

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT104 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所3号炉

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

令和3年10月
北海道電力株式会社

目 次

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等

1.14 電源の確保に関する手順等

1.15 事故時の計装に関する手順等

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

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

2.1 可搬型設備等による対応

1.4 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

< 目 次 >

1.4.1 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. 1次冷却材喪失事象が発生している場合
 - b. 1次冷却材喪失事象が発生していない場合
 - c. 運転停止中の場合
 - d. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順等

1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合

- (1) フロントライン系機能喪失時の手順等
 - a. 炉心注水
 - (a) 充てんポンプによる炉心注水
 - b. 代替炉心注水
 - (a) B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水
 - (b) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
 - (c) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水
 - (d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
 - (e) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による

代替炉心注水

(f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

c. 再循環運転

(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転

d. 代替再循環運転

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

(b) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合の手順

e. その他の手順項目にて考慮する手順

f. 優先順位

(2) サポート系機能喪失時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

(b) B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

(c) B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水

(d) ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる代替炉心注水

(e) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

(f) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

(g) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

b. 代替再循環運転

(a) 全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合

i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

(b) 1次冷却材喪失事象時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合

i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

c. 格納容器隔離弁の閉止

d. その他の手順項目にて考慮する手順

e. 優先順位

(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等

1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水

(c) S G直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

(d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

(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蒸気発生器への注水

(f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

- (a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出
 - (b) タービンバイパス弁による蒸気放出
 - c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード
- (2) サポート系機能喪失時の手順等
- a. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）
 - (a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水
 - (b) S G 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水
 - (c) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
 - (d) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
 - (e) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
 - b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）
 - (a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出
 - c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード
- (3) その他の手順項目にて考慮する手順
- (4) 優先順位

1.4.2.3 運転停止中の場合

- (1) フロントライン系機能喪失時の手順等
- a. 炉心注水
 - (a) 充てんポンプによる炉心注水
 - (b) 高圧注入ポンプによる炉心注水
 - b. 代替炉心注水

- (a) 燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水
 - (b) B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水
 - (c) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
 - (d) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水
 - (e) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
 - (f) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
 - (g) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
- c. 再循環運転
- (a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転
- d. 代替再循環運転
- (a) B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転
- e. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）
- (a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水
 - (b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水
 - (c) SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水
 - (d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
 - (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蒸気発生器への注水

- (f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
 - f. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）
 - (a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出
 - (b) タービンバイパス弁による蒸気放出
 - g. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード
 - h. その他の手順項目にて考慮する手順
 - i. 優先順位
- (2) サポート系機能喪失時の手順等
- a. 代替炉心注水
 - (a) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
 - (b) 燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水
 - (c) B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水
 - (d) B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水
 - (e) ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる代替炉心注水
 - (f) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
 - (g) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
 - (h) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
 - b. 代替再循環運転
 - (a) 運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した場合
 - i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

(b) 運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合

i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

c. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

(b) S G 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

(c) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

(d) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

(e) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

d. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出

e. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

f. その他の手順項目にて考慮する手順

g. 優先順位

(3) 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等

1.4.2.4 復旧に係る手順等

- 添付資料 1.4.1 重大事故等対処設備の電源構成図
- 添付資料 1.4.2 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備整理表
- 添付資料 1.4.3 多様性拡張設備仕様
- 添付資料 1.4.4 B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水
- 添付資料 1.4.5 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
- 添付資料 1.4.6 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水
- 添付資料 1.4.7 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
- 添付資料 1.4.8 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代替炉心注水
- 添付資料 1.4.9 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水
- 添付資料 1.4.10 B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転
- 添付資料 1.4.11 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の対応手順について
- 添付資料 1.4.12 全交流動力電源喪失時とLOCA事象が重畳する場合の対応操作について
- 添付資料 1.4.13 B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水
- 添付資料 1.4.14 B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水
- 添付資料 1.4.15 全交流動力電源が喪失した状態においてRCPシールLOCAが発生した場合の手順
- 添付資料 1.4.16 1次冷却材ポンプ封水ライン隔離弁等閉止操作

- 添付資料 1.4.17 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
- 添付資料 1.4.18 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 1.4.19 炉心損傷時の再循環運転について
- 添付資料 1.4.20 R C S への燃料取替用水ピット重力注水について
- 添付資料 1.4.21 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段
- 添付資料 1.4.22 ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について
- 添付資料 1.4.23 運転停止中の除熱機能と炉心注水手段
- 添付資料 1.4.24 ミッドループ運転概要図
- 添付資料 1.4.25 代替炉心注水における各注水手段の信頼性について

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

<要求事項>

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却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 「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却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。
 - (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却
 - a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。
 - (2) 復旧
 - a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の冷却機能は、以下のとおりである。

1次冷却材喪失事象が発生して1次冷却系の保有水量を確保する必要がある場合に非常用炉心冷却設備を用いて燃料取替用水ピット水を原子炉へ

注水する冷却機能。また、長期的な原子炉の冷却として、水源を燃料取替用水ピットから格納容器再循環サンプに切替えた後の再循環運転による冷却機能。

1次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中に余熱除去設備を用いた崩壊熱除去機能。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、原子炉を冷却す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。

1.4.1 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

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態にある場合には、以下の機能により原子炉を冷却する。

なお、選定に当たり1次冷却系の保有水量により原子炉の冷却手段が異なるため、1次冷却材喪失事象が発生している場合、1次冷却材喪失事象が発生していない場合、運転停止中に分けて整理する。

1次冷却材喪失事象が発生している場合に、1次冷却系の保有水量を確保し、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備として、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び燃料取替用水ピットを設置する。また、1次冷却材喪失事象後の再循環運転による原子炉の冷却が必要である場合の設計基準事故対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁及び格納容器再循環サンプスクリーンを設置する。

1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備により原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備として、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を設置する。

運転停止中において、崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を設置する。

なお、本条項での運転停止中とは、1次冷却材温度 177℃未満、1次冷却材圧力 2.7MPa[gage]以下で余熱除去設備により原子炉を冷却している期間（すべての燃料が格納容器の外にある場合を除く。）とする。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定し、その機能を代

替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する機能喪失に対する対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.4.1 図～第 1.4.4 図）。（以下「機能喪失原因対策分析」という。）

また、1次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止する対応手段と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、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四十七条及び技術基準規則第六十二条（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 1.4.1, 1.4.2, 1.4.3）

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順等についての関係を第 1.4.1

表～第 1.4.6 表に示す。

a. 1 次冷却材喪失事象が発生している場合

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系機能喪失として非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水ピット、余熱除去冷却器又は余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁の故障等を想定する。また、格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞を想定する。

サポート系機能喪失として、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失を想定する。

また、炉心溶融後において、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合を想定する。

1 次冷却材喪失事象の発生は、加圧器水位、圧力の低下、格納容器内温度、圧力の上昇、格納容器サンプ水位の上昇、凝縮液量測定装置の水位上昇、格納容器内の放射線モニタの指示値上昇等により判断する。

(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合は、炉心注水^{※2}又は代替炉心注水^{※3}により原子炉へ注水する手段がある。

炉心注水で使用する設備は、以下のとおり。

- ・ 充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

※2 炉心注水：設計基準事故の対処に使用可能な設備で原

子炉へ注水する手段をいう。

代替炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ B ー格納容器スプレイポンプ（RHR S ー C S S 連絡ライン使用）
- ・ 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
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・ 可搬型タンクローリー
- ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ
- ・ 代替給水ピット
- ・ 原水槽
- ・ 2 次系純水タンク

※3 代替炉心注水：非常用炉心冷却設備による炉心注水ができない場合に、その代替手段として原子炉へ注水する手段をいう。また、自己冷却を使用した代替補機冷却による注水時も同様。

再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合は、再循環運転^{※4}又は代替

再循環運転^{※5}により原子炉へ注水する手段がある。

再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン

※4 再循環運転：設計基準事故対処設備での再循環運転により原子炉へ注水する手段をいう。

代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）
- ・ B-格納容器スプレイ冷却器
- ・ B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁
- ・ B-格納容器再循環サンプ
- ・ B-格納容器再循環サンプスクリーン

※5 代替再循環運転：非常用炉心冷却設備による再循環運転ができない場合に、その代替手段として原子炉へ注水する手段をいう。
また、海水を使用した代替補機冷却による注水時も同様。

再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、炉心注水により原子炉への注水操作を行い、原子炉へ注水ができない場合は代替炉心注水により原子炉へ注水する手段がある。

炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ ほう酸ポンプ
- ・ ほう酸タンク
- ・ 1次系補給水ポンプ
- ・ 1次系純水タンク

代替炉心注水に使用する設備は高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等時に使用する設備と同様。

ii. 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、炉心注水で使用する設備のうち、充てん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。

代替炉心注水で使用する設備のうち、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）、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、並びに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。

再循環運転で使用する設備のうち、高圧注入ポンプ、安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

代替再循環運転で使用する設備のうち、B-格納容器スプレ

イポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用），B-格納容器
スプレイ冷却器，B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/
V外側隔離弁，B-格納容器再循環サンプ及びB-格納容器再
循環サンプスクリーンは，いずれも重大事故等対処設備と位置
づける。

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

以上の重大事故等対処設備により，非常用炉心冷却設備によ
る原子炉への注水機能が喪失した場合においても，原子炉を冷
却できる。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
ければ代替手段として有効である。

- ・ほう酸ポンプ，ほう酸タンク，1次系補給水ポンプ，1次
系純水タンク

原子炉補給系の補給水供給設備である1次系純水タン
ク及び1次系補給水ポンプが耐震性を有していないもの
の，1次系純水タンク及び1次系補給水ポンプが健全であ
れば燃料取替用水ピット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

水源である代替給水ピットが耐震性を有していないも
の，設備が健全であれば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

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

(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの補機冷却水喪失等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合は、代替炉心注水及び代替再循環運転により原子炉へ注水する手段がある。

代替炉心注水で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
- ・ B-充てんポンプ（自己冷却）
- ・ 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）（RHRS-C SS連絡ライン使用）
- ・ 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
- ・ 電動機駆動消火ポンプ

代替再循環運転で使用する設備は、以下のとおり。

- ・ A－高圧注入ポンプ（海水冷却）
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ A－格納容器再循環サンプ
- ・ A－格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 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

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、代替炉心注水で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、B－充てんポンプ（自己冷却）、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、並びに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。

代替再循環運転で使用する設備のうち、A－高圧注入ポンプ（海水冷却）、可搬型大型送水ポンプ車、A－格納容器再循環サンプ、A－格納容器再循環サンプスクリーン、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された設備は、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、非常用炉心冷却設備による原子炉への注水機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却できる。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）（RHRS-CSS連絡ライン使用）、燃料取替用水ピット

自己冷却で使用した場合、原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水系統に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用する事ができず、また、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等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、流量が大きく炉心注水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が耐震性を有していないものの、健全であれば代替手段として有効な手段である。

- ・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

水源である原水槽が耐震性を有しないものの，設備が健全であれば代替手段として有効である。

(c) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の対応手段及び設備

i. 対応手段

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合に，原子炉容器内に溶融デブリが残存する場合は，格納容器水張り（格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイ）^{*6}により残存する溶融デブリを冷却する手段がある。

格納容器水張り（格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイ）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
- ・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
- ・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

※6 格納容器水張り：格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内にスプレイすることで炉心本体を水で満たすことをいう。

ii. 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格納容器水張りで使用する設備のうち、格納容器スプレイポンプ、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。

これらの重大事故等対処設備により、原子炉容器に熔融デブリが残存する場合においても、残存する熔融デブリを冷却できる。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

可搬型ホース及びポンプ車等の運搬、接続作業に2時間以上を要するが、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. 1次冷却材喪失事象が発生していない場合

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系機能喪失として余熱除去設備である余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等を想定する。

また、サポート系機能喪失として全交流動力電源喪失を想定する。

(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手段がある。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 補助給水ピット
- ・ 蒸気発生器
- ・ 電動主給水ポンプ
- ・ 脱気器タンク
- ・ S G直接給水用高圧ポンプ
- ・ 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

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし弁
- ・タービンバイパス弁

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード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

ii. 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、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）で使用する設備のうち、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット及び蒸気発生器は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設備のうち、主蒸気逃がし弁は、重大事故等対処設備と位置づける。

これらの重大事故等対処設備により、余熱除去設備による炉心冷却ができない場合においても、原子炉を冷却できる。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。

- ・タービンバイパス弁

常用母線及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。

- ・電動主給水ポンプ、脱気器タンク

常用母線が健全で、脱気器タンクの保有水があれば、補

助給水ポンプの代替手段として有効である。

- ・ S G 直接給水用高圧ポンプ，補助給水ピット

重大事故等対処設備である電動補助給水ポンプ等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ので系統構成に時間を要するが，揚程が高いポンプであることから蒸気発生器への注水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

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

(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

余熱除去設備である余熱除去ポンプの補機冷却水喪失等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は，蒸気発生器2次側による炉心冷却，蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手段がある。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ 代替非常用発電機
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 補助給水ピット

- ・ 蒸気発生器
- ・ 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
- ・ S G 直接給水用高圧ポンプ
- ・ 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

蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）

蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード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

ii. 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、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）で使用する設備のうち、電動補助給水ポンプ、代替非常用発電機、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、蒸気発生器、ディーゼル発電機貯油槽、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。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する主蒸気逃がし弁（現場手動操作）は、重大事故等対処設備と位置

づける。

これらの重大事故等対処設備により、余熱除去設備による原子炉の冷却ができない場合においても、原子炉を冷却できる。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。

- ・ S G 直接給水用高圧ポンプ，補助給水ピット

重大事故等対処設備である電動補助給水ポンプ等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ので系統構成に時間を要するが、揚程が高いポンプであることから蒸気発生器への注水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

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

c. 運転停止中の場合

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系機能喪失として余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器の故障等を想定する。

また、サポート系機能喪失として全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失を想定する。

(a) フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除

去機能が喪失した場合は、炉心注水、代替炉心注水、再循環運転、代替再循環運転、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手段がある。

炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 充てんポンプ
- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ ほう酸ポンプ
- ・ ほう酸タンク
- ・ 1 次系補給水ポンプ
- ・ 1 次系純水タンク

代替炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料取替用水ピット（重力注水）
- ・ B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）
- ・ 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
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・ 可搬型タンクローリー

- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ
- ・代替給水ピット
- ・原水槽
- ・2次系純水タンク
- ・ろ過水タンク

再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・高圧注入ポンプ
- ・格納容器再循環サンプ
- ・格納容器再循環サンプスクリーン

代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）
- ・B-格納容器スプレイ冷却器
- ・B-格納容器再循環サンプ
- ・B-格納容器再循環サンプスクリーン

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）で使用する設備は以下のとおり。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・電動主給水ポンプ
- ・脱気器タンク
- ・SG直接給水用高圧ポンプ
- ・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

蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし弁
- ・タービンバイパス弁

蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード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

ii. 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、炉心注水で使用する設備のうち、充てんポンプ、高圧注入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。

代替炉心注水で使用する設備のうち、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）、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、並びに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。

再循環運転で使用する設備のうち、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

代替再循環運転で使用する設備のうち、B-格納容器スプレ
イポンプ（RHR S-C S S連絡ライン使用）、B-格納容器
スプレイ冷却器、B-格納容器再循環サンプ及びB-格納容器
再循環サンプスクリーンは、いずれも重大事故等対処設備と位
置づける。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）で使用する設備の
うち、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助
給水ピット及び蒸気発生器は、いずれも重大事故等対処設備と
位置づける。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設
備のうち、主蒸気逃がし弁は、重大事故等対処設備と位置づけ
る。

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

以上の重大事故等対処設備により、余熱除去ポンプの故障等
で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても、原子炉を冷却で
きる。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。

- ・ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、1次系補給水ポンプ、1次
系純水タンク

原子炉補給系の補給水供給設備である1次系純水タン
ク及び1次系補給水ポンプが耐震性を有していないもの
の、1次系純水タンク及び1次系補給水ポンプが健全であ
れば燃料取替用水ピットの代替手段として有効である。

- ・燃料取替用水ピット（重力注水）

プラント状況により燃料取替用水ピットの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り、原子炉へ注水できない可能性があるが、比較的早く準備ができるため、炉心注水の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が耐震性を有していないものの、健全であれば代替手段として有効な手段である。

- ・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

水源である原水槽が耐震性を有しないものの、設備が健全であれば代替手段として有効である。

- ・電動主給水ポンプ，脱気器タンク

常用母線が健全で、脱気器タンクの保有水があれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。

- ・SG直接給水用高圧ポンプ，補助給水ピット

重大事故等対処設備である電動補助給水ポンプ等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ので系統構成に時間を要するが、揚程が高いポンプであることから蒸気発生器への注水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

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

- ・タービンバイパス弁

常用母線及び復水器真空が健全であれば、主蒸気逃がし弁の代替手段として有効である。

(b) サポート系機能喪失時の対応手段及び設備

i. 対応手段

余熱除去設備である余熱除去ポンプの補機冷却水喪失等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、代替炉心注水、代替再循環運転、蒸気発生器2次側による炉心冷却及び蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手段がある。

代替炉心注水で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
- ・燃料取替用水ピット（重力注水）
- ・B-充てんポンプ（自己冷却）

- ・ B - 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S - C S S 連絡ライン使用）
- ・ 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
- ・ 電動機駆動消火ポンプ

代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A - 高圧注入ポンプ（海水冷却）
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ A - 格納容器再循環サンプ
- ・ A - 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 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

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ 代替非常用発電機
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 補助給水ピット
- ・ 蒸気発生器

- ・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
- ・S G 直接給水用高圧ポンプ
- ・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

蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし弁（現場手動操作）

蒸気発生器2次側フィードアンドブリード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

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、代替炉心注水で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、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及びB-充てんポンプ（自己冷却）、並びに海水を用いる場合の可搬型大型送水ポンプ車は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

代替再循環運転で使用する設備のうち、A-高圧注入ポンプ（海水冷却）、可搬型大型送水ポンプ車、A-格納容器再循環

サンプル，A－格納容器再循環サンプルスクリーン，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。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）で使用する設備のうち，電動補助給水ポンプ，代替非常用発電機，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット，蒸気発生器，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。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）に使用する主蒸気逃がし弁（現場手動操作）は，重大事故等設備と位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備により，余熱除去ポンプの補機冷却水喪失等で崩壊熱除去機能が喪失した場合においても，炉心を冷却できる。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。

- ・燃料取替用水ピット（重力注水）

プラント状況により燃料取替用水ピットの水頭圧が1次冷却材圧力を下回り，原子炉へ注水できない可能性があるが，比較的早く準備ができるため，炉心注水の代替手段として有効である。

- ・B－格納容器スプレーポンプ（自己冷却）（RHRS－C

SS連絡ライン使用) , 燃料取替用水ピット

自己冷却で使用した場合, 原子炉補機冷却水系統が復旧しても放射性物質を含む流体が原子炉補機冷却水系統に流れ込み汚染する可能性があることから再循環運転で使用することができず, また, 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等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, 流量が大きく炉心注水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が耐震性を有していないものの, 健全であれば代替手段として有効な手段である。

- ・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

水源である原水槽が耐震性を有しないものの, 設備が健全であれば代替炉心注水手段として有効である。

- ・SG直接給水用高圧ポンプ, 補助給水ピット

重大事故等対処設備である電動補助給水ポンプ等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ので系統構成に時間を要するが, 揚程が高いポンプであることから蒸気発生器への注水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

ポンプ吐出圧力が約 1.3MPa[gage]であるため，1次冷却材圧力及び1次冷却材温度が低下し，蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないが，補助給水ポンプの代替手段として長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水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及び復旧に必要な手順を整備する。また，事故時に監視及び制御に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 1.4.7 表，第 1.4.8 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原子炉の冷却を維持する手順等に定める（第 1.4.1 表～第 1.4.6 表）。

1.4.2 重大事故等時の手順等

1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 炉心注水

(a) 充てんポンプによる炉心注水

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合，充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

1次冷却材喪失事象が発生後、1系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を高圧注入流量及び低圧注入流量等により確認できない場合又は、炉心出口温度が350℃以上となった場合、かつ原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

充てんポンプによる炉心注水手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第1.4.5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、運転員に充てんポンプによる原子炉への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で充てんポンプが起動していることを確認するとともに、充てんポンプによる原子炉への注水の系統構成を行う。
- ③ 発電課長（当直）は、充てんポンプによる原子炉への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ④ 運転員は、中央制御室で充てん流量制御弁を開操作する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室で充てん流量等により原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等の低下により原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑦ 運転員は、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

iii. 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より対応する。

b. 代替炉心注水

(a) B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

充てんポンプによる原子炉への注水開始後、又は充てんポンプの故障等により原子炉への注水を充てん流量等により確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第1.4.6図に、タイムチャートを第1.4.7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、運転員にB-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による原子炉への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室でB-格納容器スプレイポンプが起動している場合は停止する。

- ③ 運転員は、中央制御室及び現場でB-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）起動準備のための系統構成を実施する。
- ④ 運転員は、現場でRHRS-CSS連絡ラインの弁を開とする。
- ⑤ 発電課長（当直）は、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による原子炉への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室でB-格納容器スプレイポンプを起動し、B-格納容器スプレイ流量等により原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑦ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等の低下等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑧ 運転員は、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

iii. 操作の成立性

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

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

(添付資料 1.4.4)

静的機器の単一故障であるB-余熱除去ポンプ出口逆止弁～低温側注入配管の間において配管が損傷した場合は、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）によ

る代替炉心注水はできない。これと同時に、A-余熱除去ポンプ、A-高圧注入ポンプ及びB-高圧注入ポンプの3つの動的機器の多重故障の組合せを想定した場合は、原子炉への注水機能が喪失するが、このシーケンスは稀な場合であって、万一の場合においては格納容器破損防止策にて対応する。その他の代替炉心注水についても同様。

(b) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、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原子炉に注水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。

炉心損傷前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を実施していた場合に、代替炉心注水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格納容器から原子炉へ切替え、代替炉心注水を行う手順を整備する。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、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る。

i. 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.8 図に、タイムチャートを第 1.4.9 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水準備作業と系統構成を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で代替非常用発電機が起動していることを確認する。また、運転員は、非常用高圧母線から代替格納容器スプレイポンプへの給電が可能な場合、現場で A 又は B - 非常用高圧母線に接続される受電遮断器の投入操作を実施する。
- ③ 運転員及び災害対策要員は、中央制御室及び現場で、代替格納容器スプレイに伴う系統構成を行い、現場にて系統の水張り操作を行う。
- ④ 発電課長（当直）は、代替格納容器スプレイポンプの準備が完了すれば、原子炉への注水操作を指示する。
- ⑤ 運転員及び災害対策要員は、現場で代替格納容器スプレイポンプを起動し、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により、代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が可視範囲となるまでは最大流量で注水する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等を監視し、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑦ 運転員及び災害対策要員は、中央制御室で原子炉容器水

位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認し、加圧器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場で代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

【代替格納容器スプレイポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切替える場合の手順】

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、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を確認し、運転員に代替格納容器スプレイポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切替え、代替炉心注水を行うことを指示する。
- ② 運転員は、中央制御室及び現場で代替格納容器スプレイポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切替える。
- ③ 運転員は、中央制御室で代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により、代替格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないことを確認し、加圧器水位が可視範囲となるまでは最大流量で注水する。
- ④ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等を監視し、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室で原子炉容器水位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認し、加圧器水位が監視可能な範囲を維持するため、現場で代替格納容器スプレイポンプ出口ラインに設置された手動弁を操作して注水流量を調整する。

iii. 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 2 名及び災害対策要員 1 名により作業を実施し、所要時間は約 35 分と想定する。

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

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

(添付資料 1.4.5)

(c) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、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（以下「消火ポンプ」という。）によりろ過水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

使用には、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。

i. 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、原子炉への注水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に、原子炉へ注水するために必要なる過水タンク水位が確保されており、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災

の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

消火設備による代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.4.10図に、タイムチャートを第1.4.11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、運転員に消火ポンプによる原子炉への注水準備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消火ポンプから原子炉へ注水する系統構成を行うとともに、現場で消火水系統と格納容器スプレイ系統の接続のためフレキシブル配管の取付けを実施する。
- ③ 発電課長（当直）は、消火ポンプによる原子炉への注水が可能となれば、運転員に注水開始を指示する。
- ④ 運転員は、中央制御室で消火ポンプを起動し、原子炉への注水を開始する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室でAM用消火水積算流量等により原子炉への注水が開始されたことを確認する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等の低下又は炉外核計装での原子炉出力の監視等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑦ 運転員は、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

iii. 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2名により作業を実施し、所要時間は約40分と想定する。

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

(添付資料 1.4.6)

(d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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、原子炉への注水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。

ii. 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炉心注水手順の概要は以下のとおり。

概略系統を第 1.4.12 図に、タイムチャートを第 1.4.13 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- 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、可搬型ホースを敷設し、代替給水・注

水配管と接続する。

- 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、海水取水箇所に水中ポンプを水面より低く、かつ着底しない位置に設置する。
- ⑦ 運転員は、中央制御室及び現場で代替炉心注水の系統構成を実施する。
- ⑧ 運転員は、炉外核計装により原子炉出力の監視が可能であることを確認する。
- ⑨ 発電課長（当直）は、原子炉への注水が可能となり、かつその他の注水手段が喪失していれば、運転員及び災害対策要員に注水開始を指示する。
- ⑩ 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、原子炉へ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。
- ⑪ 運転員は、中央制御室で代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ⑫ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等の低下及び炉外核計装での原子炉出力の監視により、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないこと及び原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

⑬ 運転員は、中央制御室で原子炉容器水位等により 1 次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

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。)

iii. 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 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 10 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は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に可搬型ホースを配備するとともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

(添付資料 1.4.7)

(e) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、代替給水ピットを水源として可搬型大型送水ポンプ車により原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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、原子炉への注

水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において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合に、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。

ii. 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炉心注水手順の概要は以下のとおり。

概略系統を第 1.4.14 図に、タイムチャートを第 1.4.15 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び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原子炉への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- 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、可搬型ホースを敷設し、代替給水・注水配管と接続する。
- 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 運転員は、中央制御室及び現場で代替炉心注水の系統構成を実施する。
- ⑦ 運転員は、炉外核計装により原子炉出力の監視が可能で

あることを確認する。

- ⑧ 発電課長（当直）は、原子炉への注水が可能となり、かつその他の注水手段が喪失していれば、運転員及び災害対策要員に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、原子炉へ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 運転員は、中央制御室で代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ⑪ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等の低下及び炉外核計装での原子炉出力の監視により、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないこと及び原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑫ 運転員は、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場対応は運転員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2時間10分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は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に可搬型ホースを配備する

とともに、作業場所近傍に使用工具を配備する。

(添付資料 1.4.8)

(f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合に、原水槽を水源として可搬型大型送水ポンプ車により原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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、原子炉への注水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。

ii. 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炉心注水手順の概要は以下のとおり。

概略系統を第 1.4.16 図に、タイムチャートを第 1.4.17 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び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原子炉への注水の準備作業と系統構成を指示する。
- 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、可搬型ホースを敷設し、代替給水・注

水配管と接続する。

- 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 運転員は、中央制御室及び現場で代替炉心注水の系統構成を実施する。
- ⑦ 運転員は、炉外核計装により原子炉出力の監視が可能であることを確認する。
- ⑧ 発電課長（当直）は、原子炉への注水が可能となり、かつその他の注水手段が喪失していれば、運転員及び災害対策要員に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、原子炉へ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 運転員は、中央制御室で代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等により原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ⑪ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等の低下及び炉外核計装での原子炉出力の監視により、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないこと及び原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ⑫ 運転員は、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復していることを確認する。

- ⑬ 発電課長（当直）は，2次系純水タンク又はろ過水タンクから原水槽への補給を発電所対策本部長に依頼する。

iii. 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3時間45分と想定する。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は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に可搬型ホースを配備するとともに，作業場所近傍に使用工具を配備する。

（添付資料 1.4.9）

c. 再循環運転

1次冷却材喪失事象が発生している場合に燃料取替用水ピット水を原子炉に注水し，格納容器再循環サンプル水位が再循環運転切替え可能な水位に到達すれば，再循環運転を開始する。このとき，余熱除去ポンプの故障等により低圧再循環運転に移行できない場合に高圧再循環運転により原子炉へ注水し，格納容器スプレイ再循環運転又は格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。

(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転

再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合，高圧注入ポンプにより格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水し，あわせて格納容器スプレイポ

ンプによる格納容器スプレイ再循環運転を行い格納容器内の冷却を行う手順を整備する。また、格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器により格納容器内の冷却ができない場合は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により格納容器内の冷却を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の再循環運転による原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、再循環運転するために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

高圧注入ポンプを用いた高圧再循環による原子炉への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.18 図に示す。

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手順は「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」のうち、1.7.2.1(2) 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」にて整備する。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に高圧注入ポンプによる高圧再循環運転の運転状態の確認を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で高圧注入ポンプミニマムフロー弁の閉を確認する。
- ③ 運転員は、中央制御室で安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁の開を確認する。
- ④ 運転員は、中央制御室で高圧注入流量により原子炉への

注水流量が確保されていることを確認する。

- ⑤ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

iii. 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より対応する。

d. 代替再循環運転

1次冷却材喪失事象が発生している場合に燃料取替用水ピット水を原子炉に注水し、格納容器再循環サンプル水位が再循環運転切替え可能な水位に到達すれば、再循環運転を開始する。このとき、余熱除去ポンプの故障等により再循環運転に移行できない場合に代替再循環運転により原子炉を冷却する。

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

再循環運転中に非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）及びB-格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

高圧注入ポンプの故障等により、高圧注入ポンプを用いた高圧再循環運転による原子炉への注水を高圧注入流量等にて確認できない場合に、再循環運転をするために必要な格納容器再循

環サンプの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-C S S連絡ライン使用）を用いた代替再循環運転手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.4.19図に、タイムチャートを第1.4.20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、運転員にB-格納容器スプレイポンプ（RHR S-C S S連絡ライン使用）による代替再循環運転による原子炉の冷却操作の準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室でB-格納容器スプレイポンプが起動している場合は停止する。
- ③ 運転員は、中央制御室及び現場でB-格納容器スプレイポンプ（RHR S-C S S連絡ライン使用）による炉心注水の系統構成を実施する。
- ④ 運転員は、現場でRHR S-C S S連絡ラインの弁を開とする。
- ⑤ 発電課長（当直）は、B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-C S S連絡ライン使用）を用いた代替再循環運転による原子炉の冷却が可能となれば、開始を指示する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室でB-格納容器スプレイポンプを起動し、B-格納容器スプレイ流量等により原子炉への注水流量が確保されたことを確認する。
- ⑦ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

iii. 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 15 分と想定する。

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

(添付資料 1.4.10)

(b) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の
手順

B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS 連絡ライン使用）による代替再循環運転により原子炉への注水を行っている際に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に対応する手段がある。この代替再循環運転での原子炉への注水に至るまでには、設計基準事故対処設備である余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプを使用した再循環運転を行っていることも考えられるため、これらを含めて格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合に対応する手順を整備する。

格納容器再循環サンプスクリーンについては、海外で発生した格納容器再循環サンプスクリーン閉塞対策として、必要な設備の対策を行っており閉塞することは考えにくいものの、閉塞が発生した場合に備え対応する。

i. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプによる再循環運転で原子炉へ注水を行っている場合に、格納容器再循環サンプ水位の低下、ポンプの流量低下、ポンプ出口

圧力及び電動機電流の変動又は低下等格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候を確認した場合。

ii. 操作手順

格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候を確認した場合の手順の概要は以下のとおり。手順内の格納容器内自然対流冷却の手順は「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」のうち、1.7.2.1(2)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」にて整備する。概略系統を第1.4.21図～第1.4.23図に示す。

(添付資料 1.4.11)

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の対応処置の開始を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で再循環運転している場合は格納容器スプレイを停止する。
- ③ 運転員は、中央制御室で格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁を開操作し蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。
- ④ 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窒素加圧操作を行い、窒素加圧が完了すれば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、格納容器内自然対流冷却を行う。
- ⑤ 運転員は、中央制御室及び現場で燃料取替用水ピットの水量確保のため、1次系純水タンク、ほう酸タンク、2次系純水タンク、ろ過水タンク、代替給水ピット、原水槽及

び海を水源とし燃料取替用水ピットへの補給を行う。

- ⑥ 運転員は、中央制御室で低圧再循環機能を回復させるため、余熱除去ポンプ 1 台を除き、他の高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを停止する。また、原子炉の注水に使用するポンプがキャビテーションを起こさない範囲で流量を低下させる。
- ⑦ 運転員は、中央制御室で余熱除去ポンプ 1 台による低圧再循環運転での原子炉の注水に失敗した場合、高圧注入ポンプ 1 台での高圧再循環運転による原子炉への注水を行う。
- ⑧ 運転員は、中央制御室で高圧注入ポンプ 1 台による高圧再循環運転での原子炉の注水に失敗した場合、燃料取替用水ピットを水源とし、高圧注入ポンプ 1 台による原子炉への注水を行う。
- ⑨ 運転員は、中央制御室で高圧注入ポンプ 1 台による炉心注水に失敗した場合、燃料取替用水ピットを水源とし、充てんポンプによる原子炉への注水を行う。充てんポンプが使用できない場合は代替炉心注水を実施する。
- ⑩ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピットの水位を確認し、燃料取替用水ピット水位が 3 % 以下となった場合は、燃料取替用水ピットを水源とするすべてのポンプを停止する。
- ⑪ 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピットへの補給状況を確認し、補給に成功している場合は、燃料取替用水ピット水位が 3 % 以下にならないように、高圧注入ポンプ、充てんポンプ又は代替炉心注水を断続運転し原子炉への注

水を継続する。

⑫ 運転員は、中央制御室及び現場で燃料取替用水ピットへの補給不能の場合は、体積制御タンク出口ラインへほう酸タンク及び1次系純水タンクからの補給を実施し、充てんポンプによる原子炉への注水を行う。

⑬ 運転員は、原子炉への注水量が、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格納容器水位等により確認すれば原子炉への注水を停止する。

iii. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 1 名及び災害対策要員 1 名により実施する。

対応手順のフローチャートを第 1.4.24 図に示す。

代替再循環運転による原子炉への注水操作ができない場合、余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁及び安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁の開操作不能により再循環運転に移行できない場合又は、格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、高圧注入ポンプ等により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水するとともに、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、代替格納容器スプレーを実施する。

余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁及び安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁については、定期試験及び定期点検を実施し、信頼性を確保する。

e. その他の手順項目にて考慮する手順

燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.2 「炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

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。

1次冷却材喪失事象の発生に伴い、炉心損傷の徴候が見られた場合の格納容器下部への注水については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」のうち、1.8.2.1(1)a.(a)「格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ」及び1.8.2.1(1)b.「代替格納容器スプレイ」にて整備する。

格納容器内の冷却については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1)a.(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」及び1.6.2.1(1)b.「代替格納容器スプレイ」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。

f. 優先順位

1次冷却材喪失事象時に、非常用炉心冷却設備による原子炉への注水機能が喪失した場合の原子炉の冷却手段の優先順位を以下に示す。

炉心注水による原子炉への注水については、重大事故等対処設備であり、中央制御室操作のみで実施可能である充てんポンプを優先し、充てんポンプによる原子炉への注水開始後又は充てんポンプによる原子炉

への注水ができない場合は代替炉心注水を行う。代替炉心注水による原子炉への注水については、重大事故等対処設備である燃料取替用水ピット水をB-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）と代替格納容器スプレイポンプを使用した注水手段を優先する。

B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）と代替格納容器スプレイポンプの優先順位は、準備時間の短いB-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水を優先し、それができない場合に代替格納容器スプレイポンプを使用する。

B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）及び代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水ができない場合は、消火設備による代替炉心注水を行う。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。消火設備による代替炉心注水ができない場合は、可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水を行う。

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、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水手段を失った場合に消火設備による代替炉心注水と同時に準備を開始する。

可搬型大型送水ポンプ車による炉心注水のための水源は、水源の切替による注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。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 1.4.25 図に示す。

1 次冷却材喪失事象時に、余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の冷却手段を以下に示す。

炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水後、格納容器再循環サンプに水源を切替えて、余熱除去ポンプによる再循環運転が不能であれば、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転により原子炉へ注水し、あわせて格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転又は 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により格納容器内を冷却する。高圧注入ポンプが使用できない場合は、B－格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS 連絡ライン使用）を用いた代替再循環運転により原子炉を冷却する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.4.26 図に示す。

(2) サポート系機能喪失時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、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原子炉へ注水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。

炉心損傷前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を実施していた場合に、代替炉心注水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格納容器から原子炉

へ切替え，代替炉心注水を行う手順を整備する。

なお，全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に，1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合は，代替格納容器スプレイポンプの注入先を炉心注水とする準備を行い，代替非常用発電機より受電すれば，代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。また，対応途中で，事象が進展し炉心損傷と判断すれば，代替格納容器スプレイポンプの注水先を格納容器スプレイ側へ変更し代替格納容器スプレイを行うとともに，その後，B-充てんポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。

（添付資料 1.4.12）

i. 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において，1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合に，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b. (b) ii. と同様。

(b) B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合，B-充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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，代替格納容器スプレイポンプの故障等により，原子炉への注水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

合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.27 図に、タイムチャートを第 1.4.28 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B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉への注水操作の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で代替炉心注水のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員及び災害対策要員は、現場でB-充てんポンプの補機冷却水系統の系統構成を実施する。
- ④ 運転員は、現場で系統構成完了後に水張り操作を行う。
- ⑤ 発電課長（当直）は、B-充てんポンプ（自己冷却）による原子炉への注水操作の準備が完了すれば、運転員に原子炉への注水開始を指示する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室でB-充てんポンプを起動する。ポンプ起動後、中央制御室及び現場で充てん流量、B-充てんポンプ油冷却器及び封水冷却器補機冷却水流量等を確認し、起動状態に異常がないことを確認する。
- ⑦ 運転員は、現場で中央制御室と連絡を密にし、充てん流量制御弁バイパスラインに設置している手動弁により充てん流量を調整し、1次冷却系の保有水量を回復させる。
- ⑧ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等や充てん流量等

により、原子炉が冷却状態であること及びB-充てんポンプの運転状態に異常がないことを継続して確認する。

- ⑨ 運転員は、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復したことを確認し、加圧器水位を監視可能な範囲に維持するため、現場で充てん流量制御弁バイパスラインに設置している手動弁を操作して注水流量を調整する。

iii. 操作の成立性

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

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

(添付資料 1.4.13)

(c) B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

B-充てんポンプ（自己冷却）の故障等により、原子炉への注水を充てん流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.29 図に、タイムチャートを第 1.4.30 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にB-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-C S S連絡ライン使用）による代替炉心注水の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で代替炉心注水のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員は、現場でRHR S-C S S連絡ラインの弁を開とする。
- ④ 運転員は、現場で自己冷却ラインを構成するために、冷却水用フレキシブル配管を接続する。
- ⑤ 運転員は、現場でB-格納容器スプレイポンプの補機冷却水系統隔離後、自己冷却ラインの系統構成を行う。
- ⑥ 発電課長（当直）は、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-C S S連絡ライン使用）による原子炉への注水が可能となれば、運転員に原子炉への注水開始を指示する。
- ⑦ 運転員は、中央制御室でB-格納容器スプレイポンプを起動し、ポンプ起動後、B-格納容器スプレイポンプ補機冷却水流量等を確認し起動状態に異常がないことを確認する。また、中央制御室でB-格納容器スプレイ流量等によ

り原子炉への注水が確保されたことを確認する。

⑧ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等の低下により、B-格納容器スプレイポンプの運転状態に異常がないこと及び原子炉が継続して冷却状態であることを継続して確認する。

⑨ 運転員は、中央制御室で原子炉容器水位等により1次冷却系の保有水量が回復することを確認し、加圧器水位を監視可能な範囲に維持するため、現場でRHRS-CSS連絡ラインの手動弁を操作し注水流量を調整する。

iii. 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2名により作業を実施し、所要時間は約50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。フレキシブル配管の接続作業はカップラ接続であり、容易かつ確実に接続できる。

(添付資料 1.4.14)

(d) ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる代替炉心注水

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、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原子炉へ注水する手順を整備する。

また、原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備であるディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによりろ過水タンク水を原子炉へ注水する手

順を整備する。

使用には、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。

i. 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）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注水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、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b.(c) ii. と同様。

(e) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b.(d) ii. と同様。

(f) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材

喪失事象が同時に発生した場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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）（RHRS-CSSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b.(e) ii. と同様。

(g) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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）（RHRS-CSSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b.(f) ii. と同様。

b. 代替再循環運転

(a) 全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場

合

- i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転
全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生し、
原子炉補機冷却機能が喪失した場合、A-高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転を行い、あわせて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により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車による代替補機冷却により冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.4.31図に、タイムチャートを第1.4.32図に示す。

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

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、
運転員にA-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧

代替再循環運転の準備と系統構成を指示する。

- ② 運転員は、中央制御室で高圧代替再循環運転のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員は、中央制御室でA－高圧注入ポンプを起動し、原子炉へ注水されていることを高圧注入流量等で確認する。
- ④ 運転員は、中央制御室で炉心出口温度等の低下や高圧注入流量等により、原子炉の冷却及びA－高圧注入ポンプの運転状態に異常がないことを継続して確認する。

(iii) 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より対応する。

(b) 1次冷却材喪失事象時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合

i. A－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

1次冷却材喪失事象時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合、A－高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて、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により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

1次冷却材喪失事象時における再循環運転時において

原子炉補機冷却機能喪失を原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認した場合に、可搬型大型送水ポンプ車により補機冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

1.4.2.1(2) b.(a) i.(ii)と同様。

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

c. 格納容器隔離弁の閉止

全交流動力電源が喪失した場合、1次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、1次冷却材ポンプシール部から1次冷却材が漏えいするおそれがあるため、1次冷却材ポンプ封水戻りラインC/V外側隔離弁等を閉止する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合。

(b) 操作手順

代替非常用発電機により電源が確保されれば、中央制御室にて、1次冷却材ポンプ封水戻りラインC/V外側隔離弁等を閉操作し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、作動する格納容器隔離弁の閉を確認する。

なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。タイムチャートを第 1.4.33 図に示す。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、隔離弁等の電源が回復しない場合、現場にて運転員 2 名及び災害対策要員 2 名により作業を実施し、所要時間は約 1 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。

隔離操作については、1 次冷却材ポンプシール部からの 1 次冷却材漏えいを防止するため、1 次冷却材ポンプ封水戻りライン C/V 外側隔離弁を優先して閉操作する。

(添付資料 1.4.15, 添付資料 1.4.16)

d. その他の手順項目にて考慮する手順

1 次冷却材喪失事象に伴い、炉心損傷の徴候が見られた場合の格納容器下部への注水については、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」のうち、1.8.2.1(1)a.(a)「格納容器スプレィポンプによる格納容器スプレィ」及び 1.8.2.1(1)b.「代替格納容器スプレィ」にて整備する。

格納容器内の冷却については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.1(1)a.(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」又は 1.6.2.1(1)b.「代替格納容器スプレィ」にて整備する。

代替非常用発電機等の代替電源に関する手順等は、「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となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.2「炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」及び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。

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。

可搬型大型送水ポンプ車を用いた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については、「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」のうち、1.7.2.2(1)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」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。

e. 優先順位

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

代替炉心注水による原子炉への注水は、代替非常用発電機から電源を確保できる場合、重大事故等対処設備であり、注水流量が大きい

く、使用準備の早い代替格納容器スプレイポンプを優先して使用する。次に高揚程であるB-充てんポンプ（自己冷却）を使用する。

代替格納容器スプレイポンプ及びB-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水ができない場合は、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水を行う。これらの手段ができない場合は、消火設備による代替炉心注水を行う。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。消火設備による代替炉心注水ができない場合は、淡水又は海を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水を行う。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、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による原子炉への注水手段を失った場合に準備を開始し、使用準備が完了し、多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ原子炉への注水を行う。

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

原子炉補機冷却機能喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は上記手段に加えて電動機駆動消火ポンプによる原子炉への注

水手段がある。電動機駆動消火ポンプは原子炉補機冷却機能喪失時でも使用可能なためB-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水ができ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 1.4.34 図に示す。

代替炉心注水により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水後、可搬型大型送水ポンプ車による補機冷却水が確保できれば格納容器再循環サンプに水源を切替えて、A-高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて、可搬型大型送水ポンプ車からの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。

1次冷却材喪失事象時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失し、余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合は、A-高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて、可搬型大型送水ポンプ車からの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.4.35 図に示す。

(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティ室に注水することで溶融炉心を冷却する。

原子炉容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティ室に溶融落下するた

め、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくいですが、原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内へのスプレイによる残存溶融デブリの冷却（格納容器水張り）手順として整備する。

炉心の著しい損傷、溶融発生時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。

なお、炉心損傷後の格納容器の減圧操作については、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停止する手順としており、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。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 8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

格納容器の圧力は原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）により監視するが、これらの計器が機能喪失により監視できない場合においては、格納容器内温度を監視することで圧力と飽和温度の関係から格納容器圧力を推定する。

（添付資料 1.4.17, 添付資料 1.4.18）

a. 手順着手の判断基準

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、格納容器圧力と温度の上昇又は格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度等の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であると判断した場合。

b. 操作手順

格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる残存溶融デブリの冷却（格納容器水張り）の手順の概要は以下のとおり。

手順内の格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイの手順は、「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」のうち 1.8.2.1(1)a. (a)「格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ」及び 1.8.2.1(1)b.「代替格納容器スプレイ」にて整備し、格納容器内自然対流冷却の手順は、「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」のうち、1.7.2.1(2) 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」にて整備する。また、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより水素濃度を監視する手順は、「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 1.4.36 図、第 1.4.37 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、発電所対策本部長と連絡を密にし、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又は代替格納容器スプレイによる格納容器へのスプレイ開始を指示する。また、代替炉心注水を実施していた場合は、代替格納容器スプレイへの切替えを指示する。
- ② 運転員は、中央制御室にて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が実施されていることを確認する。
- ③ 運転員は、中央制御室にて 1 次冷却材圧力を継続的に監視し、格納容器圧力より高い場合は、加圧器逃がし弁により減圧する。
- ④ 運転員は、中央制御室にて格納容器の圧力を監視し、最高

使用圧力に到達すれば、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる格納容器へのスプレイを開始する。

- ⑤ 運転員は、中央制御室にて格納容器の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格納容器へのスプレイを停止する。その後、最高使用圧力となれば格納容器へのスプレイを開始し、これを繰り返す。
- ⑥ 運転員は、中央制御室で格納容器の圧力及び温度により格納容器内が減圧、冷却されていることを継続的に監視する。
- ⑦ 運転員は、中央制御室で格納容器への注水により、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格納容器水位等により確認すれば格納容器への注水を停止する。

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。格納容器内自然対流冷却については、現場にて運転員 1 名により作業を実施する。

格納容器へスプレイするために使用する設備は、格納容器スプレイポンプを優先し、それが使用できない場合は、代替格納容器スプレイポンプ、消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車の順とする。

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を使用し、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。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.4.38 図に示す。

格納容器水張り操作を実施する際は、1 次冷却材圧力を監視する。1 次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は、熔融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作して原子炉

容器内と格納容器内を均圧させる。

格納容器への注水量は、格納容器水位、格納容器スプレイ流量、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、AM用消火水積算流量及び燃料取替用水ピット水位の収支により注水量を把握する。

残存溶融デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、炉心発熱有効長上端位置から0.5m下までとする。

格納容器水張りに使用した水が、ほう酸水と海水の混合水の場合でも、海水にも中性子吸収効果が見込まれるため、再臨界に至る可能性は低いですが、制御できない臨界状態に至ることを避けるため、注水に当たっては可能な限りほう酸水を用いる。

なお、炉心が損傷した場合において、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に加え、格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移及び周辺放射線量の影響を監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施可否を検討する。

(添付資料 1.4.19)

1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

- (a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.39 図に示す。

(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水

1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2次冷却系の設備が運転中であり、蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水は、中央制御室

からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。
概略系統を第 1.4.40 図に示す。

(c) S G 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、S G 直接給水用高圧ポンプにより補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

電動主給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を主給水ライン流量等にて確認できない場合において、蒸気発生器への注水に必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

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

(d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を補助給水流量等により確認できない場合。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) c.

「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(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蒸気発生器への注水

1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を補助給水流量等により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。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) d.

「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

1次冷却材喪失事象が発生していない場合で余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を補助給水流量等により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。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) e.

「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器2次

側による炉心冷却を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合。

ii. 操作手順

主蒸気逃がし弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.39 図に示す。

(b) タービンバイパス弁による蒸気放出

1次冷却材喪失事象が発生していない場合に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にてタービンバイパス弁を開操作し、蒸気発生器から蒸気放出を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁による蒸気放出が主蒸気ライン圧力等にて確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2次冷却系の設備が運転中であり復水器真空が維持されている場合。

ii. 操作手順

タービンバイパス弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.41 図に示す。

c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ

移行する場合、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う手順を整備する。

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを經由し、温水ピットに排出させ、適時水質を確認し排出する。

海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合において、低温停止に移行する場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち 1.5.2.1(3)「蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード」にて整備する。

(2) サポート系機能喪失時の手順等

a. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

(a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 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、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.2(1) a. (a) ii. と同様。

(b) S G直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、補助給水ピット水をS G直接給水用高圧ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

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

(c) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への

注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を補助給水流量等により確認できない場合。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) c.

「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(d) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を補助給水流量等により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。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) d.

「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(e) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を補助給水流量等により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。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)e.

