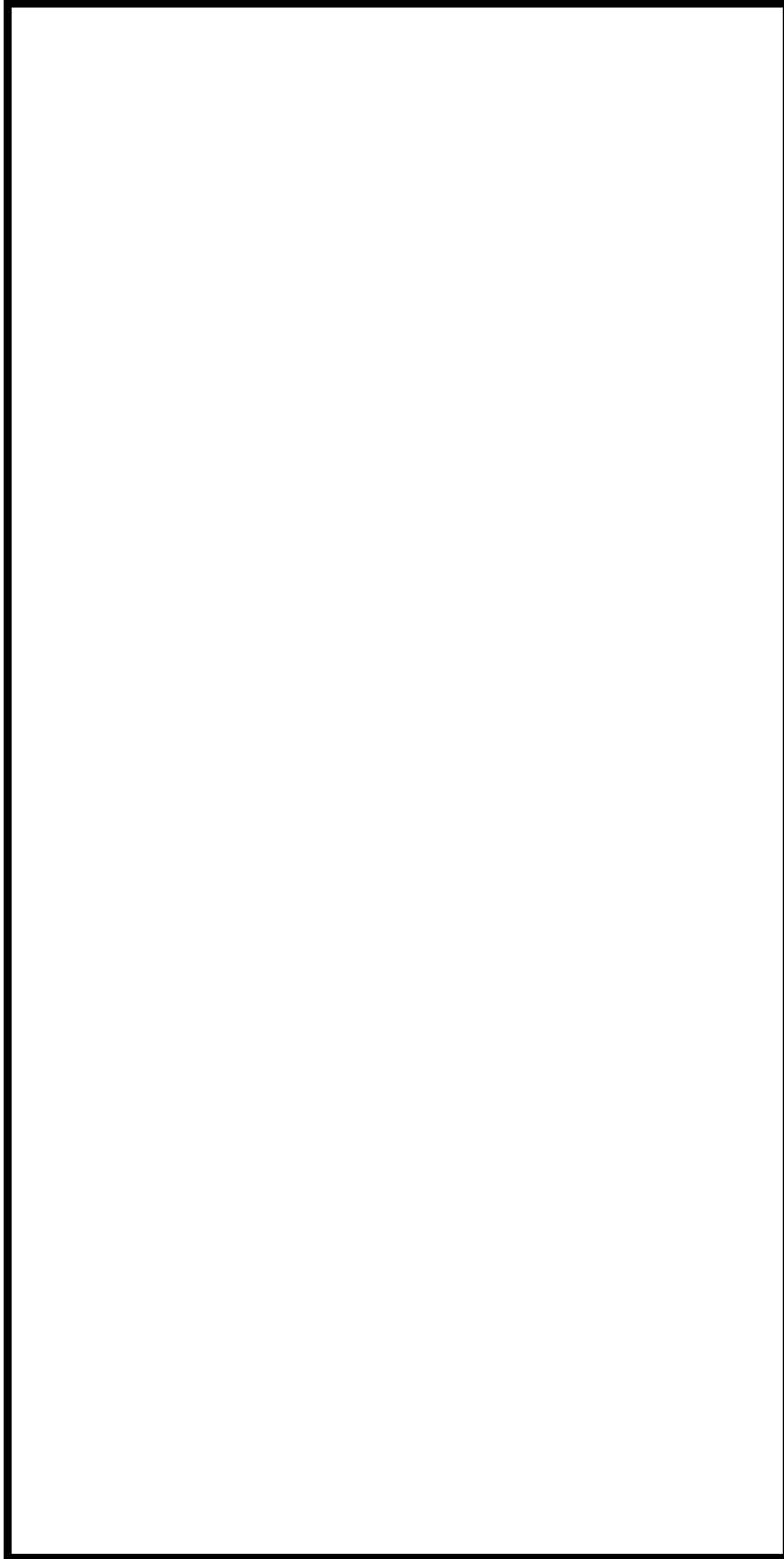
作業項目	詳細項目	作業時間 (事象発生からの 作業開始時間)	要員が受ける線量(mSv) 【マスクあり】				線量評価点	
			合計※1※2	クワント 線量※3	クワト 線量※3	直接・スカイ シャイン線量※3	クワント線量 /クワト線量	直接・スカイ シャイン線量
燃料取替用水 ピットへの補給 (海水)	可搬型ホース敷 設・接続、可 搬型大型送水 ポンプ車の設置	4時間10分 (事故後7.5時間)	約34	約3.3	約0.55	約30	⑧、⑩	⑧、⑬、⑭、⑮、 ⑫、⑦、④、①、 ⑯、⑩、⑪、②
使用済燃料ピッ トへの注水確保 (海水)	可搬型ホース敷 設・接続	2時間45分 (事故後14時間)	約68	約1.5	約0.24	約66	⑧、⑥、⑩	⑧、⑬、⑭、⑮、 ⑦、⑥、⑤、④、 ②、⑱
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16	約1.0	約0.12	約14	⑧、⑰、③	⑧、⑬、⑭、⑮、 ⑦、④、②、③