「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

i. 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、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水が確保されたことを確認できた場合。

ii. 操作手順

操作手順は、「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」のうち、1.3.2.2(2)a.「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。

c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う手順を整備する。

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを

経由し、温水ピットに排出させ、適時水質を確認し排出する。

海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(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、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、低温停止に移行する場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち1.5.2.1(3)「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」にて整備する。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

代替非常用発電機の代替電源に関する手順等は、「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。

補助給水ピットの枯渇又は破損時の対応手順等は、「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、1.13.2.1「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等」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

1次冷却材喪失事象でない場合に、フロントライン系又はサポート系機能喪失により原子炉の冷却機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

蒸気発生器が使用可能であれば、蒸気発生器への注水を優先し、注水が確保されれば蒸気放出を実施し、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を行う。蒸気発生器2次側による炉心冷却手段のうち、蒸気発生器への注水については、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプを用い、これらの補助給水ポンプが使用できない場合は、常用母線が健全であれば操作の容易性から脱気器タンクを水源とした電動主給水ポンプを使用する。電動主給水ポンプが使用できなければ、SG直接給水用高圧ポンプを使用する。

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、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプによる注水手段を失った場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ蒸気発生器に注水を行う。

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

蒸気発生器からの蒸気放出については主蒸気逃がし弁を使用し、主蒸気逃がし弁が使用できない場合は、常用母線が健全であればタービンバイパス弁を使用する。

主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却の効果がなくなり、低温停止に移行する場合は、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う。

全交流動力電源喪失時等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合は、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.4.42 図、第 1.4.43 図に示す。

1.4.2.3 運転停止中の場合

運転停止中とは、1 次冷却材温度 177℃未満、1 次冷却材圧力 2.7MPa[gage]以下で余熱除去設備により原子炉を冷却している期間（すべての燃料が格納容器の外にある場合を除く。）とする。

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により余熱除去設備が使用できない場合において、1 次冷却系統が満水状態であれば、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に期待する。

1 次冷却系統に開口部（加圧器逃がし弁、加圧器安全弁取り外し中）がある状態であれば、蒸散による炉心冷却に期待する。

運転停止中におけるミッドループ運転中とは、燃料を取り出す前に 1 次冷却系を水抜きし、1 次冷却材配管中心付近（ノズルセンター）まで低下させた状態をいう。

なお、原子炉キャビティが高水位の状態においては、燃料取替用水ピッ

トから原子炉へ注水する水量は限定されるが、原子炉キャビティに保有水があることから、早期に原子炉へ注水する必要はない。蒸散に伴う1次冷却系の保有水減少後は、格納容器再循環サンプに水位があることを確認し、高圧再循環運転又は代替再循環運転を実施する。

また、格納容器内への蒸散に伴い、格納容器内の環境が悪化することから、格納容器内の作業員を退避させる。

これらの対応手順を以下に示す。

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 炉心注水

(a) 充てんポンプによる炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

また、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、1次系補給水ポンプ及び1次系純水タンクが健全であれば、代替水源として使用できる。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

運転停止中の充てんポンプによる炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.4.5図、第1.4.23図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に充てんポンプによる原子炉への注水準備と系統構成

を指示する。

- ② 運転員は、中央制御室で充てんポンプによる原子炉への注水の系統構成を行う。
- ③ 発電課長（当直）は、充てんポンプによる原子炉への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ④ 運転員は、中央制御室で充てんポンプを起動し、充てん流量制御弁を開操作し充てんポンプによる注水を行う。
- ⑤ 運転員は、中央制御室にて1次冷却材温度や充てん流量等により原子炉の冷却及び充てんポンプの運転状態に異常がないことを継続して確認する。また、冷却状態が維持できない場合は、溢水させフィードアンドブリード運転とする。

iii. 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より対応する。

(b) 高圧注入ポンプによる炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、高圧注入ポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉に注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

充てんポンプの故障等により、原子炉への注水を充てん流量等にて確認できない場合に、原子炉への注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

運転停止中の高圧注入ポンプによる炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.44 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、運転員に高圧注入ポンプによる原子炉への注水を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室にて高圧注入ポンプによる炉心注水の系統構成を行う。
- ③ 運転員は、中央制御室にて高圧注入ポンプを起動し、原子炉への注水を開始し、高圧注入流量等により原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ④ 運転員は、中央制御室にて 1 次冷却材温度や高圧注入流量等により原子炉の冷却及び高圧注入ポンプの運転状態に異常がないことを継続して確認する。また、冷却状態が維持できない場合は、溢水させフィードアンドブリード運転とする。

iii. 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より対応する。

b. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水

運転停止中のミッドループ運転中において、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水ピットからの重力注水により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

なお、燃料取替用水ピットの重力注水は燃料取替用水ピットの

水頭圧を利用するため、燃料取替用水ピットの水位が低下した場合は、重力注水を停止する。

(添付資料 1.4.20)

i. 手順着手の判断基準

高圧注入ポンプの故障等により、原子炉への注水を高圧注入流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

運転停止中の燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉への代替炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.45 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉への注水準備を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で燃料取替用水ピットからの重力注水に必要な系統構成と他の系統と連絡する弁の閉止状態を確認する。
- ③ 発電課長（当直）は、原子炉への注水が可能となれば、原子炉への注水開始を指示する。
- ④ 運転員は、中央制御室で余熱除去ポンプ R W S P 側入口弁、余熱除去ライン C / V 外側隔離弁及び余熱除去冷却器出口流量調節弁を開とし、燃料取替用水ピットからの重力注水による原子炉注水を開始する。注水開始後、中央制御室で低圧注入流量、燃料取替用水ピット水位、1 次冷却系統ループ水位及び加圧器水位により原子炉への注水が確保

されたことを確認する。

- ⑤ 運転員は、中央制御室にて1次系保有水量、1次冷却材温度、低圧注入流量等により原子炉の冷却状態に異常がないことを継続して確認する。また、冷却状態を維持するために継続的に原子炉への注水ができる手段を確保する。

iii. 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より対応する。

(b) B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

高圧注入ポンプの故障等により、原子炉への注水を高圧注入流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b.(a) ii.と同様。

(c) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、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原子炉に注水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。

i. 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b.(b) ii.と同様。

(d) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、消火ポンプによりろ過水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

使用には、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。

i. 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、原子炉への注水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に、原子炉へ注水するために必要なろ過水タンクの水位が確保されており、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b.(c) ii.と同様。

(e) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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、原子炉への注水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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b.(d) ii.と同様。

(f) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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、原子炉への注水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において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合に、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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b.(e) ii.と同様。

(g) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等によ

り崩壊熱除去機能が喪失した場合，可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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，原子炉への注水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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b.(f) ii.と同様。

c. 再循環運転

(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転

運転停止中に，余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合，炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水後，高圧注入ポンプにより格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注水し，あわせて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により格納容器内の冷却を行う手順を整備する。また，格納容器内自然対流冷却を使用できない場合は，格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転を行い格納容器内の冷却を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により，原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に，再循環運転するために必要な格納容器再循環サンプルの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

高圧注入ポンプによる高圧再循環による原子炉への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.4.18 図に示す。

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手順は、「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」のうち、1.7.2.1(2) 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」にて整備する。

- 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高圧注入ポンプによる高圧再循環運転による原子炉への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で高圧注入ポンプによる高圧再循環運転の系統構成を実施する。
- ③ 発電課長（当直）は、運転員に高圧注入ポンプによる高圧再循環運転による原子炉の冷却が可能となれば、開始を指示する。
- ④ 運転員は、中央制御室で高圧注入ポンプを起動し、原子炉へ注水されていることを高圧注入流量等で確認する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室で 1 次冷却材温度等により、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

iii. 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より対応する。

d. 代替再循環運転

- (a) B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使

用) による代替再循環運転

運転停止中に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水後、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環により原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に高圧注入ポンプの故障等により、原子炉への注水を高圧注入流量等にて確認できない場合に、代替再循環運転するために必要な格納容器再循環サンプの水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) d. (a) ii. と同様。

e. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、1次冷却系に開口部がなく、蒸気発生器への注水に必要な補助給水ピット水位が確保されている場

合。

ii. 操作手順

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作は，中央制御室からの遠隔操作が可能であり，通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.39 図に示す。

(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合，電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により，蒸気発生器への注水を補助給水流量等で確認できない場合に，外部電源により常用母線が受電され，2次冷却系の設備が運転中であり，蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンク水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作は，中央制御室からの遠隔操作が可能であり，通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.40 図に示す。

(c) S G 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合，S G 直接給水用高圧ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

電動主給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を主給水ライン流量等で確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) b.

「SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。

(d) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を補助給水流量等で確認できない場合。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) c.

「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(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
蒸気発生器への注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を補助給水流量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。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) d.

「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

(f) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び

不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの故障等により、蒸気発生器への注水を補助給水流量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。

ii. 操作手順

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

f. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器 2 次側により炉心冷却を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合。

ii. 操作手順

主蒸気逃がし弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可

能であり，通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.39 図に示す。

(b) タービンバイパス弁による蒸気放出

運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合，タービンバイパス弁を中央制御室にて開操作し，蒸気発生器から蒸気放出を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁による蒸気放出が主蒸気ライン圧力等にて確認できない場合に，外部電源により常用母線が受電され，2次冷却系の設備が運転中であり復水器の真空が維持されている場合。

ii. 操作手順

タービンバイパス弁の開操作は，中央制御室からの遠隔操作が可能であり，通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.41 図に示す。

g. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり，低温停止へ移行する場合，蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う手順を整備する。

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは，可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水し，主蒸気ドレンラインを経由し，温水ピットに排出させ，適時水質を確認し排出する。

海水を蒸気発生器へ注水する場合，蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため，蒸気発生器ブローダウンラインに

より排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、低温停止に移行する場合。

(b) 操作手順

操作手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち1.5.2.1(3)「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」にて整備する。

h. その他の手順項目にて考慮する手順

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順等」のうち、1.13.2.2「炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

補助給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順等」のうち、1.13.2.1「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

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。

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。

i. 優先順位

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

運転停止中に崩壊熱除去機能が喪失した場合は、格納容器からの作業員の退避指示を行い、格納容器の隔離を行う。

格納容器隔離弁閉止後に、1次冷却系統に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却として、蒸気放出は主蒸気逃がし弁を用い、主蒸気逃がし弁が使用できない場合は、タービンバイパス弁を使用する。蒸気発生器への注水については、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを用い、これらの補助給水ポンプが使用できない場合は、操作の容易性から脱気器タンクを水源とした電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。電動主給水ポンプが使用できない場合は補助給水ピットを水源としたSG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

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、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ蒸気発生器に注水を行う。

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

主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり低温停止に移行する場合は、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができない場合は、原子炉への注水による冷却を行う。まず、充てんポンプによる炉心注水を行う。充てんポンプが使用できない場合は、高圧注入ポンプによる炉心注水を行う。高圧注入ポンプが使用できない場合は、中央制御室のみで実施可能である燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水を行うとともに、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）による代替炉心注水を行う。それができない場合は、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を行う。

なお、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）と代替格納容器スプレイポンプの優先順位は、準備時間が短い B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS 連絡ライン使用）を優先する。これらの手段が使用できない場合は、消火設備による原子炉への注水を行う。ただし、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。

消火設備による代替炉心注水ができない場合は、淡水又は海水を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水を行う。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、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水手段を失った場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ代替炉心注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による炉心注水のための水源は、水源の切替による注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取

水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。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。

炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水後、格納容器再循環サンプに水源を切替えて、高圧注入ポンプを用いた高圧再循環運転により原子炉への注水操作を行う。高圧注入ポンプが使用できない場合は、B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）及びB-格納容器スプレイ冷却器を用いた代替再循環運転により原子炉への注水操作を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.46図に示す。

(2) サポート系機能喪失時の手順等

運転停止中のミッドループ運転期間中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合の代替炉心注水手段については、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の他、蓄圧タンクによる炉心注水（その後に続く代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水）が考えられるが、作業者の安全に配慮する必要があることから、蓄圧タンクによる代替炉心注水は実施しない。

(添付資料 1.4.21)

a. 代替炉心注水

(a) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場

合，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原子炉へ注水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。

i．手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失し，余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し，原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に，燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii．操作手順

1.4.2.1(1) b．(b) ii．と同様。

(b) 燃料取替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水

運転停止中のミッドループ運転中において，全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合，燃料取替用水ピットからの重力注水により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

なお，燃料取替用水ピットの重力注水は燃料取替用水ピットの水頭圧を利用するため，燃料取替用水ピットの水位が低下した場合は，重力注水を停止する。

(添付資料 1.4.20)

i．手順着手の判断基準

運転停止中のミッドループ運転中において，代替格納容器スプレイポンプの故障等により，原子炉への注水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に，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保され

ている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.3(1) b. (a) ii. と同様。

(c) B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、B-充てんポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉への注水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に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(2) a. (b) ii. と同様。

(d) B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中にB-充てんポンプ（自己冷却）の故障等により原子炉への注水を充てん流量等にて確認できない場合に、原子

炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(2) a. (c) ii. と同様。

(e) ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動機駆動消火ポンプによる代替炉心注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、ディーゼル駆動消火ポンプによりろ過水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

また、運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによりろ過水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

使用には、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する。

i. 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）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により原子炉への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なろ過水タンク水位が確保されており、かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b. (c) ii. と同様。

(f) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却

機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合，可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により，原子炉への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b. (d) ii. と同様。

(g) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

運転停止中において，全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合，可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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）（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により，原子炉への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b. (e) ii. と同様。

(h) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から原子炉へ注水する手順を整備する。

i. 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）（RHR S-C S S連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水をB-格納容器スプレイ流量等にて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。

ii. 操作手順

1.4.2.1(1) b. (f) ii. と同様。

b. 代替再循環運転

(a) 運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した場合

i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、A-高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて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により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失が発生した場合に、可搬型大型送水ポンプ車により代替補機冷却による冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納

容器再循環サンプ水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

1.4.2.1(2) b. (a) i. (ii)と同様。

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

(b) 運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合

i. A－高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

運転停止中において、原子炉補機冷却機能が喪失し余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、A－高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による原子炉への注水を行い、あわせて、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により格納容器内を冷却する手順を整備する。

(i) 手順着手の判断基準

運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失を原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認した場合に、可搬型大型送水ポンプ車により代替補機冷却による冷却水が確保され、高圧代替再循環運転をするために必要な格納容器再循環サンプ水位が確保されている場合。

(ii) 操作手順

1.4.2.1(2) b. (a) i. (ii)と同様。

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

c. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(a) タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、1次冷却系統に開口部がなく、蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

1.4.2.2(1) a. (a) ii. と同様。

(b) S G直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、S G直接給水用高圧ポンプにより補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中にタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水を補助給水流量等により確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) b.

「SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。

(c) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中にタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水を補助給水流量等によ

り確認できない場合。

ii. 操作手順

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

(d) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中にタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水を補助給水流量等により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。

ii. 操作手順

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

蒸気発生器への注水」にて整備する。

(e) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中にタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器への注水を補助給水流量等により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。

ii. 操作手順

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

d. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による蒸気放出

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作して蒸気発生器

2次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が補助給水流量等により確保されたことを確認できた場合。

ii. 操作手順

操作手順は、「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」のうち、1.3.2.2(2) a. 「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。

e. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード

運転停止中において、主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり、低温停止へ移行する場合、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う手順を整備する。

蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインを経由し、温水ピットに排出させ、適時水質を確認し排出する。

海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、低温停止に移行する場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(3)「蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード」にて整備する。

f. その他の手順項目にて考慮する手順

代替非常用発電機の代替電源に関する手順等は、「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。

補助給水ピット、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となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.1「蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等」、1.13.2.2「炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

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。

可搬型大型送水ポンプ車を用いた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については、「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」のうち、1.7.2.2(1) 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」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。

g. 優先順位

運転停止中にサポート系の機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

運転停止中に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合は、代替非常用発電機からの受電準備を行うとともに、格納容器からの作業員の退避指示を行い、格納容器の隔離を行う。格納容器隔離弁閉止後に、1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を優先する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却手段として、蒸気発生器への注水については、タービン動補助給水ポンプを使用する。代替非常用発電機からの受電後は必要により電動補助給水ポンプを使用する。これらの補助給水ポンプが使用できない場合は、SG直接給水用高圧ポンプを使用する。

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、タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ蒸気発生器に注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水のための水源は、水源の切替による注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合

は、保有水量が大きい原水槽を使用する。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。

蒸気発生器への注水が確保されれば、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却効果がなくなり低温停止に移行する場合は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。

蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、原子炉への注水により原子炉の冷却を行う。まず、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による代替炉心注水を優先する。代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水ができない場合は、燃料取替用水ピットの重力注水による代替炉心注水を行うとともに、高揚程であるB-充てんポンプ（自己冷却）を使用する。B-充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水ができない場合は、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水を行う。

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水ができない場合は、消火設備による代替炉心注水を行う。ただし、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。消火設備による代替炉心注水ができない場合は、淡水又は海水を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水を行う。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、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉への注水手段を失

った場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ代替炉心注水を行う。

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

また、原子炉補機冷却機能喪失時は上記手段に加えて電動機駆動消火ポンプによる代替炉心注水の手段がある。電動機駆動消火ポンプは原子炉補機冷却機能喪失時でも使用可能なためB-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水ができない場合に使用する。

代替炉心注水により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水後、可搬型大型送水ポンプ車による補機冷却水が確保できれば格納容器再循環サンプに水源を切替えて、A-高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて可搬型大型送水ポンプ車からの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ送水することにより格納容器内を冷却する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.4.47 図に示す。

(3) 原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等

運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は1次冷却材が流出した場合

に、燃料取替用水ピットの保有水を充てんポンプ等にて原子炉へ注水して開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

また、運転停止中に1次冷却材の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

なお、運転停止中のミッドループ運転期間外の作業員の退避については、原子炉容器に燃料を装荷した状態で、かつ1次冷却系に開口部がある期間は運転停止中のミッドループ運転中と同じ管理を行う。

(添付資料 1.4.22)

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失等により余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合又は格納容器サンプの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合。

運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束の上昇によりSR炉停止時中性子束高警報が発信した場合、又はSR炉停止時中性子束高警報が発信するおそれがある場合。

b. 操作手順

格納容器内の作業員を退避させる手順の概要は以下のとおり。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器内の作業員に対し退避を促すよう指示する。
- ② 運転員は、中央制御室にて格納容器内退避警報若しくは所内通話設備により格納容器内の作業員へ退避を指示する。

- ③ 格納容器出入管理員は、格納容器入口付近のC/V入域退出管理簿を確認し、全作業者の退域を確認する。
- ④ 格納容器出入管理員は、格納容器エアロックを閉止する。
- ⑤ 運転員は、現場にて格納容器エアロックが閉止されたことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名及び格納容器出入管理員1名により作業を実施し、所要時間は約40分と想定する。

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

(添付資料 1.4.22)

1.4.2.4 復旧に係る手順等

全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源を設計基準事故対処設備に給電し、起動及び十分な期間の運転を継続させる。また、燃料取替用水ピットの枯渇又は破損のおそれがある場合は、代替水源により水を供給する。

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

故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.2「炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

余熱除去ポンプの機能喪失により余熱除去設備が使用できない場合は、余熱除去設備の復旧を継続して実施する。低温停止に移行する場合に、余熱除去設備が復旧していない場合は、1.4.2.2(1)c.に示す「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」により低温停止に移行する。

全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は、1.4.2.1(2)「サポート系機能喪失時の手順等」で対応する。また、運転停止中に全交流動力電源喪失が発生した場合は、1.4.2.3(2)「サポート系機能喪失時の手順等」で対応する。

第 1.4.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合

におけるフロントライン系機能喪失時)

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 * 9	整備する手順書	手順の分類		
1 次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系機能喪失時	炉心注水	充てんポンプ * 2	重大事故等 対処設備	原子炉の冷却を維持する手順			
			燃料取替用水ビット	重大事故等 対処設備				
		代替炉心注水 (a)	B-格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS 連絡ライン使用) * 2	重大事故等 対処設備				
			代替格納容器スプレイポンプ * 2	a, b				
			燃料取替用水ビット	a, b				
			補助給水ビット	a				
			電動機駆動消火ポンプ	拡張設備 多様性				
			ディーゼル駆動消火ポンプ					
			ろ過水タンク	重大事故等 対処設備				
			可搬型大型送水ポンプ車 * 3 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 5 可搬型タンクローリー * 5 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 5 * 8				a	
		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					
		可搬型大型送水ポンプ車 原水槽 * 4 2 次系純水タンク * 4 ろ過水タンク * 4						
		余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器 又は 余熱除去ポンプ再循環 サンプ側入口弁	再循環運転	高压注入ポンプ * 2 * 6			重大事故等 対処設備	a, b
				安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁				
	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン							
	代替再循環運転		B-格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS 連絡ライン使用) * 2	重大事故等 対処設備				
			B-格納容器スプレイ冷却器					
			B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口 C/V 外側隔離弁 B-格納容器再循環サンプ B-格納容器再循環サンプスクリーン					
	格納容器再循環 サンプスクリーン	炉心注水 * 7	高压注入ポンプ * 2	重大事故等 対処設備	c			
			充てんポンプ * 2					
			燃料取替用水ビット					
ほう酸ポンプ * 2			拡張設備 多様性					
ほう酸タンク								
1 次系補給水ポンプ * 2								
1 次系純水タンク								
注代水替 * 炉 7 心		(a) 余熱除去ポンプ、高压注入ポンプ、燃料取替用水ビット 機能喪失時の対応手段のうち代替炉心注水に用いる設備と同様						

- * 1 : 手順は「1.13 重大事故時の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- * 2 : ディーゼル発電機等により給電する。
- * 3 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉へ注水する。
- * 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 : 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 重大事故時の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- * 6 : 格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニットで格納容器の冷却を行う。
- * 7 : C, D-格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「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」にて整備する。
- * 8 : 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。
- * 9 : 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 1.4.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生している場合

におけるサポート系機能喪失時)

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 *9	整備する手順書	手順の分類	
1 次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源 *1	代替格納容器スプレイポンプ	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	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			代替非常用発電機 *1		a, b		
			燃料取替用水ビット		a, b		
			補助給水ビット		a		
			B-充てんポンプ (自己冷却)		c		
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *7		a, b		
			可搬型タンクローリー *7		a, b		
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *7*8	a			
			B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHR S-CSS 連絡ライン使用)	多様性拡張設備	a		
			燃料取替用水ビット				
			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 *3	重大事故等対処設備	a		
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *4				
			可搬型タンクローリー *4				
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *4*8	拡張設備	多様性					
可搬型大型送水ポンプ車							
代替給水ビット							
可搬型大型送水ポンプ車							
原水槽 *2	重大事故等対処設備	a, b					
2次系純水タンク *2							
ろ過水タンク *2							
A-高圧注入ポンプ (海水冷却) *6							
A-格納容器再循環サンブ							
A-格納容器再循環サンブスクリーン							
代替非常用発電機 *1							
可搬型大型送水ポンプ車 *5							
ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *4*7	a						
可搬型タンクローリー *4*7							
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *4*7*8	多様性拡張設備	a					
(a) 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注水に用いる設備と同様							
原子炉補機冷却水系	代替炉心注水	電動機駆動消火ポンプ	a	原子炉補機冷却機能喪失時の対応手順			
					(b) 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環運転に用いる設備と同様		
	代替再循環			1 次冷却材喪失事象発生時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の対応手順等			

*1: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」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: 可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉へ注水する。
 *4: 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。
 *5: 海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 *6: C、D-格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「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」にて整備する。
 *7: 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。
 *8: 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。
 *9: 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 1.4.3 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合)

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
1 次冷却材喪失事故が発生している場合	溶融デブリが原子炉容器に残存する場合	-	格納容器スプレイポンプ *1	重大事故等対処設備	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順
			代替格納容器スプレイポンプ *1			
			代替非常用発電機 *6			
			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 *5			
			可搬型タンクローリー *5			
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *5 *7	多様性拡張設備		
			電動機駆動消火ポンプ			
			ディーゼル駆動消火ポンプ			
			ろ過水タンク			
			可搬型大型送水ポンプ車 *2			
			可搬型大型送水ポンプ車 代替給水ビット			
			可搬型大型送水ポンプ車 原水槽 *3			
			可搬型大型送水ポンプ車 2次系純水タンク *3 ろ過水タンク *3			

- *1 : ディーゼル発電機等により給電する。
 *2 : 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。
 *3 : 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクを移送することにより行う。
 *4 : C、D-格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「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」にて整備する。
 *5 : 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。
 *6 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」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 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合) (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 *6	整備する手順書	手順の分類
1 次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系機能喪失時 余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)	電動補助給水ポンプ * 1	重大事故等 対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に 対処する運転手順書
			タービン動補助給水ポンプ			
			補助給水ピット			
			蒸気発生器			
			電動主給水ポンプ	多様性拡張設備		
			脱気器タンク			
			SG 直接給水用高圧ポンプ * 1 * 2			
			補助給水ピット			
			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			
			代替給水ピット			
			可搬型大型送水ポンプ車 * 2			
炉心冷却 (蒸気放出)による	主蒸気逃がし弁	重大事故等 対処設備				
タービンバイパス弁	拡張設備 多様性					
蒸気発生器 2 次側の ブリード	可搬型大型送水ポンプ車 * 5	多様性拡張設備				

* 1 : ディーゼル発電機等により給電する。
 * 2 : 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
 * 3 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。
 * 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を移送することにより行う。
 * 5 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 * 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 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合) (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 * 9	整備する手順書	手順の分類		
1 次冷却材喪失事象が発生していない場合	サポート系機能喪失時 全交流動力電源 * 1	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)	電動補助給水ポンプ	重大事故等対処設備	a	余熱除去設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に 対処する運転手順書	
			代替非常用発電機 * 1		a, b			
			タービン動補助給水ポンプ					
			補助給水ビット					
			蒸気発生器					
			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 * 8					a
			S G 直接給水用高圧ポンプ * 2					多様性拡張設備
			補助給水ビット					
			可搬型大型送水ポンプ車 * 2 * 4					
			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 * 5 2 次系純水タンク * 5 ろ過水タンク * 5	重大事故等 対処設備	a, b						
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (蒸気放出)			a, b					
主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) * 3	多様性拡張設備	a, b						
蒸気発生器 2 次側の ブリードアンド			可搬型大型送水ポンプ車 * 7					

- * 1 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 * 2 : 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
 * 3 : 手順は「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」にて整備する。
 * 4 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。
 * 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を移送することにより行う。
 * 6 : 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。
 * 7 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 * 8 : 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。
 * 9 : 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 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転停止中のフロントライン系機能喪失時) (1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類*7	整備する手順書	手順の分類	
運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	炉心注水	充てんポンプ * 1	重大事故等 対処設備	a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順	
			高圧注入ポンプ * 1				a
			燃料取替用水ビット	多様性拡張設備			a, b
			ほう酸ポンプ * 1				
			ほう酸タンク				
			1次系補給水ポンプ * 1				
			1次系純水タンク				
		代替炉心注水	燃料取替用水ビット (重力注水)	拡張設備	a		
			B-格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS 連絡ライン使用) * 1	重大事故等 対処設備			
			代替格納容器スプレイポンプ * 1				
			燃料取替用水ビット	a, b			
			補助給水ビット	a			
			電動機駆動消火ポンプ	多様性 拡張設備			
			ディーゼル駆動消火ポンプ				
			ろ過水タンク	重大事故等 対処設備			
			可搬型大型送水ポンプ車 * 2				
			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 * 6				
			可搬型大型送水ポンプ車 代替給水ビット	多様性 拡張設備			
			可搬型大型送水ポンプ車 原水槽 * 4 2次系純水タンク * 4 ろ過水タンク * 4				
			再循環運転				高圧注入ポンプ * 1 * 5
		格納容器再循環サンブ					
		格納容器再循環サンブスクリーン					
		代替再循環運転	B-格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS 連絡ライン使用) * 1	重大事故等 対処設備	a		
			B-格納容器スプレイ冷却器				
			B-格納容器再循環サンブ				
			B-格納容器再循環サンブスクリーン				

* 1 : ディーゼル発電機等により給電する。
 * 2 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉へ注水する。
 * 3 : 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。
 * 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を移送することにより行う。
 * 5 : 格納容器スプレイ冷却器又は格納容器再循環ユニットで格納容器の冷却を行う。
 * 6 : ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
 * 7 : 重大事故対策において用いる設備の分類
 a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.4.5 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転停止中のフロントライン系機能喪失時) (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*6	整備する手順書	手順の分類
運転停止中の場合	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ * 1	a	余熱除去設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に 対処する運転手順書
			タービン動補助給水ポンプ			
			補助給水ピット			
			蒸気発生器	多様性拡張設備		
			電動主給水ポンプ			
			脱気器タンク			
			SG直接給水用高圧ポンプ * 1 * 2			
			補助給水ピット			
			可搬型大型送水ポンプ車 * 2 * 4			
			可搬型大型送水ポンプ車 * 2 代替給水ピット			
可搬型大型送水ポンプ車 * 2 原水槽 * 5 2次系純水タンク * 5 ろ過水タンク * 5	a					
蒸気発生器 2 次側 (蒸気放出)による炉心冷却		主蒸気逃がし弁	a			
		タービンバイパス弁		多様性 拡張設備		
蒸気発生器 2 次側の ブリードアンド	可搬型大型送水ポンプ車 * 3 * 4	多様性拡張設備				

* 1 : ディーゼル発電機等により給電する。

* 2 : 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

* 3 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

* 4 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

* 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を移送することにより行う。

* 6 : 重大事故対策において用いる設備の分類

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

第 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転停止中のサポート系機能喪失時) (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 *9	整備する手順書	手順の分類		
運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源 *1	代替格納容器スプレイポンプ	重大事故等対処設備	a, b	余熱除去設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に 対処する運転手順書	
			代替非常用発電機 *1					
			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 *2					
			可搬型タンクローリー *2					
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *2 *8					
			燃料取替用水ビット (重力注水)	多様性 拡張設備	a			
			B-充電ポンプ (自己冷却)					
			代替非常用発電機 *1	重大事故等 対処設備				c
			燃料取替用水ビット					
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *2					
			可搬型タンクローリー *2					
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *2 *8					
			B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHR S-CSS 連絡ライン使用)	多様性 拡張設備				a
			燃料取替用水ビット					
			ディーゼル駆動消火ポンプ					
			ろ過水タンク	重大事故等 対処設備				a
			可搬型大型送水ポンプ車 *3					
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *4					
			可搬型タンクローリー *4					
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *4 *8					
			可搬型大型送水ポンプ車 代替給水ビット	多様性 拡張設備				a
			可搬型大型送水ポンプ車 原水槽 *5					
2次系純水タンク *5 ろ過水タンク *5								
A-高圧注入ポンプ (海水冷却) *6	重大事故等 対処設備	a, b						
代替非常用発電機 *1								
A-格納容器再循環サンブ								
A-格納容器再循環サンブスクリーン								
可搬型大型送水ポンプ車 *7								
ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *2 *4								
可搬型タンクローリー *2 *4								
ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *2 *4 *8								
代替再循環運転 (b)	重大事故等 対処設備	a						

*1 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 *2 : 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。
 *3 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉へ注水する。
 *4 : 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。
 *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を移送することにより行う。
 *6 : C、D-格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「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」にて整備する。
 *7 : 海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 *8 : 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。
 *9 : 重大事故対策において用いる設備の分類
 a : 当該条項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 1.4.6 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転停止中のサポート系機能喪失時) (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 *10	整備する手順書	手順の分類	
運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	全交流動力電源 *1 又は 原子炉補機冷却水系	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)	電動補助給水ポンプ 代替非常用発電機 *1 タービン動補助給水ポンプ 補助給水ビット 蒸気発生器 ディーゼル発電機燃料油貯油槽 *2 可搬型タンクローリー *2 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ *2 *9 SG 直接給水用高圧ポンプ *3 補助給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 *3 *6 可搬型大型送水ポンプ車 *3 代替給水ビット 可搬型大型送水ポンプ車 *3 原水槽 *7 2 次系純水タンク *7 ろ過水タンク *7	重大事故等 対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
			蒸気発生器 2 次側 (蒸気放出)	主蒸気逃がし弁 (現場手動操作) *4	重大事故等 対処設備		
			蒸気発生器 2 次側の ブリード	可搬型大型送水ポンプ車 *5 *6	多様性 拡張設備		
			代替炉心注水	(a) 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注水に用いる設備と同様 電動機駆動消火ポンプ	多様性 拡張設備		
			代替再循環 *8	(b) 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替再循環運転に用いる設備と同様			

*1 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 *2 : 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。
 *3 : 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
 *4 : 手順は「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」にて整備する。
 *5 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 *6 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。
 *7 : 原水槽への補給は、2 次系純水タンク又はろ過水タンクを移送することにより行う。
 *8 : C、D-格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「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」にて整備する。
 *9 : 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。
 *10 : 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 1.4.7 表 重大事故等対処に係る監視計器

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

監視計器一覧 (1 / 50)

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	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 a. 炉心注水			
(a) 充てんポンプによる炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ・ 炉心出口温度
		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水位 (広域)
		原子炉圧力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位
		原子炉圧力容器内への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压注入流量 ・ 低压注入流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压注入ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流
		操作	原子炉圧力容器内の温度
	原子炉圧力容器内の圧力		<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 (広域)
	原子炉圧力容器内の水位		<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
	原子炉圧力容器内への注水量		<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん流量
	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水位 (広域)
	水源の確保		<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
	補機監視機能		<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てんライン圧力

監視計器一覧 (2 / 50)

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	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 b. 代替炉心注水			
(a) B-格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) による代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉圧力容器内 への注水量	・ 充てん流量
		原子炉格納容器内 の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		補機監視機能	・ 充てんライン圧力
	操作	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
		原子炉圧力容器内 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)
		原子炉格納容器内 の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位

監視計器一覧 (3 / 50)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 b. 代替炉心注水				
(b) 代替格納容器スプレィポンプによる 代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 	
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 (広域) 	
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 	
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ B-格納容器スプレィ流量 ・ B-格納容器スプレィ冷却器出口積算 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水位 (広域) 	
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 	
		操作	電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替非常用発電機電圧, 電力, 周波数 ・ 6-A, B母線電圧
			原子炉压力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ・ 炉心出口温度
	原子炉压力容器内の 圧力		<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 (広域) 	
	原子炉压力容器内 の水位		<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位 	
	原子炉压力容器内 への注水量		<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレィポンプ出口積算 流量 	
	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水位 (広域) 	
	水源の確保		<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 補助給水ピット水位 	
	補機監視機能		<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレィポンプ出口圧力 	

監視計器一覧（4 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 b. 代替炉心注水			
(c) 電動機駆動消火ポンプ又は ディーゼル駆動消火ポンプによる 代替炉心注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		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水位（広域）
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ ろ過水タンク水位
	操作	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ AM用消火水積算流量
		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水位（広域）
		未臨界の維持又は 監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 中性子源領域中性子束 ・ 中間領域起動率 ・ 中性子源領域起動率
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ ろ過水タンク水位

監視計器一覧 (5 / 50)

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	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 b. 代替炉心注水			
(d) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 代替炉心注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の 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
		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水位 (広域)
	操作	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
		原子炉压力容器内の 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
		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水位 (広域)
	未臨界の維持又は 監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 中性子源領域中性子束 ・ 中間領域起動率 ・ 中性子源領域起動率 	

監視計器一覧 (6 / 50)

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	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 b. 代替炉心注水			
(e) 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位
		原子炉圧力容器内の注水量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
	原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)	
	操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位
		原子炉圧力容器内の水位	・ 原子炉容器水位
		原子炉格納容器内の注水量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
	原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)	
未臨界の維持又は監視	・ 出力領域中性子束		
	・ 中間領域中性子束		
	・ 中性子源領域中性子束		
	・ 中間領域起動率		
		・ 中性子源領域起動率	

監視計器一覧 (7 / 50)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 b. 代替炉心注水			
(f) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替炉心注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		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水位 (広域)
	操作	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		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水位 (広域)
		未臨界の維持又は 監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 出力領域中性子束 ・ 中間領域中性子束 ・ 中性子源領域中性子束 ・ 中間領域起動率 ・ 中性子源領域起動率
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2次系純水タンク水位 ・ ろ過水タンク水位

監視計器一覧（8 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 c. 再循環運転			
(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	判断 基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量
		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水位（広域）
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流
	操 作	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内 の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
		原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入流量
		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水位（広域）
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ出口圧力

監視計器一覧（9 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 d. 代替再循環運転			
(a) B-格納容器スプレイポンプ (RHR S-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域-高温側） ・ 1次冷却材温度（広域-低温側）
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入流量
		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水位（広域）
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ出口圧力
	操作	原子炉压力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域-高温側） ・ 1次冷却材温度（広域-低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内 の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
		原子炉压力容器内 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 の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ B-格納容器再循環サンプ水位（広域）

監視計器一覧（10／50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 d. 代替再循環運転			
(b) 格納容器再循環サンプスクリーン 閉塞の徴候が見られた場合の手順	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压注入流量 ・ 格納容器スプレイ流量 ・ 低压注入流量
		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 の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压注入ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流

監視計器一覧（11 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 d. 代替再循環運転			
(b) 格納容器再循環サンプルスクリーン 閉塞の徴候が見られた場合の手順	操作	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
		原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压注入流量 ・ 充てん流量 ・ 低压注入流量
		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
		原子炉格納容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内温度
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用） ・ C、D－格納容器再循環ユニット補機冷却水流量
		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 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 ・ 1次系純水タンク水位 ・ 2次系純水タンク水位 ・ 使用済燃料ピット水位 ・ ほう酸タンク水位 ・ 体積制御タンク水位 ・ ほう酸補給ライン流量 ・ ほう酸補給ライン流量積算制御 ・ 1次系純水補給ライン流量 ・ 1次系純水補給ライン流量積算制御 ・ ろ過水タンク水位
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压注入ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流

監視計器一覧（12 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水		
(a) 代替格納容器スプレイポンプによる 代替炉心注水	判断基準	電源 <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧
		補機監視機能 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量
		原子炉圧力容器内の圧力 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉圧力容器内の水位 <ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位
		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）
		水源の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
		操作

監視計器一覧（13 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水		
(b) B-充てんポンプ（自己冷却）による 代替炉心注水	判断基準	電源 <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧
		補機監視機能 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量
		原子炉压力容器内の温度 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域-高温側） ・ 1次冷却材温度（広域-低温側）
		原子炉压力容器内の圧力 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉压力容器内の水位 <ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の注水量 <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
		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）
		水源の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
	操作	原子炉压力容器内の温度 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域-高温側） ・ 1次冷却材温度（広域-低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の圧力 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉压力容器内の水位 <ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
		原子炉压力容器内の注水量 <ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん流量
		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）
		水源の確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
		補機冷却 <ul style="list-style-type: none"> ・ B-充てんポンプ油冷却器及び封水冷却器補機冷却水流量 ・ B-充てんポンプ電動機補機冷却水流量

監視計器一覧（14 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水			
(c) B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHRS-CSS連絡 ライン使用) による代替炉心注水	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉压力容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 (広域)
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん流量
		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)
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てんライン圧力
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
		操作	原子炉压力容器内の 温度
	原子炉压力容器内の 圧力		<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 (広域)
	原子炉压力容器内の 水位		<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
	原子炉压力容器内 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 の水位		<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)
	水源の確保		<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
	補機冷却		<ul style="list-style-type: none"> ・ B-格納容器スプレイポンプ電動機補 機冷却水流量
			<ul style="list-style-type: none"> ・ B-格納容器スプレイポンプ補機冷却 水流量

監視計器一覧（15 / 50）

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
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水		
(d) ディーゼル駆動消火ポンプ又は 電動機駆動消火ポンプによる 代替炉心注水	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
	原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
	原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
	原子炉圧力容器内 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）
	原子炉格納容器内 水位	・ 格納容器再循環サンプル水位（広域）
	水源の確保	・ ろ過水タンク水位
操作	1.4.2.1(1) b. (c) ii. と同様。	

監視計器一覧（16 / 50）

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水			
(e) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
			・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉压力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉压力容器内の水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の注水量	・ 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水位	・ 格納容器再循環サンプル水位（広域）	
操作	1.4.2.1(1) b. (d) ii. と同様。		
(f) 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
			・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉压力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉压力容器内の水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の注水量	・ 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水位	・ 格納容器再循環サンプル水位（広域）	
操作	1.4.2.1(1) b. (e) ii. と同様。		
(g) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
			・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉压力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉压力容器内の水位	・ 加圧器水位
		原子炉压力容器内の注水量	・ 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水位	・ 格納容器再循環サンプル水位（広域）	
操作	1.4.2.1(1) b. (f) ii. と同様。		

監視計器一覧（17 / 50）

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	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 b. 代替再循環運転 (a) 全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合			
i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却） による高圧代替再循環運転	判断基準	電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧
		原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域-高温側） ・ 1次冷却材温度（広域-低温側）
		原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ A-格納容器再循環サンプル水位（広域）
		補機冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 ・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量
		原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域-高温側） ・ 1次冷却材温度（広域-低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 原子炉容器水位
	操作	原子炉圧力容器内への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入流量
	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） 	
	補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ A-高圧注入ポンプ出口圧力 	
	可搬型大型送水ポンプ車による冷却水通水操作は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(5) a. 「可搬型大型送水ポンプ車によるA-高圧注入ポンプ（海水冷却）への補機冷却水（海水）通水」にて整備する。		

監視計器一覧（18／50）

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	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 b. 代替再循環運転 (b) 1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合			
i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却） による高圧代替再循環運転	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
		原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域-高温側） ・ 1次冷却材温度（広域-低温側）
		原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ A-格納容器再循環サンプル水位（広域）
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 ・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量
		操作	1.4.2.1(2) b. (a) i. (ii)と同様。 可搬型大型送水ポンプ車による冷却水通水操作は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、 1.5.2.1(5) a. 「可搬型大型送水ポンプ車によるA-高圧注入ポンプ（海水冷却）への補機冷却水（海水）通水」にて整備する。

監視計器一覧（19 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等		
c. 格納容器隔離弁の閉止	判断基準	電源 <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧
	操作	—

監視計器一覧（20／50）

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	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合			
(3) 熔融デブリが原子炉容器に残存する 場合の冷却手順等	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高 レンジ）
		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-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
		・ 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）	
	操作	原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力（AM用）
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプル水位（広域）
			・ 格納容器水位
格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイの手順は、「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」の うち、1.8.2.1(1) a. (a)「格納容器スプレイポンプによる 格納容器スプレイ」及び1.8.2.1(1) b. 「代替格納容器ス プレイ」にて整備する。 格納容器内自然対流冷却の手順は、「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」のうち、1.7.2.1(2) 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」にて整備する。 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより水素濃度を監 視する手順は、「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」で整備する。			

監視計器一覧（21 / 50）

対処手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）		
(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水ピット水位 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流 	
操作	—	
(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 脱気器タンク水位 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 脱気器タンク水位 	
	操作	—
(c) S G 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度
		<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 主給水ライン流量 ・ 蒸気発生器水張り流量 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水ピット水位 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水ピット水位 	
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) b. 「S G 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。	

監視計器一覧（22/50）

対処手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）			
(d) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）	
最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位（広域）	・ 蒸気発生器水位（狭域）	
・ 補助給水流量			
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) c. 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。	
(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 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）	
最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位（広域）	・ 蒸気発生器水位（狭域）	
・ 補助給水流量			
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) d. 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。	
(f) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）	
最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位（広域）	・ 蒸気発生器水位（狭域）	
・ 補助給水流量			

監視計器一覧（23 / 50）

対処手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器		
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）				
(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） 	
		原子炉圧力容器内の注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 	
		最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 主給水ライン流量 ・ 蒸気発生器水張り流量 ・ 補助給水流量 	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ電流 	
	操作	-	-	
	(b) タービンバイパス弁による蒸気放出	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
			最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 主給水ライン流量 ・ 蒸気発生器水張り流量 ・ 補助給水流量 ・ 復水器真空（広域）
			電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧
			操作	-

監視計器一覧（24 / 50）

対処手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等		
c. 蒸気発生器2次側の フィードアンドブリード	原子炉圧力容器内 の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
	原子炉圧力容器内 への注水量	・ 低圧注入流量
	最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（広域）
		・ 蒸気発生器水位（狭域）
		・ 補助給水流量
	補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力
・ 余熱除去ポンプ電流		
操作	「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(3)「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」にて整備する。	

監視計器一覧 (25 / 50)

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	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)			
(a) タービン動補助給水ポンプ又は 電動補助給水ポンプによる 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度(広域-高温側) ・ 1次冷却材温度(広域-低温側)
		原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低压注入流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水ピット水位
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流
		電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線1L, 2L電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 後志幹線1L, 2L電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 6-A, B, C1, C2, D母線電圧
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量
操作	1.4.2.2 (1) a. (a) ii. と同様。		
(b) SG直接給水用高圧ポンプによる 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度(広域-高温側) ・ 1次冷却材温度(広域-低温側)
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位(広域)
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位(狭域)
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水ピット水位
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち, 1.2.2.1(2) b. 「SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。		

監視計器一覧（26 / 50）

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	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）			
(c) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）	
最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位（広域）	・ 蒸気発生器水位（狭域）	
・ 補助給水流量			
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)c.「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。	
(d) 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）	
最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位（広域）	・ 蒸気発生器水位（狭域）	
・ 補助給水流量			
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)d.「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。	
(e) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）	
最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位（広域）	・ 蒸気発生器水位（狭域）	
・ 補助給水流量			
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)e.「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。	

監視計器一覧（27 / 50）

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	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）			
(a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） による蒸気放出	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 低圧注入流量
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（広域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（狭域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ電流
		電源	・ 泊幹線1L, 2L電圧
		電源	・ 後志幹線1L, 2L電圧
電源	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
電源	・ 6-A, B, C1, C2, D母線電圧		
補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量		
補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
操作	「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」のうち, 1.3.2.2(2) a. 「主蒸気逃がし弁（現場手動操 作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。		

監視計器一覧 (28 / 50)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等			
c. 蒸気発生器2次側の フィードアンドブリード	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位 (広域) ・ 蒸気発生器水位 (狭域)
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水流量
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ電流
		電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧
補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 		
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量 		
操作	「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(3)「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」にて整備する。		

監視計器一覧 (29 / 50)

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	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 a. 炉心注水			
(a) 充てんポンプによる炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉圧力容器内への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
	操作	原子炉圧力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉圧力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉圧力容器内への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てんライン圧力

監視計器一覧 (30/50)

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 運転停止中の場合			
(1) フロントライン系機能喪失時の手順等			
a. 炉心注水			
(b) 高圧注入ポンプによる炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
			・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
			・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉圧力容器内 への注水量	・ 充てん流量
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
		補機監視機能	・ 充てんライン圧力
	操作	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
			・ 1次冷却系統ループ水位
原子炉圧力容器内 への注水量		・ 高圧注入流量	
水源の確保		・ 燃料取替用水ピット水位	
	補機監視機能	・ 高圧注入ポンプ出口圧力	

監視計器一覧 (3 1 / 5 0)

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	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 b. 代替炉心注水			
(a) 燃料取替用水ピットからの 重力注水による代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
			・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 高圧注入流量
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
	操作	補機監視機能	・ 高圧注入ポンプ出口圧力
		原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
			・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 低圧注入流量
水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位		
(b) B-格納容器スプレイポンプ (RHS-CSS連絡ライン使用) による代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
			・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
			・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
			・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉压力容器内 への注水量	・ 高圧注入流量
	水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位	
	操作	補機監視機能	・ 高圧注入ポンプ出口圧力
		1.4.2.1(1) b. (a) ii. と同様。	

監視計器一覧 (3 2 / 5 0)

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	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 b. 代替炉心注水			
(c) 代替格納容器スプレイポンプによる 代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉圧力容器内 への注入量	<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)
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
		操作	1.4.2.1(1) b. (b) ii. と同様。
(d) 電動機駆動消火ポンプ又は ディーゼル駆動消火ポンプによる 代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉圧力容器内 への注入量	<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	1.4.2.1(1) b. (c) ii. と同様。

監視計器一覧（33/50）

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
1.4.2.3 運転停止中の場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 b. 代替炉心注水		
(e) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 代替炉心注水	判断基準 原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		・ 炉心出口温度
	原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
・ 1次冷却系統ループ水位		
原子炉压力容器内 への注入量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量	
操作	1.4.2.1(1) b. (d) ii. と同様。	
(f) 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替炉心注水	判断基準 原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		・ 炉心出口温度
	原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
・ 1次冷却系統ループ水位		
原子炉压力容器内 への注入量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量	
操作	1.4.2.1(1) b. (e) ii. と同様。	
(g) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替炉心注水	判断基準 原子炉压力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		・ 炉心出口温度
	原子炉压力容器内の 水位	・ 加圧器水位
・ 1次冷却系統ループ水位		
原子炉压力容器内 への注入量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量	
操作	1.4.2.1(1) b. (f) ii. と同様。	

監視計器一覧（34 / 50）

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	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 c. 再循環運転			
(a) 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転	判断基準	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内への注入量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量
		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水位（広域）
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流
	操作	1.4.2.1(1) c. (a) ii. と同様。	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 d. 代替再循環運転			
(a) B－格納容器スプレイポンプ (RHRS－CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転	判断基準	原子炉压力容器内の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内への注入量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入流量
		原子炉格納容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ B－格納容器再循環サンプ水位（広域）
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入ポンプ出口圧力
	操作	1.4.2.1(1) d. (a) ii. と同様。	

監視計器一覧 (35 / 50)

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
1.4.2.3 運転停止中の場合		
(1) フロントライン系機能喪失時の手順等		
e. 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)		
(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準 原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
		・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
	原子炉圧力容器内の注水量	・ 低圧注入流量
	水源の確保	・ 補助給水ピット水位
	補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流
操作	-	-
(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準 原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
		・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
	最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)
		・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		・ 補助給水流量
	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-C 1, C 2, D 母線電圧		
水源の確保	・ 脱気器タンク水位	
操作	-	-
(c) SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準 原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
		・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
	最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)
		・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		・ 主給水ライン流量 ・ 蒸気発生器水張り流量
水源の確保	・ 補助給水ピット水位	
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち, 1.2.2.1(2) b. 「SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。	

監視計器一覧 (36 / 50)

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	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 e. 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)			
(d) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
		・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)	
最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)		
・ 蒸気発生器水位 (狭域)			
・ 補助給水流量			
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) c. 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。		
(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 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
		・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)	
最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)		
・ 蒸気発生器水位 (狭域)			
・ 補助給水流量			
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) d. 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。		
(f) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材温度 (広域-高温側)
		・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)	
最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)		
・ 蒸気発生器水位 (狭域)			
・ 補助給水流量			
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) e. 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。		

監視計器一覧 (37 / 50)

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
1.4.2.3 運転停止中の場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等 f. 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出)		
(a) 主蒸気逃がし弁による蒸気放出	判断基準	原子炉圧力容器内の温度 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		原子炉圧力容器内の注水量 <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量
		最終ヒートシンクの確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位 (広域) ・ 蒸気発生器水位 (狭域) ・ 主給水ライン流量 ・ 補助給水流量 ・ 蒸気発生器水張り流量
		補機監視機能 <ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流
		操作 <ul style="list-style-type: none"> ・ -
		操作 <ul style="list-style-type: none"> ・ -
		操作 <ul style="list-style-type: none"> ・ -
(b) タービンバイパス弁による蒸気放出	判断基準	原子炉圧力容器内の温度 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側)
		最終ヒートシンクの確保 <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 蒸気発生器水位 (広域) ・ 蒸気発生器水位 (狭域) ・ 主給水ライン流量 ・ 補助給水流量 ・ 蒸気発生器水張り流量 ・ 復水器真空 (広域)
		電源 <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧
		操作 <ul style="list-style-type: none"> ・ -
		操作 <ul style="list-style-type: none"> ・ -
		操作 <ul style="list-style-type: none"> ・ -
		操作 <ul style="list-style-type: none"> ・ -

監視計器一覧（38 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.4.2.3 運転停止中の場合 (1) フロントライン系機能喪失時の手順等				
g. 蒸気発生器2次側の フィードアンドブリード	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度 	
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 	
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量 	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流 	
		操作	「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(3)「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」にて整備する。	

監視計器一覧（39 / 50）

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		
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水				
(a) 代替格納容器スプレイポンプによる 代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度 	
		原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系統ループ水位 ・ 加圧器水位 	
		原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流 	
		電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧 	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 	
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位 	
		操作	1.4.2.1(1) b. (b) ii. と同様。	

監視計器一覧（40／50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水			
(b) 燃料取替用水ピットからの 重力注水による代替炉心注水	判断 基準	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内 の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
	操作	1.4.2.3(1) b. (a) ii. と同様。	

監視計器一覧 (4 1 / 5 0)

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	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水			
(c) B-充てんポンプ（自己冷却）による 代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域-高温側） ・ 1次冷却材温度（広域-低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
	操作	1.4.2.1(2) a. (b) ii. と同様。	
	(d) B-格納容器スプレイポンプ （自己冷却）（RHR S-CSS 連絡 ライン使用）による代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度
原子炉压力容器内の 水位			<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
原子炉压力容器内 への注水量			<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てん流量
補機監視機能			<ul style="list-style-type: none"> ・ 充てんライン圧力
水源の確保			<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水ピット水位
操作		1.4.2.1(2) a. (c) ii. と同様。	

監視計器一覧 (42 / 50)

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	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水			
(e) ディーゼル駆動消火ポンプ又は 電動機駆動消火ポンプによる 代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度 (広域-高温側) ・ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ・ 炉心出口温度
		原子炉圧力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉圧力容器内 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)
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ ろ過水タンク水位
	操作	1.4.2.1(1) b. (c) ii. と同様。	

監視計器一覧（43 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水			
(f) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉压力容器内 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	1.4.2.1(1) b. (d) ii. と同様。	
(g) 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ 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	1.4.2.1(1) b. (e) ii. と同様。	
(h) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替炉心注水	判断基準	原子炉压力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位
		原子炉压力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ 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	1.4.2.1(1) b. (f) ii. と同様。	

監視計器一覧（44／50）

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		
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 b. 代替再循環運転 (a) 運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した場合				
i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却） による高圧代替再循環運転	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域-高温側） ・ 1次冷却材温度（広域-低温側） ・ 炉心出口温度 	
		原子炉格納容器内の 水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ A-格納容器再循環サンプル水位（広域） 	
		補機冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 ・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量 	
		電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 	
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 	
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 	
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧 	
		操作	1.4.2.1(2) b. (a) i. (ii)と同様。 可搬型大型送水ポンプ車による冷却水通水操作は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、 1.5.2.1(5) a. 「可搬型大型送水ポンプ車によるA-高圧注入ポンプ（海水冷却）への補機冷却水（海水）通水」にて整備する。	

監視計器一覧（45 / 50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 b. 代替再循環運転 (b) 運転停止中において原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合			
i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却） による高圧代替再循環運転	判断基準	原子炉圧力容器内の温度 <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域-高温側） ・ 1次冷却材温度（広域-低温側） ・ 炉心出口温度 	
		原子炉格納容器内の水位 <ul style="list-style-type: none"> ・ A-格納容器再循環サンプル水位（広域） 	
		補機冷却 <ul style="list-style-type: none"> ・ A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 ・ A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量 	
		補機監視機能 <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 	
		操作	1.4.2.1(2) b. (a) i. (ii)と同様。
			可搬型大型送水ポンプ車による冷却水通水操作は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(5) a. 「可搬型大型送水ポンプ車によるA-高圧注入ポンプ（海水冷却）への補機冷却水（海水）通水」にて整備する。

監視計器一覧（46 / 50）

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	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 c. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）			
(a) タービン動補助給水ポンプ又は 電動補助給水ポンプによる 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水ピット水位
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流
		電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量
		操作	1.4.2.2(1) a. (a) ii. と同様。
(b) SG直接給水用高圧ポンプによる 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（狭域）
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域）
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水流量
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水ピット水位
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を 冷却するための手順等」のうち, 1.2.2.1(2) b. 「SG直接 給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備す る。		

監視計器一覧（47／50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 c. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）			
(c) 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）	
最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（狭域）		
・ 蒸気発生器水位（広域）			
・ 補助給水流量			
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)c.「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。		
(d) 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）	
最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（狭域）		
・ 蒸気発生器水位（広域）			
・ 補助給水流量			
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)d.「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。		
(e) 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）	
最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（狭域）		
・ 蒸気発生器水位（広域）			
・ 補助給水流量			
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)e.「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。		

監視計器一覧（48／50）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等 d. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）			
(a) 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） による蒸気放出	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉圧力容器内 への注水量	・ 低圧注入流量
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（狭域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（広域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ電流
		電源	・ 泊幹線1L, 2L電圧
		電源	・ 後志幹線1L, 2L電圧
電源	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
電源	・ 6-A, B, C1, C2, D母線電圧		
補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量		
補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
操作	「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」のうち、1.3.2.2(2) a. 「主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。		

監視計器一覧（49 / 50）

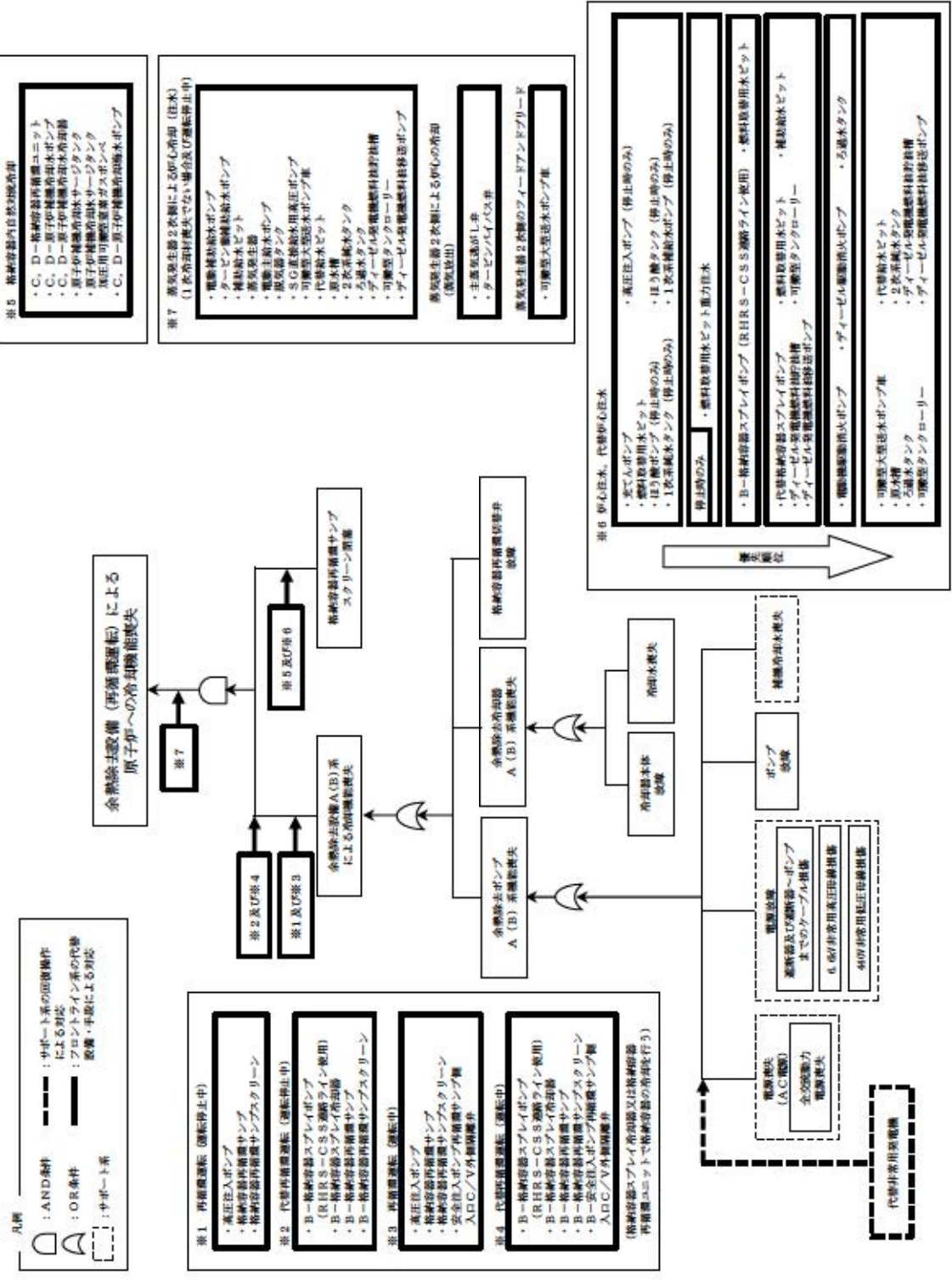
対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器		
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系機能喪失時の手順等				
e. 蒸気発生器2次側の フィードアンドブリード	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側） ・ 炉心出口温度 	
		原子炉圧力容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 	
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 補助給水流量 	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流 	
		電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線1L, 2L電圧 ・ 後志幹線1L, 2L電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C1, C2, D母線電圧 	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量 ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 	
		操作	「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.1(3)「蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード」にて整備する。	

監視計器一覧 (50 / 50)

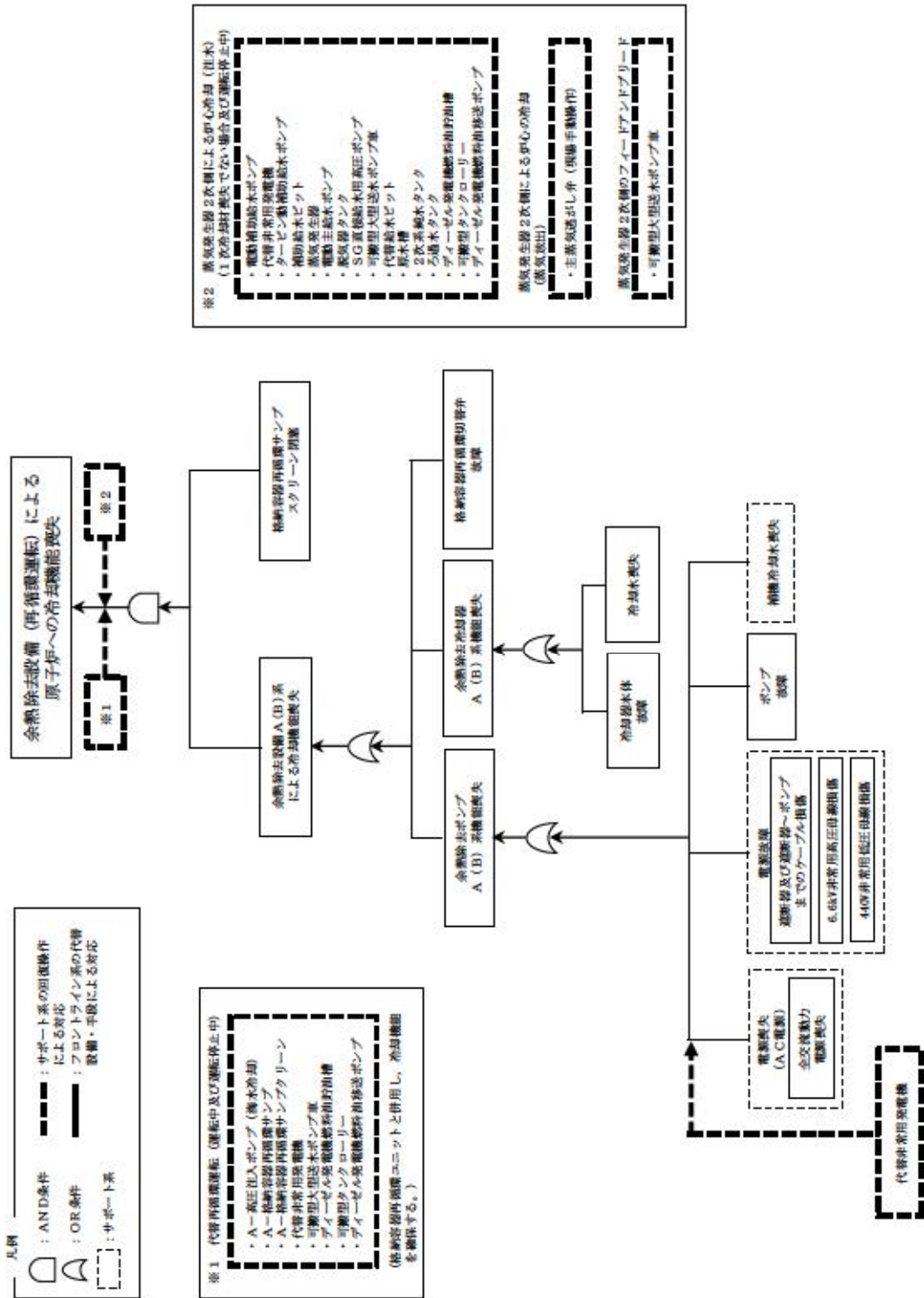
対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器		
1.4.2.3 運転停止中の場合				
(3) 原子炉格納容器内の 作業員を退避させる手順等	判断基準	信号	<ul style="list-style-type: none"> ・ S R炉停止時中性子束高 (N31) 警報 ・ S R炉停止時中性子束高 (N32) 警報 	
		未臨界の維持又は監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 中性子源領域中性子束 ・ 中性子源領域起動率 ・ 1次系純水補給ライン流量制御 ・ 1次系純水補給ライン流量積算制御 	
		原子炉压力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力 (広域) 	
		原子炉压力容器内の水位	<ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器水位 ・ 1次冷却系統ループ水位 	
		原子炉压力容器内への注水量	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧注入流量 	
		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) 	
		原子炉格納容器内の放射線量率	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ・ 格納容器ガスモニタ ・ 格納容器じんあいモニタ ・ エアロックエリアモニタ ・ 炉内核計装区域エリアモニタ 	
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去ポンプ出口圧力 ・ 余熱除去ポンプ電流 ・ 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 	
		電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧 ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧 ・ 6-A, B, C1, C2, D母線電圧 	
		LOCAの監視	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器サンプ水位 ・ 格納容器サンプ水位上昇率 	
		操作	-	-

第 1.4.8 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

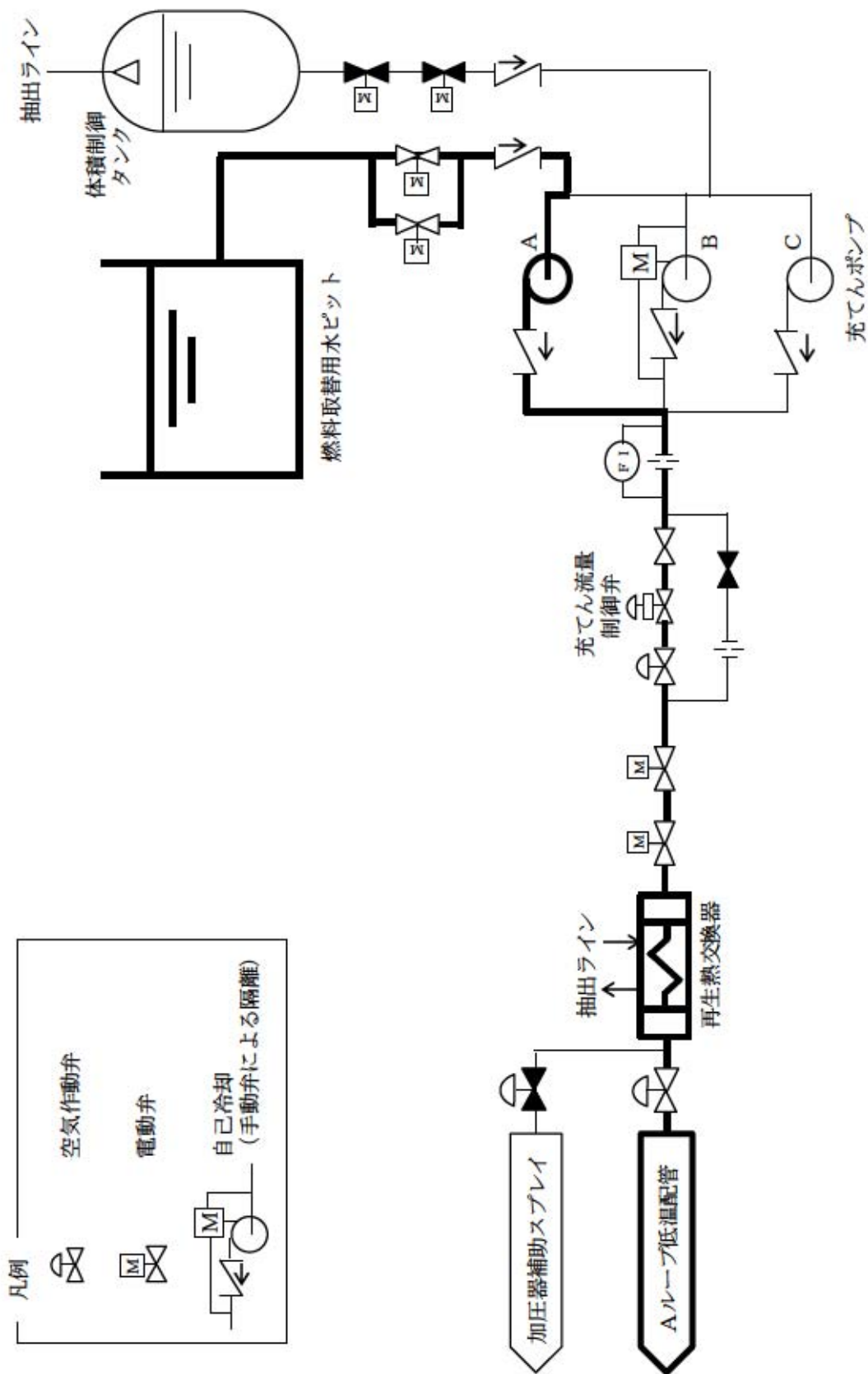
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ低圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等	A-充てんポンプ	6-A 非常用高圧母線
	B-充てんポンプ	6-A 非常用高圧母線
		6-B 非常用高圧母線
	C-充てんポンプ	6-B 非常用高圧母線
	A-格納容器スプレイポンプ	6-A 非常用高圧母線
	B-格納容器スプレイポンプ	6-B 非常用高圧母線
	A-高圧注入ポンプ	6-A 非常用高圧母線
	B-高圧注入ポンプ	6-B 非常用高圧母線
	A-電動補助給水ポンプ	6-A 非常用高圧母線
	B-電動補助給水ポンプ	6-B 非常用高圧母線
	A-安全注入ポンプ再循環サンプ側 入口C/V外側隔離弁	A1-原子炉コントロールセンタ
	B-安全注入ポンプ再循環サンプ側 入口C/V外側隔離弁	B1-原子炉コントロールセンタ
	A-主蒸気逃がし弁	ソレノイド分電盤A1
	B-主蒸気逃がし弁	ソレノイド分電盤A2
	C-主蒸気逃がし弁	ソレノイド分電盤B2
	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



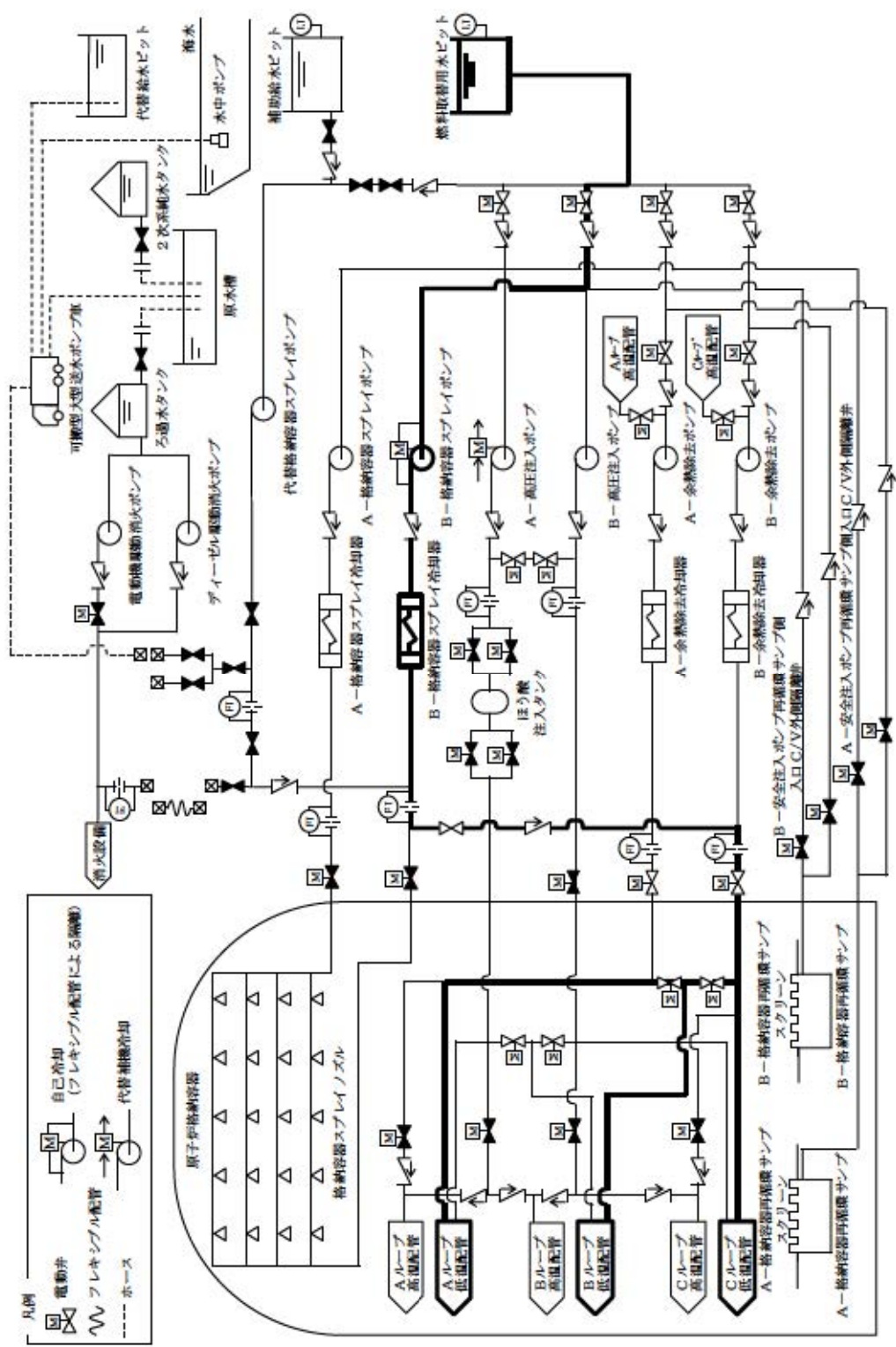
第 1.4.2 図 機能喪失原因対策分析 (余熱除去運転：フロントライン系機能喪失)



第 1.4.4 図 機能喪失原因対策分析 (余熱除去運転 : サポータ系機能喪失)



第 1.4.5 図 充電ポンプによる炉心注水 概略系統

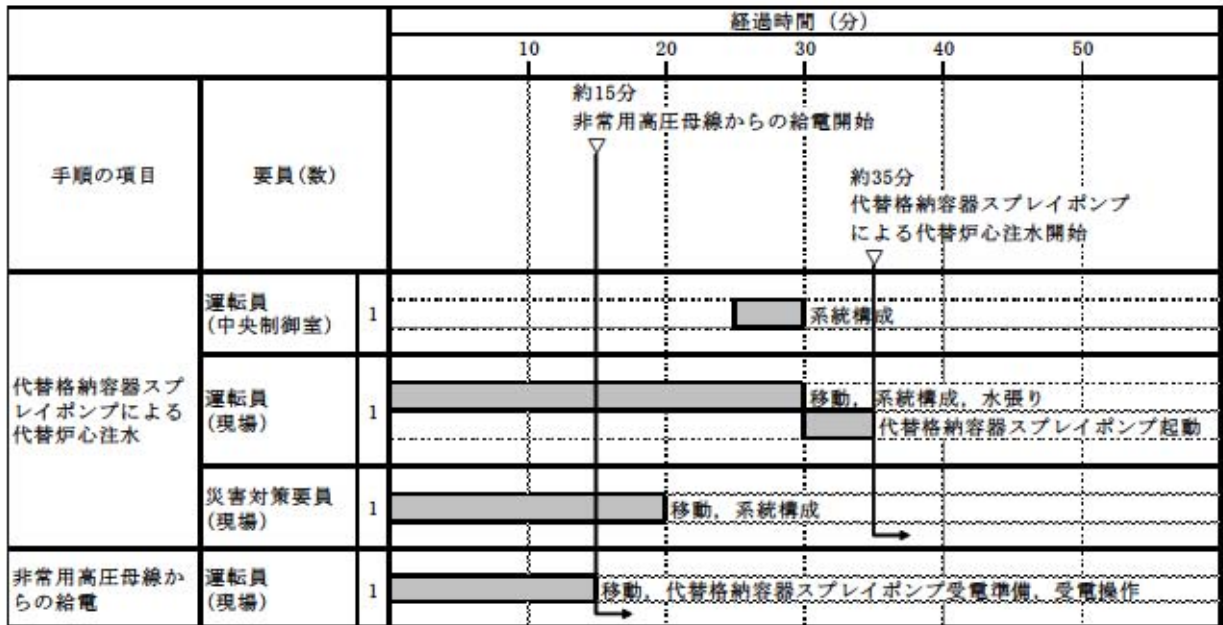


第 1.4.6 図 B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替炉心注水 概略系統

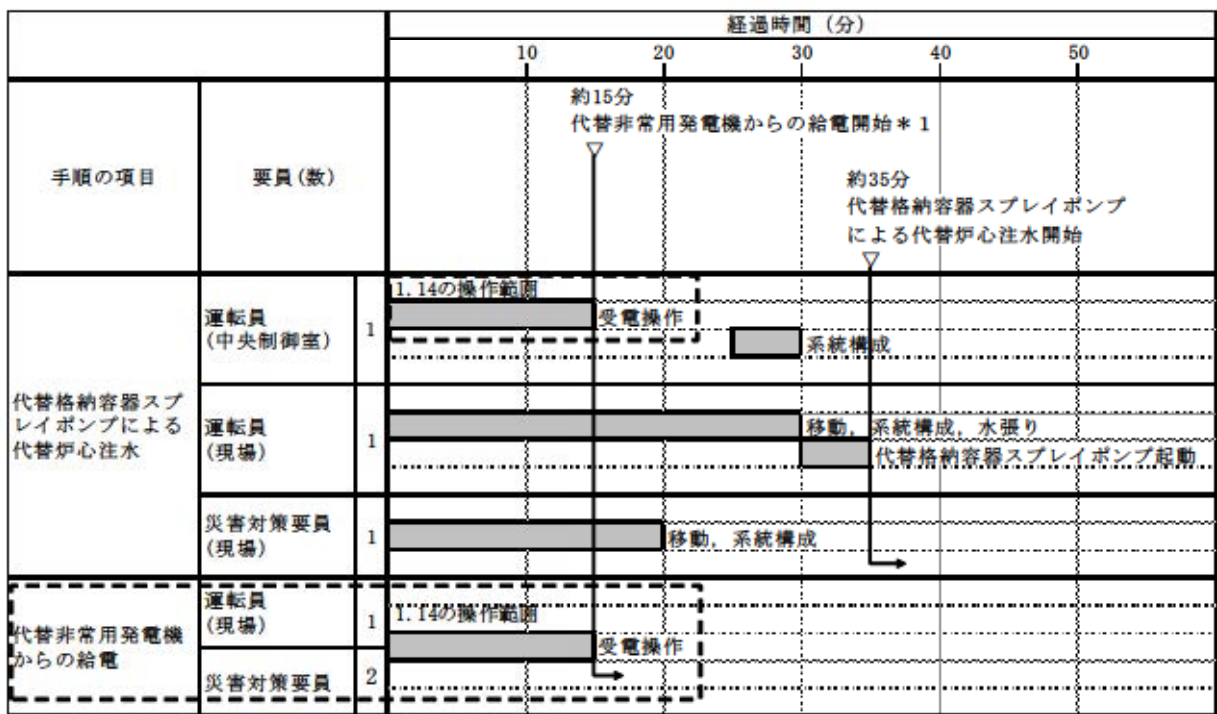


第 1.4.7 図 B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替炉心注水 タイムチャート

フロントライン系機能喪失時

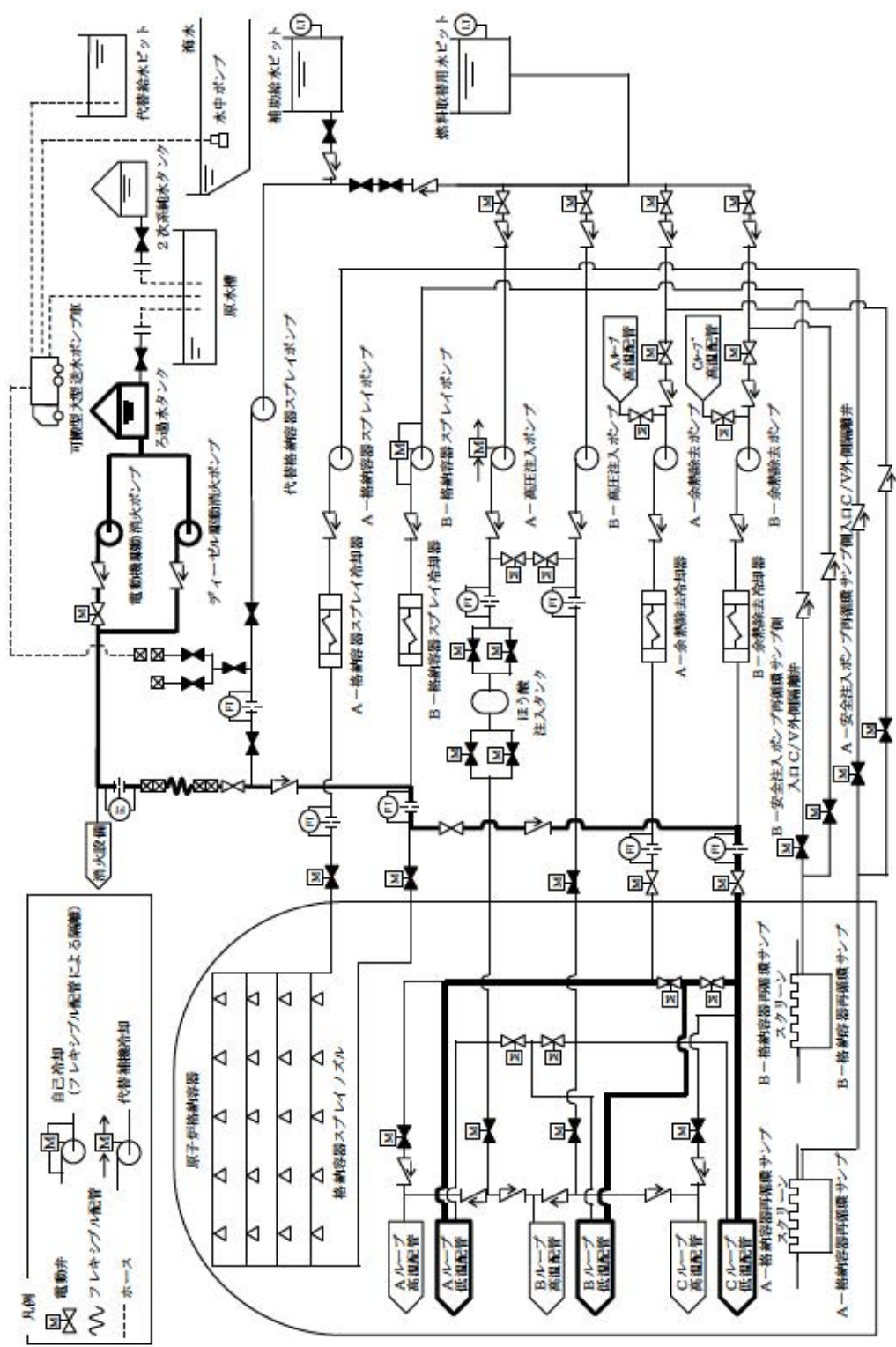


サポート系機能喪失時



*1：代替非常用発電機からの給電は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

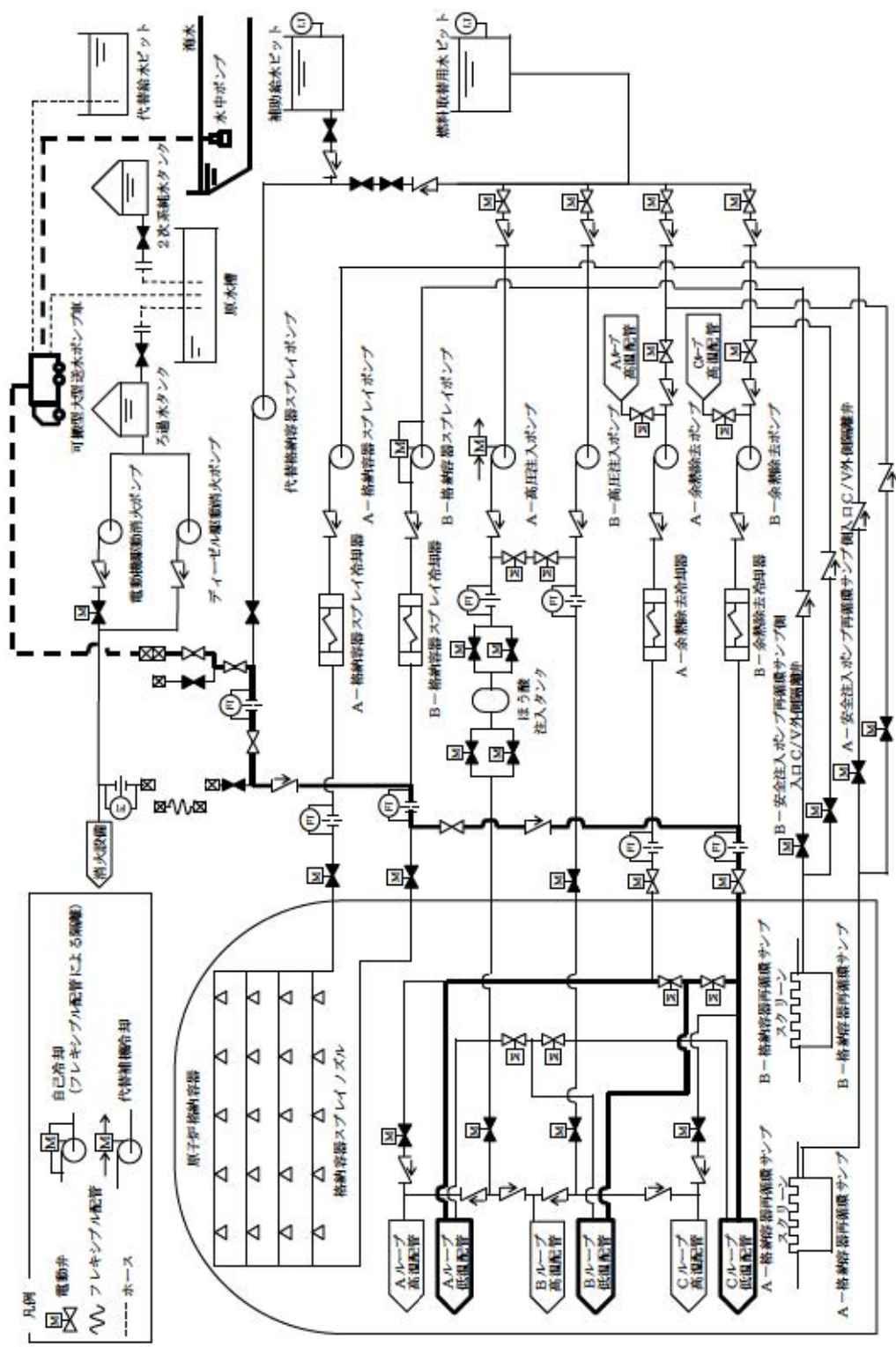
第 1.4.9 図 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水 タイムチャート



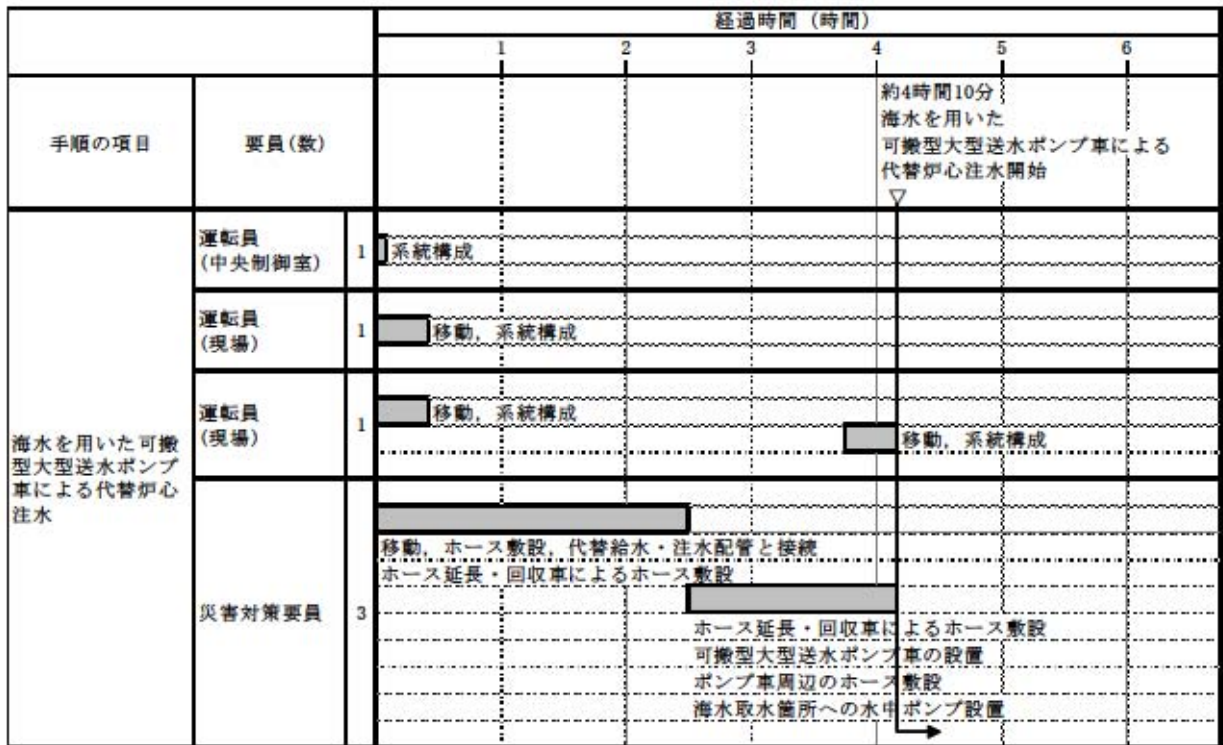
第 1.4.10 図 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水 概略系統

		経過時間 (分)				
		10	20	30	40	50
手順の項目	要員(数)				約40分 電動機駆動消火ポンプ又は ディーゼル駆動消火ポンプ による代替炉心注水開始 ▽	
電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水	運転員 (中央制御室)	1	系統構成		消火ポンプ起動	
	運転員 (現場)	1		移動, 系統構成		
	運転員 (現場)	1		移動, 系統構成		→

第 1. 4. 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
代替炉心注水 タイムチャート



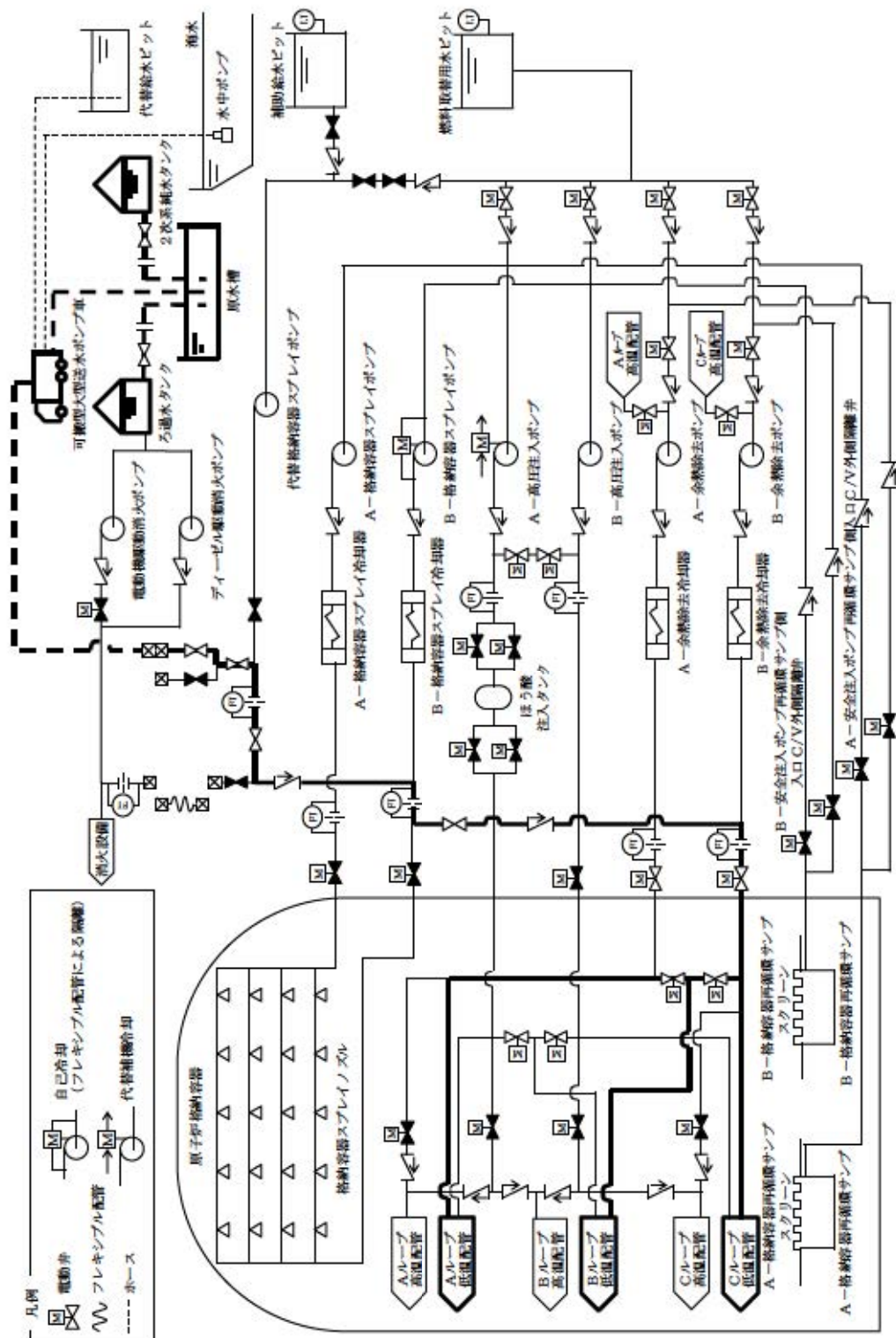
第 1.4.12 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水 概略系統



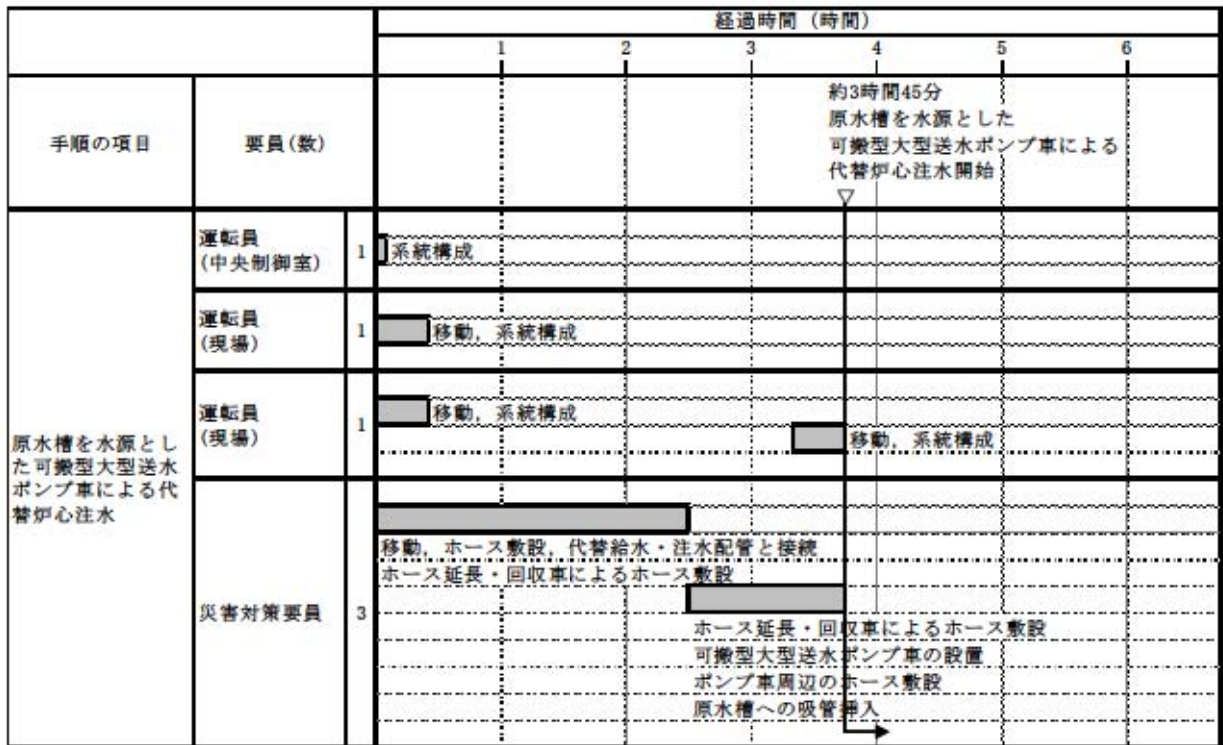
第 1. 4. 13 図 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水 タイムチャート



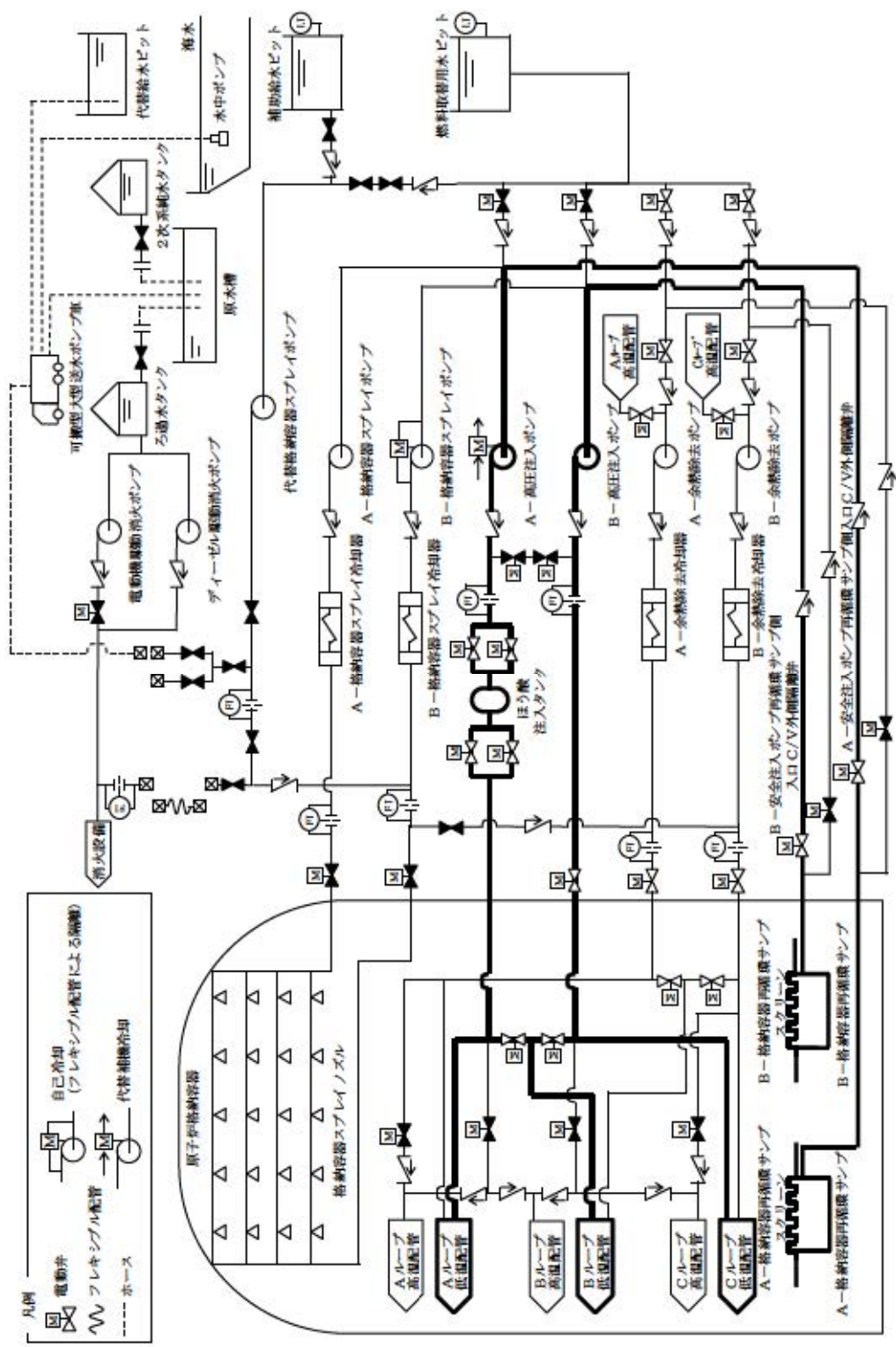
第 1. 4. 15 図 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水 タイムチャート