※1：線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。

※2：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。

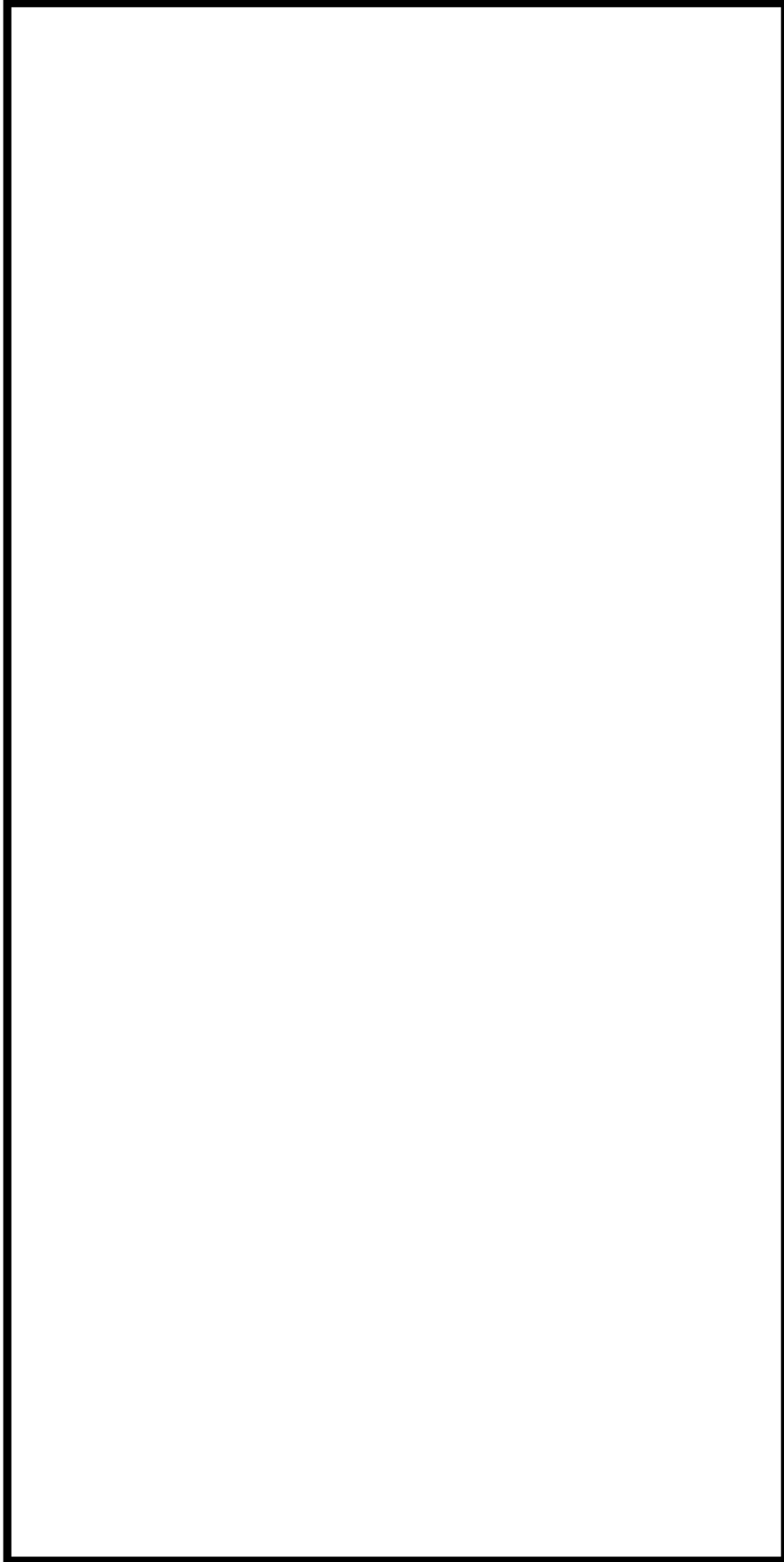
※3：有効数字2桁で四捨五入した結果である。

追而



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

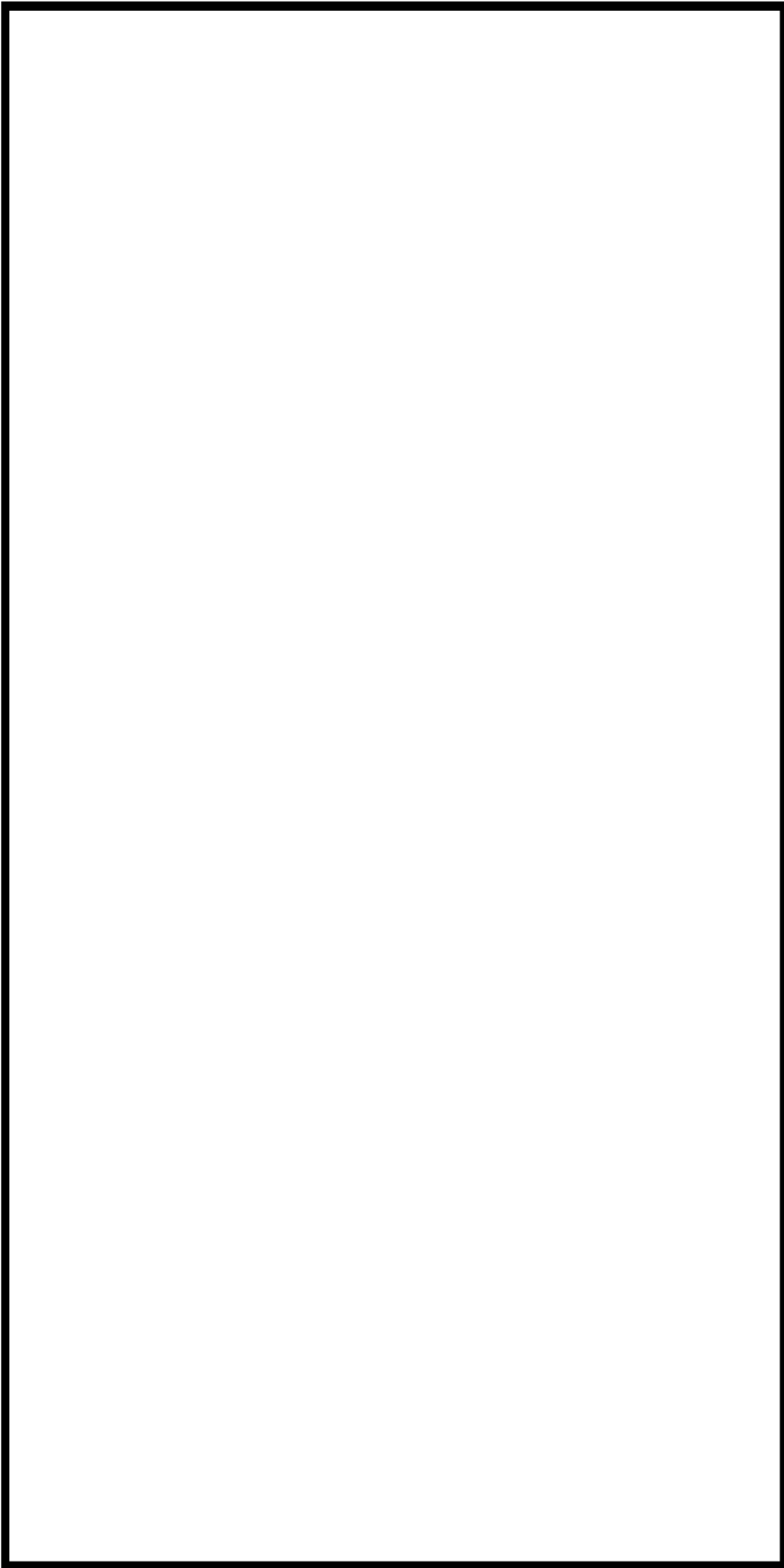
: 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第7-2図 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。

追而



第7-3 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。

別紙一覧

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

評価対象作業の選定及び評価点・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、事故後早期に作業（操作）を開始すること、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長いこと等により、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）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保（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～11.7 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 14.0 時間～16.8 時間の 2 時間 45 分、及び「原子炉補機冷却水系統への通水確保 (海水)」は事故発生後 18.0 時間～22.2 時間の 4 時間 10 分として評価する。

追而



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。