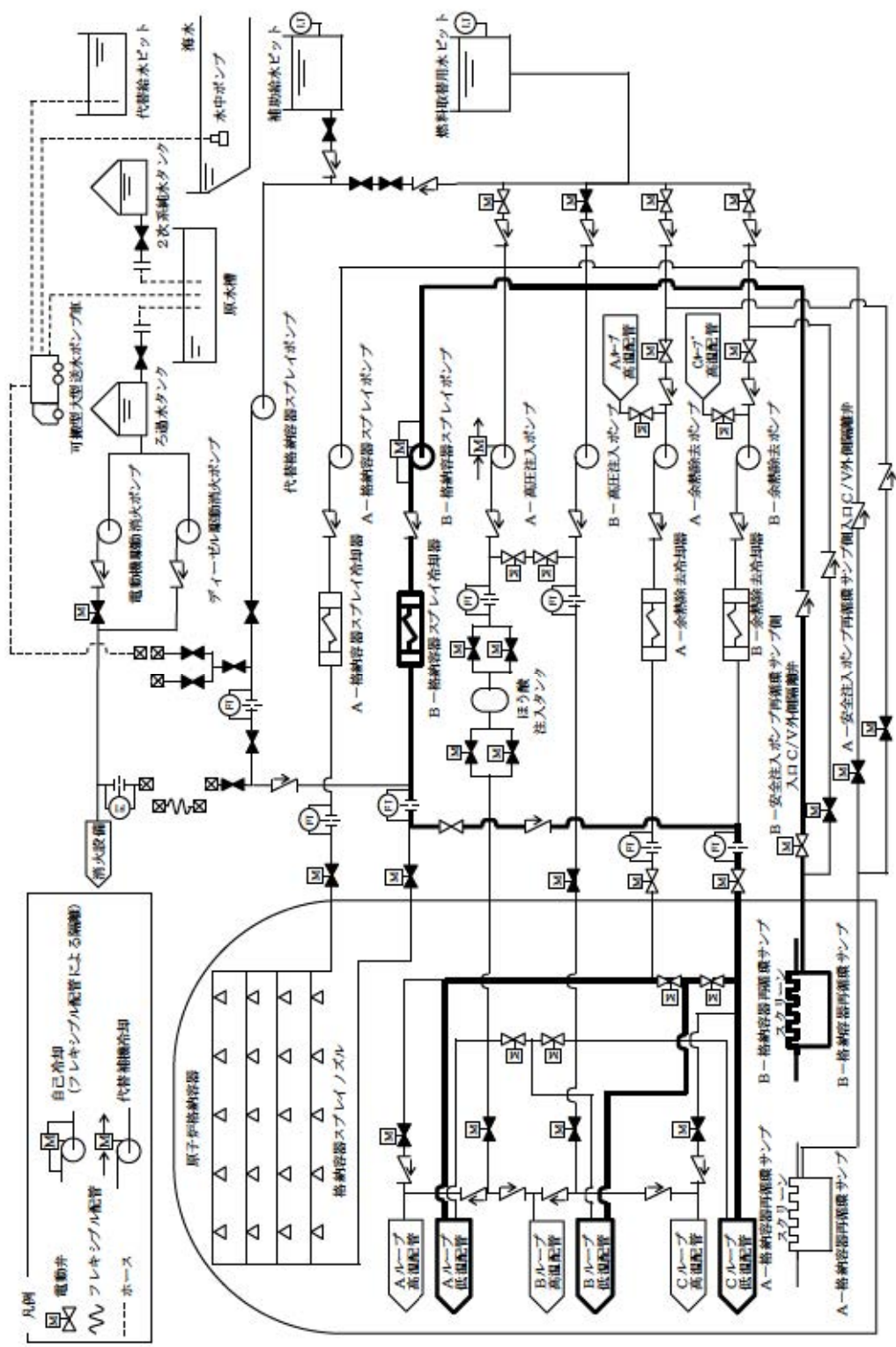
第 1.4.16 図 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水 概略系統



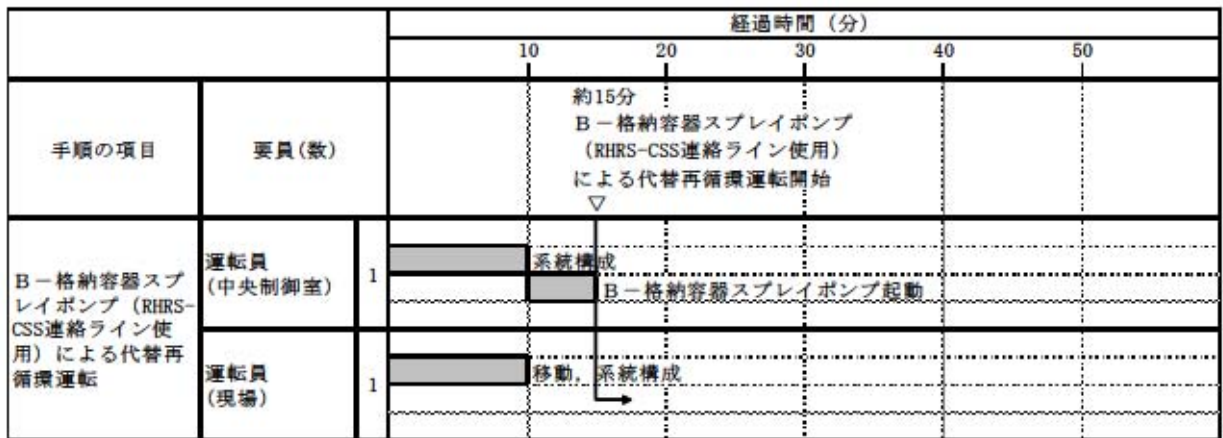
第 1.4.17 図 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水 タイムチャート



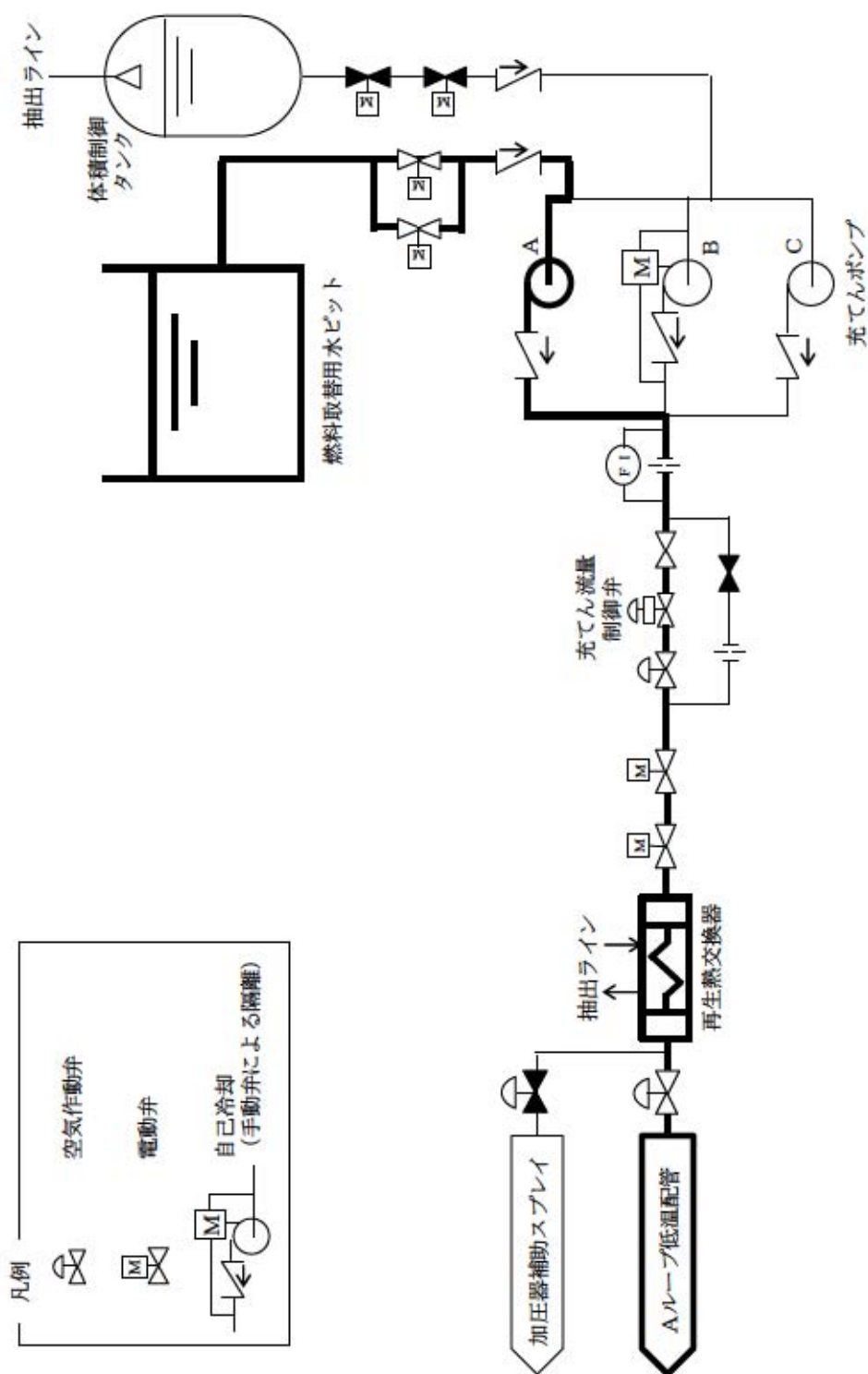
第 1.4.18 図 高圧注入ポンプによる高圧再循環運転 概略系統



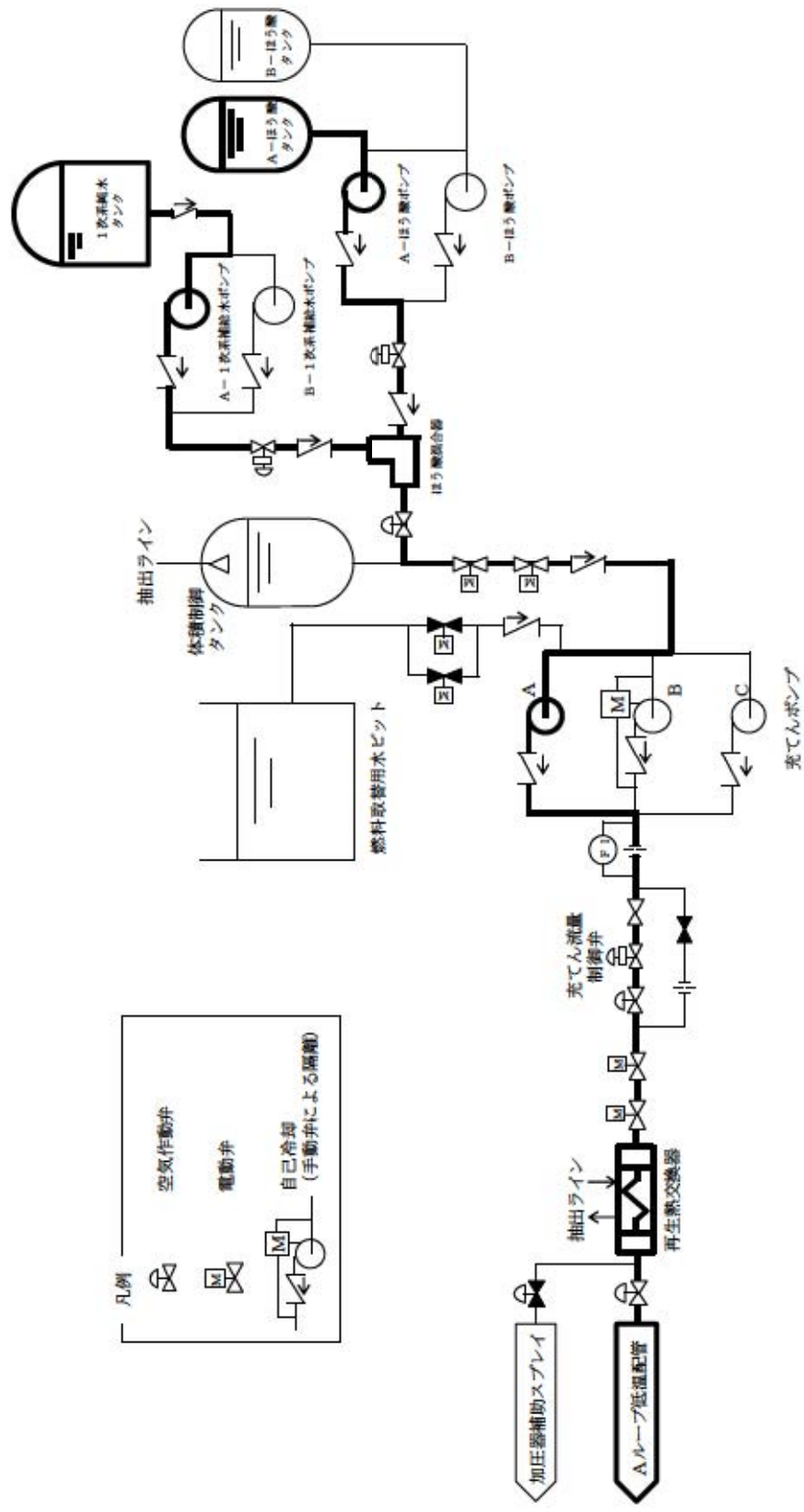
第 1.4.19 図 B-格納容器スプレイポンプ (RHR-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転 概略系統



第 1.4.20 図 B-格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS 連絡ライン使用) による代替再循環運転 タイムチャート

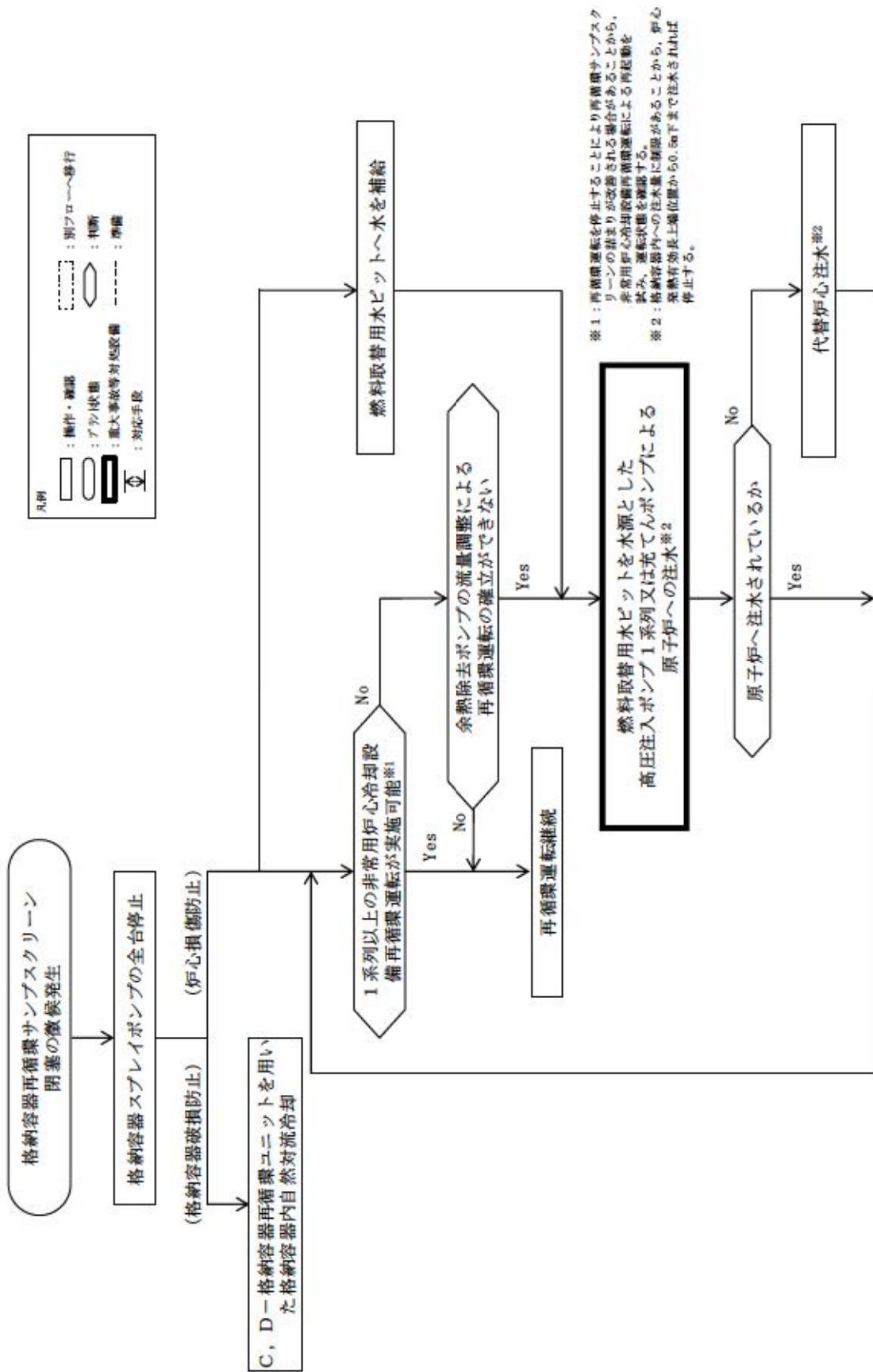


第 1.4.22 図 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順
 (燃料取替用水ピットを水源とした充電ポンプによる炉心注水) 概略系統

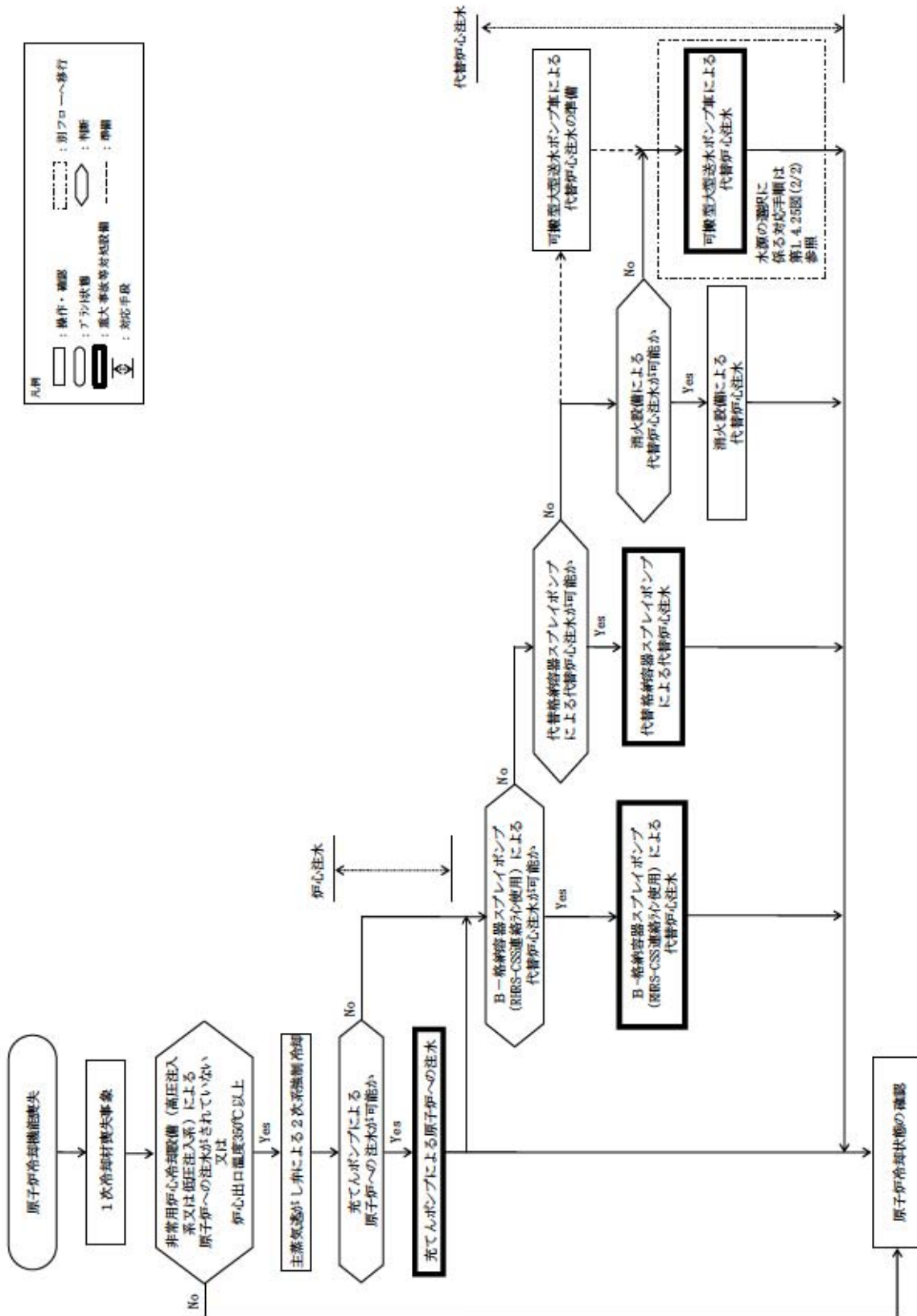


第 1.4.23 図 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順

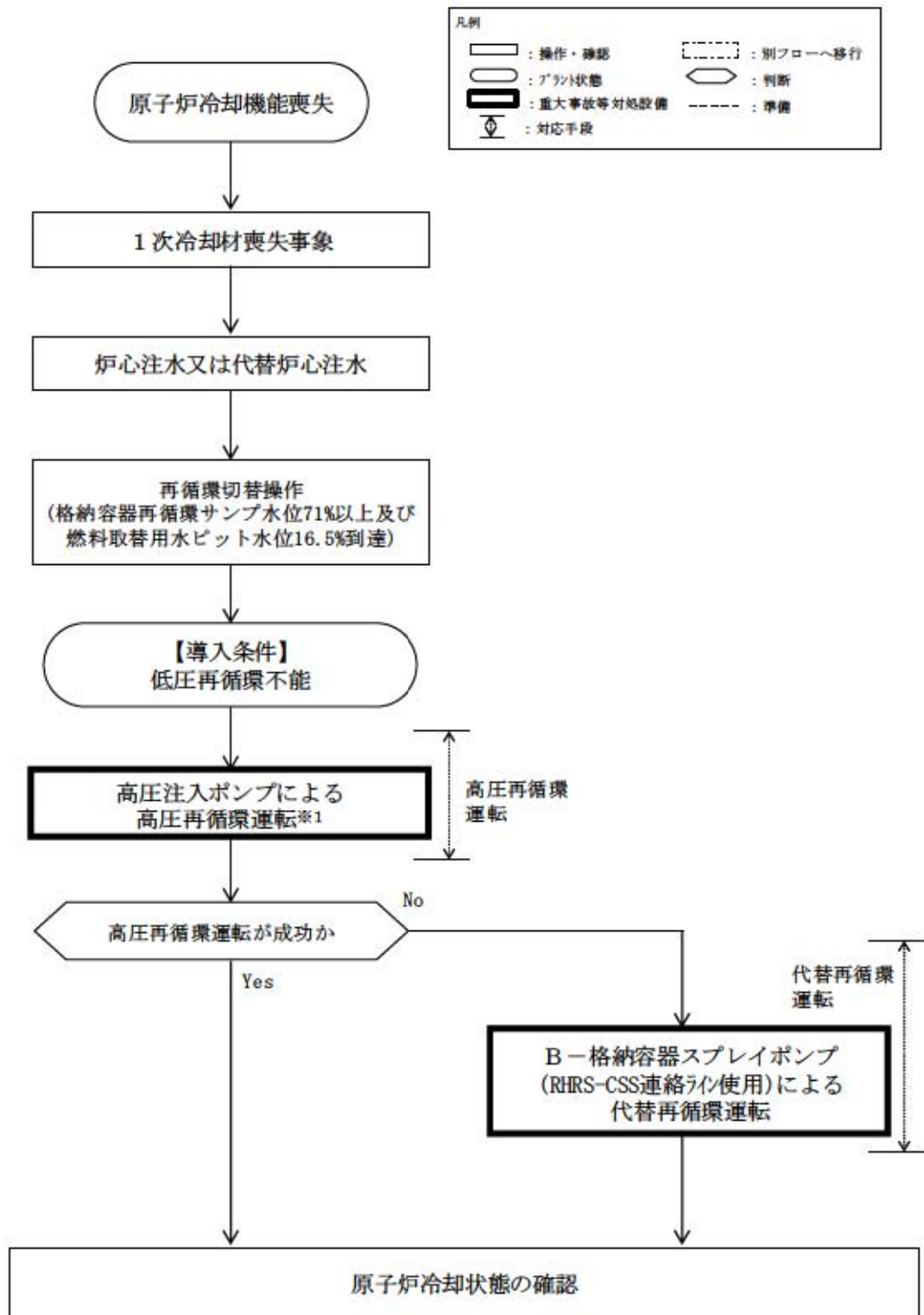
(1次系純水タンク及びびほう酸タンクを水源とした充てんポンプによる炉心注水) 概略系統



第 1.4.24 図 格納容器再循環サンプルスクリュー閉塞の徴候が見られた場合の手順

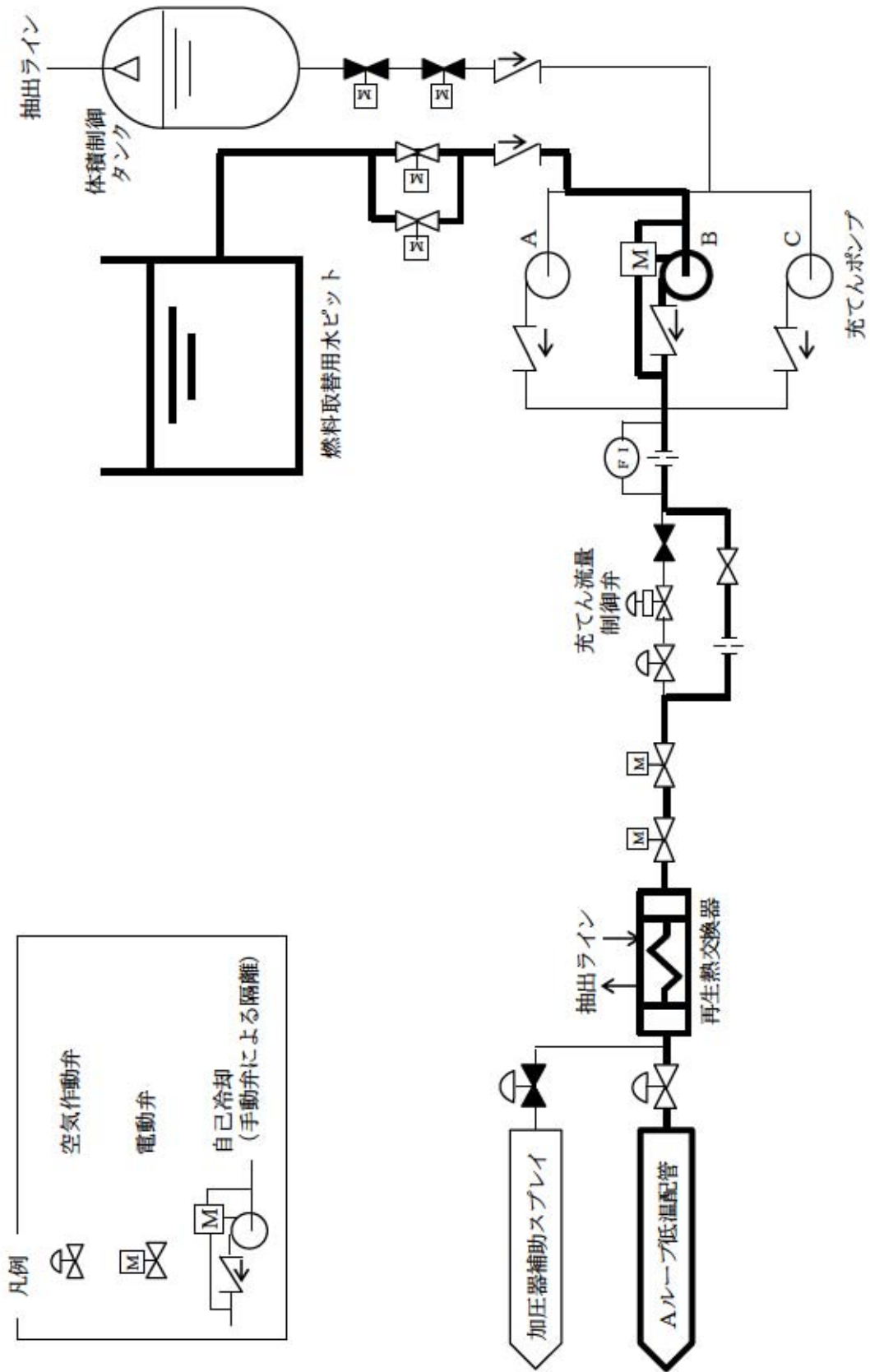


第 1.4.25 図 非常用炉心冷却設備による原子炉冷却機能喪失に対する対応手順 (フロントライン系機能喪失) (1/2)

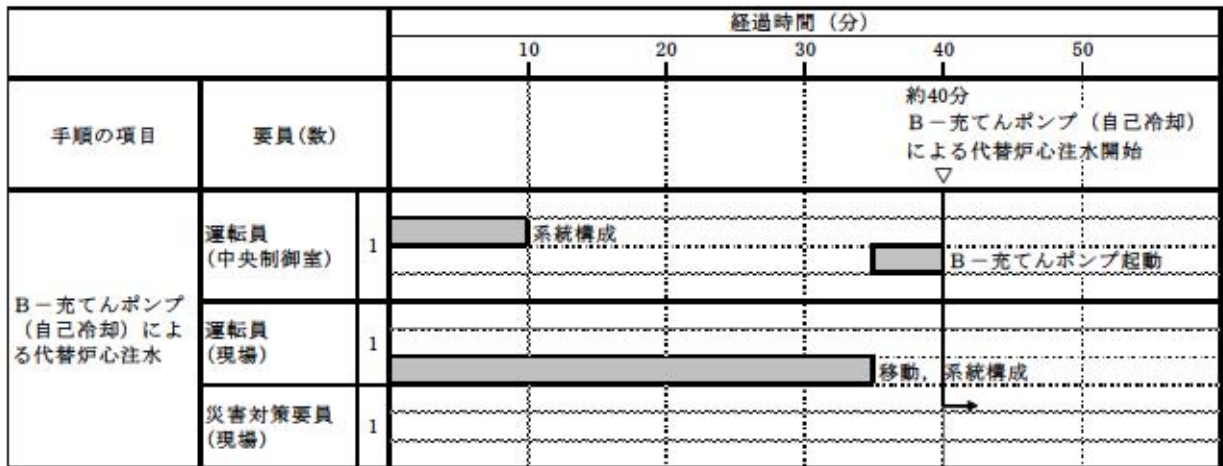


※1：格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転又はC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内の冷却もあわせて行う。

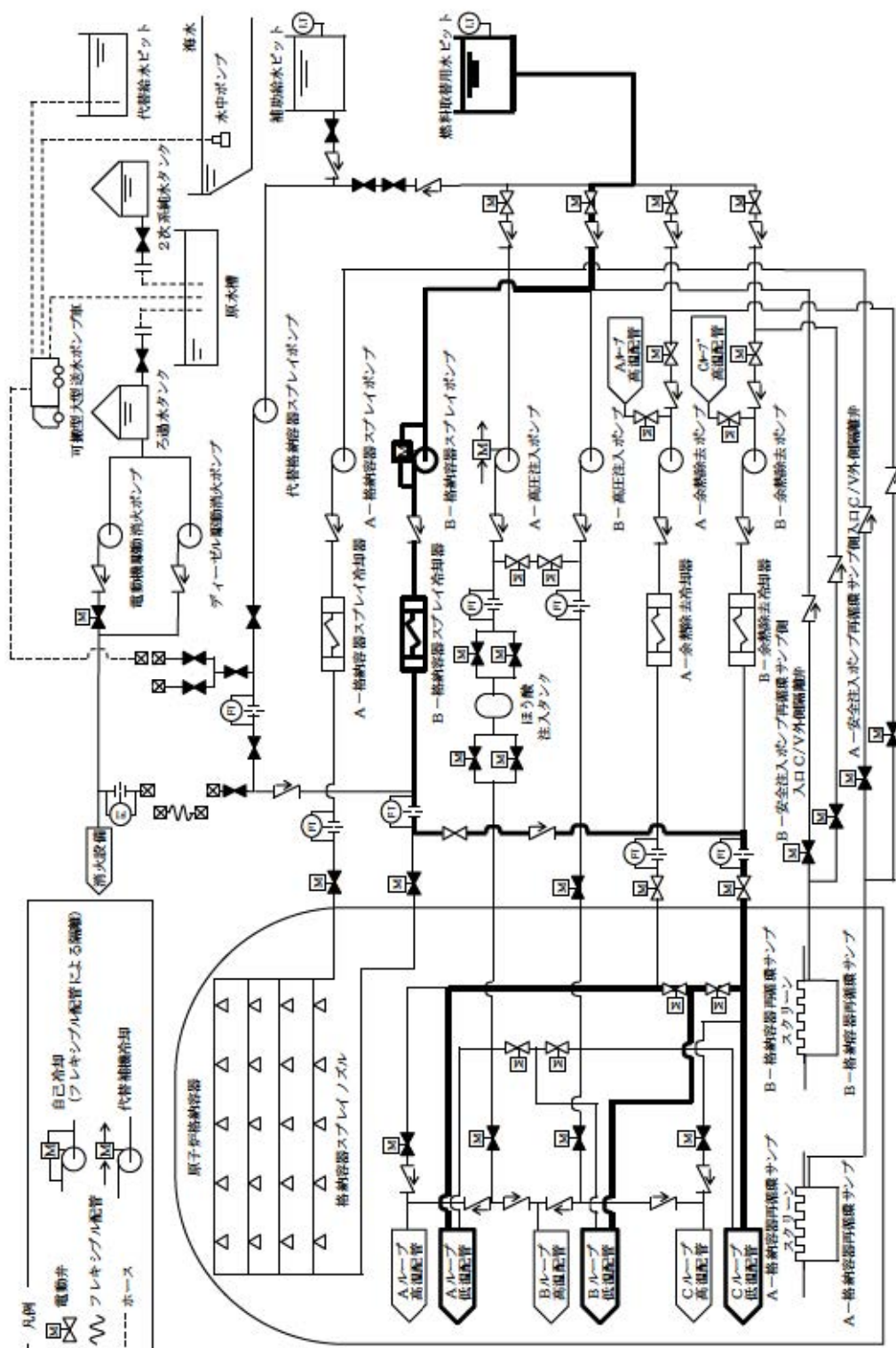
第 1.4.26 図 余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能喪失に対する
対応手段（フロントライン系機能喪失）

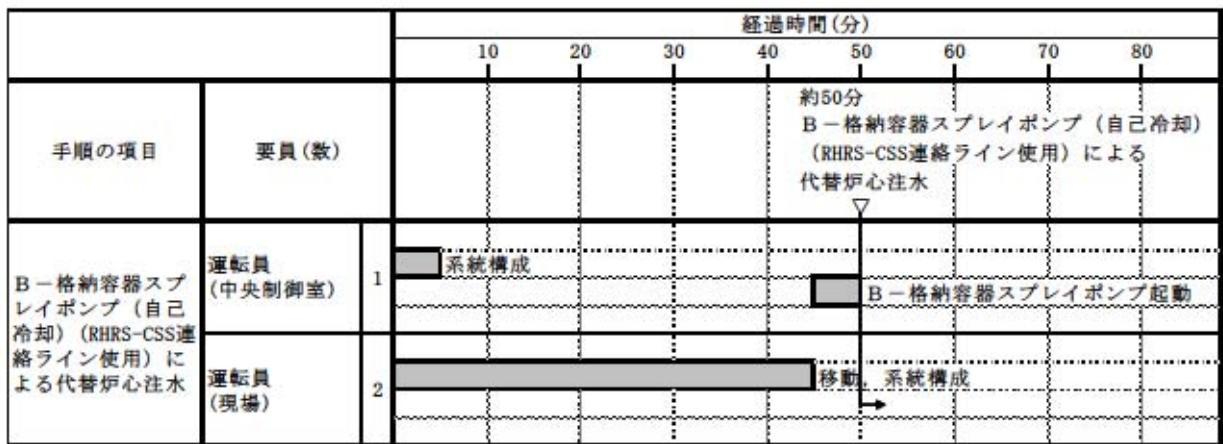


第 1.4.27 図 B-充電ポンプ (自己冷却) による代替炉心注水 概略系統

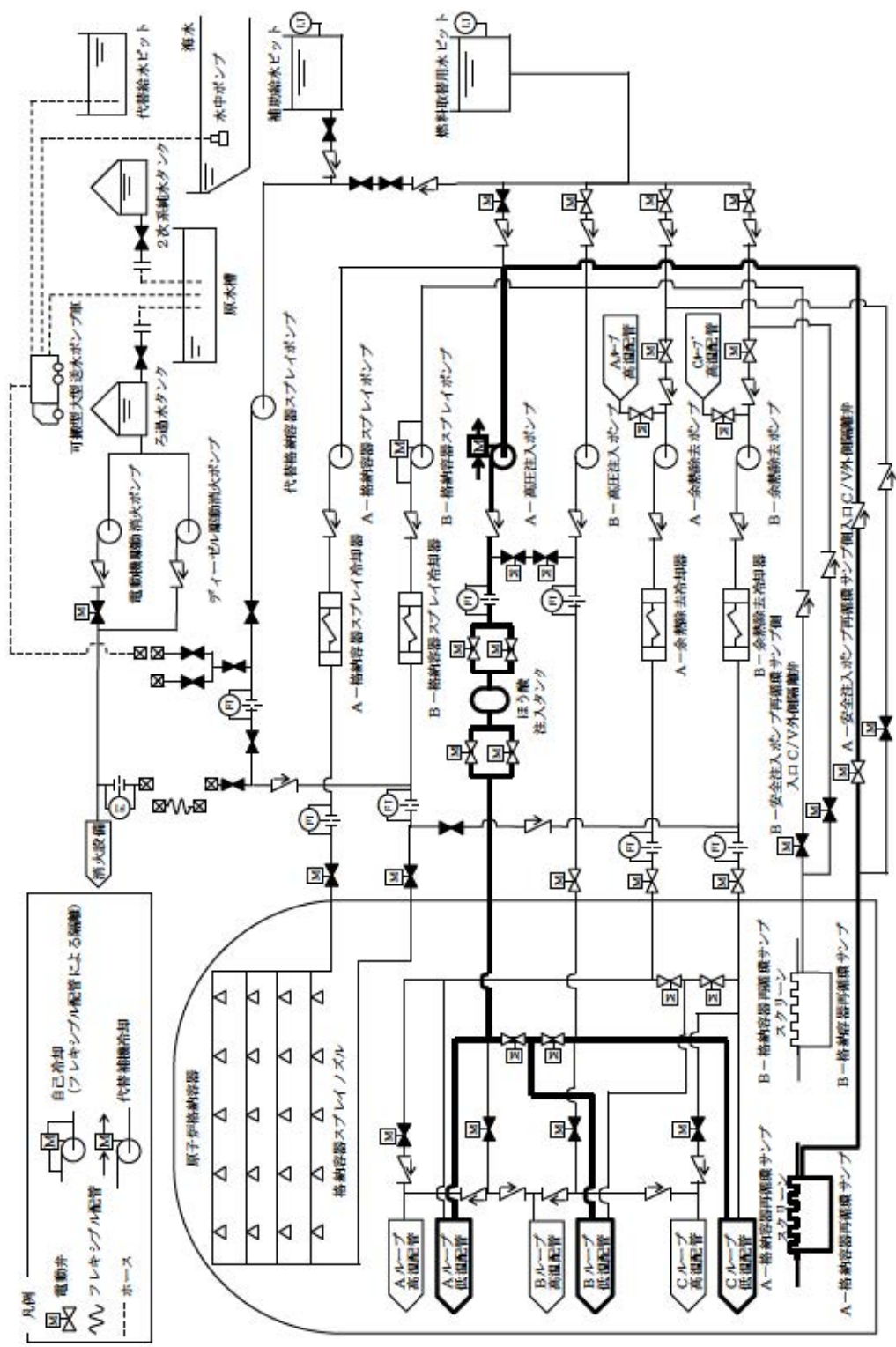


第 1.4.28 図 B-充てんポンプ (自己冷却) による代替炉心注水
タイムチャート

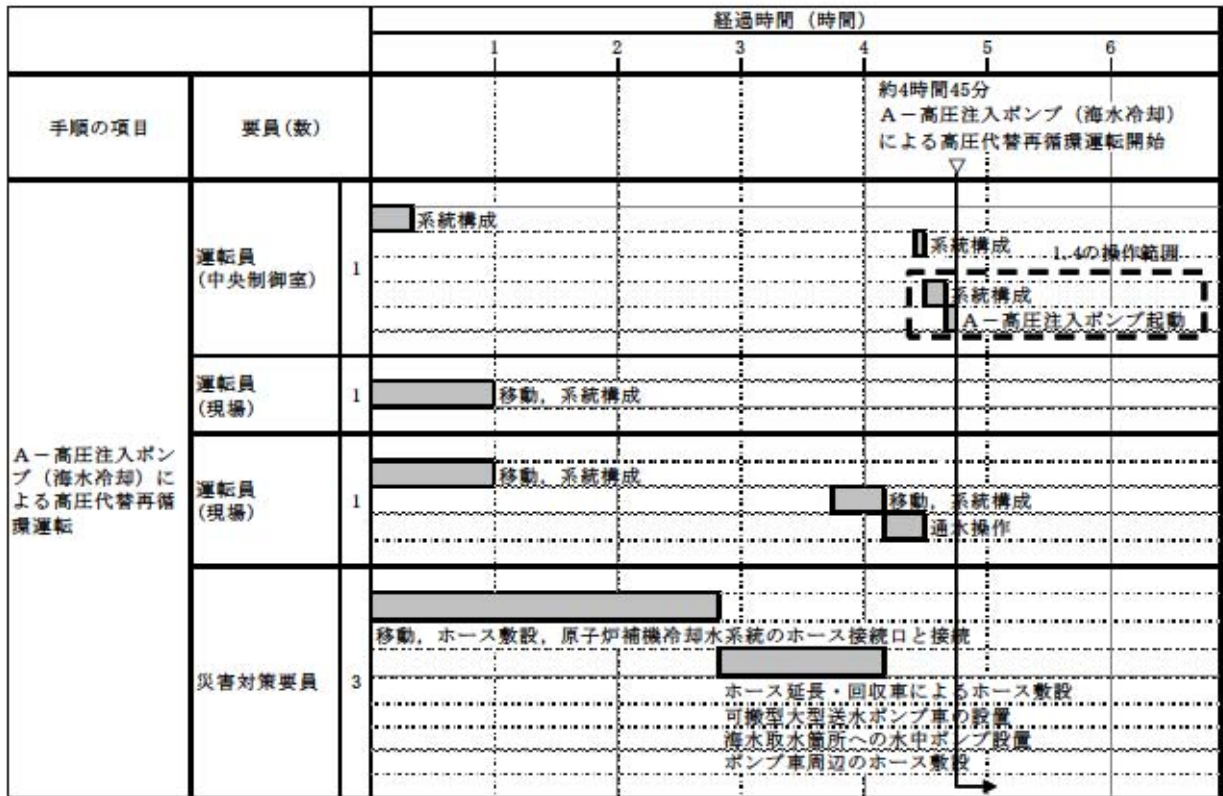




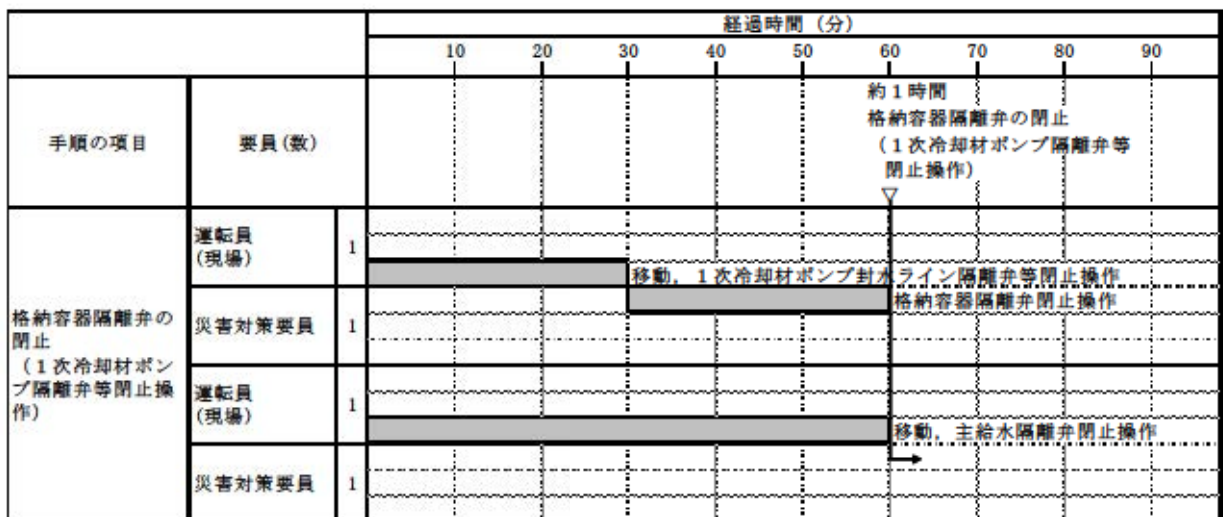
第 1.4.30 図 B-格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水 タイムチャート



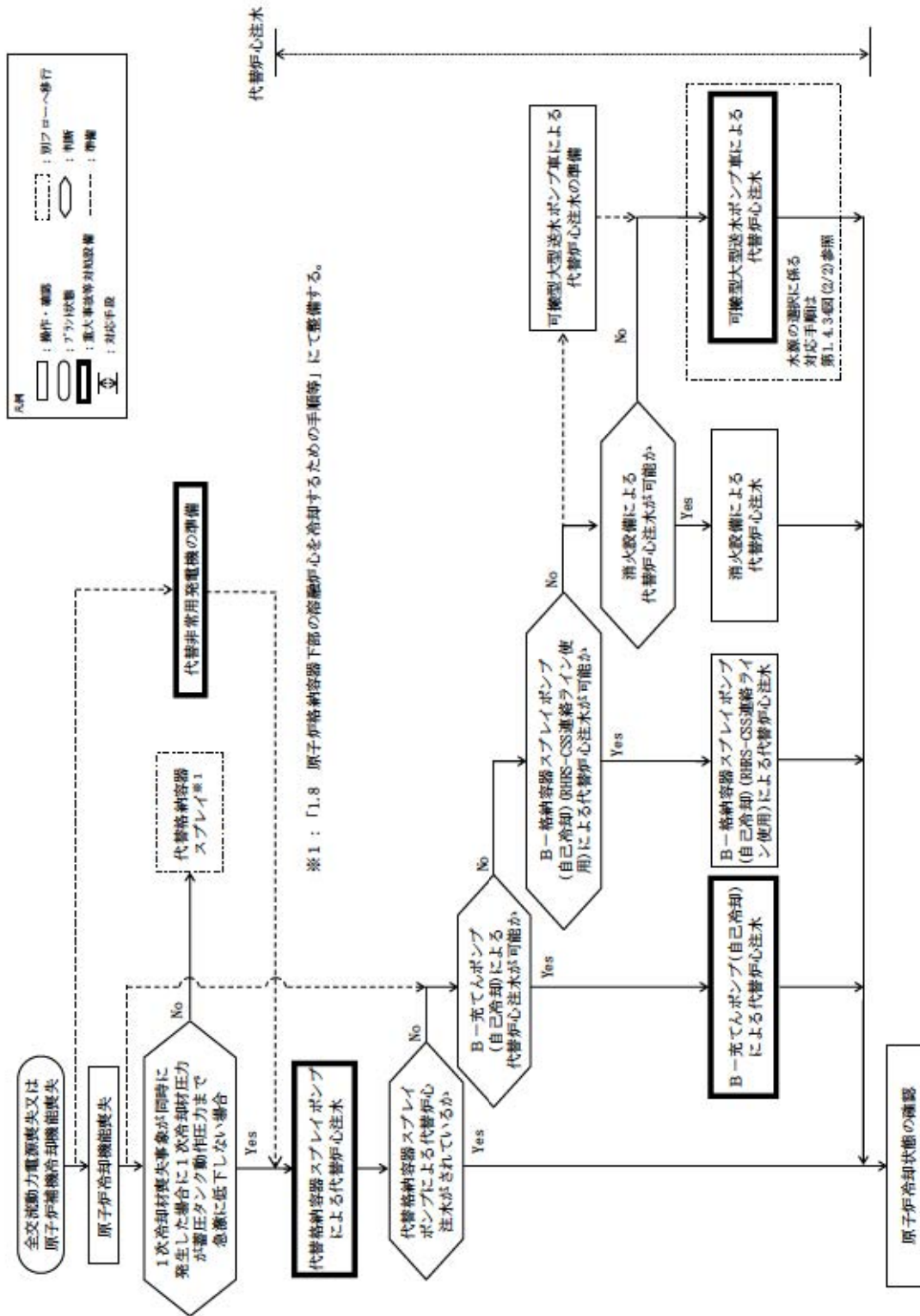
第 1.4.31 図 A-高圧注入ポンプ (海水冷却) による高圧代替再循環運転 概略系統



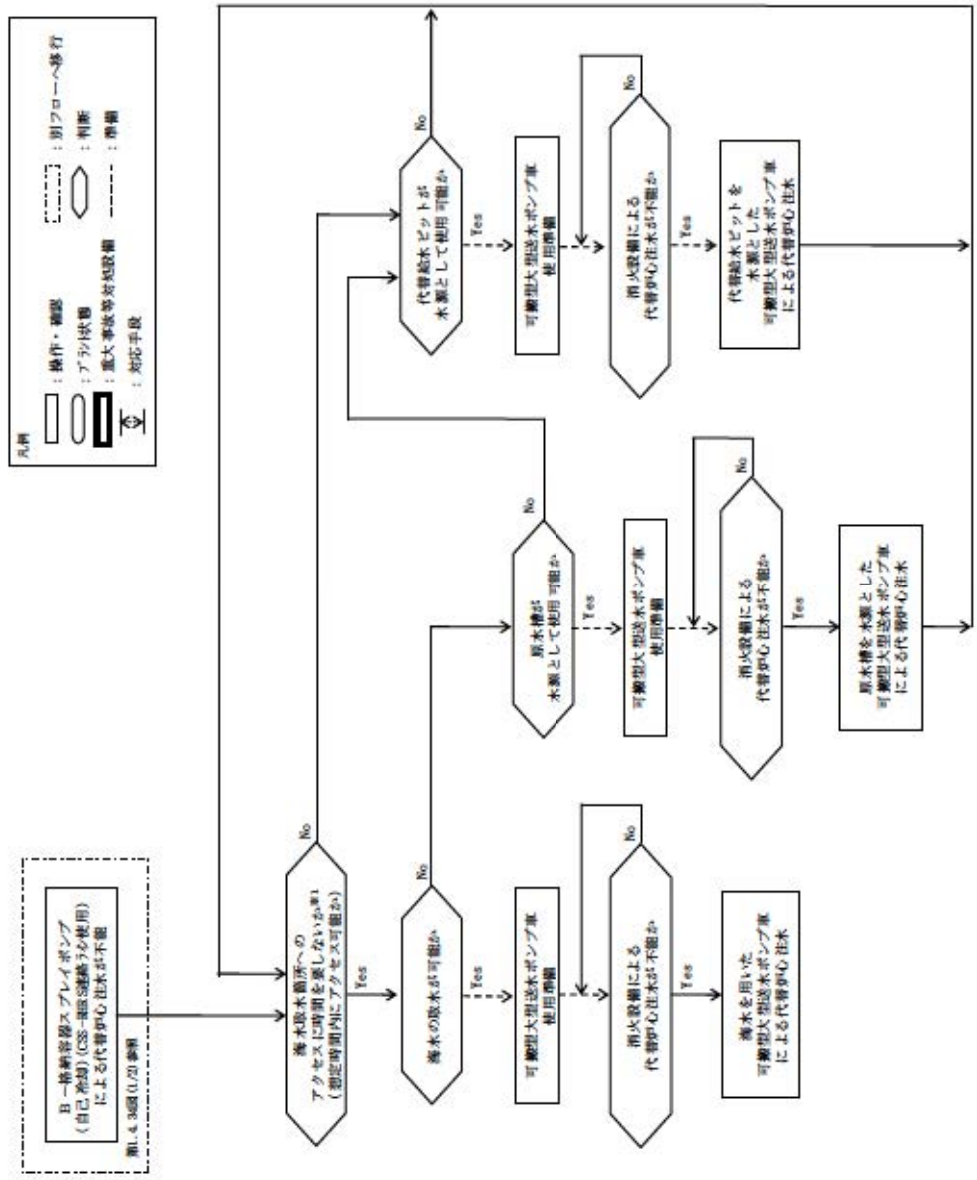
第1.4.32図 A-高圧注入ポンプ (海水冷却) による高圧代替再循環運転
タイムチャート



第1.4.33図 格納容器隔離弁の閉止 タイムチャート

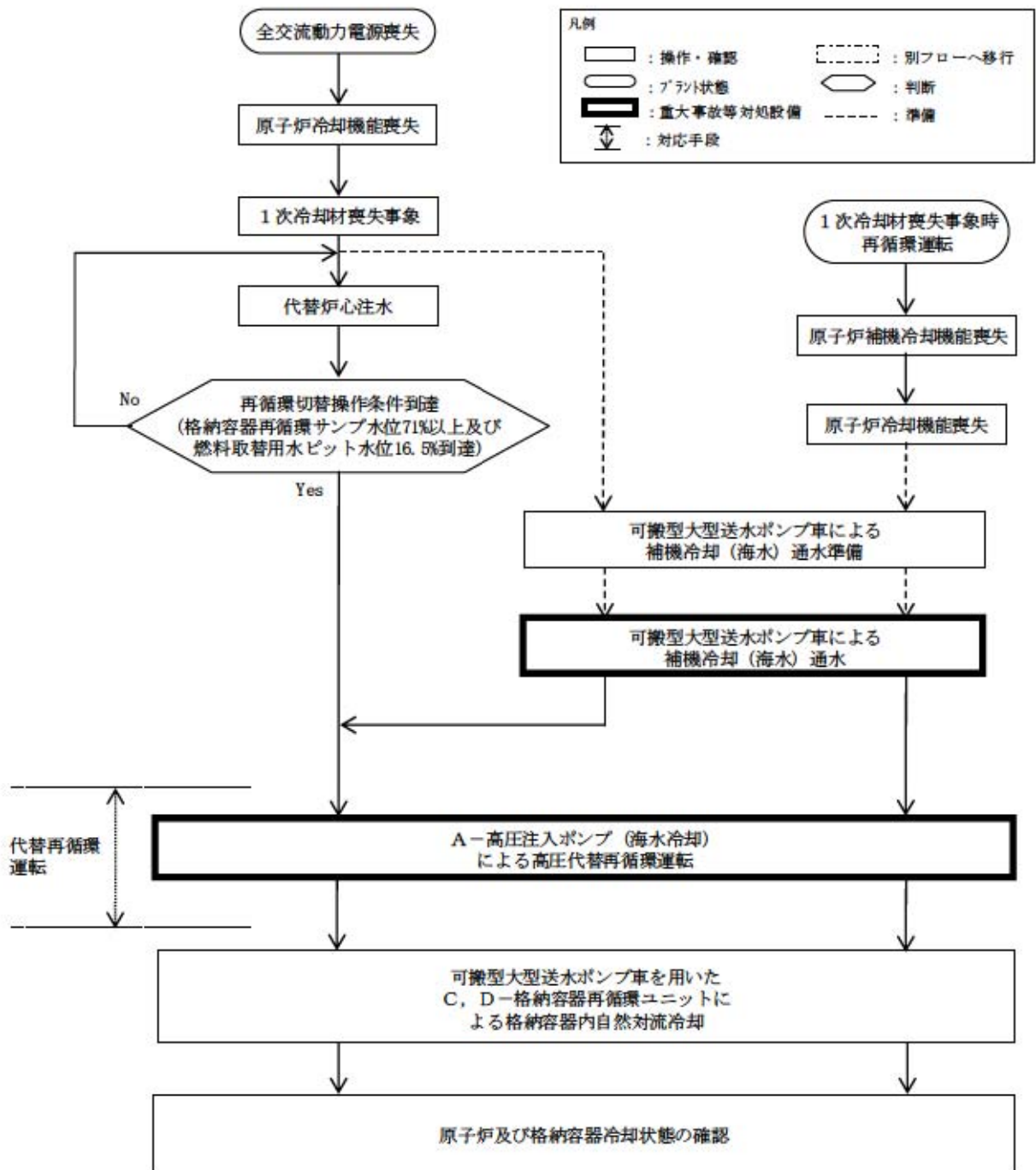


第1.4.34 図 非常用炉心冷却設備による炉心注水機能喪失に対する対応手順 (サポート系機能喪失: 代替炉心注水) (1/2)

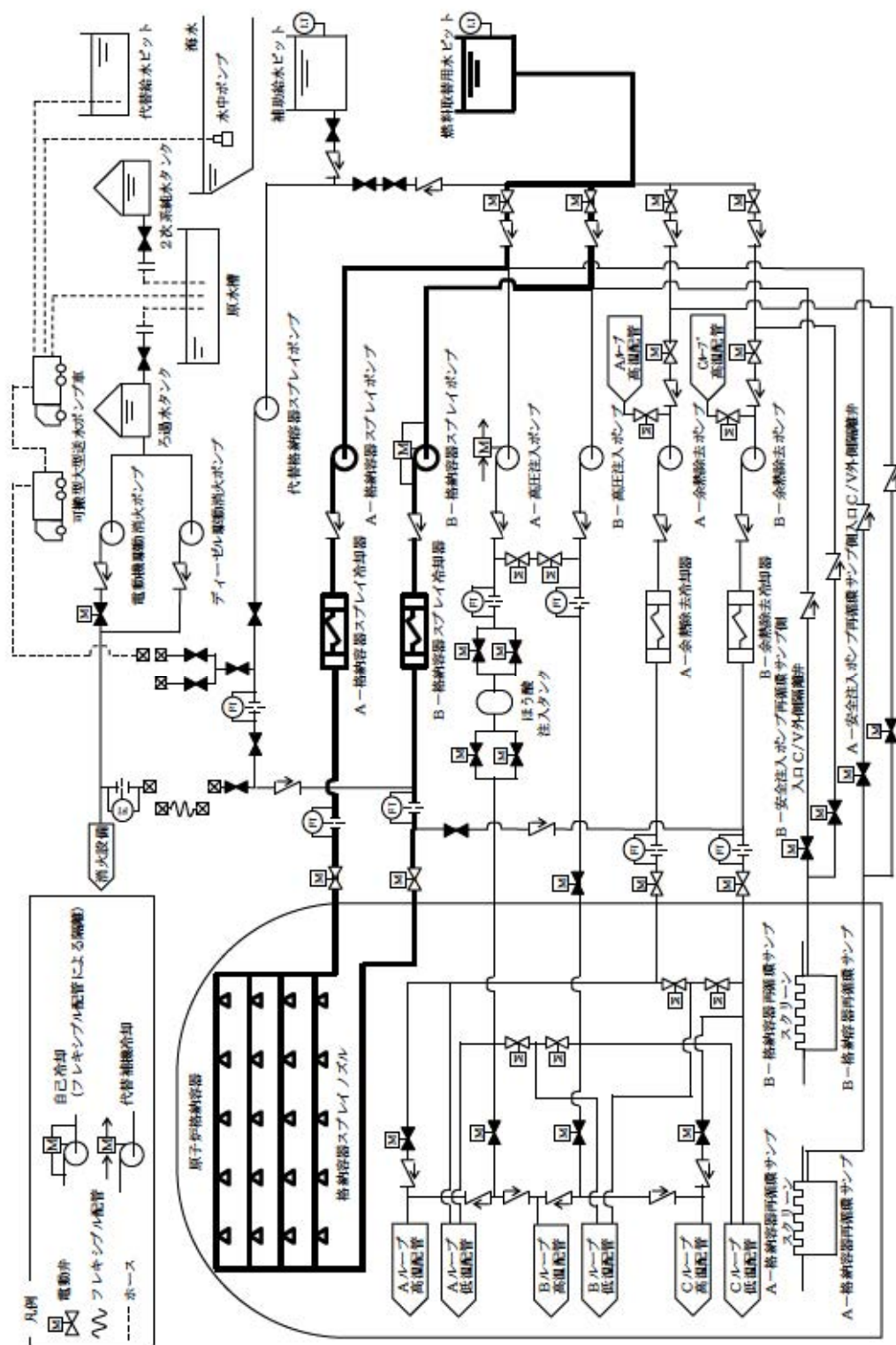


※1：海水取水箇所へのアクセススループット復旧作業の結果、アクセスの期間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

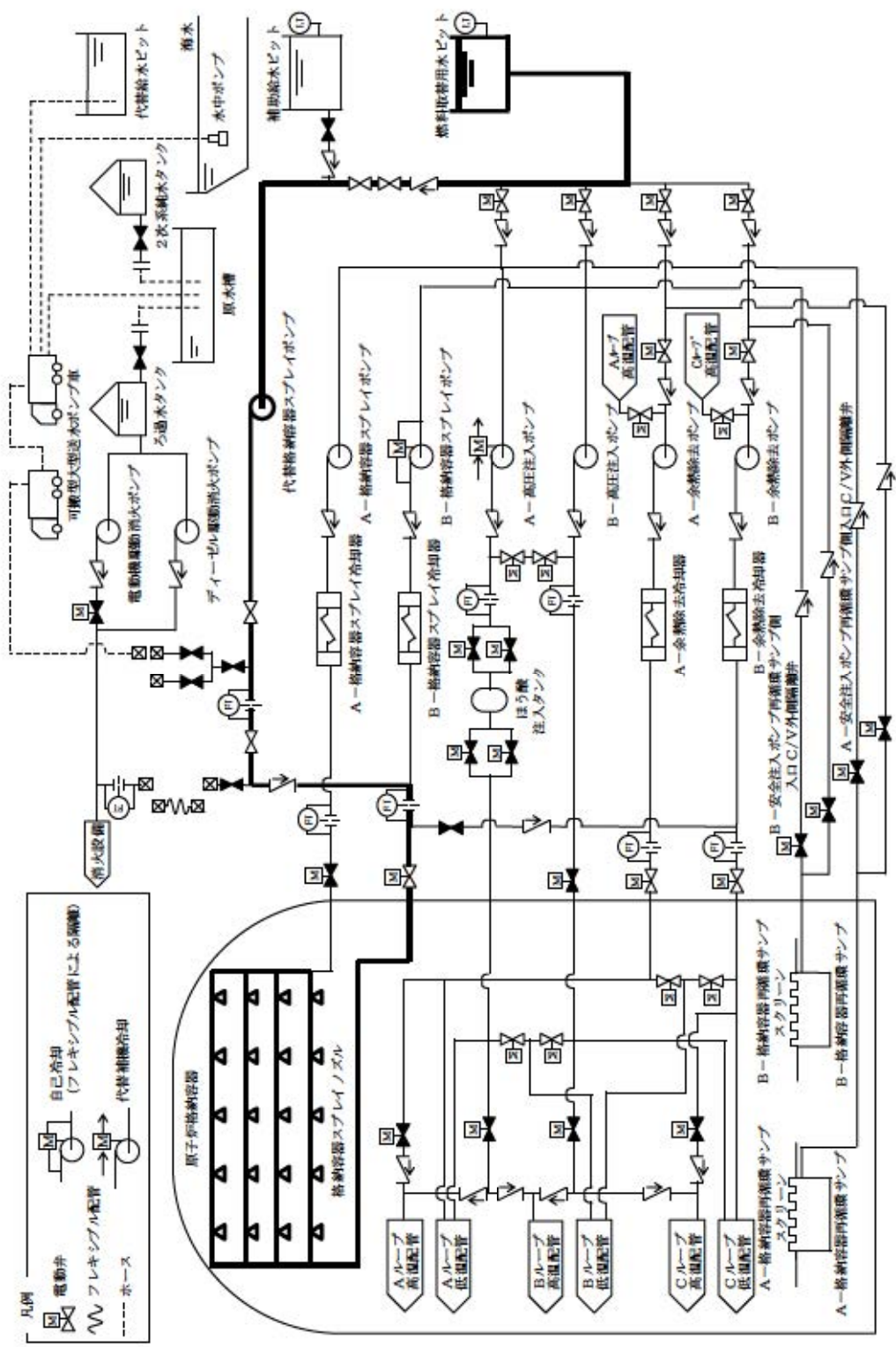
第 1.4.34 図 非常用炉心冷却設備による炉心注水機能喪失に対する対応手順（サポート系機能喪失：代替炉心注水）
 (2 / 2)



第1.4.35図 非常用炉心冷却設備による炉心注水機能喪失に対する対応手順
(サポート系機能喪失：代替再循環)

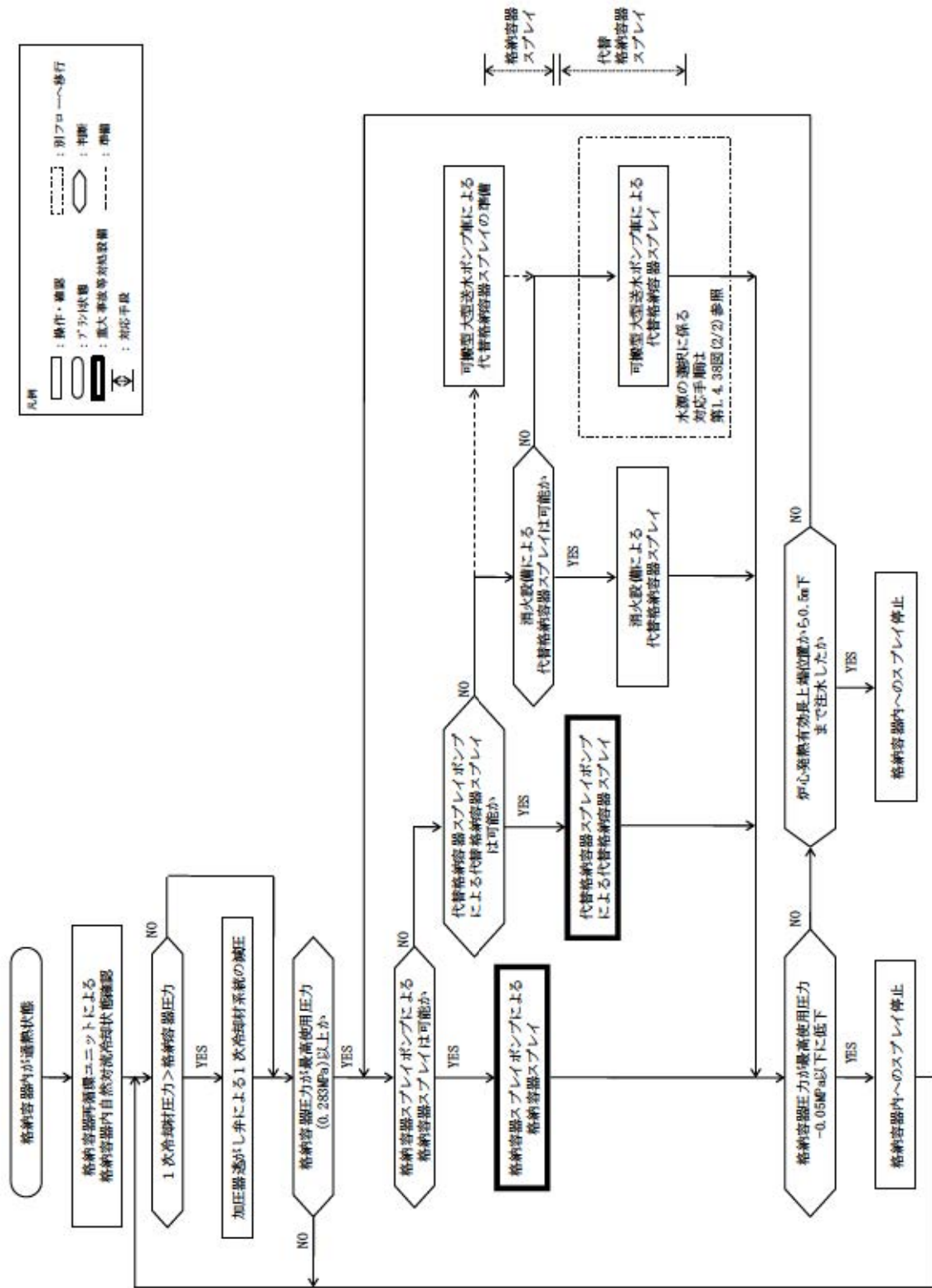


第 1.4.36 図 熔融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 概略系統
 (格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ)

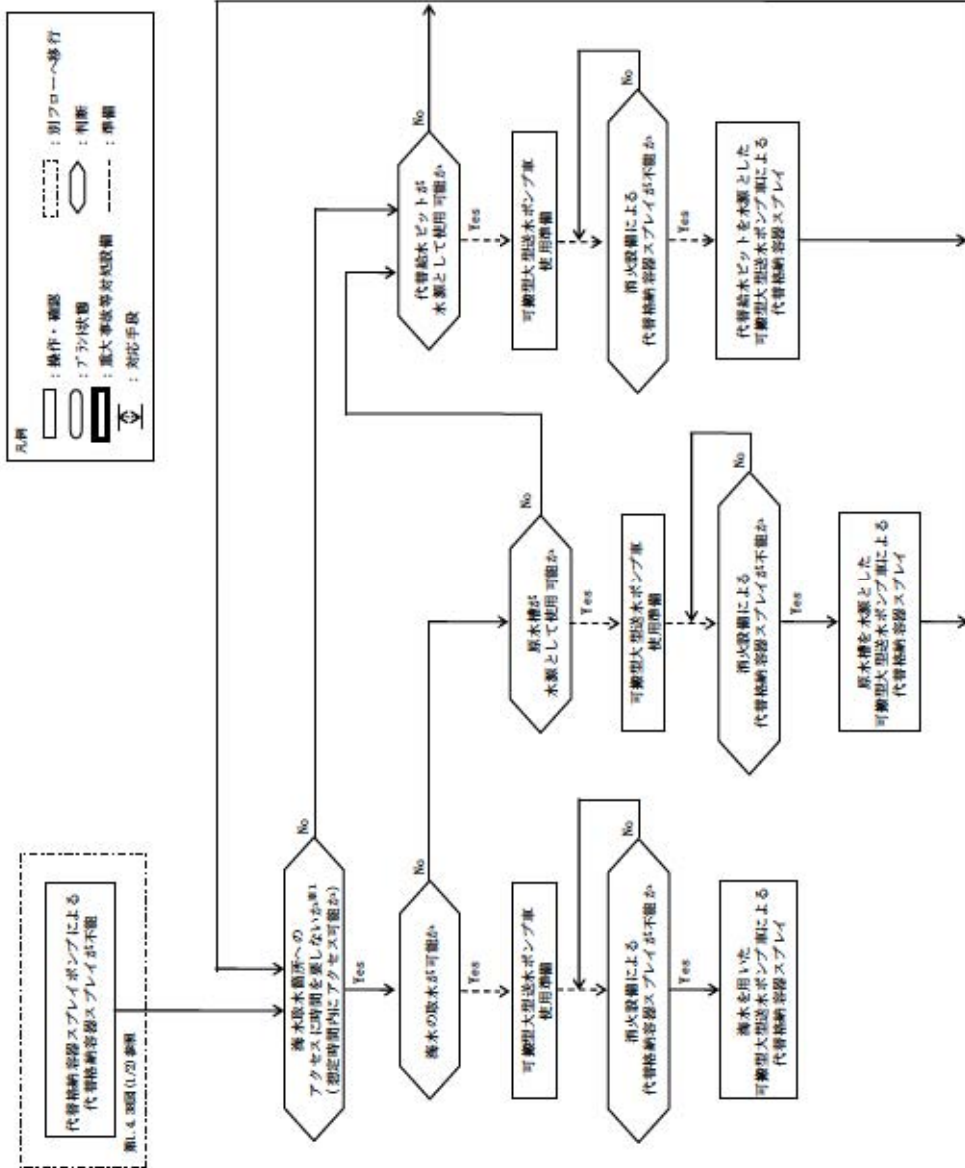


第 1.4.37 図 熔融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 概略系統

(代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイ)

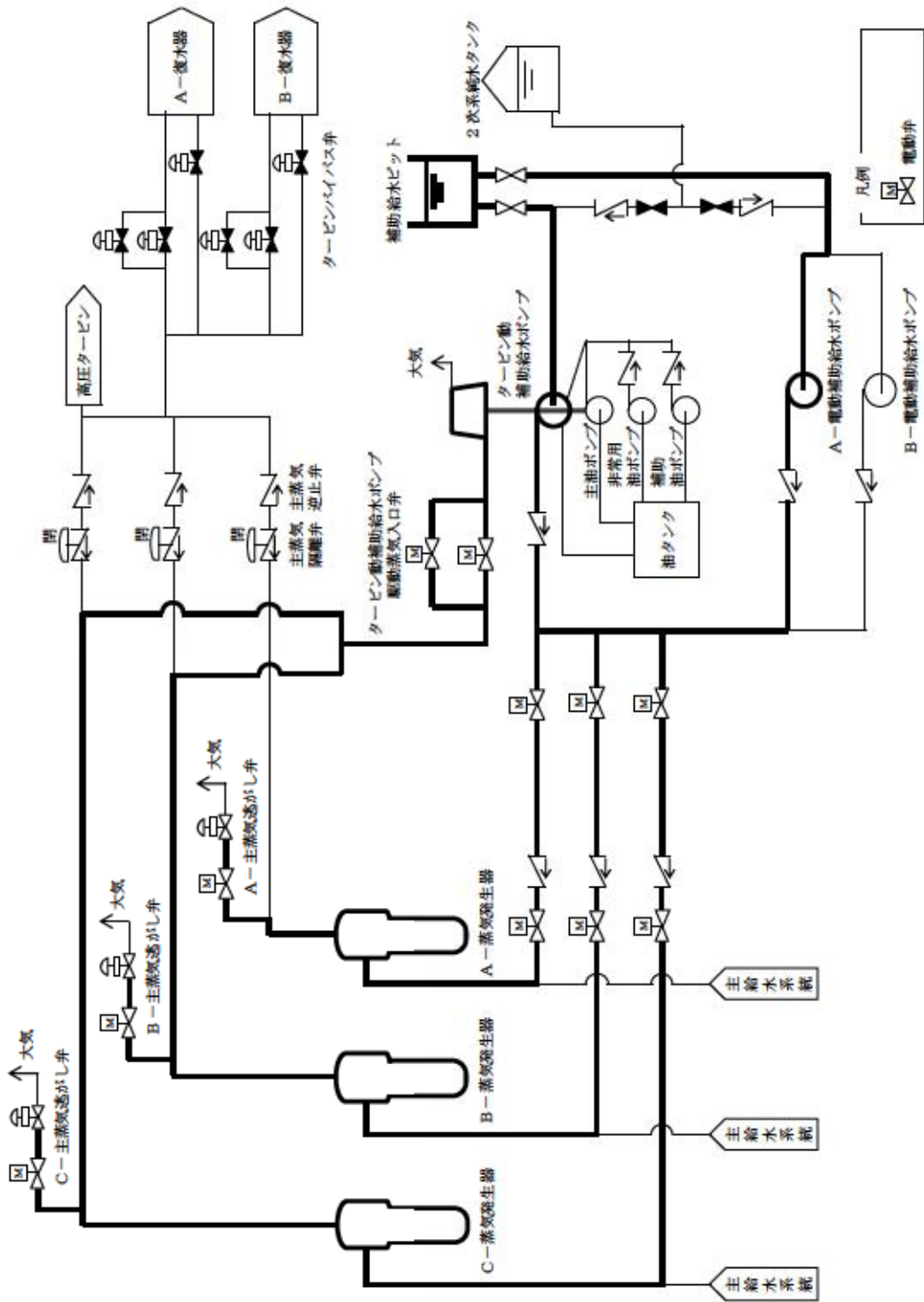


第 1.4.38 図 溶融デブリーが原子炉圧力容器に残存する場合の対応手順 (1/2)

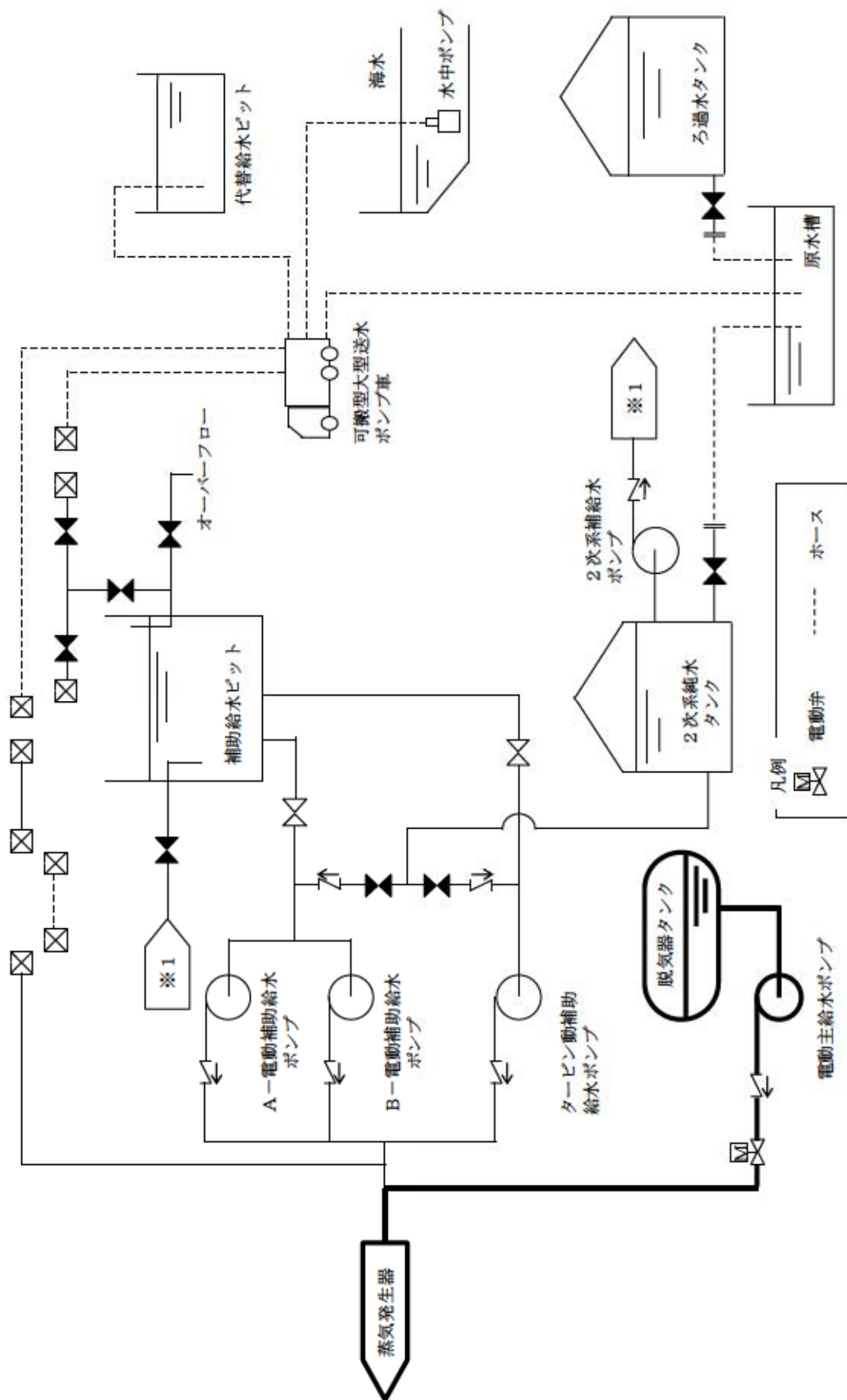


※ 1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの前提に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

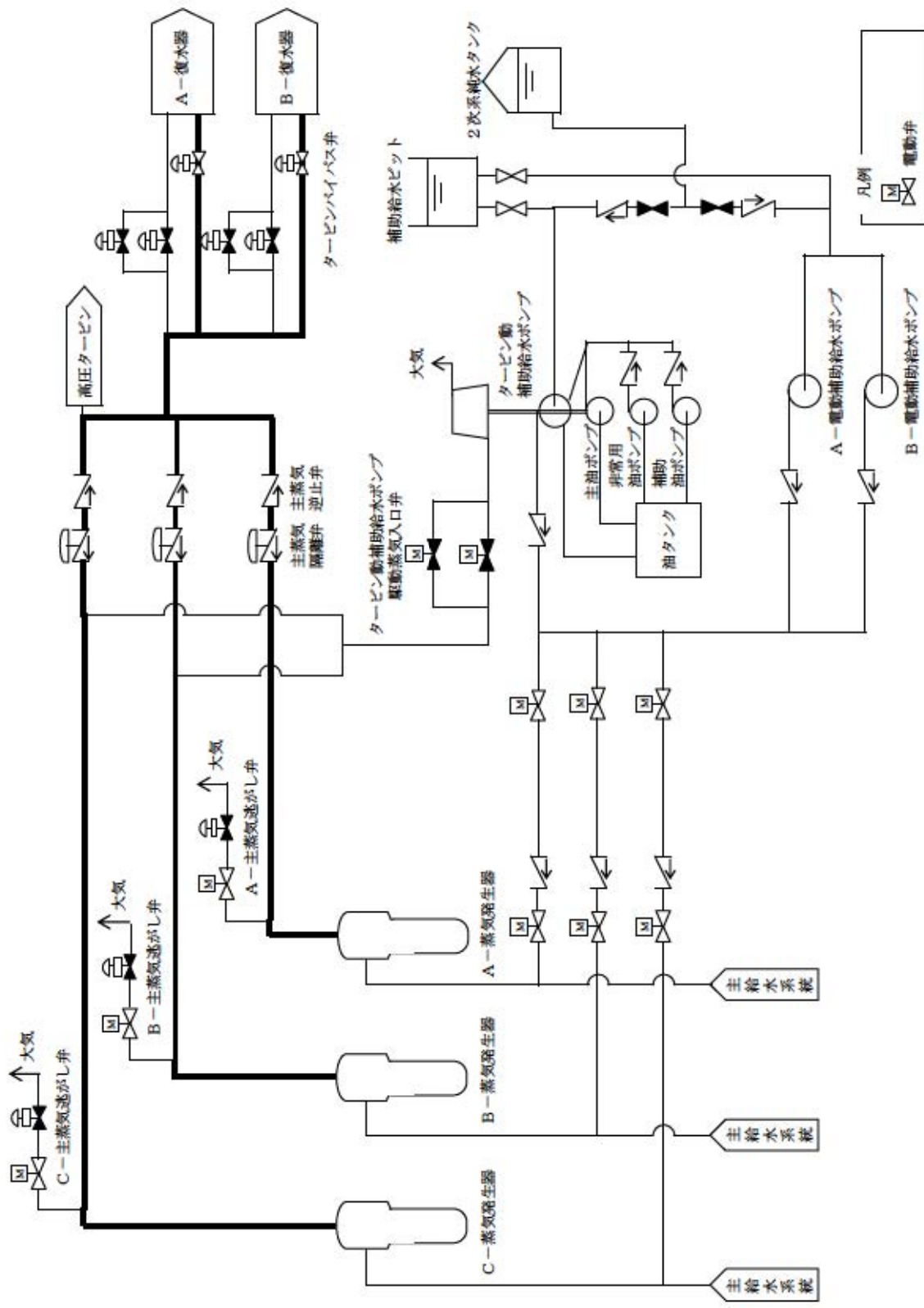
第 1.4.38 図 溶解デブリが原子炉圧力容器に残存する場合は対応手順（2 / 2）



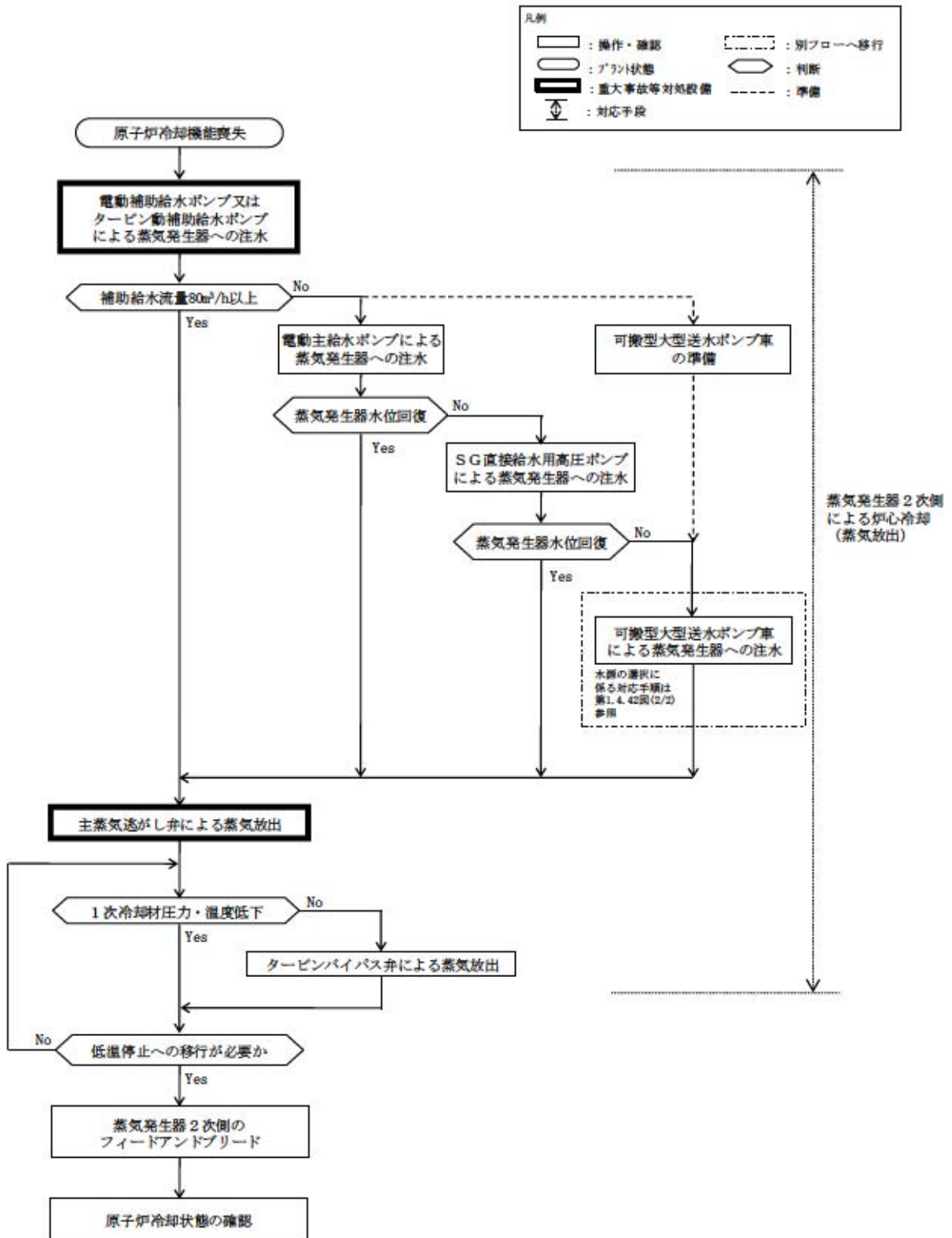
第 1.4.39 図 補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 概略系統



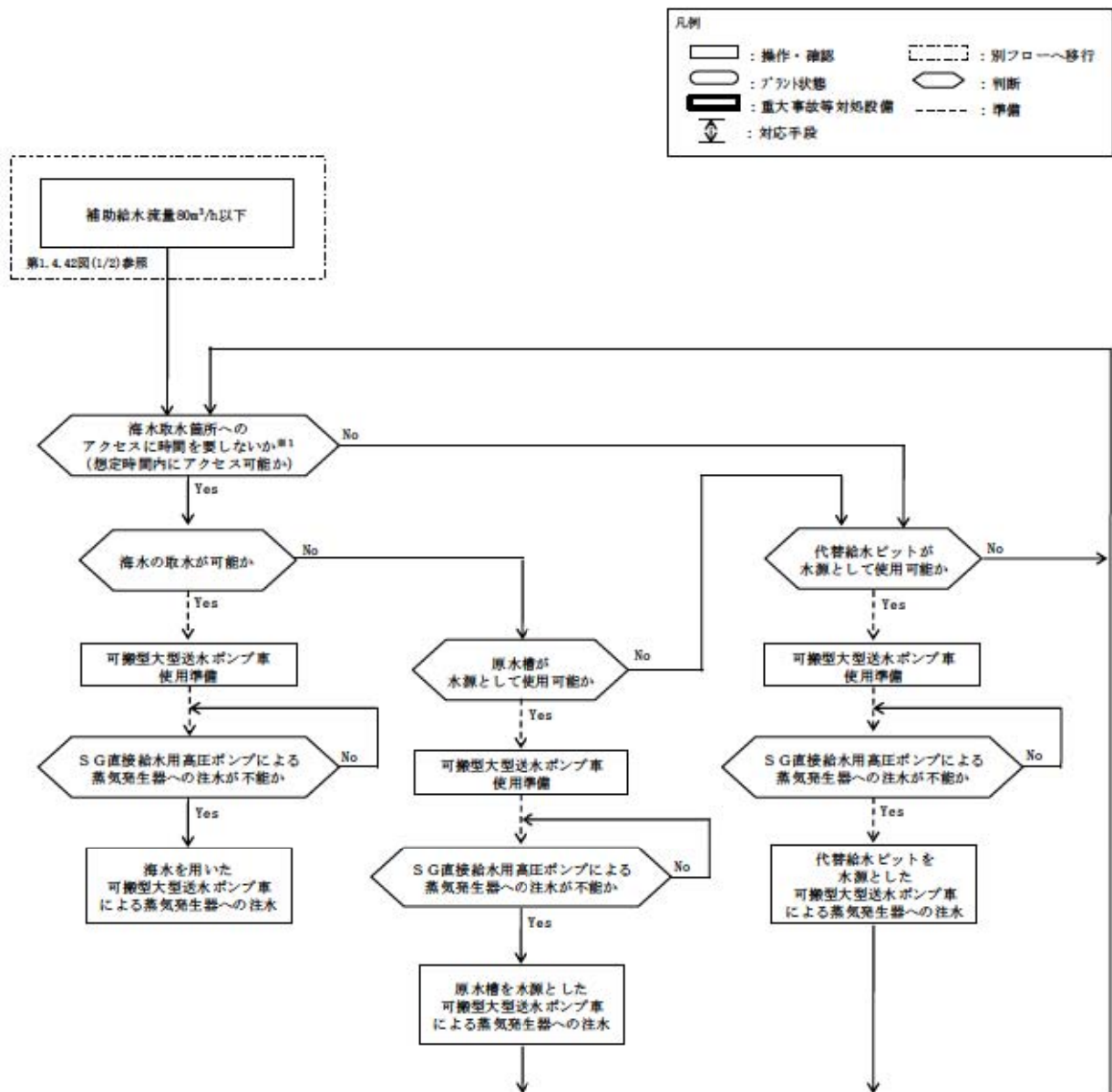
第 1.4.40 図 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水 概略系統



第 1.4.41 図 タービンバイパス弁による蒸気放出 概略系統

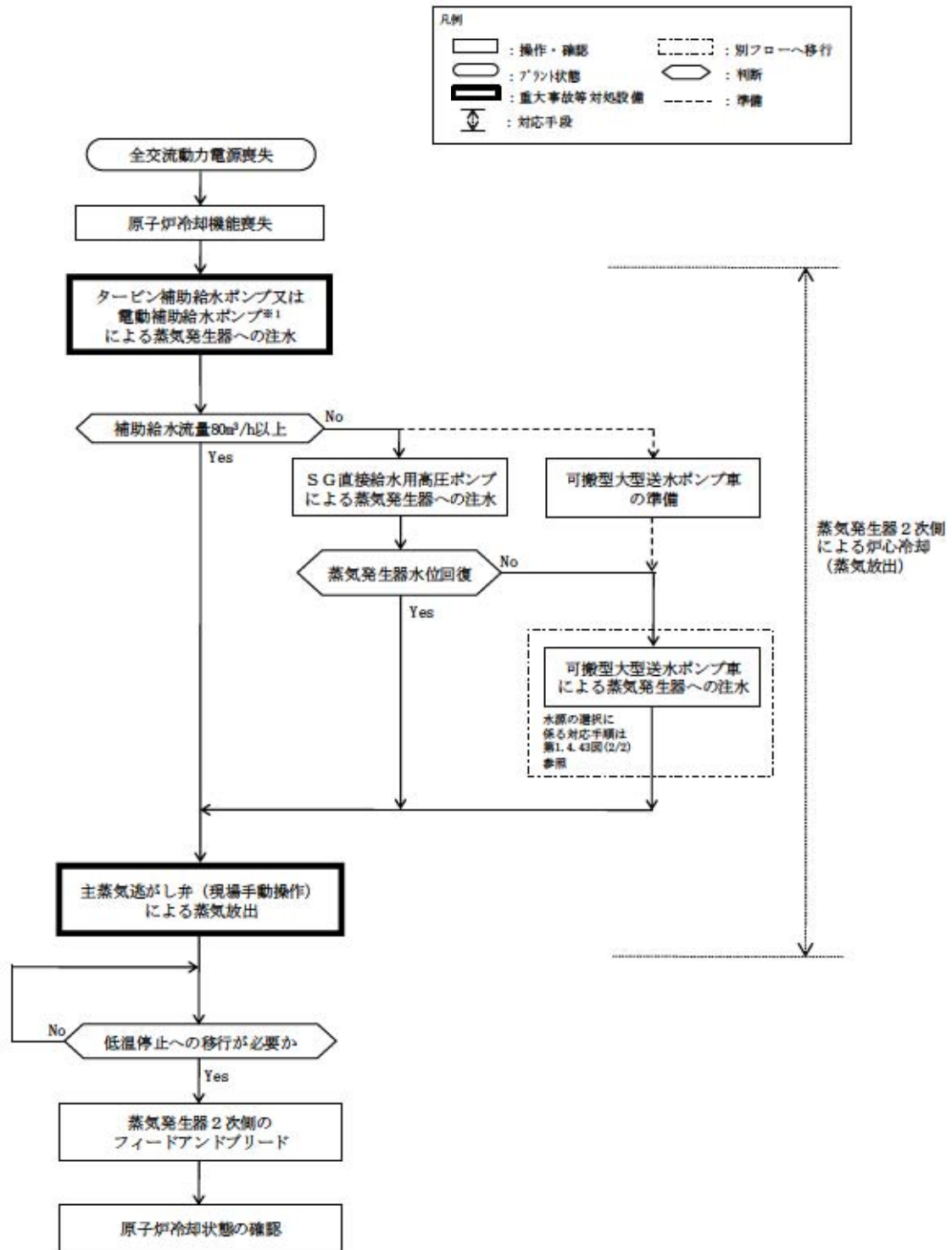


第 1. 4. 42 図 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合の原子炉冷却機能喪失の対応手順 (フロントライン系機能喪失) (1 / 2)



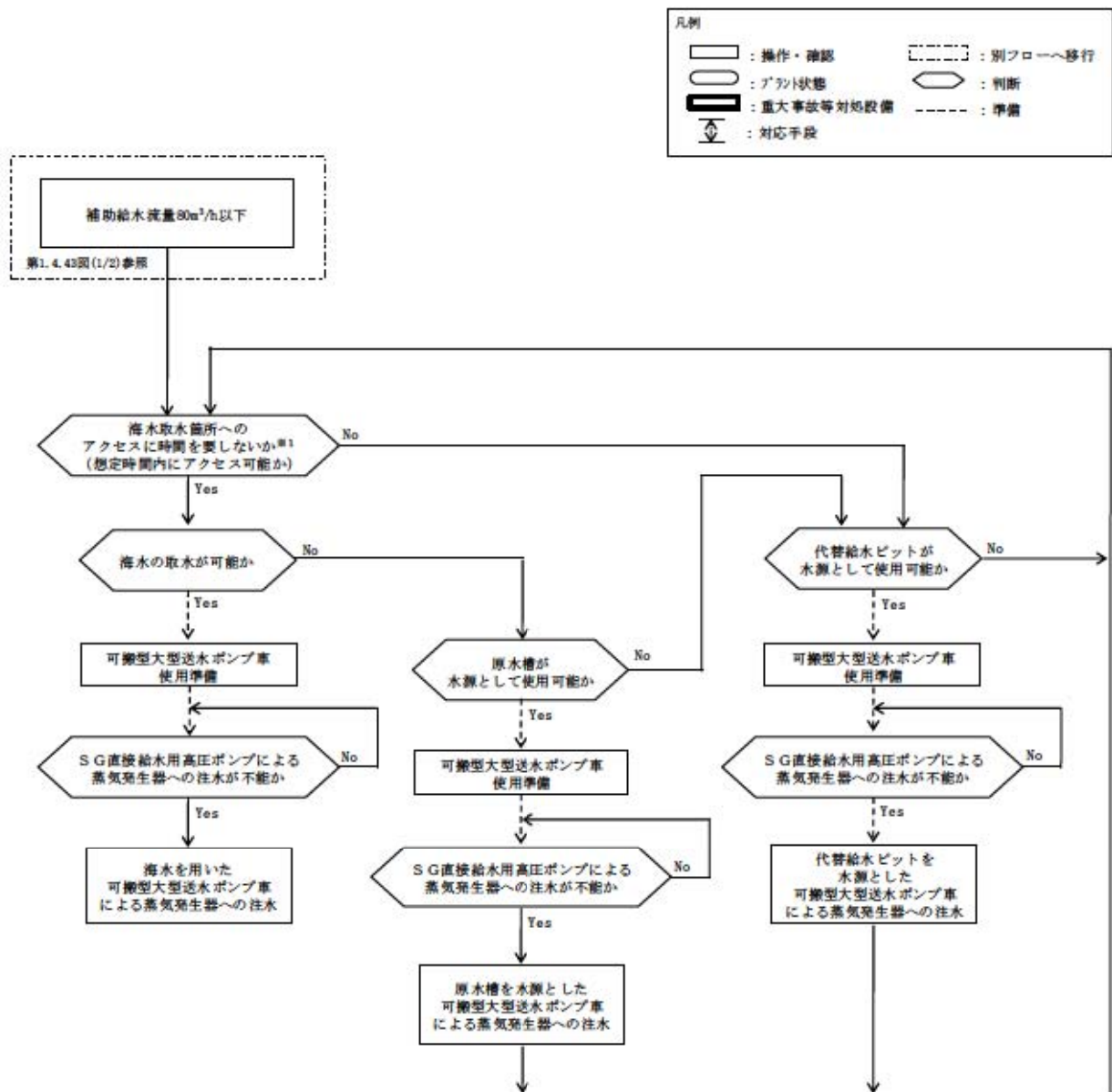
※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1.4.42 図 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合の原子炉冷却機能喪失の対応手順（フロントライン系機能喪失）（2 / 2）



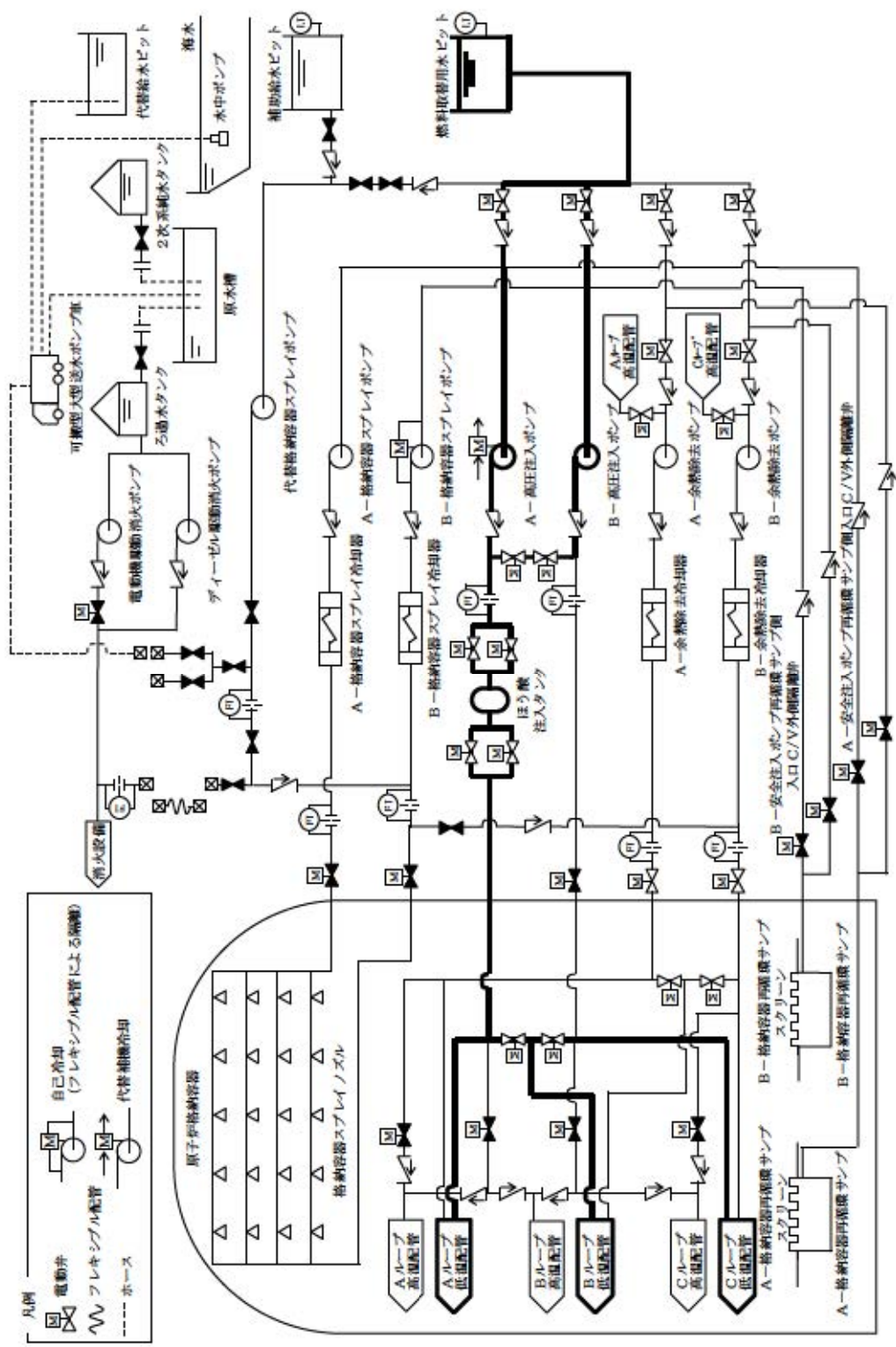
※ 1 : タービン動補助給水ポンプによる注水に失敗及び代替非常用発電機により受電されれば、電動補助給水ポンプを起動する。

第 1. 4. 43 図 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合の全交流動力電源喪失の対応手順（サポート系機能喪失）（1 / 2）

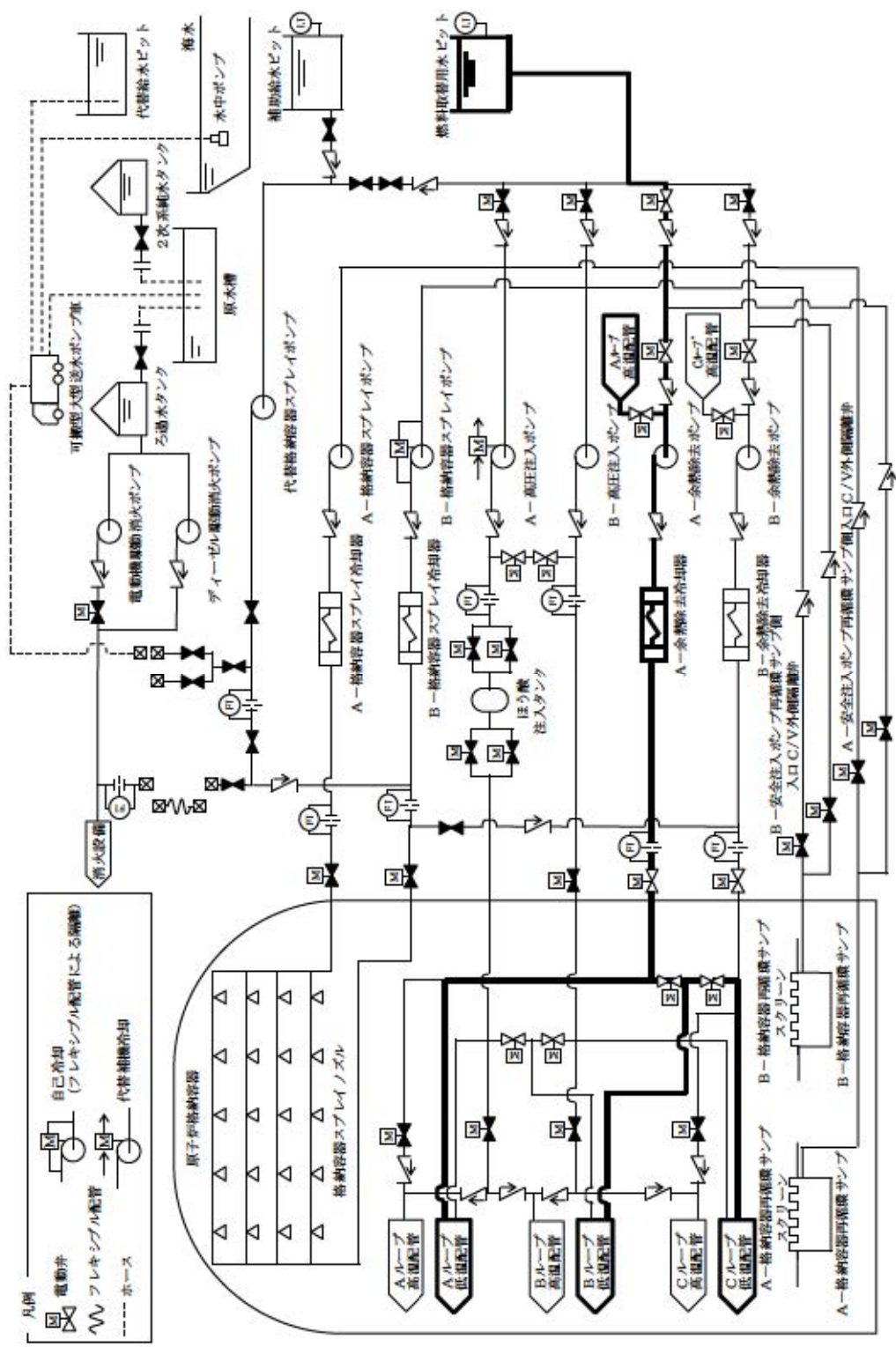


※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

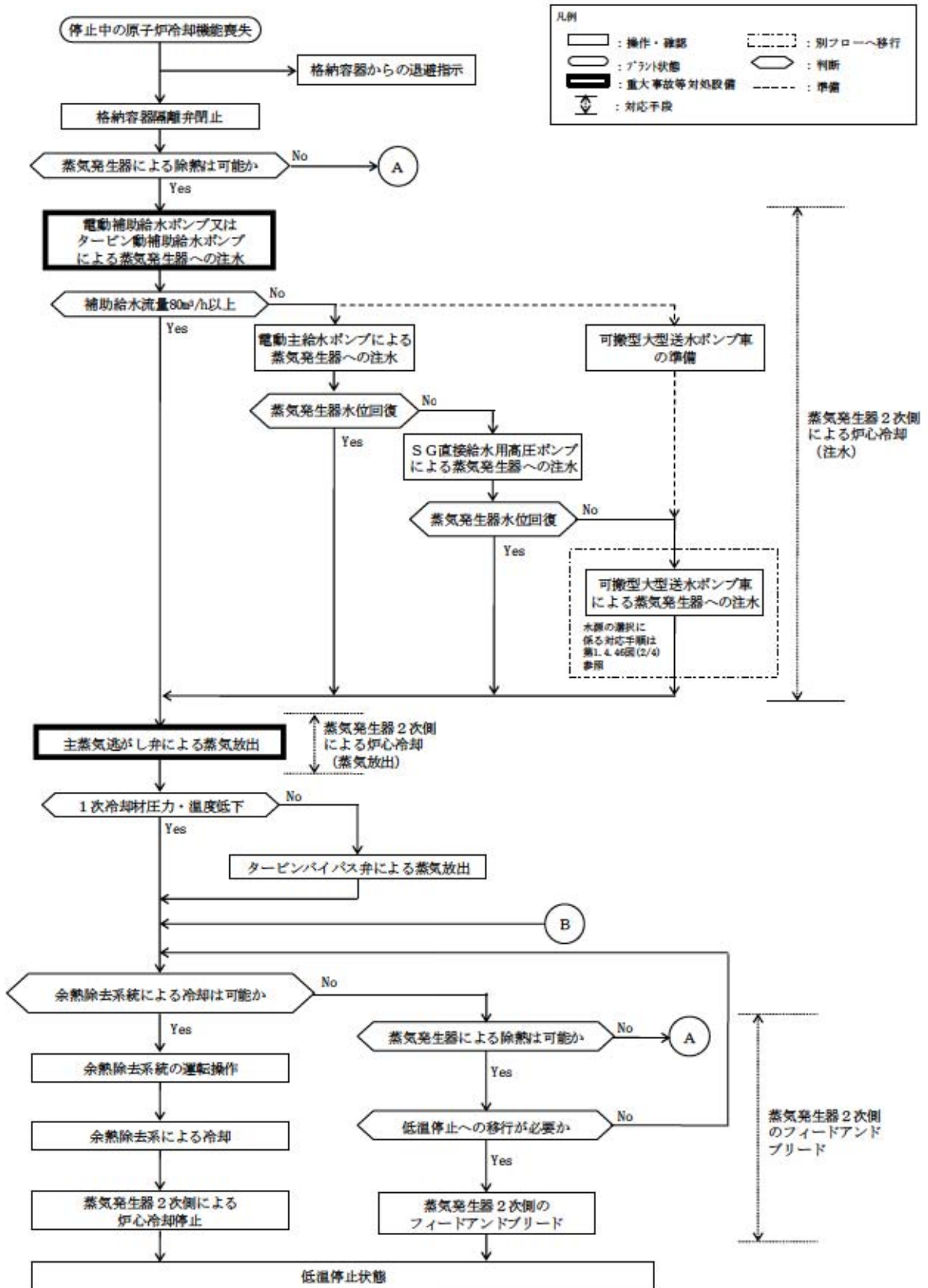
第 1.4.43 図 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合の全交流動力電源喪失の対応手順（サポート系機能喪失）（2 / 2）



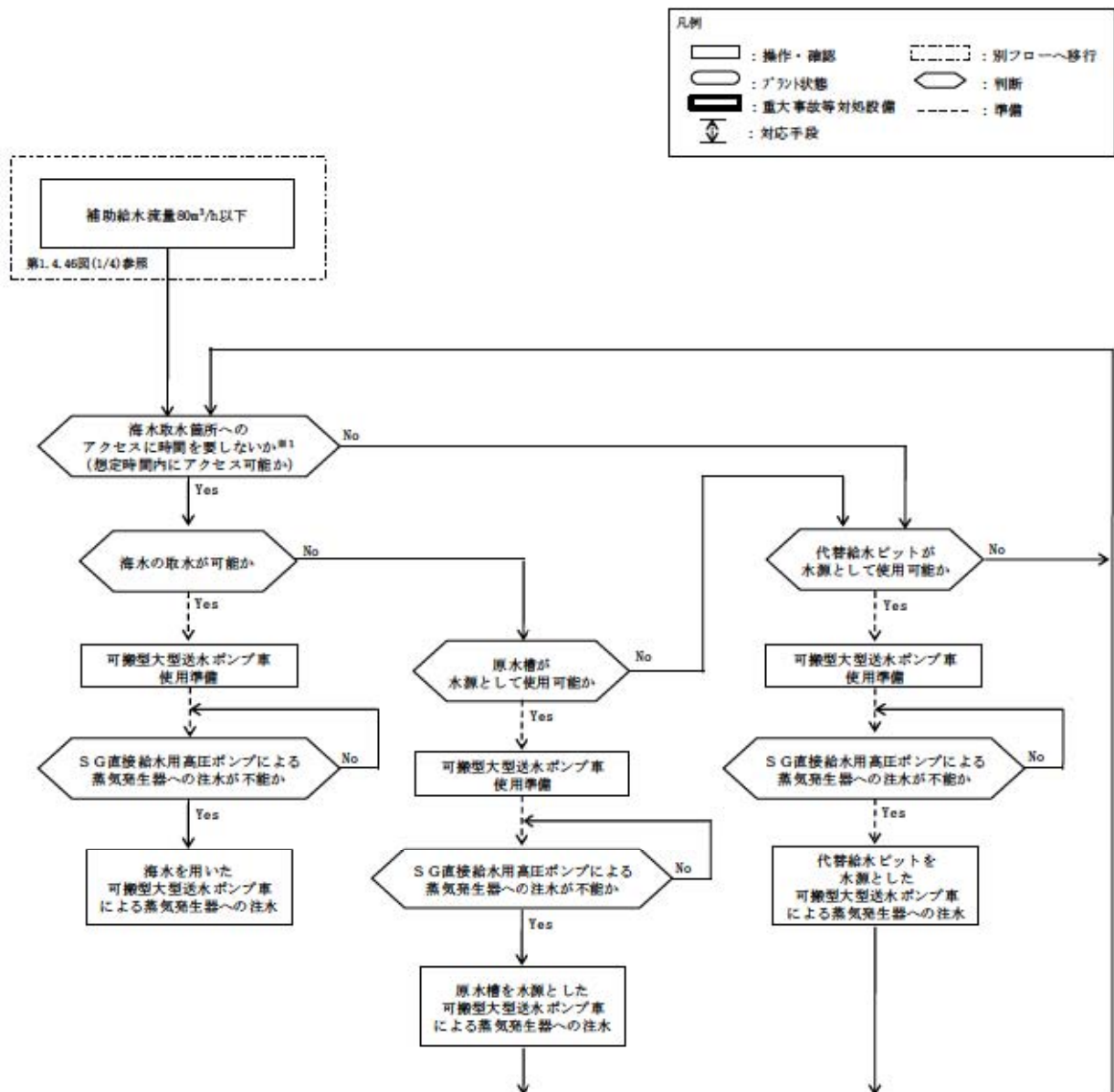
第 1.4.44 図 高圧注入ポンプによる炉心注水 概略系統



第 1.4.45 図 燃料取扱替用水ピットからの重力注水による代替炉心注水 概略系統

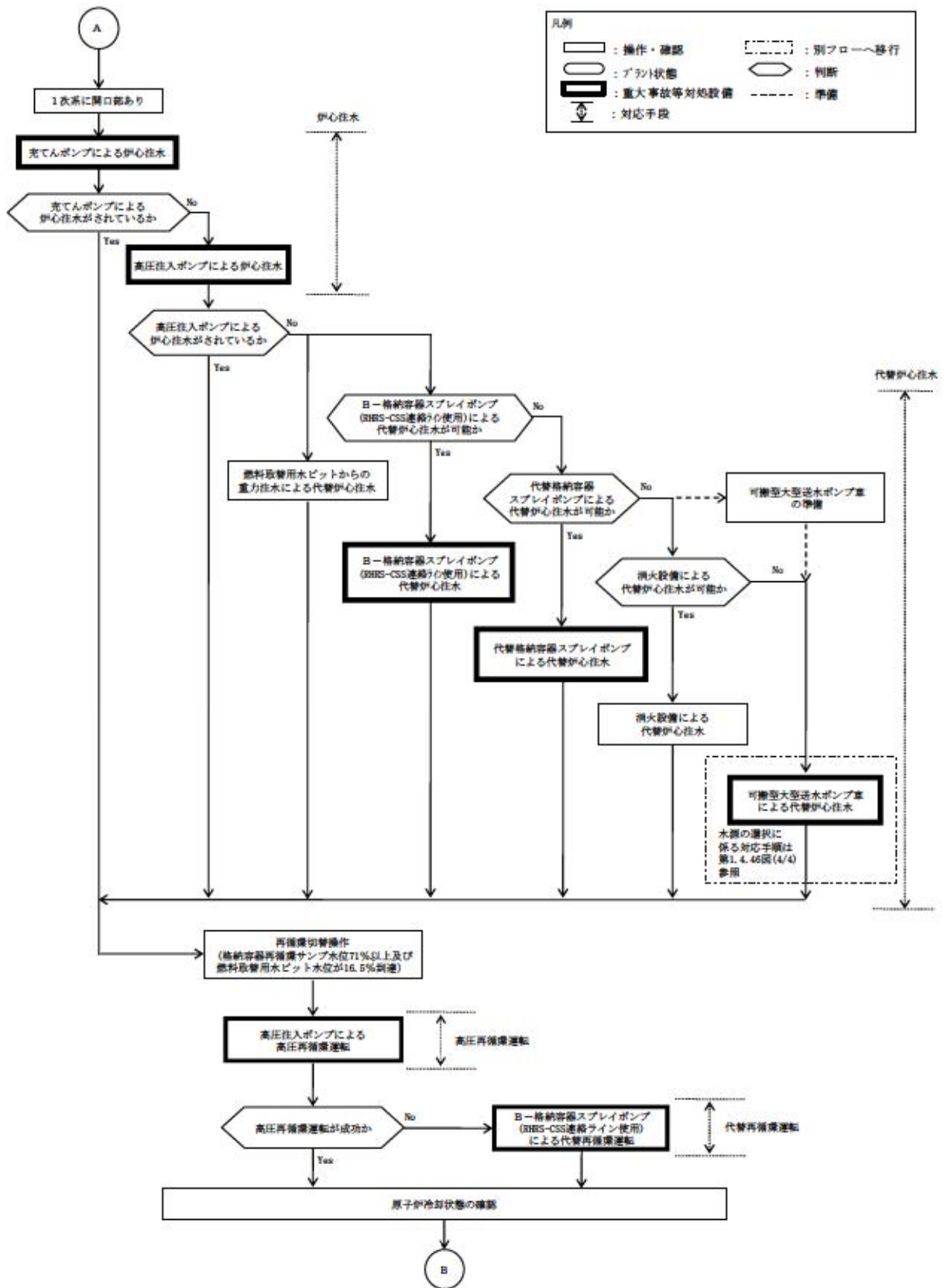


第 1.4.46 図 停止中の原子炉冷却機能喪失に対する対応手順
(フロントライン系機能喪失) (1 / 4)

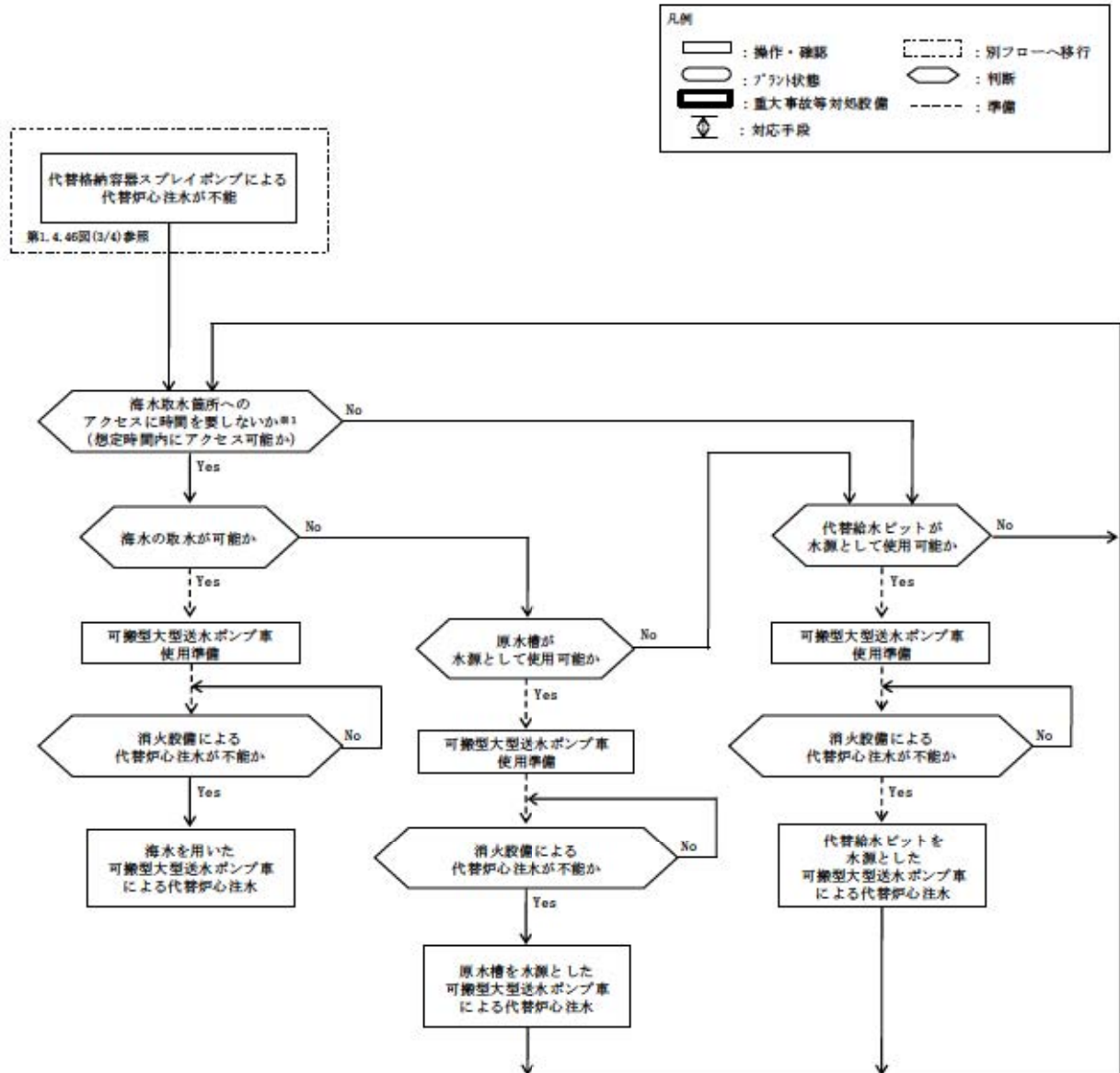


※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1.4.46 図 停止中の原子炉冷却機能喪失に対する対応手順
(フロントライン系機能喪失) (2 / 4)

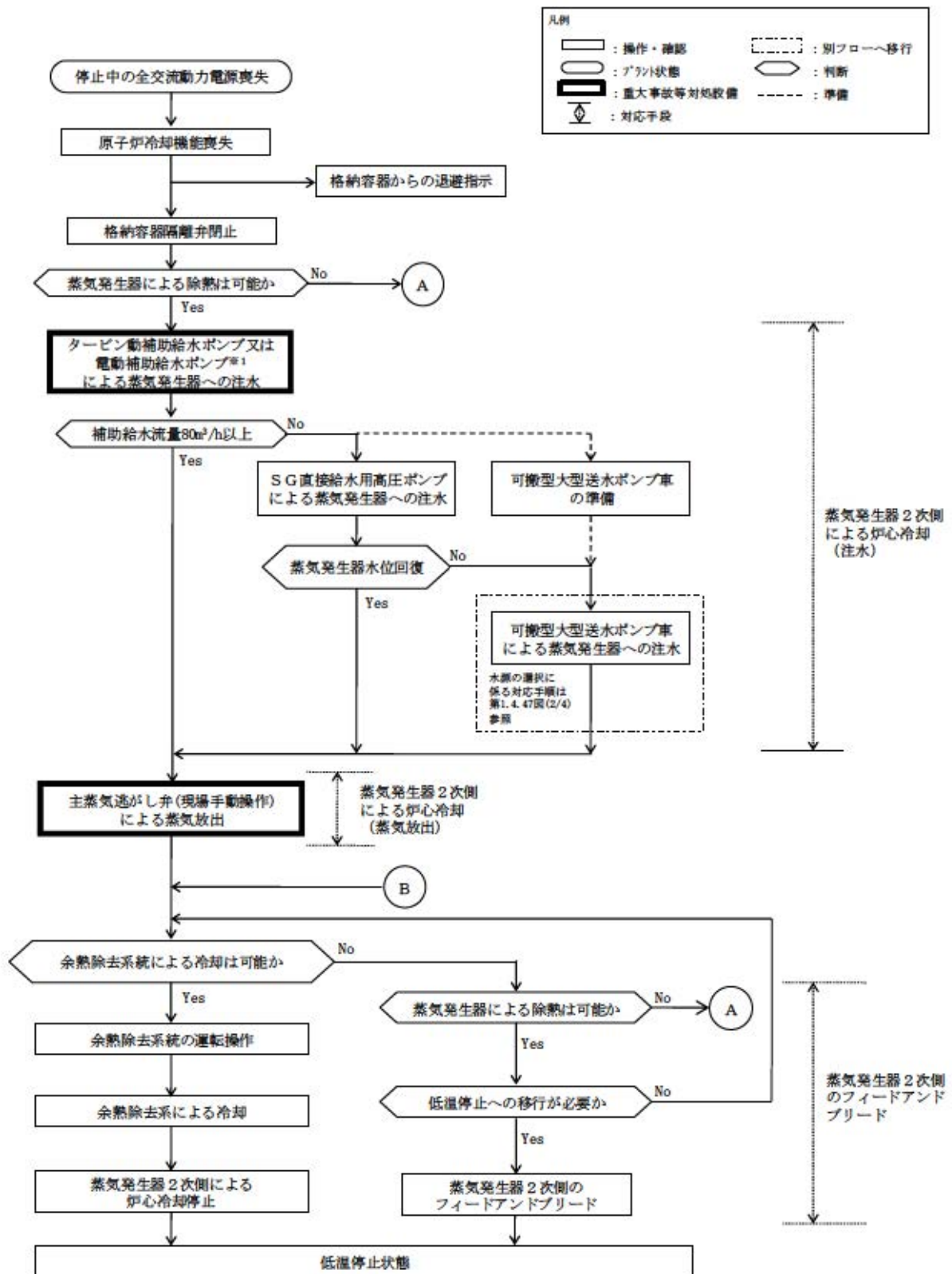


第 1. 4. 46 図 停止中の原子炉冷却機能喪失に対する対応手順
(フロントライン系機能喪失) (3 / 4)



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

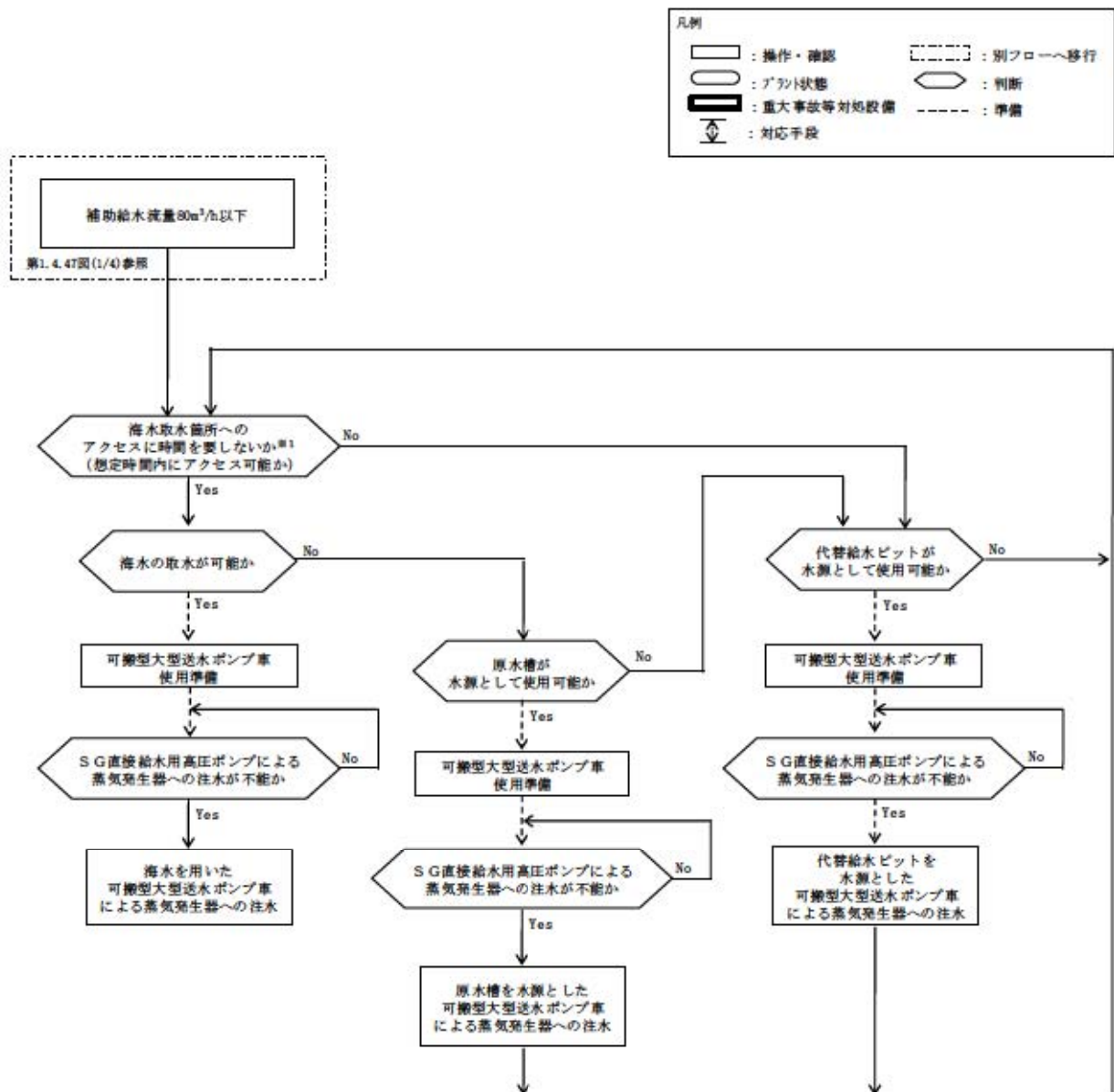
第 1.4.46 図 停止中の原子炉冷却機能喪失に対する対応手順
(フロントライン系機能喪失) (4 / 4)



※1：タービン動補助給水ポンプによる注水に失敗及び代替非常用発電機により受電されれば、電動補助給水ポンプを起動する。

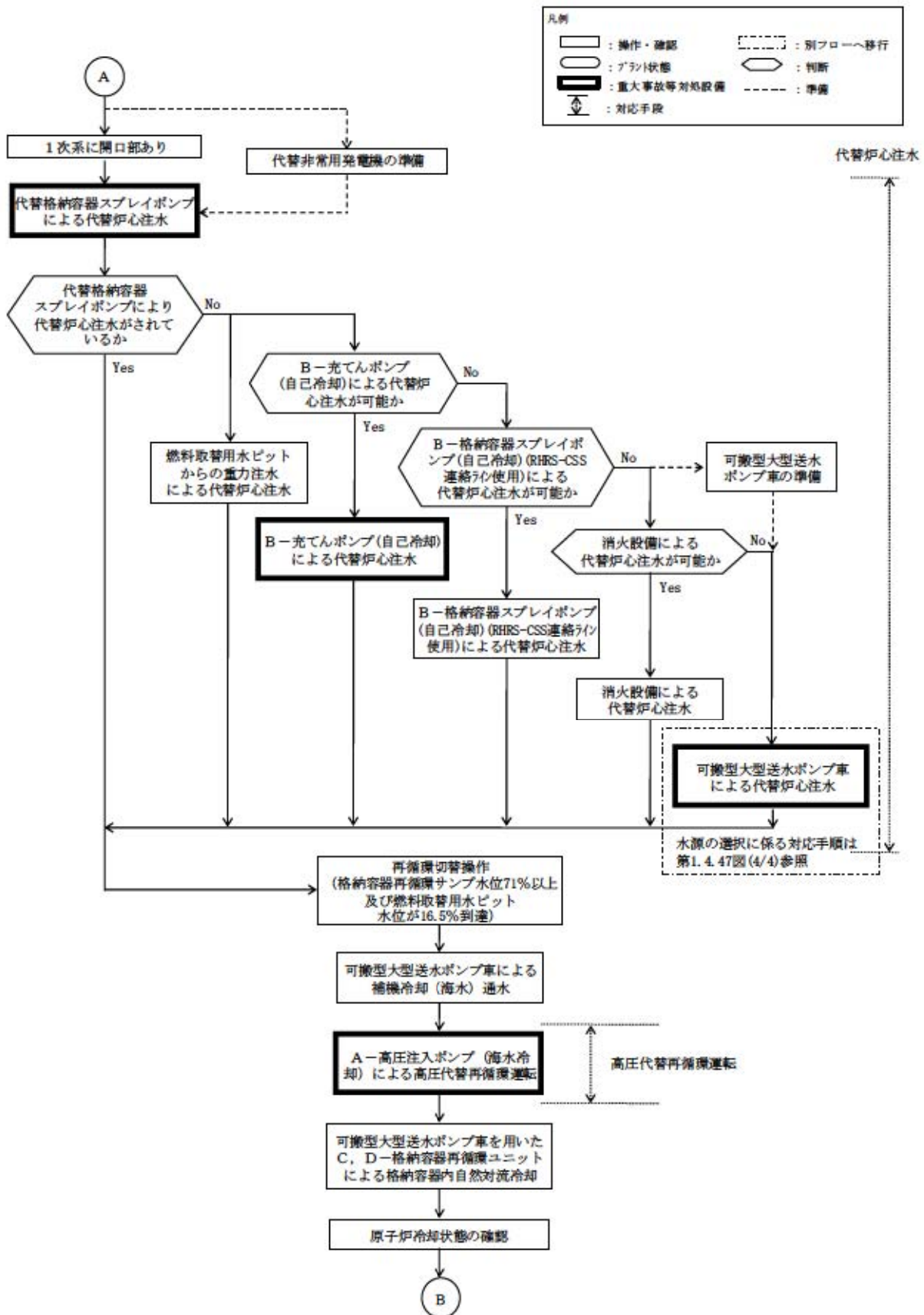
第 1.4.47 図 停止中の全交流動力電源喪失に対する対応手順

(サポート系機能喪失) (1 / 4)

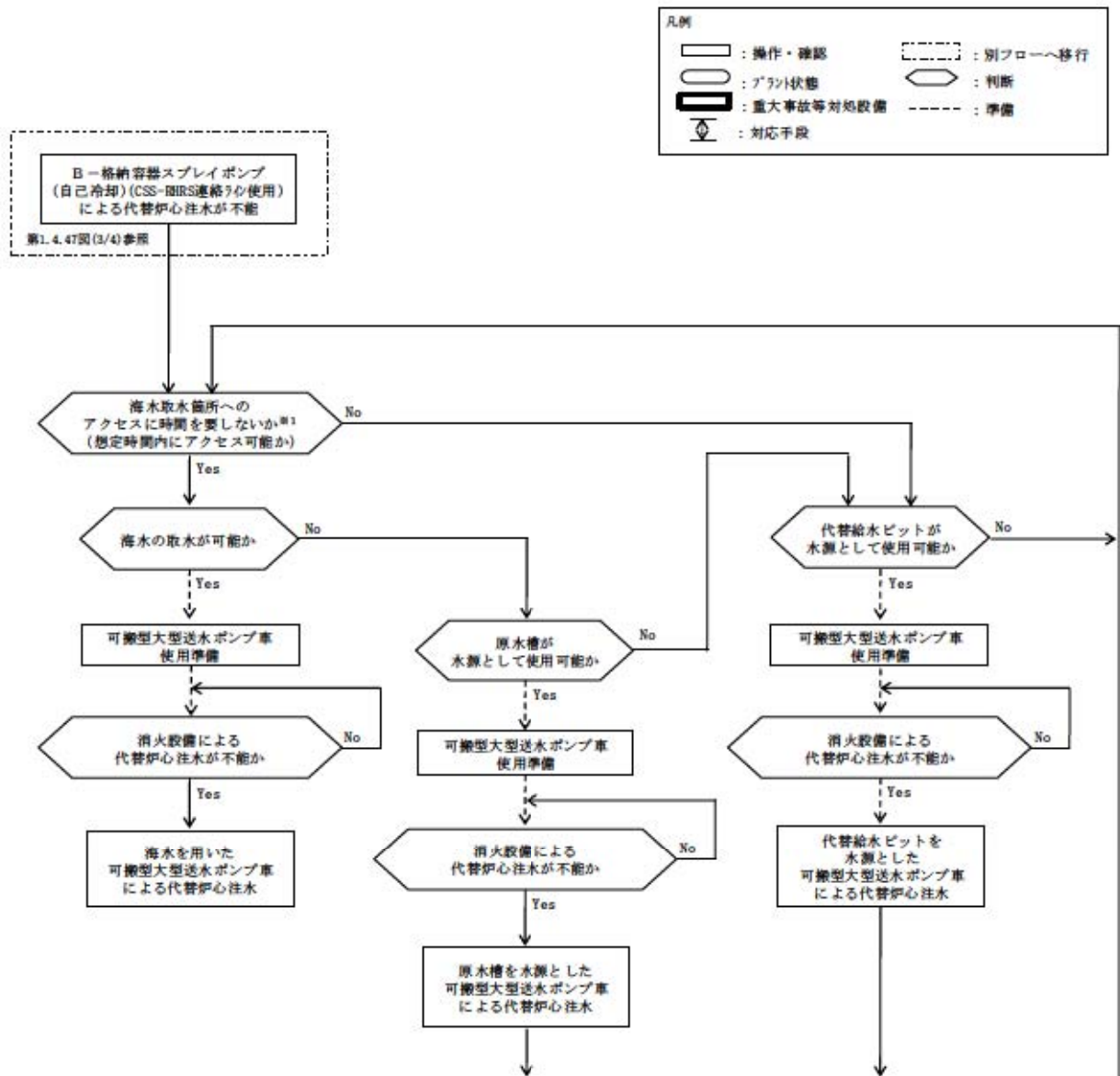


※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1.4.47 図 停止中の全交流動力電源喪失に対する対応手順
(サポート系機能喪失) (2 / 4)

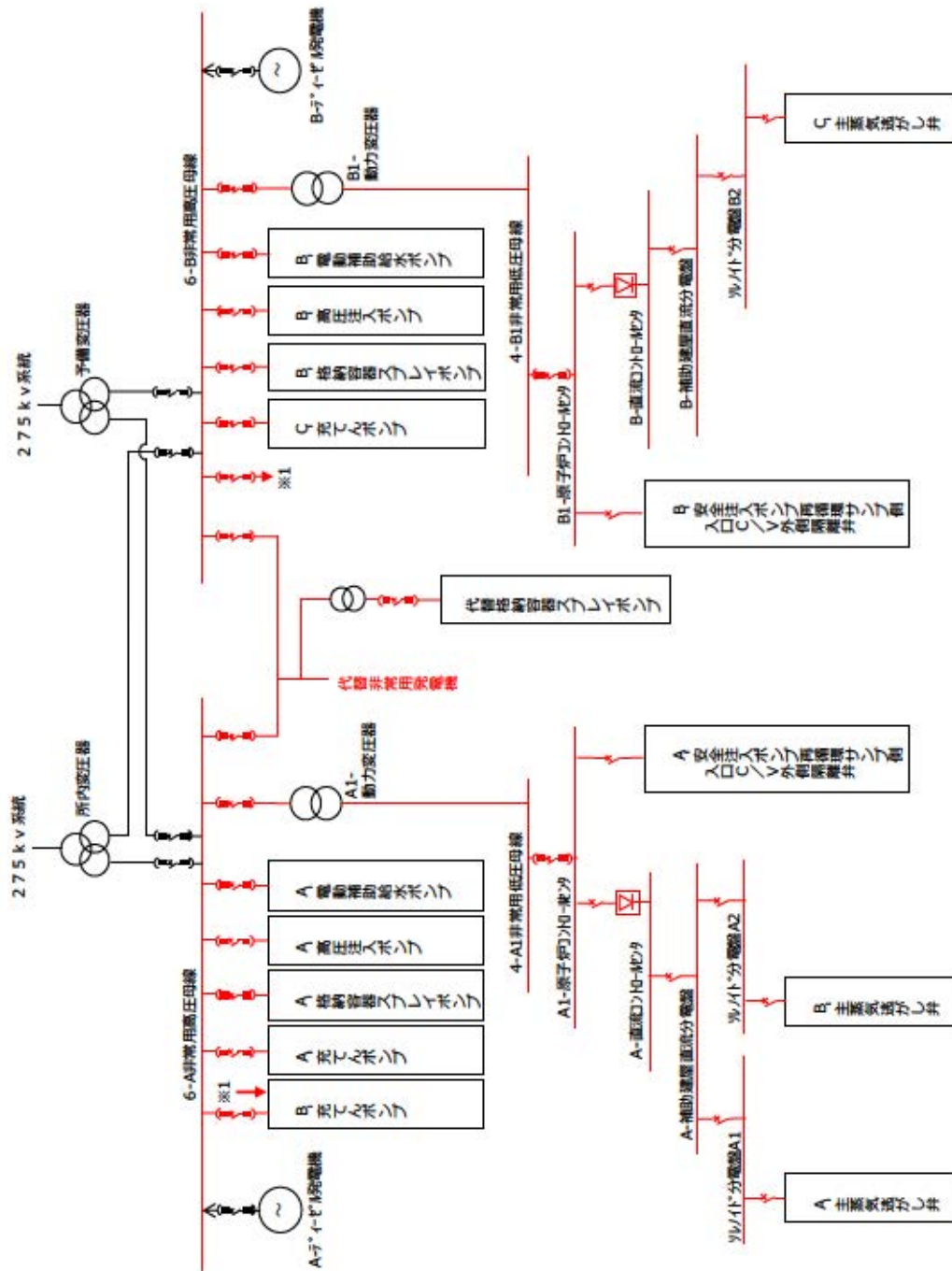


第 1. 4. 47 図 停止中の全交流動力電源喪失に対する対応手順
(サポート系機能喪失) (3 / 4)

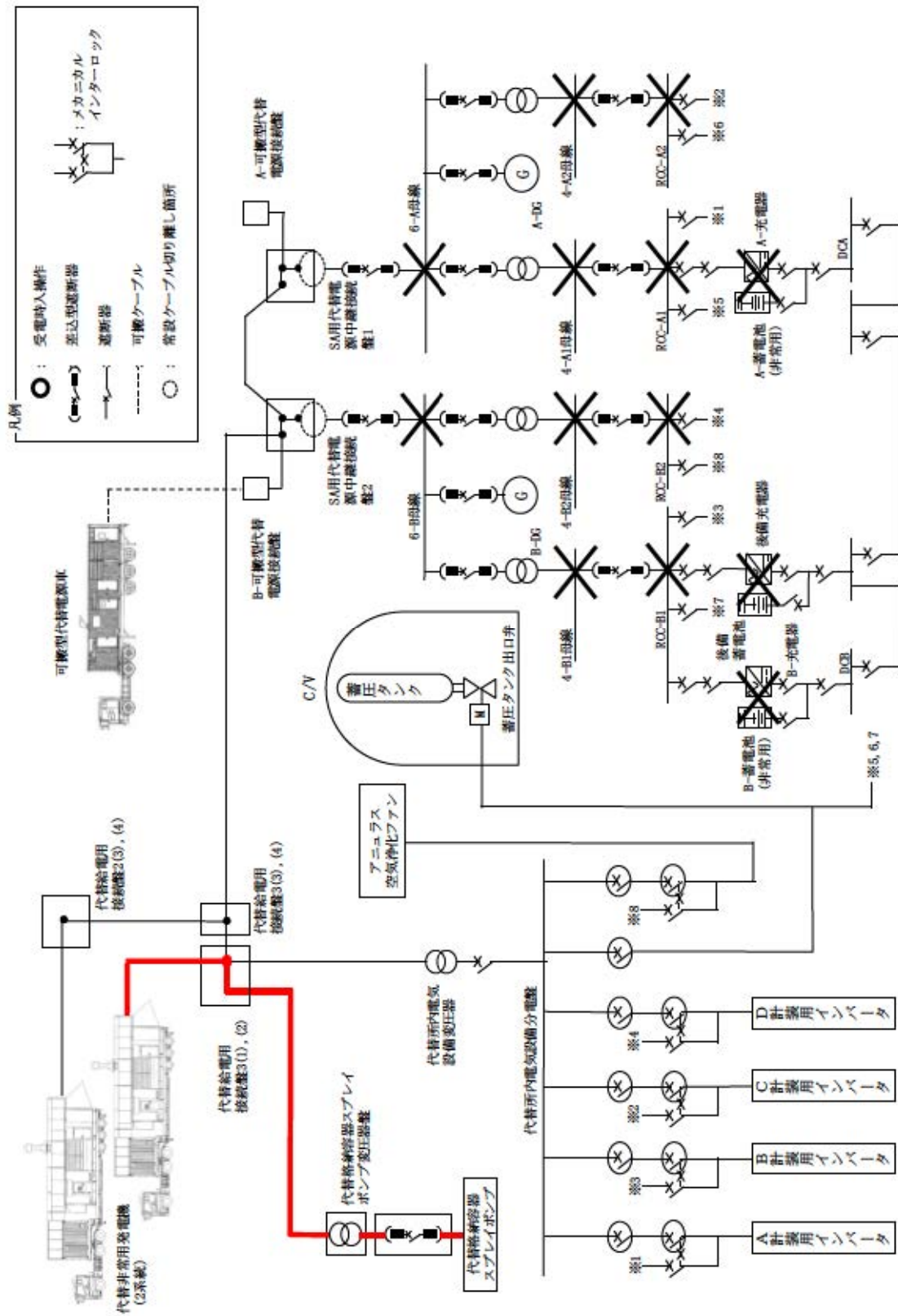


※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1.4.47 図 停止中の全交流動力電源喪失に対する対応手順
(サポート系機能喪失) (4 / 4)



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)

重大事故等対処設備及び多様性拡張設備整理表 (2 / 3)

設備種別/体裁区分 /体裁区分	設備許可/体裁 区分の概要	設備種別/体裁 区分の概要	設備種別/体裁 区分の概要	設備種別/体裁 区分の概要	重大事故等対処設備				多様性拡張設備				
					種別	種別名	種別 番号	種別 番号	種別名	種別番号	種別番号	種別番号	
電圧降下対策設備 /体裁区分	電圧降下対策 設備の概要	電圧降下対策 設備の概要	電圧降下対策 設備の概要	電圧降下対策 設備の概要	電圧降下対策 設備の概要	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策
						電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策
電圧降下対策 /体裁区分	電圧降下対策 設備の概要	電圧降下対策 設備の概要	電圧降下対策 設備の概要	電圧降下対策 設備の概要	電圧降下対策 設備の概要	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策
						電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策	電圧降下対策

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
ほう酸ポンプ	常設	Sクラス	約17m ³ /h (1台当たり)	72m	2台
ほう酸タンク	常設	Sクラス	約40m 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
B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (RHR S-C S S連絡ライン使用)	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
電動主給水ポンプ	常設	Cクラス	約3,400m ³ /h	620m	1台
脱気器タンク	常設	Cクラス	約400m ³	—	1基
S G直接給水用高圧ポンプ	常設	免震	90m ³ /h	900m	1台
補助給水ピット	常設	Sクラス	約660m ³	—	1基
タービンバイパス弁	常設	Cクラス	約350t/h (1個当たり)	—	6個
燃料取替用水ピット (重力注水)	常設	Sクラス	約2000m ³	—	1基

B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水

【RHR S-CSS連絡ライン系統構成】

1. 操作概要

B-格納容器スプレイポンプによるRHR S-CSS連絡ラインを使用した代替炉心注水のため、RHR S-CSS連絡ラインの弁操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 20分

操作時間（実績）： 11分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

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



RHR S-CSS連絡ライン手動弁操作
（原子炉補助建屋 T.P. 14.5m）

代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

【代替格納容器スプレイポンプ系統構成（代替炉心注水）】

1. 操作概要

燃料取替用水ピットの水を炉心へ注水するための準備として系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（実績）： 27分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

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



代替格納容器スプレイポンプ
(原子炉建屋 T.P. 10. 3m)



代替格納容器スプレイポンプ系統構成
(原子炉補助建屋 T.P10. 3m)

【代替格納容器スプレイポンプ起動操作】

1. 操作概要

代替格納容器スプレイポンプ起動準備として、代替格納容器スプレイポンプ遮断器盤が代替非常用発電機より受電されていることを確認し、現場操作盤にてポンプ起動操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 5分

操作時間（実績）： 3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： 遮断器盤の受電確認及び代替格納容器スプレイポンプの操作場所は、通路付近にあり、容易に操作できる。

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



代替格納容器スプレイポンプ起動操作
（原子炉建屋 T.P. 10.3m）

【代替格納容器スプレイポンプ受電操作】

1. 操作概要

非常用高圧母線から代替格納容器スプレイポンプへの給電が可能な場合、非常用高圧母線に接続される受電遮断器の投入操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 15分

操作時間（実績）： 13分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う遮断器操作と同じであり、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。



受電遮断器操作
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)



受電遮断器操作
(原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m)

電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水

【系統構成】

1. 操作概要

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原子炉への注水を行うため、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）： 30分

操作時間（実績）： 18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

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 13分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

フレキシブル配管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。



消火水注水系統構成
（運転員（現場）①）
（原子炉補助建屋 T.P. 14. 3m）



消火水注水系統構成
（運転員（現場）②）
（原子炉建屋 T.P. 17. 8m）



消火水系統と格納容器スプレイ系統の
接続のためフレキシブル配管接続口
(運転員(現場)①)
(原子炉補助建屋 T.P. 10.3m)



消火水系統と格納容器スプレイ系統の
接続のためフレキシブル配管接続後

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

【可搬型ホース等の敷設、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等】

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原子炉への注水を行うため、可搬型ホース等の敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置及び海水取水箇所への水中ポンプ設置等を行う。

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）： 4時間10分

作業時間（実績）： 3時間10分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追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。

海水取水箇所に吊り下げて設置する水中ポンプは軽量なものであり人力で降下設置できる。

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

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水箇所（3号炉スクリーン室）～ T.P. 33m 西側接続口	約700m×1系統	150A	約14本×1系統



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



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
ポンプ車周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



海水取水箇所への水中ポンプ設置
(屋外 T. P. 10m)

【系統構成】

1. 操作概要

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉への注水を行うため、系統構成を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

(1) 運転員（現場）①の系統構成

a. 原子炉への注水ライン系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 13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. 原子炉への注水ライン系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 12分（移動、放射線防護具着用含む）

b. 原子炉への注水開始前系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 12分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

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



原子炉への注水ライン
系統構成
(運転員（現場）①)
(原子炉補助建屋 T.P. 14.5m)



原子炉への注水ライン
系統構成
(運転員（現場）①)
(原子炉補助建屋 T.P. 14.5m)



原子炉への注水ライン
系統構成
(運転員（現場）②)
(原子炉建屋 T.P. 10.3m)

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

【可搬型ホース等の敷設、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等】

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原子炉への注水を行うため、可搬型ホース等の敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置及び代替給水ピットへの吸管挿入等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 2時間10分

作業時間（実績）： 1時間40分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追隨していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

代替給水ピットへ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており、人力で挿入できる。

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

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
代替給水ピット～ T.P. 33m 西側接続口	約 350m×1 系統	150A	約 7 本×1 系統



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 31m)



可搬型ホース(150A)接続口



可搬型ホース(150A)接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
代替給水ピットへの吸管挿入
(屋外 T. P. 31m)
(作業風景は類似作業)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 31m)

【系統構成】

1. 操作概要

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉への注水を行うため、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

a. 原子炉への注水ライン系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 13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. 原子炉への注水ライン系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 12分（移動、放射線防護具着用含む）

b. 原子炉への注水開始前系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 11分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

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



原子炉への注水ライン
系統構成
(運転員（現場）①)
(原子炉補助建屋 T.P. 14.5m)



原子炉への注水ライン
系統構成
(運転員（現場）①)
(原子炉補助建屋 T.P. 14.5m)



原子炉への注水ライン
系統構成
(運転員（現場）②)
(原子炉建屋 T.P. 10.3m)

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

【可搬型ホース等の敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置、原水槽への吸管挿入等】

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原子炉への注水を行うため、可搬型ホース等の敷設、可搬型大型送水ポンプ車の設置及び原水槽への吸管挿入等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 3時間 45分

作業時間（実績）： 2時間 40分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追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～ T.P.10m 東側接続口	約 550m×1 系統	150A	約 11 本×1 系統



ホース延長・回収車による
可搬型ホース敷設
(屋外 T. P. 10m)



可搬型ホース (150A) 接続口



可搬型ホース (150A) 接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置
原水槽への吸管挿入
(屋外 T. P. 10m)



可搬型大型送水ポンプ車
周辺のホース敷設
(屋外 T. P. 10m)

【系統構成】

1. 操作概要

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉への注水を行うため、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

a. 原子炉への注水ライン系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 13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. 原子炉への注水ライン系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 12分（移動、放射線防護具着用含む）

b. 原子炉への注水開始前系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 25分

操作時間（実績）： 12分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

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



原子炉への注水ライン
系統構成
(運転員（現場）①)
(原子炉補助建屋 T.P. 14.5m)



原子炉への注水ライン
系統構成
(運転員（現場）①)
(原子炉補助建屋 T.P. 14.5m)



原子炉への注水ライン
系統構成
(運転員（現場）②)
(原子炉建屋 T.P. 10.3m)

【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（模擬）： 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。

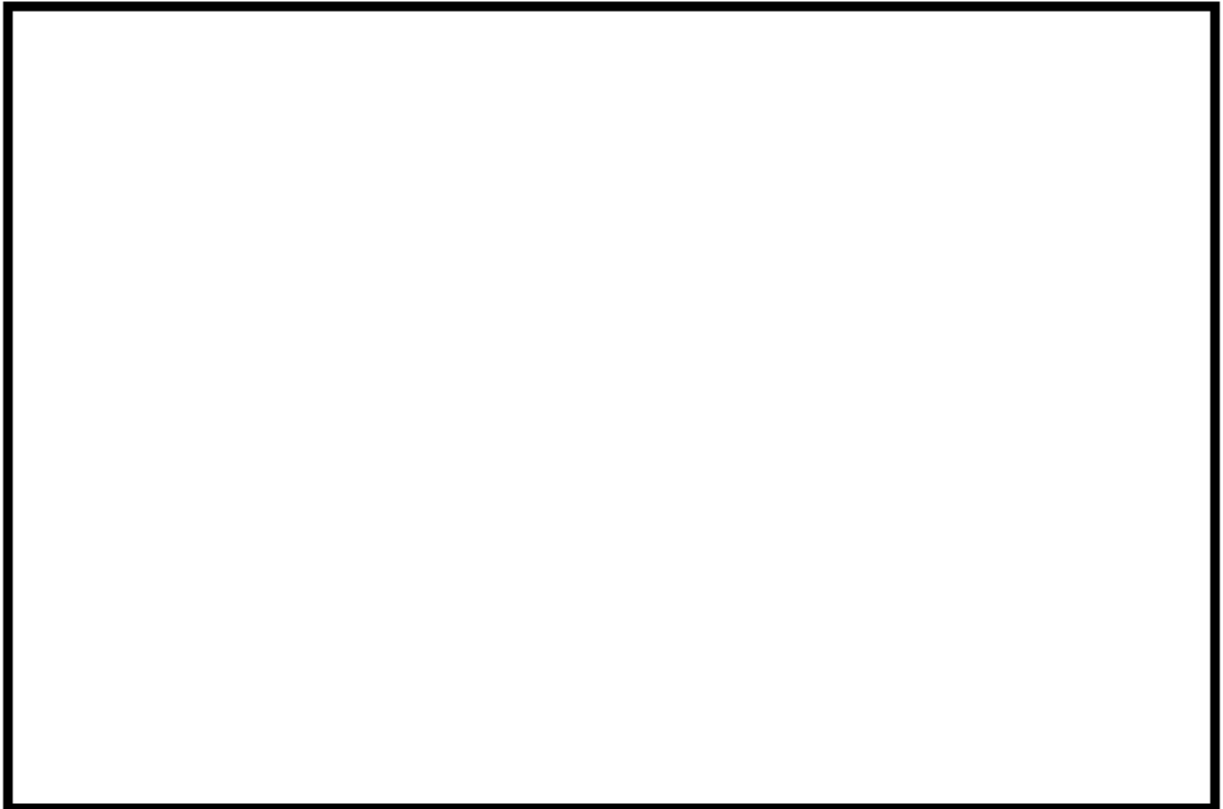
連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。



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。

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

【RHRS-CSS連絡ライン系統構成】

1. 操作概要

B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作のため、RHRS-CSS連絡ラインの弁操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 10分

操作時間（実績）： 5分（移動含む）

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。

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。または操作終了後、中央制御室に移動し、操作が終了したことを報告する。



RHRS-CSS連絡ライン系統構成
（原子炉補助建屋 T.P. 14.5m）

格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の対応手順について

1. はじめに

海外のサンプスクリーン閉塞事象に関し原子力安全・保安院より指示を受け当社は格納容器再循環サンプスクリーン閉塞に対する手順の整備と整備した手順書による教育訓練を行う旨を報告している。泊発電所1, 2号炉では、平成17年2月24日にサンプスクリーン閉塞事象に関する事故時運転手順書の改正を行うとともに、格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞を運転員の訓練項目に追加し、現在も年1回の頻度で継続した訓練を行っている。3号炉においても事故時運転手順書の整備を行うとともに、運開以降、年1回の頻度で継続した訓練を行っている。

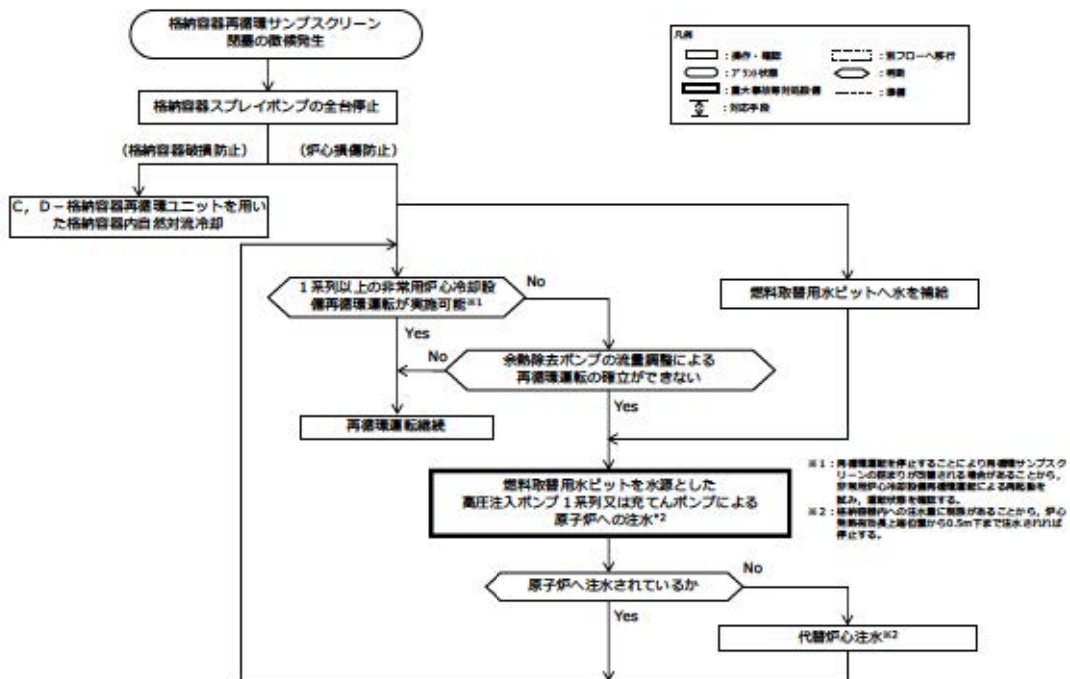
2. 事象の概要

1次冷却材喪失事故時等において、燃料取替用水ピット水の注入後、再循環運転に切替え、高圧注入流量、低圧注入流量、格納容器スプレイ流量等の監視により、正常に注水されていることを確認する。その後も格納容器再循環サンプの水位や高圧注入流量、低圧注入流量、格納容器スプレイ流量等を中央制御室にて継続的に監視し、格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞の徴候がないことを確認する。

監視中、格納容器再循環サンプ水位の低下や各注水流量の低下等、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が現れれば、複数のパラメータ（必要により現場パラメータの確認含む）により総合的に判断し、格納容器再循環サンプスクリーン閉塞と判断されれば、運転要領緊急処置編に従い、ポンプの停止や流量低下操作等により格納容器再循環サンプスクリーンの閉塞の回復を試みるとともに、燃料取替用水ピットへの補給により注水継続等の措置を行う。

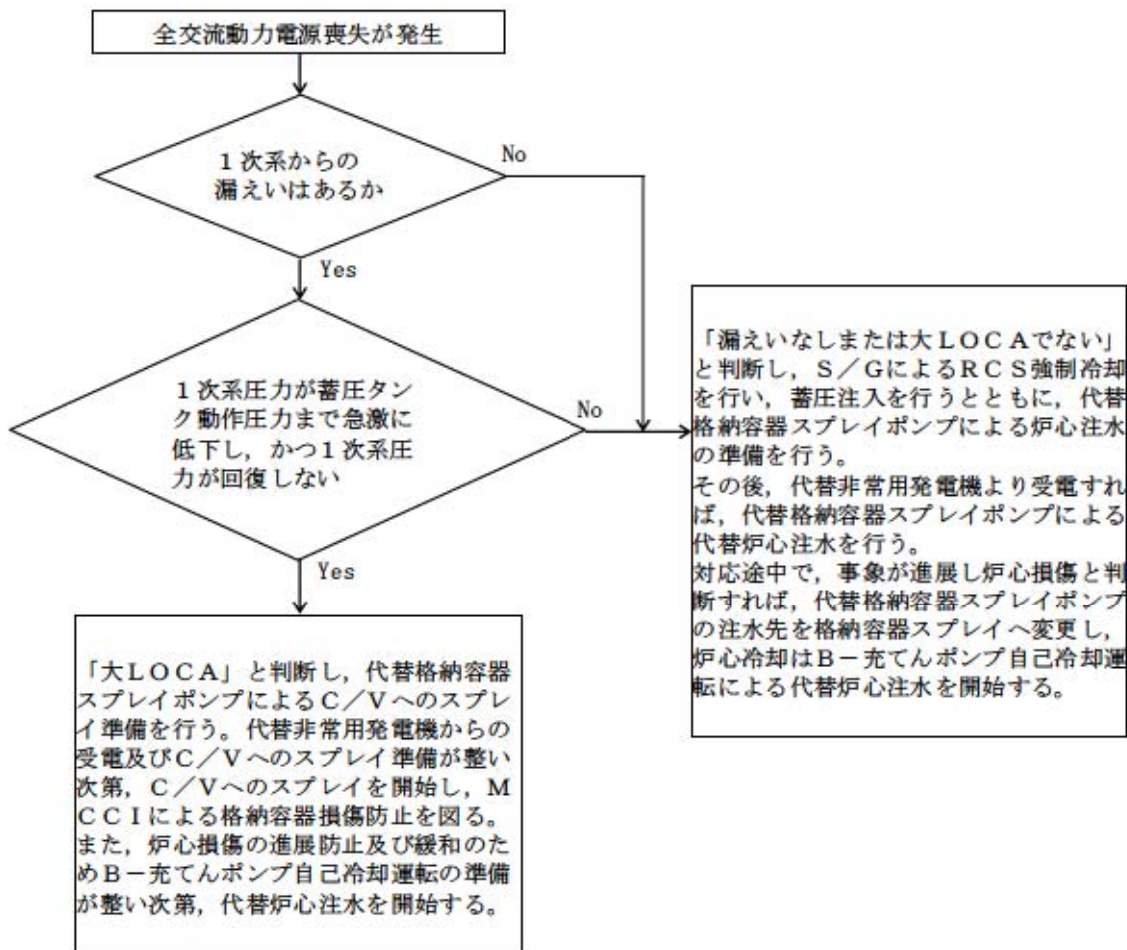
以下に対応操作のフローを図1に示す。

図1 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞時の対応操作



全交流動力電源喪失時とLOCA事象が重畳する場合の対応操作について

全交流動力電源喪失時とLOCA事象が重畳した場合の判断及び対応操作について以下のフローに示す。また、表1にRCS漏えい規模の判断と注水先選択及びその対応操作について示す。



解析上、炉心損傷後30分で代替格納容器スプレイポンプによるC/V注水を開始することでMCCIによる格納容器損傷防止が図れる。また、仮に事象進展が早く、炉心側からC/V側への注水切り替えが必要な場合でも、中央制御室及び現場操作により約20分で切り替えが可能である。

表1 R C S漏えい規模の判断と注水先選択及びその対応操作について

R C S漏えいの規模	注水先選択の判断基準	注水手段及び注水先	対応操作
<p>「漏えいなしまたは大 L O C Aでない」場合</p>	<p>R C S圧力の低下状況から、蓄圧タンク動作に至るような漏えいはないことから、漏えいなしまたは大 L O C Aでない」と判断し、炉心冷却のため、「代替格納容器スプレイポンプ」を選択する。</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプ (炉心注水)</p>	<p>「漏えいなしまたは大 L O C Aでない」と判断した場合は、R C Pシール部からの漏えい防止または影響緩和を図るため、2次系での強制冷却を行う。また R C S減温・減圧により蓄圧タンク水が注水されることを確認する。電源が回復するまでは R C S圧力を 1. 7 M P a (* 1) 程度で維持するよう 2次系での除熱量を調整する。 電源が回復すれば蓄圧タンク出口弁を閉止し、その後 R C S圧力を 0. 7 M P a 程度に維持し減温に伴う 1次系保有水の収縮及び R C Pシール L O C Aによる減少分の補給のため、代替格納容器スプレイポンプにより炉心注水を行う。 また、事象進展に伴い、炉心損傷を判断すれば「大 L O C A」の場合の対応操作を実施する。</p>
<p>「大 L O C A」の場合</p>	<p>R C S圧力が急激に低下し、蓄圧タンクが動作している場合は、大 L O C Aと判断し対処する。このように大きな破断において、低圧注入がない状況では、炉心損傷は免れないため、格納容器の破損防止を優先し、「代替格納容器スプレイポンプ」を選択する。 炉心については炉心損傷の進展防止及び緩和のため「B-充電てんポンプ自己冷却運転による代替格納容器スプレイポンプ」を選択する。</p>	<p>代替格納容器スプレイポンプ (格納容器スプレイ) B-充電てんポンプ 自己冷却運転 (炉心注水)</p>	<p>全交流動力電源喪失時において「大 L O C A」と判断した場合は、低圧注入による冷却ができず、炉心損傷に至ることが明らかのため、早急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及び B-充電てんポンプ自己冷却運転の準備を行う。 電源の回復及び、代替格納容器スプレイポンプの準備が完了すれば、代替格納容器スプレイを開始し、原子炉下部キャビティ室に水を満たすことで、溶融炉心-コンクリート相互作用 (M C C I) による格納容器の損傷を防止する。 B-充電てんポンプ自己冷却運転の準備を整えば、炉心注水を開始し、原子炉圧力容器下部溶融炉心の冷却及び格納容器下部への落下遅延を図る。</p>

* 1 : R C S圧力を 1. 7 M P a で維持する目的は、蓄圧タンクからの窒素ガス混入による自然対流冷却阻害防止。

B-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水

【B-充てんポンプ自己冷却運転(系統構成)】

1. 操作概要

補機冷却水系による充てんポンプの冷却が不能になった場合に、B-充てんポンプの自己冷却ラインを使用し冷却水を確保して、ポンプ運転を行うための系統構成を実施する。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 2名

操作時間(想定)： 35分

操作時間(実績)： 30分(移動、放射線防護具着用含む)

3. 操作の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

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



充てんポンプ自己冷却運転系統構成
(原子炉補助建屋 T.P. 10.3m)



充てんポンプ自己冷却運転系統構成
(原子炉補助建屋 T.P. 14.5m)

B-格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHR S-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水

【B-格納容器スプレイポンプ自己冷却運転(系統構成)】

1. 操作概要

補機冷却水系によるB-格納容器スプレイポンプの冷却が不能になった場合に、B-格納容器スプレイポンプ自己冷却ラインを使用し冷却水を確保して、ポンプ運転を行うための系統構成を実施する。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 2名

操作時間(想定)： 45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。

フレキシブル配管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。



自己冷却水用フレキシブル配管接続
(原子炉補助建屋 T.P. -1.7m)



格納容器スプレイポンプ
自己冷却運転系統構成
(原子炉補助建屋 T.P. -1.7m)

全交流動力電源が喪失した状態においてRCPシールLOCAが発生した場合の手順

1. 手順着手の判断基準

外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより全ての非常用母線への給電が失敗した場合は「全交流動力電源が喪失した場合の手順」に着手する。

2. 操作手順

- (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全交流動力電源が喪失した場合の手順に従い、対応操作を開始するよう運転員に指示する。
- (2) 運転員は中央制御室で、原子炉トリップしゃ断器の開放、制御棒炉底位置表示、炉外核計装の指示低下により、原子炉がトリップしていることを確認する。また、並行してタービン主要弁が閉止しタービンがトリップしていることを確認する。
- (3) 運転員は、中央制御室で主蒸気隔離弁が閉止されていることを確認し、各々の蒸気発生器の水位、圧力を監視し、2次冷却材喪失及び蒸気発生器細管漏えいに関する徴候の有無を継続的に確認する。
- (4) 運転員は、中央制御室でタービン動補助給水ポンプの自動起動状態を確認するとともに補助給水流量にて補助給水が確立していることを確認する。
- (5) 運転員は、中央制御室及び現場で、ディーゼル発電機の手動起動操作を試みるとともに外部電源の受電状態を確認する。
- (6) 運転員は、早期の電源回復操作が不能と判断すれば、中央制御室で加圧器の圧力と水位、格納容器の圧力と温度、格納容器内放射線モニタの指示、格納容器サンプ水位、蒸気発生器の水位と圧力等を継続的に確認し、1次系からの漏えいの有無を確認する。
- (7) 発電課長（当直）は、早期の電源回復操作が不能と判断すれば、運転員及び災害対策要員に代替非常用発電機による受電準備、代替格納容器スプレイポンプの起動準備、アニュラス空気浄化系のダンパへの代替IAの供給、水源確保、可搬型大型送水ポンプ車の接続、中央制御室非常用循環系のダンパ開処置を依頼する。
- (8) 運転員は、中央制御室で代替非常用発電機を起動するとともに、現場で、代替格納容器スプレイポンプの起動準備と可搬型大型送水ポンプ車の接続を災害対策要員と連携して開始する。なお、代替非常用発電機の起動に失敗した場合は、可搬型代替電源車からの受電を試み、成功しない場合は号炉間融通を試みる。
- (9) 災害対策要員は、現場で代替格納容器スプレイポンプの起動準備、アニュラス空気浄化系のダンパへの代替IA供給、水源確保、可搬型大型送水ポンプ車の接続、中央制御室非常用循環系のダンパ開処置を開始する。
- (10) 運転員は、中央制御室で1次系の圧力が蓄圧タンク動作圧力まで低下しているか否かを確認する。発電課長（当直）は1次系の圧力が蓄圧タンク動作圧力まで低下していないことをもって漏えい規模が大きいLOCAでない判断し、運転員に代替格納容器スプレイポンプによる原子炉への注水のための系統構成を行うよう指示する。
- (11) 運転員は、中央制御室で代替格納容器スプレイポンプの注水先を炉心注水側へ系統構成する。
- (12) 発電課長（当直）は、1次系圧力1.7MPa（温度208℃）を目標に健全な蒸気発生器の主蒸気逃がし弁を用いて1次系の急速冷却を行うように運転員に指示する。運転員は、現場で健全な蒸気発生器の主蒸気逃がし弁を手動で全開とし、1次系の急速冷却を開始する。
- (13) 運転員は、中央制御室で1次系の圧力が蓄圧タンク動作圧力まで低下し、蓄圧タンク水が1次系に注水されていることを1次冷却材圧力により確認する。
- (14) 運転員は、中央制御室でRCP封水注入ライン及び封水戻りラインを隔離する。

- (15) 運転員は、中央制御室で1次系の圧力が1.7 MPa (温度208℃)まで低下したことを確認すれば、現場の運転員と連携し主蒸気逃がし弁の開度を調整することで、1次系の圧力1.7 MPa (温度208℃)を保持する。
- (16) 運転員は、中央制御室で代替非常用発電機等から受電していることを確認する。受電できない場合は、8時間30分以内を目安に所内直流電源の確保のための負荷の切離しを行う。
- (17) 運転員は、中央制御室で災害対策要員にアンユラス空気浄化系のダンパへの代替IA供給が完了したことを確認し、アンユラス空気浄化ファンを起動する。
- (18) 運転員は、中央制御室で1次系の圧力が1.7 MPaとなれば蓄圧タンク出口弁を閉止する。
- (19) 発電課長(当直)は、1次系温度が170℃、1次系圧力が0.7 MPaを目標に主蒸気逃がし弁を用いて1次系の急速冷却を行うよう運転員に指示する。運転員は、現場で主蒸気逃がし弁を手動で全開とし、1次系の急速冷却を開始する。
- (20) 運転員は、中央制御室で1次系温度が170℃、1次系圧力が0.7 MPaまで低下したことを確認すれば、現場の運転員と連携し主蒸気逃がし弁の開度を調節することで、1次系温度が170℃、1次系圧力が0.7 MPaを保持する。
- (21) 運転員は、代替格納容器スプレイポンプの接続が完了していることを確認する。
- (22) 運転員は、現場で代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を開始する。なお、加圧器水位が可視範囲内に戻るまでは最大流量で注水し、その後は加圧器水位に応じて現場で注水流量を調節する。
- (23) 運転員は、中央制御室で災害対策要員に中央制御室非常用循環系のダンパ開処置が完了したことを確認し、中央制御室非常用循環ファンを起動する。
- (24) 運転員は、災害対策要員に可搬型大型送水ポンプ車の接続が完了していることを確認する。災害対策要員は可搬型大型送水ポンプ車にて原子炉補機冷却系統に海水を通水する。
- (25) 運転員は、現場で格納容器再循環ユニットへの冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を開始するとともに、A-高圧注入ポンプへの冷却水供給を開始する。
- (26) 運転員は、中央制御室で1次冷却材温度、格納容器温度・圧力が低下傾向であることを確認する。
- (27) 運転員は、中央制御室で格納容器再循環サンプ水位が71%以上になれば、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水からA-高圧注入ポンプによる高圧再循環運転へ切替を行う。
- (28) 運転員は、中央制御室で炉心の冷却及び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より格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。

1 次冷却材ポンプ封水ライン隔離弁等閉止操作

【1 次冷却材ポンプ封水ライン隔離弁等閉止】

1. 操作の概要

全交流動力電源喪失時，中央制御室から1次冷却材ポンプ封水ライン隔離弁等の閉止操作が行えない場合，現場での手動操作により隔離を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

(1) 1 次冷却材ポンプ封水ライン隔離弁等閉止操作，格納容器隔離弁の閉止操作

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 43分（移動，放射線防護具着用含む）

(2) 主給水隔離弁の閉止操作

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 42分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

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

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また，操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり，容易に操作できる。

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



1 次冷却材ポンプ封水ライン隔離弁
閉止操作
(原子炉建屋 T.P. 21. 2m)



電動弁（手動操作レバー）



格納容器隔離弁閉止操作
(原子炉建屋 T. P. 24. 8m)



主給水隔離弁閉止操作
(原子炉建屋 T. P. 34. 4m)

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

重大事故等発生時に、原子炉格納容器（以下、CVという）内の温度・圧力が上昇した場合における、CV内の冷却状況の確認方法について説明する。

1. 現状と課題

重大事故等時におけるCV内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能なCV内全体雰囲気温度・圧力計により、確認できるようになっている。

しかしながら、よりの確に事故等対応の判断を行うためには、CV冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、CV外に設置された温度計でのCV冷却状況確認の可否について検討した。

泊3号炉のCV外温度計の現状は下表のとおりであり、海水通水時の格納容器再循環ユニットの入口・出口温度計だけがトレンド監視不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。

冷却モード	対象ヒートシンク	CV外での温度監視方法等
余熱除去系再循環	余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	余熱除去冷却器の入口・出口温度が、トレンド監視可能 また、 <u>原子炉補機冷却水冷却器の入口・出口温度がトレンド監視可能</u>
格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、トレンド監視可能 また、 <u>原子炉補機冷却水冷却器の入口・出口温度がトレンド監視可能</u>
格納容器再循環ユニット冷却(補機冷却水通水)	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)	<u>格納容器再循環ユニットの入口・出口温度(原子炉補機冷却水冷却器の出口・入口温度)が、トレンド監視可能</u>
格納容器再循環ユニット冷却(海水通水)	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニットの入口温度・出口温度ともに、トレンド監視不可。

2. 対応内容

上記のとおり、海水通水時の格納容器再循環ユニット以外のヒートシンクについて、熱交換が正常に行われていることを確認できる温度計が設置されている。

重大事故等時において、CV冷却状況確認は、基本的にはCV圧力監視で対応可能であるが、それに加え、CV冷却状況確認手段に多様性を持たせるために、冷却不調の場合の追加対応であること及び計測が必要となるまでに時間的な裕度があることを踏まえて、記録機能を備えた可搬型の温度計を配備する。測定にあたっては、格納容器再循環ユニット入口配管と出口配管

にて温度を計測する。

なお、重大事故等時の原子炉補機冷却水による自然対流冷却時に、沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを加圧することから、既設の圧力計又は代替の可搬型圧力計にてサージタンクの圧力を計測する。

3. 可搬型温度計測の概要

(1) 温度計測機器の構成

温度ロガー、温度センサー、データコレクタ（データ収集用）

(2) 温度計の仕様

測定範囲：約 200℃まで計測可能

（格納容器過温破損（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）における格納容器雰囲気温度の最高値（約 141℃）が計測可能であり、余裕をみても十分測定可能な範囲としている。）

重量：約 100g/台

温度センサー：配管表面に SUS バンド等で取付け（取り外し可能）

電源：リチウム電池（使用可能時間 約 10 ヶ月）

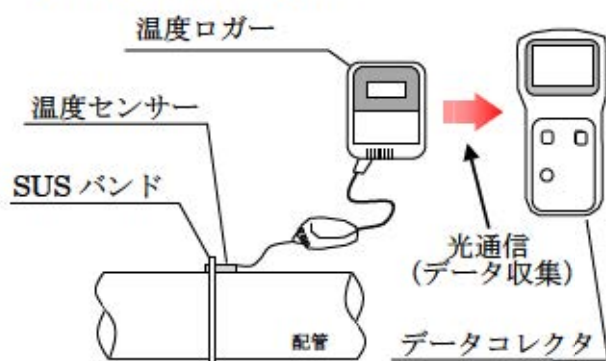
データ保有量：約 10 日分（約 1 分間隔（データ収集計算機（SPDS）相当）のデータ測定・保有が可能）

(3) 温度計測体制

可搬型計測器の配備に関しては、手順書を作成するとともに、必要な要員を配置し、教育・訓練等を実施する。

具体的には、当該可搬型温度計測器は可搬型大型送水ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水の通水の際及び中央制御室での監視が不可となった際に使用するため、可搬型温度計測器の設置は運転員にて行うこととし、温度監視は運転員が行うこととし、社内マニュアルに反映する。

(4) 温度計取付け模式図



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

- ・現場に温度センサー及び温度ロガーを設置して温度測定を実施。
- ・データの吸い上げは現場で可能。
- ・データコレクタにより、温度のトレンドが確認可能

4. 重大事故等時の格納容器再循環ユニット出入口温度差の監視

重大事故等時において、格納容器内自然対流冷却を実施する場合は、原子炉補機冷却水配管に温度センサーを取付け、被ばく低減のため格納容器から離れた場所で可搬型温度計測装置により温度を監視し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。

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を実施した場合の格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を表1に示す。また、重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線を図1に示す。この出入口温度差と実際の出入口温度差を比較し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。

CV圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)
0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約 5.6	82	約 60
0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約 6.5	82	約 70

表1 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時の出入口温度



図1 重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線

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. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要

原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、既設圧力計（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用））と、代替の可搬型圧力計（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型））にて計測する。

(1) 計器仕様

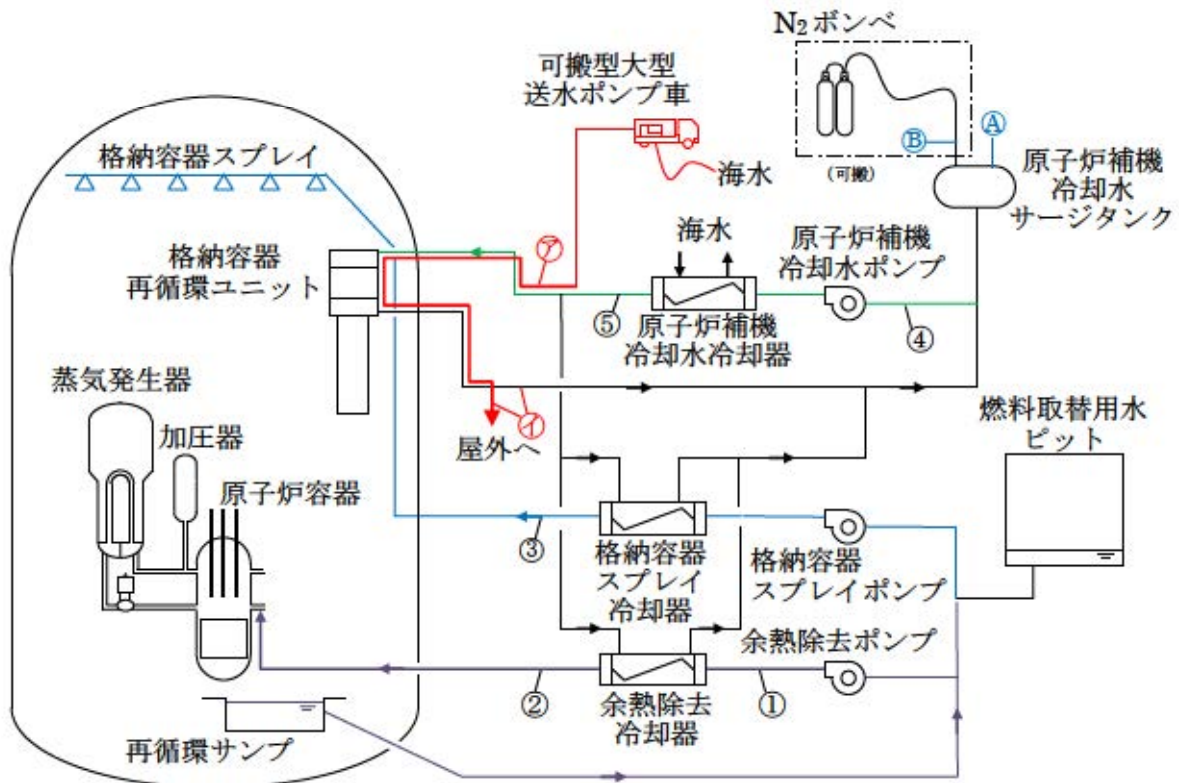
- 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用）
計測範囲：0～1.0MPa[gage]
- 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）
計測範囲：0～1.0MPa[gage]

タンク加圧目標 0.28MPa[gage]

《参考図面》

○泊3号炉 温度計測計器

原子炉補機冷却水サージタンク圧力



	温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法
①	余熱除去冷却器入口	中央指示・PCCS
②	余熱除去冷却器出口	
③	格納容器スプレイ冷却器出口	中央指示・PCCS
④	原子炉補機冷却水戻り母管	中央指示・PCCS
⑤	原子炉補機冷却水冷却器出口	
㊦	格納容器再循環ユニット入口補機冷却水	可搬型温度計測装置
㊧	格納容器再循環ユニット出口補機冷却水	

	計器名称	確認方法
㊦	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（AM用）	現場指示計
㊧	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（可搬型）	現場指示計

炉心損傷時におけるC/V破損防止等操作について

重大事故発生時は、MCCI防止のため代替格納容器スプレイポンプ等による格納容器スプレイにて原子炉下部キャビティ室に注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器（以下、C/Vという）圧力が高い状態では、格納容器スプレイによる冷却（減圧）を実施し、海水による自然対流冷却準備が整えば、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却に移行し、格納容器スプレイを停止する。格納容器スプレイ又は自然対流冷却による冷却（減圧）中は、1Pd（0.283MPa）－0.05MPaとなれば格納容器内の冷却を停止する。また、原子炉容器内に残存デブリの徴候が見られた場合又は、残存デブリの冷却が必要な場合は、格納容器水位の設定位置（炉心発熱有効長上端の0.5m下）までC/V内へ注水する。

以下に、MCCI防止対応から残存デブリ冷却までの操作におけるC/V注水量の関係について整理する。

(1) 対応操作概要

各操作目的、対応操作概要及び各対応操作に対するC/V注水量の関係を示す。

	操作目的	対応操作概要	技術的能力に係る審査基準
①	MCCI防止	・代替格納容器スプレイポンプ等により格納容器へスプレイし、格納容器再循環サンプ水位（広域）が81%になればスプレイを停止する。	「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」にて整理
②	格納容器冷却	・C/V圧力が0.283MPa以上であれば、代替格納容器スプレイポンプ等によるスプレイを実施する。格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を開始すれば、格納容器スプレイは停止する。格納容器スプレイ又は自然対流冷却による冷却中、C/V圧力が1Pd-0.05MPaまで低下すれば冷却を停止する。	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理
③	残存デブリ冷却	・格納容器冷却中にR/Vに残存デブリの徴候*が見られた場合は、格納容器水位の設定位置（炉心発熱有効長上端の0.5m下）まで格納容器又は代替格納容器スプレイにより格納容器内へ注水する。 *：徴候は、C/V圧力、温度等の上昇により確認する。	「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」にて整理



(2) 炉心損傷後における格納容器内の水素濃度を考慮した減圧運用について

炉心損傷時にはZr-水反応等により水素が発生することから、格納容器内を減圧する際は水素分圧の上昇による水素濃度の上昇に留意し、爆轟に至らないように配慮する必要がある。

a. 炉心損傷時の原子炉格納容器減圧運用

炉心損傷後における原子炉格納容器減圧操作時は、減圧に伴い水素濃度が高くなることから、爆轟領域である水素濃度13 vol%（ドライ）を超えないように配慮する。
そのため、以下の水素濃度を目安に減圧運用を行う。

水素濃度目安：8 vol%（ドライ）*

*ただし、減圧を継続する必要がある場合は、8 vol%（ドライ）以上であっても操作の実効性と悪影響を評価し、減圧を継続することもありうる。

炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.283 MPa）から0.05 MPa [gage]）に達すれば停止する手順としており、この運用により図1に示すとおり100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することができる。また、水素濃度は、格納容器内水素濃度計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できる。

（参考：図2に爆轟領域と可燃領域を示した空気、水素、水蒸気の3元図を示す。また、図1に示す75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係も示す。）

なお、図1は気体の状態方程式を用い、全炉心内のジルコニウム量の75%（100%）が水と反応した場合に、格納容器内水素濃度が均一になるものとして表したものである。計算には、格納容器内の水素濃度の観点から保守的に厳しい条件を設定している。



：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

(参考)

- ・可燃領域
爆轟以外の燃焼反応を起こす領域
- ・爆轟領域
強い圧力波を伴い、音速より速い速度で燃焼が伝播する爆轟燃焼が生じる領域

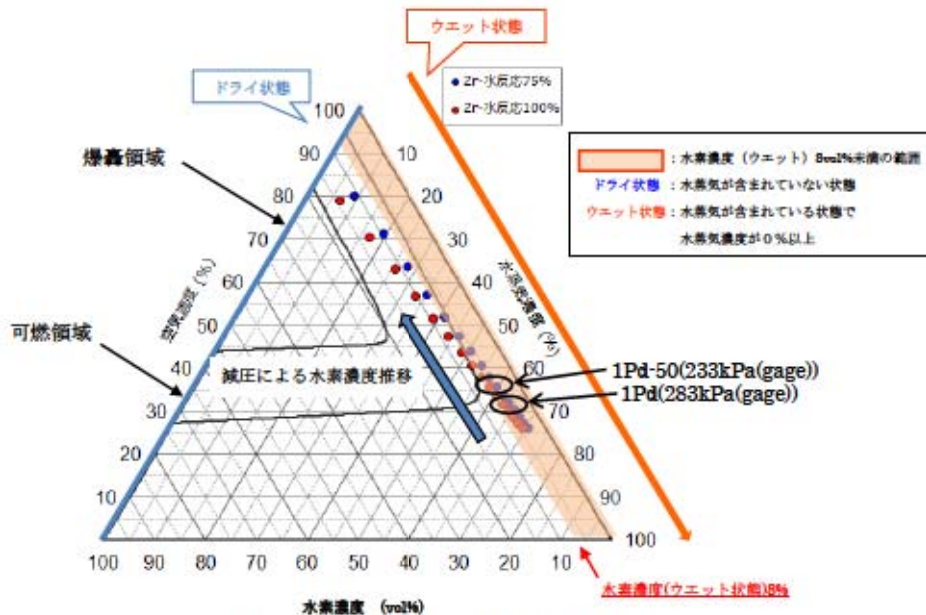
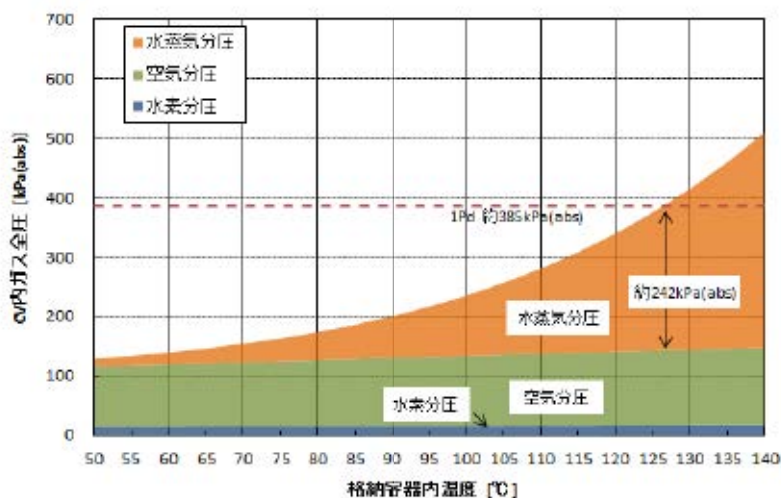


図2 空気、水素、水蒸気の三元図

図2に示した75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係については、C/V内を飽和状態と仮定し、気体の状態方程式に基づいて図1を作図しており、図1の横軸(格納容器内圧力)は、下図に示すとおり、水素と空気と水蒸気の各分圧の和になる。

ある温度における各ガスの分圧は、体積が一定の場合、各ガスのモル数に比例するため、1Pd(0.283MPa g[0.385MPa (abs)])時の水蒸気濃度の63%は、CV内ガス全圧(0.385MPa (abs))に対する水蒸気分圧(0.242MPa (abs))の比によって算出している。



(3) 格納容器内の局所的な水素濃度分布について

破断口があるBループ室及び原子炉下部キャビティでは、炉内 Zr-水反応で発生した水素が破断口から放出されることにより、ウェット水素濃度が比較的高くなる。原子炉下部キャビティのウェット水素濃度は13%以上となるが、その期間は短時間であり、図2のとおり3元図の爆轟領域に達していない。

従って、局所的な水素濃度評価においても、水素爆轟の可能性は低いと判断している。

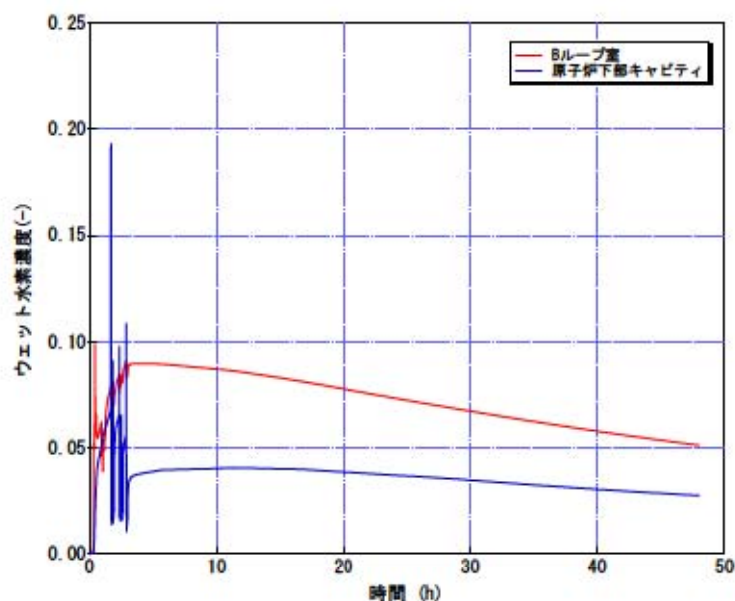


図1 水素濃度の推移

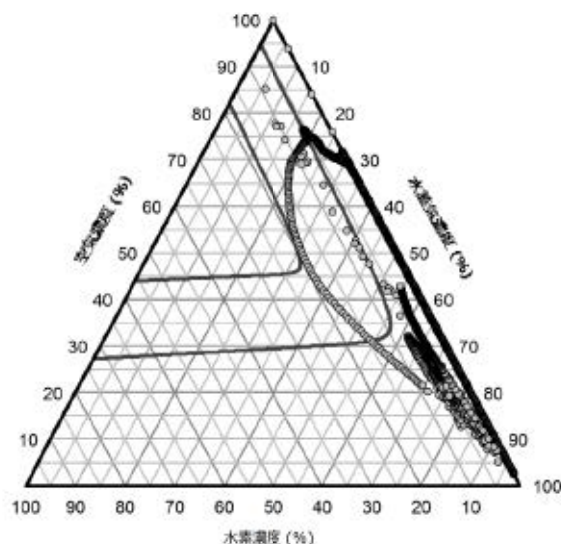


図2 原子炉下部キャビティの3元図

有効性評価添付資料 7.2.4.3 「GOTHIC における水素濃度分布の評価について」より抜粋

(4) 各対応操作時のC/V注水量管理

C/Vへの注水時は、重要機器及び重要計器の水没を防止するため、C/V内の注水量を管理する必要がある。各操作におけるC/V内注水量の管理については、以下のとおりである。

a. 格納容器スプレイ (MCCI防止)

格納容器スプレイ中は、原子炉下部キャビティ室の水位が早期に概ね必要水量が蓄水されていることを原子炉下部キャビティ水位により把握でき、また、格納容器再循環サンプ水位(広域)によりC/Vへの注水量を把握することができる。

b. 格納容器冷却(減圧)

格納容器冷却(減圧)中は、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等によりC/Vへの注水量を把握し、また、格納容器水位により確認することで、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に影響しない高さまで注水することができる。

c. 残存デブリ冷却

残存デブリ冷却に伴うC/V注水中は、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等によるC/Vへの注水量を把握し、また、格納容器水位により確認することで、炉心発熱有効長上端の0.5m下で、かつ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に影響しない高さまで注水することができる。

(5) 格納容器内の水位検知

a. 原子炉下部キャビティ室の水位検知

原子炉下部キャビティ室水位については、格納容器最下階フロアと原子炉下部キャビティ室の間が連通管及び小扉を經由して原子炉下部キャビティ室へ流入する経路が確保されており、格納容器内の水位が T.P. 12.1mフロアを超え格納容器再循環サンプが満水となれば格納容器再循環サンプ水位計により計測が可能である。

更なる監視性向上のため、熔融炉心が原子炉容器を貫通した際の MCCI を抑制することができる水量が蓄水されていることを直接検知する電極式の水圧監視装置を設置する。

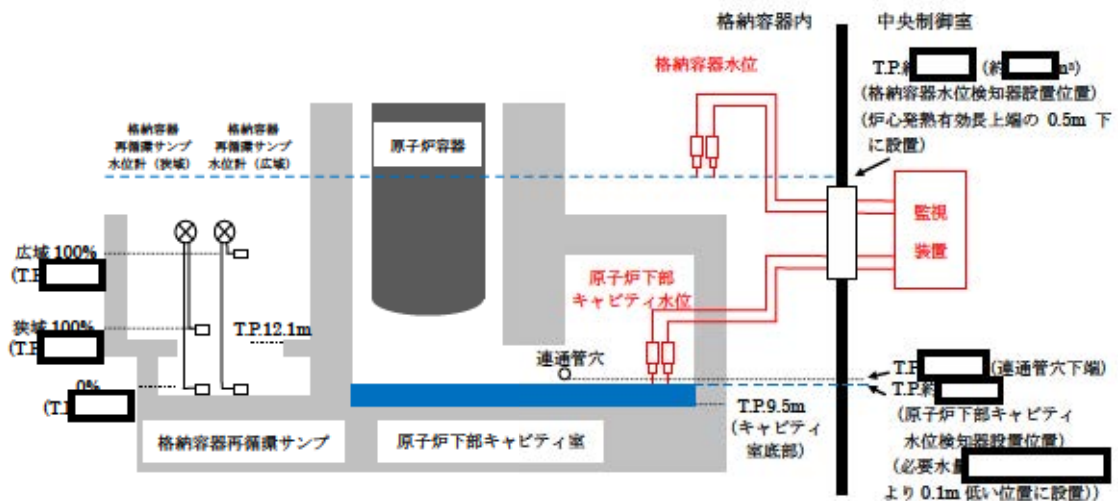
検知器の設置位置は、解析によって示される MCCI を抑制するための必要水量等には不確かさが含まれるため、早期に概ね必要水量が蓄水されていることを確認する位置として、保守的に原子炉容器破損時に炉心燃料の全量（約 [] が落下した場合の早期冷却固化に必要な水量（約 [] T.P. 約 [] より 0.1m 低い T.P. 約 [] に設置する。（図 1， 2 参照）

b. 格納容器内の水位検知

格納容器内の水位については、格納容器再循環サンプ水位計による計測に加え、代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量計等により測定した注水量から水位の把握が可能であるが、更なる監視性向上のため、格納容器注水を行う際の上限レベルを直接検知する電極式の水圧監視装置を設置する。（図 1 参照）

検知器の設置位置は、炉心冷却性も十分確保できる位置として、炉心発熱有効長上端（T.P. 約 [] の 0.5m 下（T.P. 約 [] に設置する。

[] : 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。



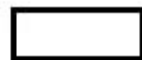
【電極式水位検知器動作原理】
2本の電極の線間抵抗の変化によって水の有無を検知する

図 1. 原子炉下部キャビティ水位・格納容器水位監視装置概要図

[] : 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

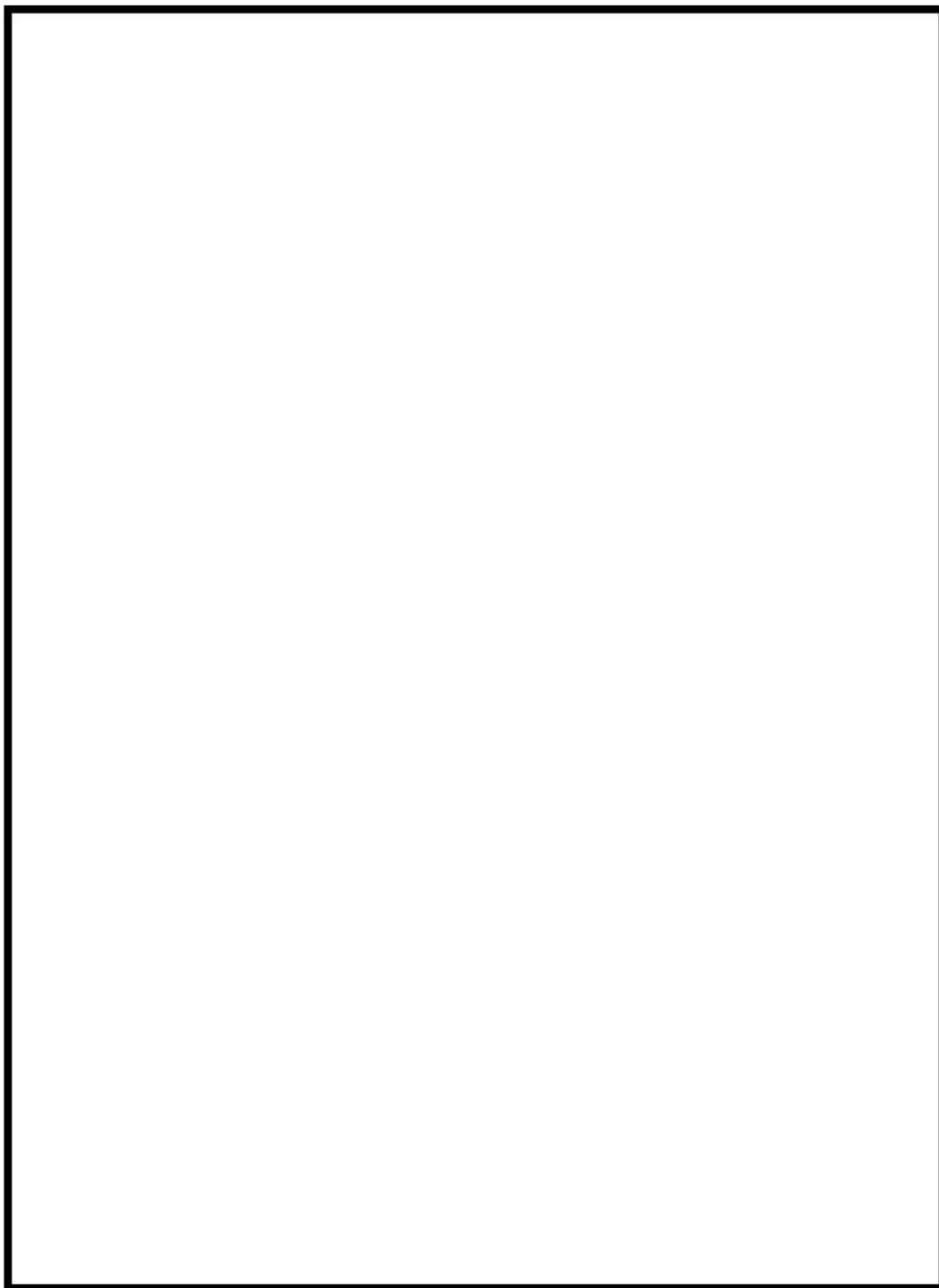


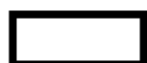
図 2. 格納容器内への注水量と水位の関係

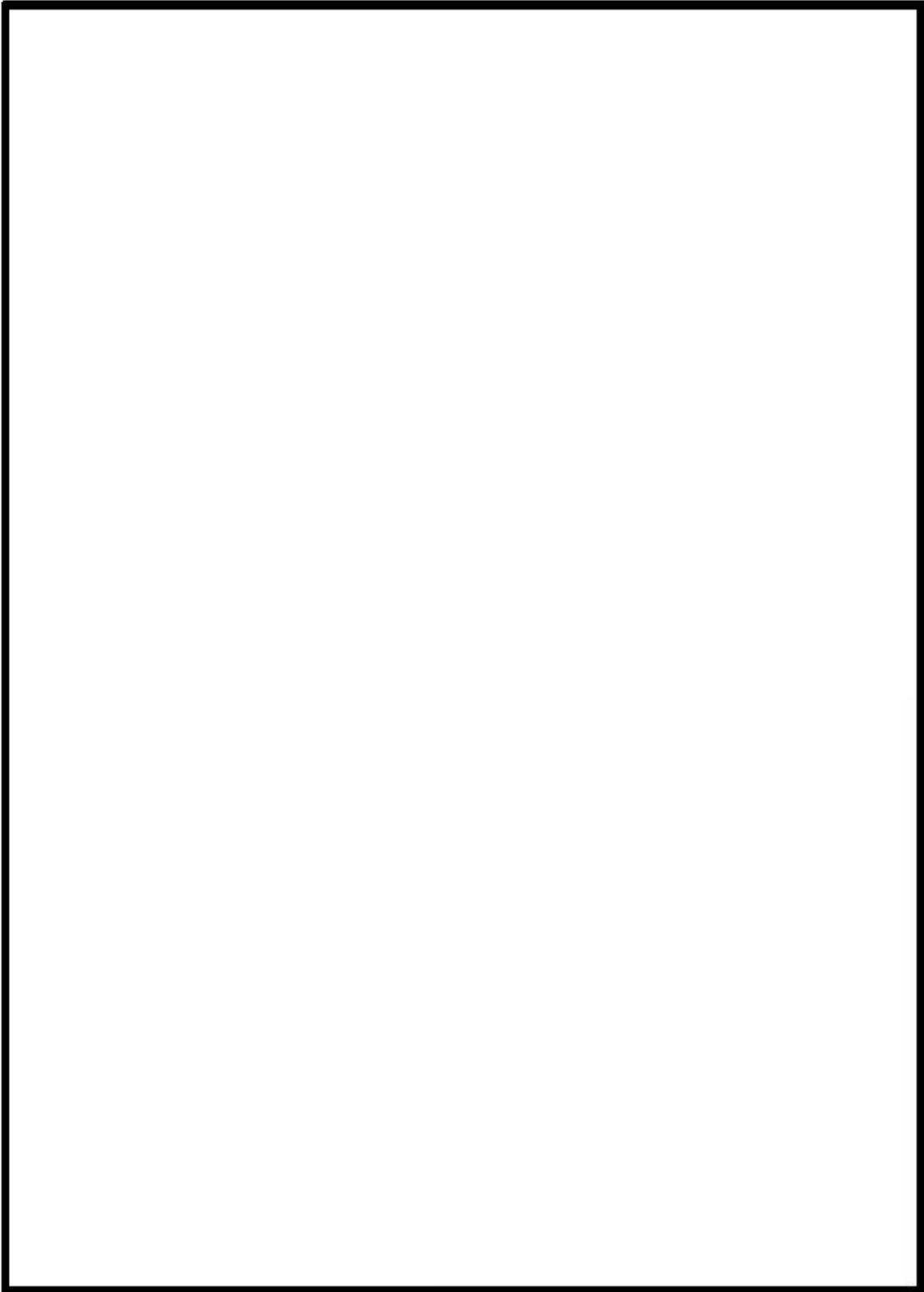


: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

- (6) 格納容器内水量と格納容器内水位の関係
格納容器内水量と格納容器内水位の関係について、以下の図のとおりである。



 : 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



: 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

(7) 格納容器圧力計が使用できない場合のスプレイ停止判断について

重大事故時は、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が開始すれば、格納容器スプレイを停止するが、原子炉容器内に残存デブリの徴候が見られた場合又は、残存デブリの冷却が必要な場合は、格納容器水位の設定位置（T.P. [] m 炉心発熱有効長上端の 0.5m 下）まで C/V 内へ注水する。

格納容器再循環サンプ水位（広域）81%から格納容器水位の設定位置までに設置されている格納容器圧力計は4台（T.P. 約 [] m）使用できなくなるものの、2台の格納容器圧力計は格納容器水位の設定位置、かつ格納容器再循環ユニットダクト開放部よりも高い位置（T.P. 約 [] m）にあるため C/V 圧力は監視可能である。

また格納容器内温度計は、十分な高所（T.P. 約 [] m）に設置しており、水没の可能性は極めて低く、格納容器圧力計が動作不能となった場合でも、C/V 内の温度変化を監視することで、飽和蒸気圧力と飽和蒸気温度の相関関係から C/V 圧力を推定することができる。

[] : 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

(8) 原子炉下部キャビティ室への流入について

a. 原子炉下部キャビティ室への流入経路

原子炉格納容器にスプレイされた水は、図1、図2、図3に示すとおり、格納容器最下階フロアに流下する。主な流下経路は以下のとおり。

- ① 格納容器とフロア床最外周部の隙間
- ② 各フロアの外周通路部の階段・開口部（ハッチ等）
- ③ ループ室内の床のグレーチング
- ④ 原子炉キャビティ底部に設置した格納容器最下階への連通管（6 B×2）

さらに格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアに溜まった水は、以下の経路により原子炉下部キャビティ室に流入する。（なお、RCS配管破断水も同様の経路で原子炉下部キャビティ室に流入する。

- ⑤ 格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管（6 B×1）
- ⑥ C/Vサンプから下部キャビティ室に通じる床ドレン配管を逆流（4 B×1）

また原子炉容器付近にスプレイされた水の一部は、下記の経路からも直接原子炉下部キャビティ室に流下する。

- ⑦ 原子炉容器と原子炉下部キャビティの隙間（原子炉容器シールリング部、原子炉容器と1次遮蔽コンクリートの隙間）

また、更なる信頼性の向上を図るため、原子炉下部キャビティ室への入口扉に開口部（小扉）を設置し、原子炉下部キャビティ室へ繋がる通水経路の多重性を確保した。

- ⑧ 原子炉下部キャビティ室への入口扉の小扉（200mm×500mm）

- : 原子炉下部キャビティ室への流入経路 (⑤ ⑥ ⑦ ⑧)
→ } : 格納容器最下階への流入経路 (① ② ③ ④)

全般として、水は目皿・ドレン配管や開口部を通じて最下階 (T.P. 12.1m/10.4m) に流下していく

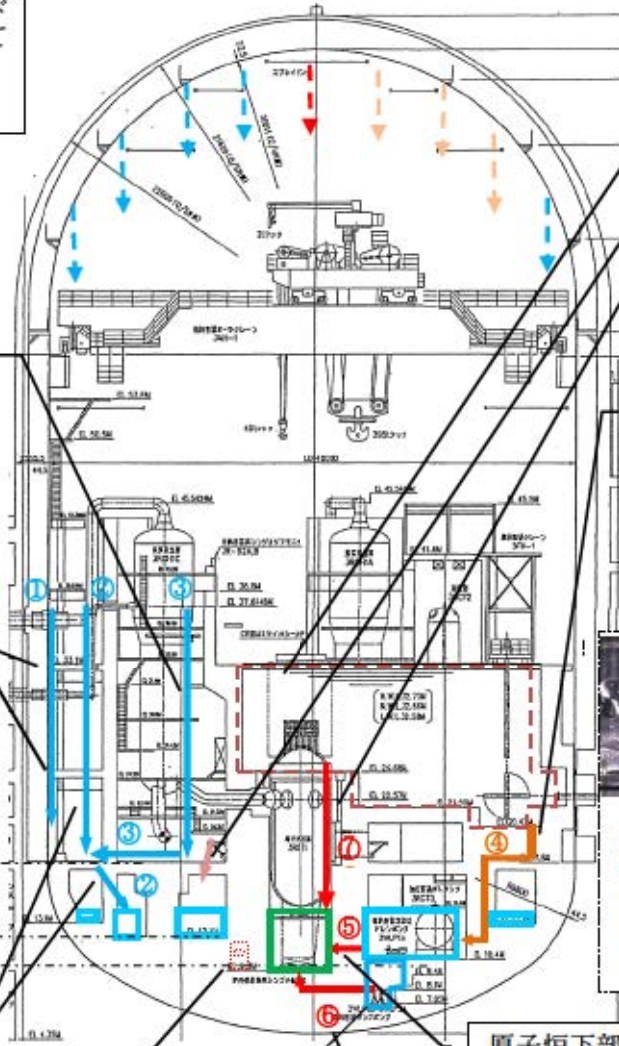
ループ室内の床はグレーチングであり、T.P. 17.8mのフロアまで流下していく (③) さらにループ室入口から外周通路部へ流出する

格納容器鋼板とフロア床最外周部の間に隙間があり、T.P. 17.8mのフロアまで流下していく (①)

T.P. 17.8m
T.P. 12.1m
T.P. 10.4m

外周通路部の階段・開口部 (ハッチ等) から、最下階 (T.P. 12.1m/10.4m) に流下していく (②)

原子炉下部キャビティ室への流入経路の多重性を確保するため、下部キャビティ室への入口扉に小扉 (200mm×500mm) を設置する (⑧)



原子炉キャビティ

RCS配管破断水

原子炉容器と原子炉キャビティの隙間から、原子炉下部キャビティ室へ流下する (⑦)

格納容器最下階の加圧器逃がシタンクエリア (T.P. 10.4m) に流下させるため、原子炉キャビティ底部に格納容器最下階の加圧器逃がシタンクエリアに通じる連通管 (6B×2) を設置している (④)



通常運転時は閉止フランジを取外している。定検時は燃料交換時に原子炉キャビティへ水張りするため閉止フランジを取付ける。(写真は停止時に撮影)

原子炉下部キャビティ室への流入性を確保するため、格納容器最下階の加圧器逃がシタンクエリアから下部キャビティ室に通じる連通管 (6B: 逆止弁付) を設置している (⑤) (写真は下部キャビティ室の外側から撮影)



C/Vサンプルから床ドレン配管 (4B) を逆流し、原子炉下部キャビティ室へ流入する (⑥)

図1 格納容器スプレイ水及びRCS配管破断水の原子炉キャビティ室への流入経路

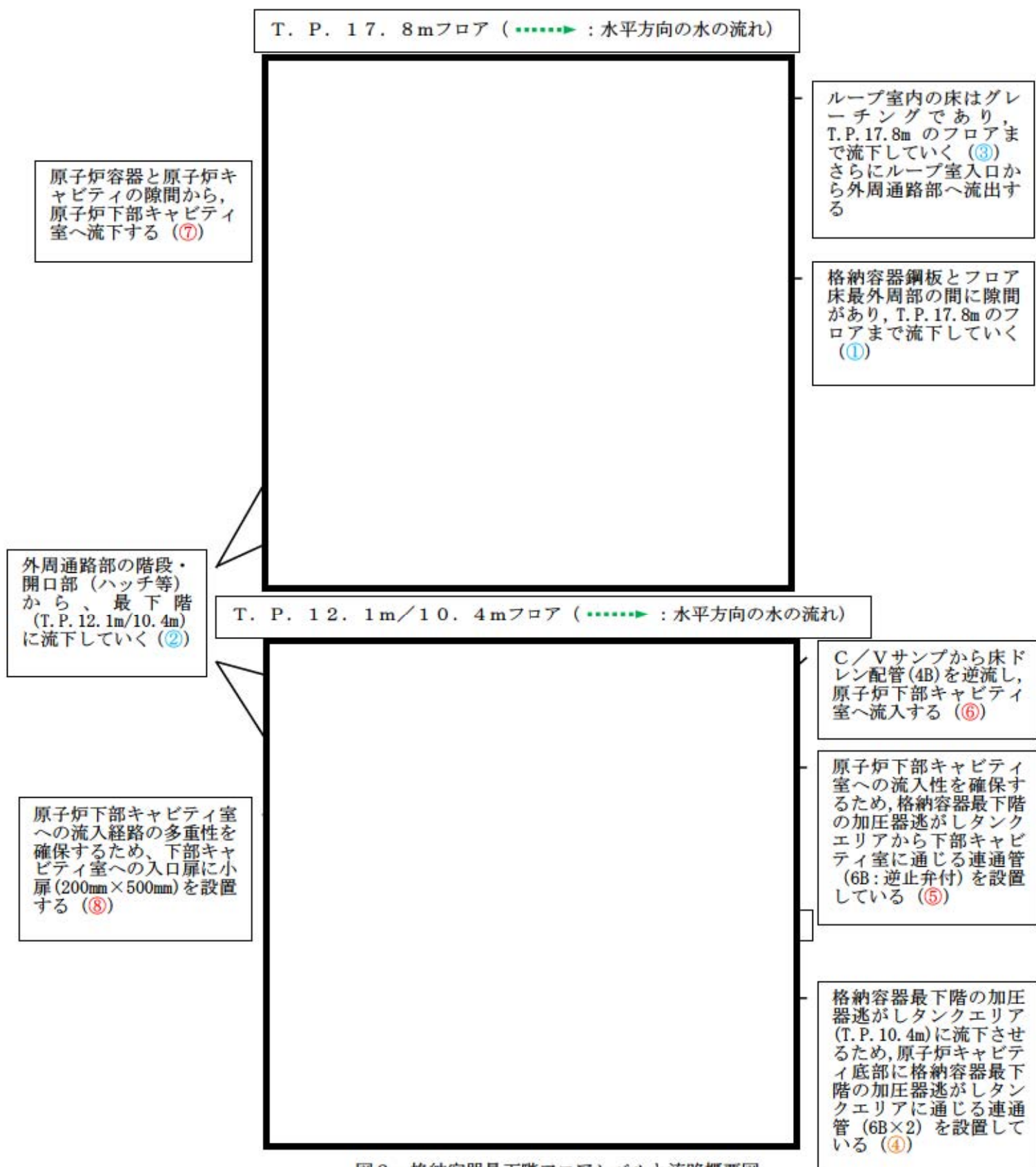
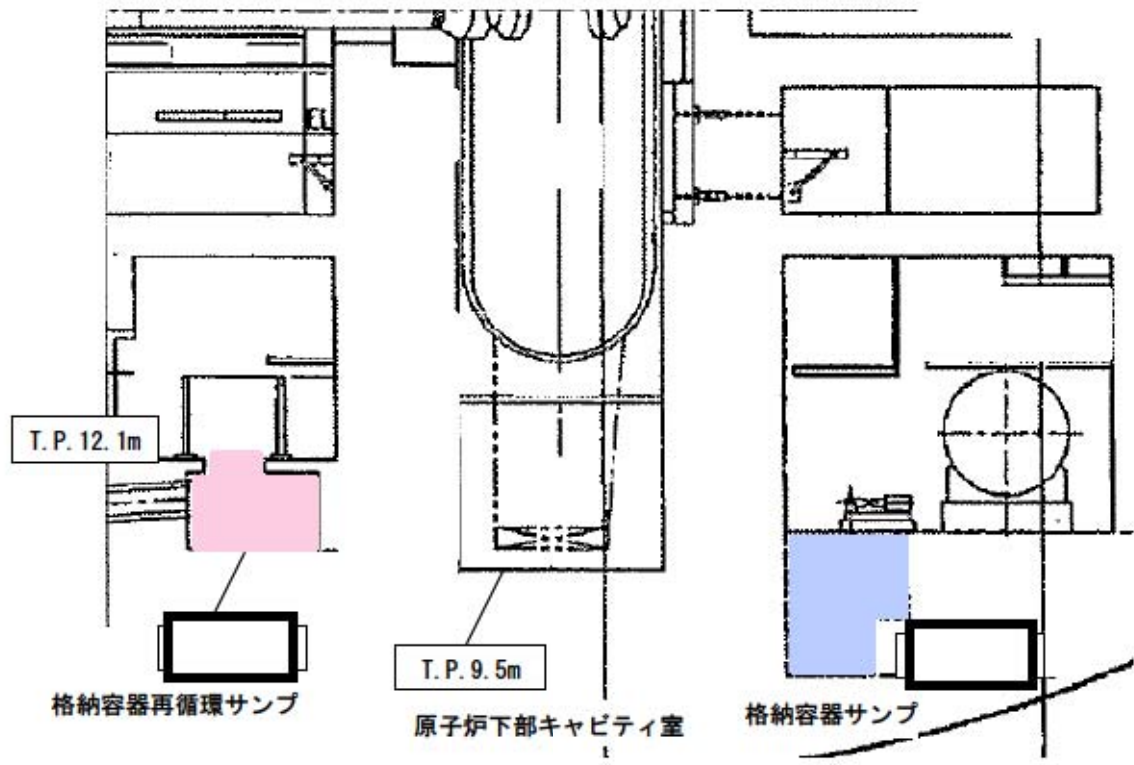


図2 格納容器最下階フロアレベルと流路概要図

□ は、防護上の観点から公開できません。



格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	<div style="border: 2px solid black; width: 100px; height: 100px; margin: 0 auto;"></div>
格納容器サンプ容量	

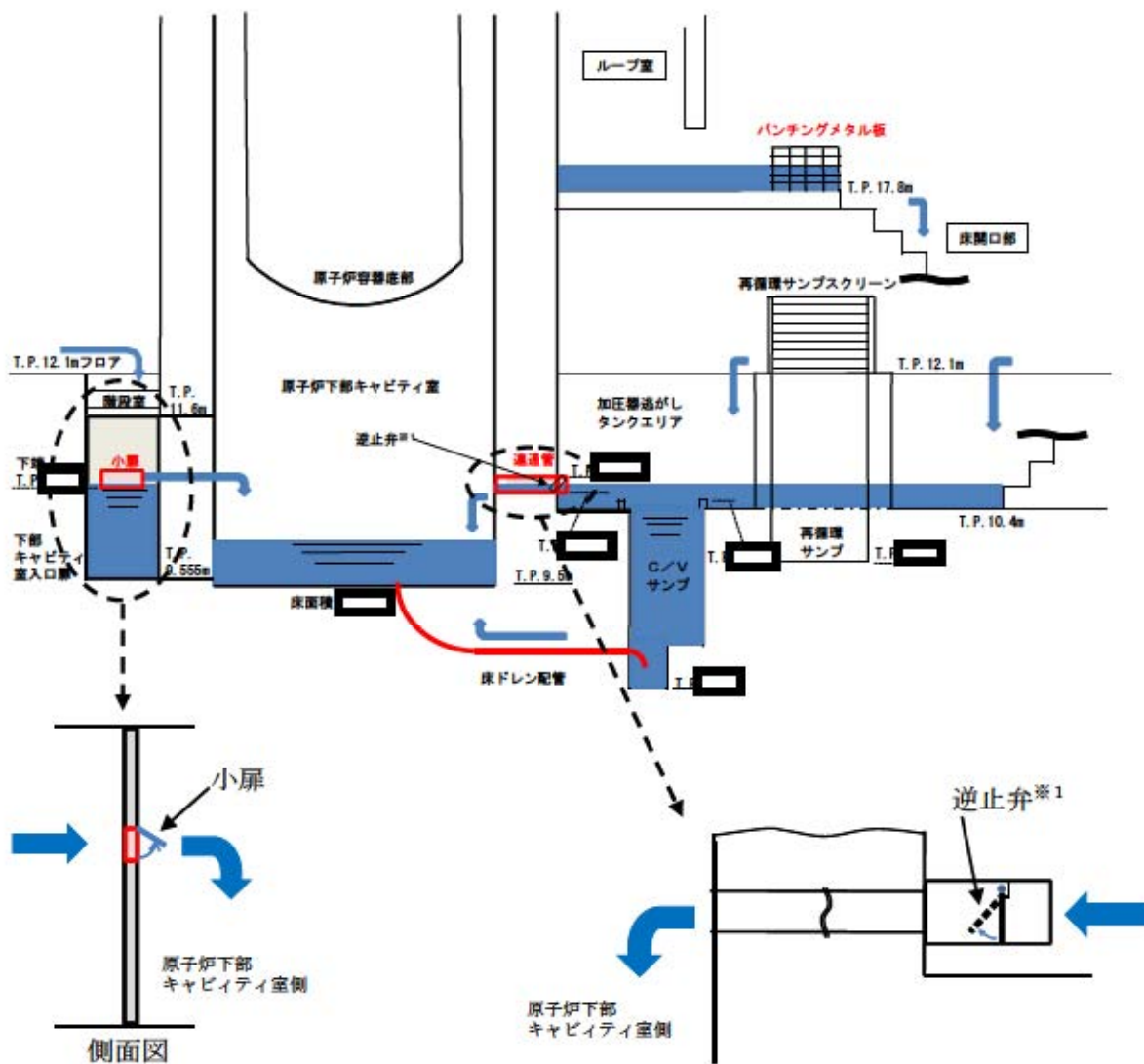
図3. 格納容器内断面図

は、商業機密に属しますので公開できません。

b. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティ室に通じる以下の開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

原子炉下部キャビティ室に流入する経路断面概要を図4に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を図5及び図6に示す。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図4 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図

は、商業機密に属しますので公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCC I の発生に対して最も影響の大きい「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約1.6時間後※2)に合計 []^{※2}の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊3号炉に装荷される炉心有効部の全量約 []と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 []とした。

※2 解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティ室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
- ・原子炉容器外周隙間からの流入

図5 格納容器内への注水量と水位の関係

[] は、商業機密に属しますので公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 溶融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図5と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断LOCA時の初期の流入水（RCS配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。
- (d) 実際にはRCS配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

図6 格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

は、商業機密に属しますので公開できません。

(a) 連通管

原子炉下部キャビティ室へ水が流入するように格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管を設置している。(図7)

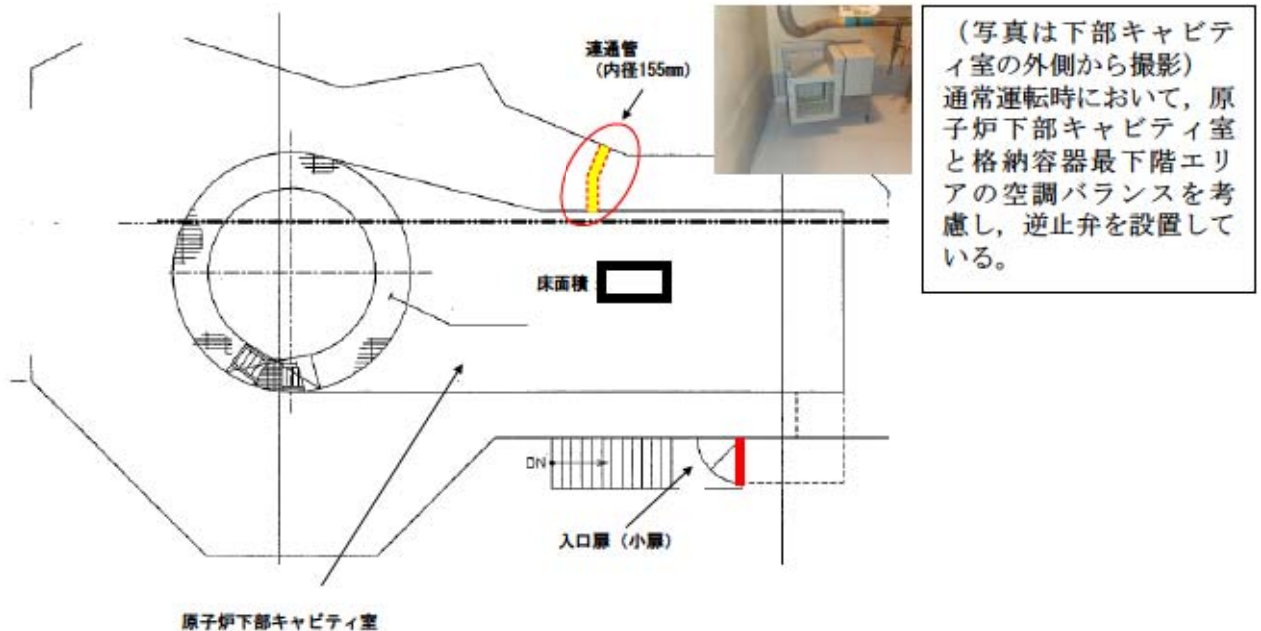


図7 連通管設置状況

(b) 小扉

原子炉下部キャビティ室への水の流入経路の多重性を確保するため、原子炉下部キャビティ室の入口扉に開口部 (小扉) を設置した。(図8)

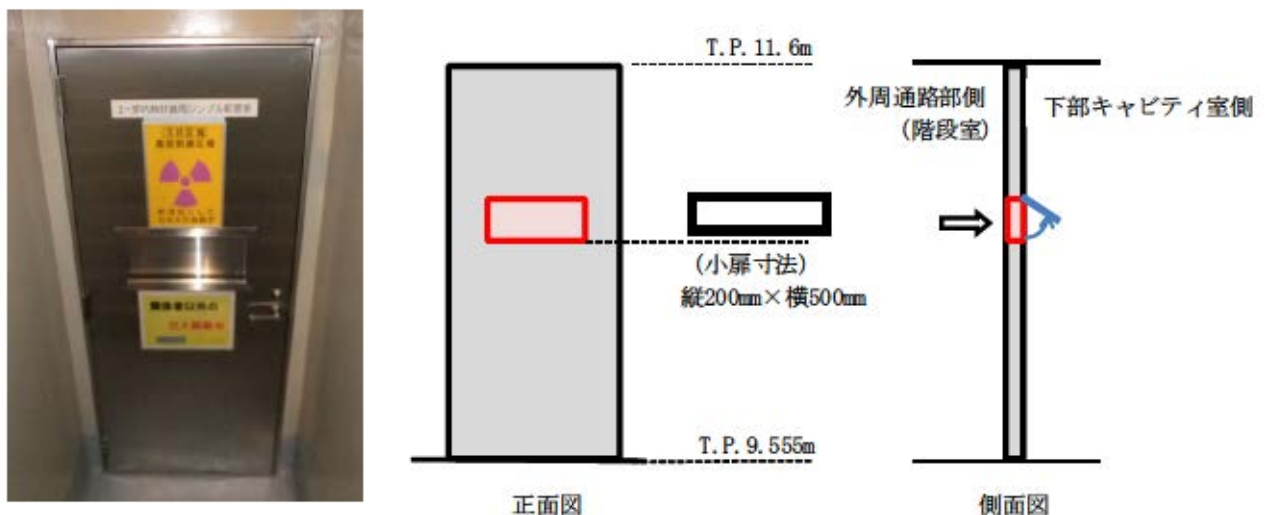


図8 炉内計装用シンプル配管室入口扉小扉設置状況

は、商業機密に属しますので公開できません。

c. 原子炉下部キャビティ室への流入健全性について

(a) 原子炉下部キャビティ室内側からの閉塞の可能性について

熔融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下した際、熔融炉心等で原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞しないことを以下のとおり確認した。

○ 「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、下表に示すとおり①熔融炉心(全量)(約 [] トン)と②炉内構造物等約 [] の合計約 [] が、LOCA後3時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。

○ 上述の結果に解析結果が持つ不確実性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう②炉内構造物等の重量を約 [] とし、合計150トン分が原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定する。

I. 実際に熔融が想定される炉内構造物については、下部炉内構造物のうち、熔融炉心が下部プレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部プレナム内にある構造物であり、これらは約 [] である。これらを多く見積もり、下部炉心板以下の全構造物約 [] の熔融を想定する。

II. 原子炉容器については、クリーブ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。なお、解析結果では原子炉容器の熔融量はほぼ0であり、熔融物全体の余裕の中で考慮する。

III. 原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が熔融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下することを想定する。また、原子炉下部キャビティ室にあるサポート等についても、全て熔融することを想定する。これらの総重量は [] である。

以上を全て合計した約 [] に対して、保守的になるように切りが良い数値として、②炉内構造物等の重量を約 [] と設定した。

	構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重	体積
①	熔融炉心(全量)	UO ₂	[]	[]	約11	約17m ³
		ZrO ₂			約6	
②	炉内構造物等	SUS304等				
合計				約150トン		

※：空隙を考慮せず。

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティ室に蓄積される熔融炉心等は約17m³となる。これら熔融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は約 [] であるので、堆積高さは約 [] となる。原子炉下部キャビティ室への連通管まで約 [] 以上あることから、熔融炉心等の堆積高さを多めにみた場合でも原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。

[] は、商業機密に属しますので公開できません。

(b) 原子炉下部キャビティ室外側からの閉塞の可能性について

原子炉下部キャビティ室への流入口である連通管と小扉は、以下の理由により外側からの閉塞の可能性は極めて低く、流路の健全性について問題ないとする。

I. 原子炉下部キャビティ室への連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）には、再循環サンプスクリーンのように異物を除去するためのストレーナやフィルタは設置していないため、閉塞が発生する可能性は極めて小さい。

（参考）再循環サンプスクリーンの閉塞メカニズム

- ① 異物を除去するための細かいメッシュ（数mm）のスクリーンへの繊維質デブリの蓄積（初期デブリベッドの形成）
 - ② 蓄積した繊維質デブリの隙間への粒子状異物の混入（混合デブリベッドの形成）
 - ③ 混合デブリベッドの圧縮による、再循環サンプスクリーンの閉塞
- ※想定するデブリ
- ・破損保温材（繊維質）：ロックウール
 - ・その他粒子状異物：塗装
 - ・堆積異物（繊維質、粒子）

⇒連通管や小扉については、上記①が発生しないため、閉塞の可能性は極めて低い。

II. 大破断LOCA時に発生する主なデブリは、蒸気発生器や1次冷却材配管の保温材であり、大破断LOCA時のジェット水流により飛ばされ、床・壁等に衝突することにより微細化されるが、繊維長の長い繊維質保温材については大きな塊として残留する可能性がある。しかし、これらの連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）を一気に閉塞させるような大きな塊の保温材は、以下の理由により流路を閉塞させる可能性は極めて低い。

- ・クロスオーバーレグの保温材を除き蒸気発生器室のグレーチング（3cm×10cm程度のメッシュ）で捕捉される。（図9）
- ・万が一蒸気発生器室床面（T. P. 17.3m）に落下しても、蒸気発生器室入口から連通管に至るまでのT. P. 17.3mの通路及びT. P. 12.1/10.4mの通路等が複雑かつ長いことから連通管及び小扉までは到達し難い。（図10）

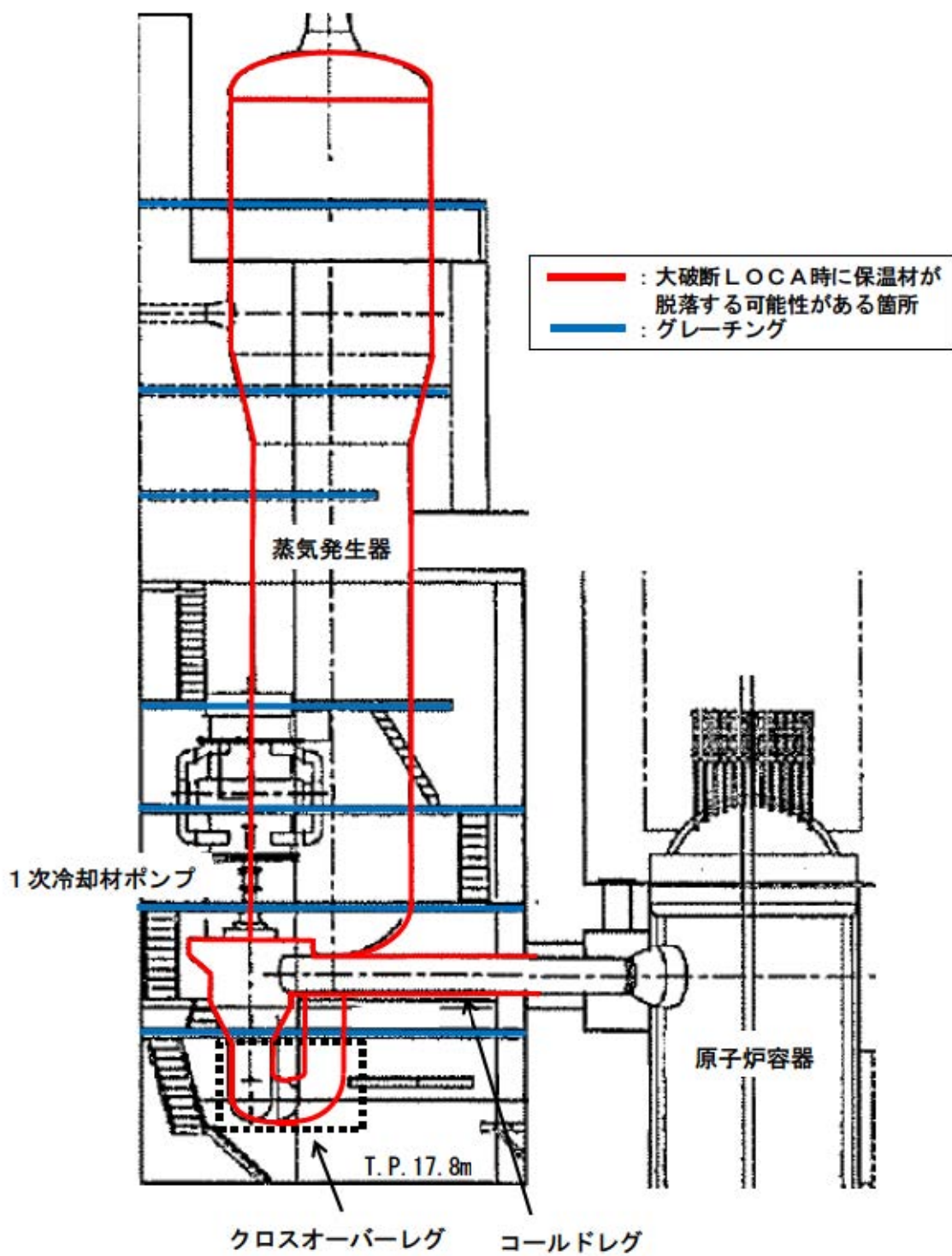


図9 各機器とグレーチングの位置関係

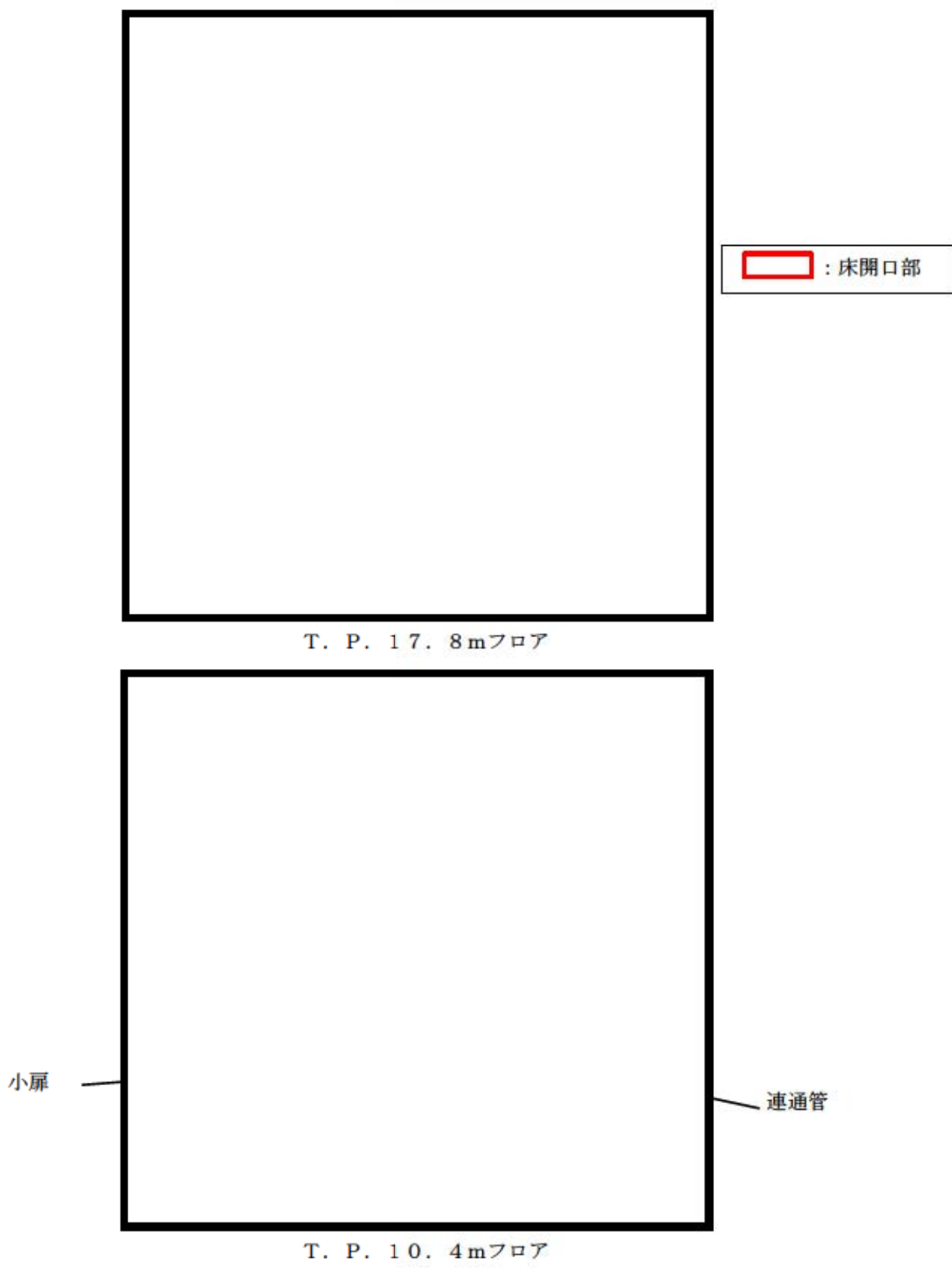
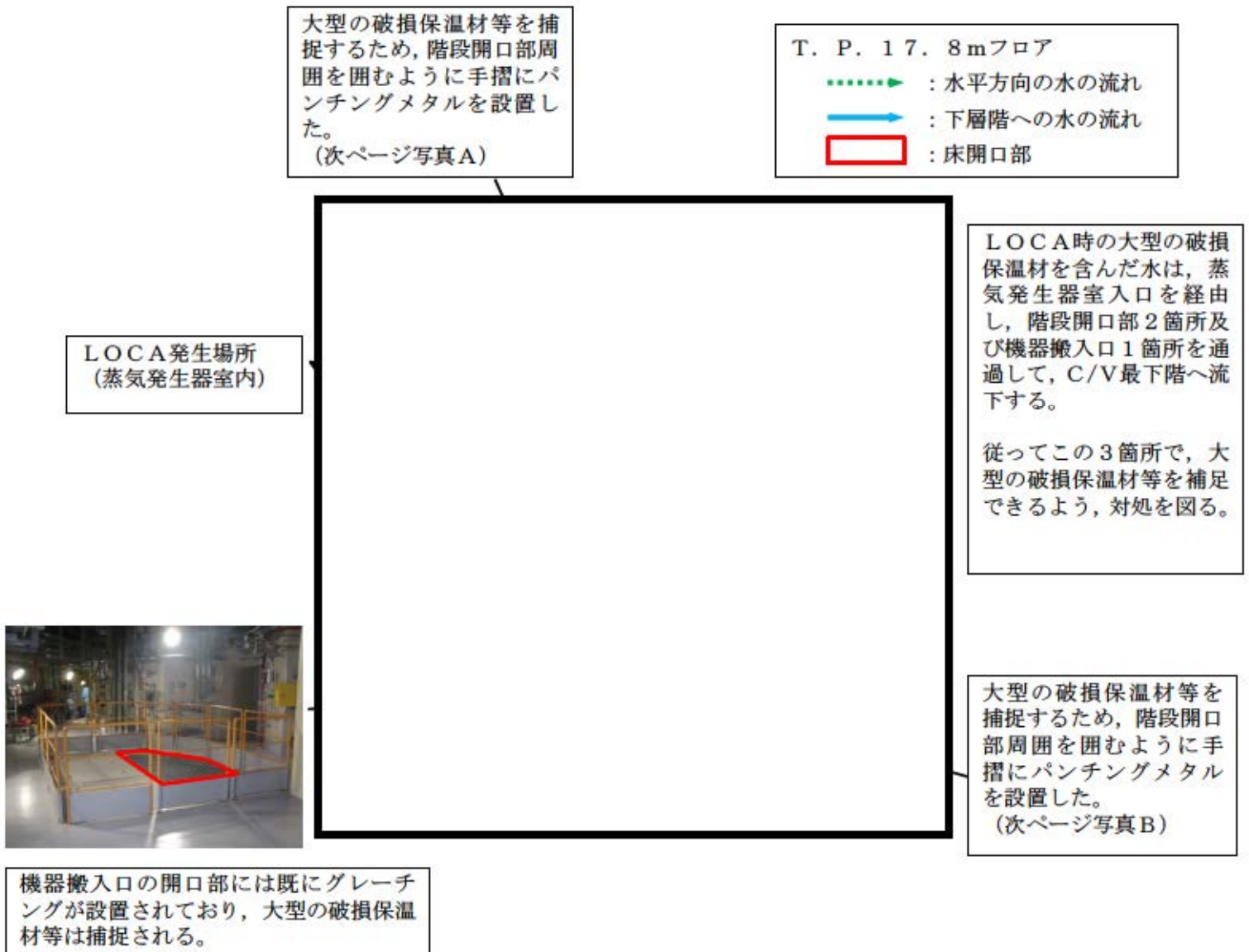


図10 各ループ室から原子炉下部キャビティ室までの流路
 は、防護上の観点から公開できません。

d. 保温材等のデブリ対策

ループ室内のグレーチングの開口部等を通過した大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万が一連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）に到達することを防止するため、T. P. 17. 8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタルを設置した（この他に機器搬入口の開口部が1箇所あるが、既にグレーチングが設置済み）

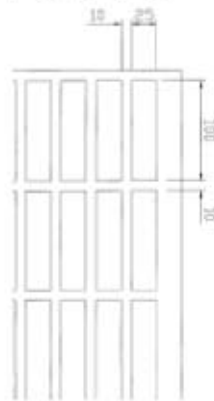
なお、それぞれの開口部面積は十分大きく、かつ万が一1箇所の開口部が閉塞したとしても、他の2箇所から水は流れるため、流路確保の観点からも信頼性は高い。



□ は、防護上の観点から公開できません。



(写真A)
階段開口部に設置したパンチングメタル



(写真B)
階段開口部に設置したパンチングメタル

e. まとめ

原子炉下部キャビティ室への注水を確実にするために、以下の対策を実施した。

(図11)

① 原子炉下部キャビティ室への流入経路確保

原子炉下部キャビティ室入口扉に小扉を設置した。

また、原子炉下部キャビティ室への連通管を従来より設置している。

② 保温材等のデブリ対策

T. P. 17. 8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタル板を設置した。

これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティ室への注水を確実に実施することができる。

大破断LOCAにより発生する大型の保温材等のデブリは、デブリ捕捉用のパンチングメタル及びグレーチングにより補足することができるため原子炉下部キャビティ室に設置した連通管及び小扉の外側にこれらのデブリが到達することはない。また、連通管及び小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。

溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定した場合においても、連通管及び小扉の設置高さは堆積高さと比べて高いことから、内側から注水経路が閉塞することなく有効に機能する。

なお、運転中の定期的な巡視において、原子炉下部キャビティ室への連通管、小扉及び格納容器再循環サンプスクリーン周辺に、閉塞に繋がる異物がないことを目視にて確認する。また、定期的に連通管及び小扉の健全性確認を実施する。

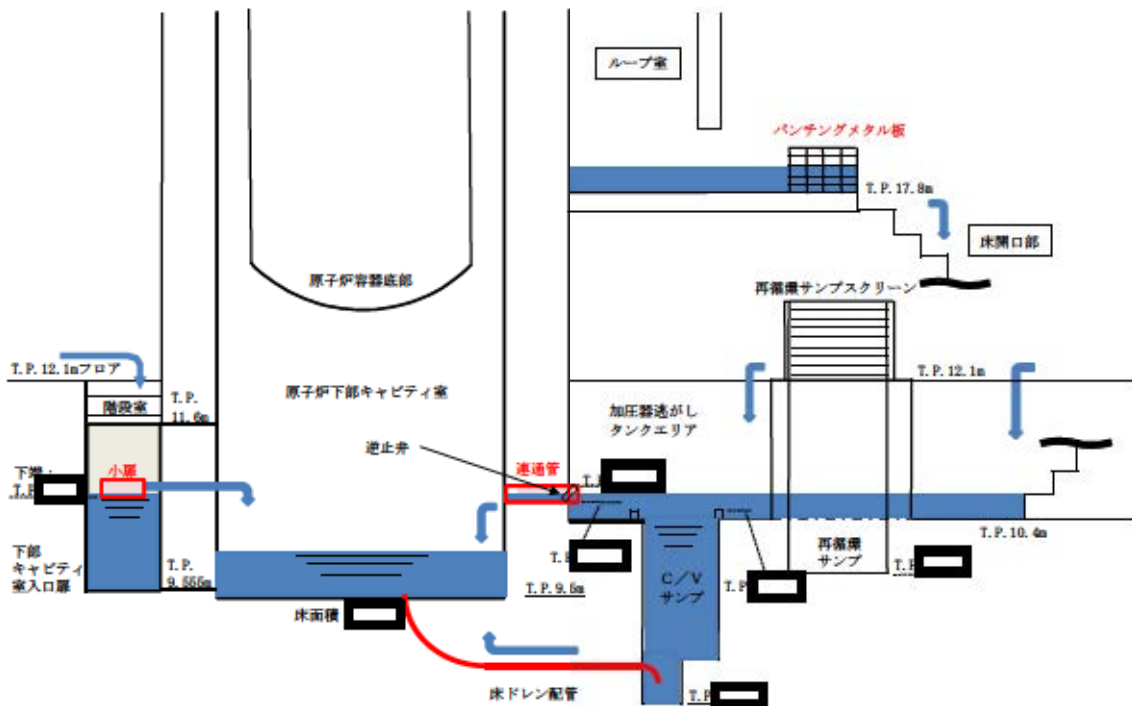


図11 原子炉下部キャビティ室までの流入経路断面図

□ は、防護上の観点から公開できません。

原子炉下部キャビティ室への蓄水時間について

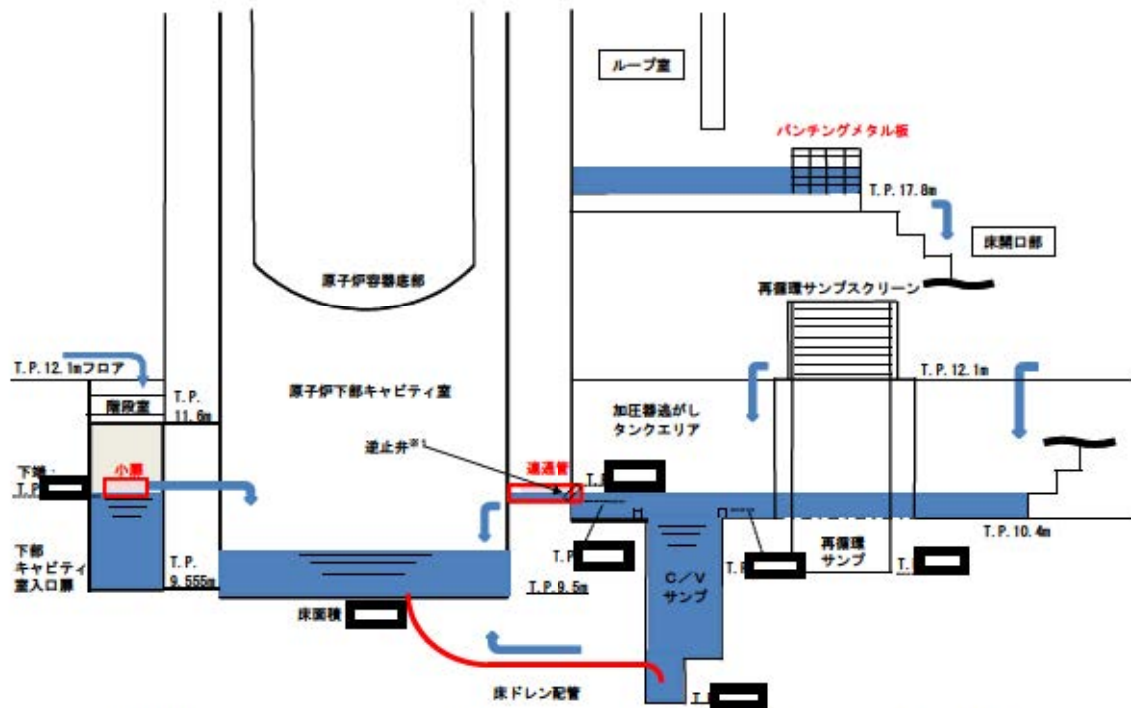
1. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティ室に通じる開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

また、図2及び図3に連通管又は小扉から原子炉下部キャビティ室へ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を示す。

原子炉下部キャビティ室に通じる開口部は2箇所（連通管及び小扉）あり、仮にどちらか一方が閉塞した場合においても、図2及び図3のとおり冷却に必要な冷却水の確保は可能である。

なお、解析コードMAAPによると、図4のとおり熔融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.6時間後）までに確保可能である。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図1 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図

□ は、防護上の観点から公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) MCCI の発生に対して最も影響の大きい「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止) シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約 1.6 時間後※2)に合計 []² の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊 3 号機に装荷される炉心有効部の全量約 [] と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 [] とした。

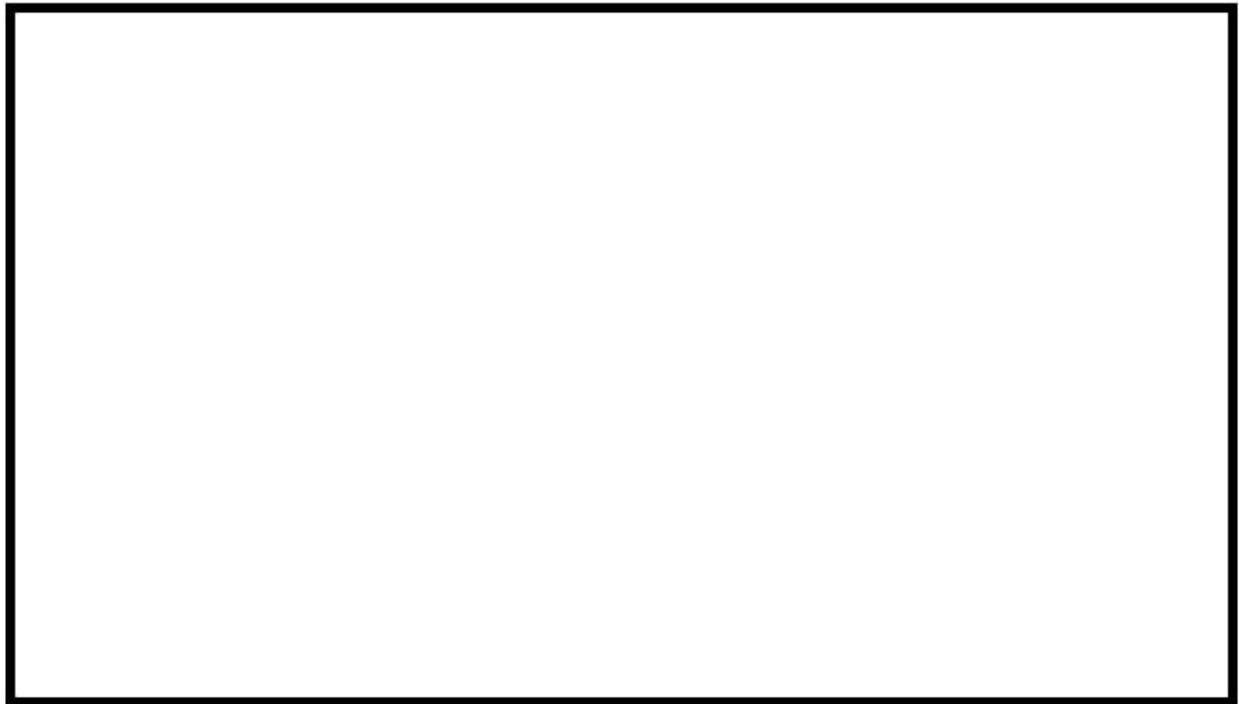
※2 解析では、初期炉心熱出力を 2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

- (b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティ室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・ C/V サンプからのドレン配管逆流による流入
- ・ 原子炉容器外周隙間からの流入

図 2 格納容器内への注水量と水位の関係 (既設連通管のみから流入の場合)

[] は、商業機密に属しますので公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 熔融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図2と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 ）は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。
- (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

図3 格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

 は、商業機密に属しますので公開できません。

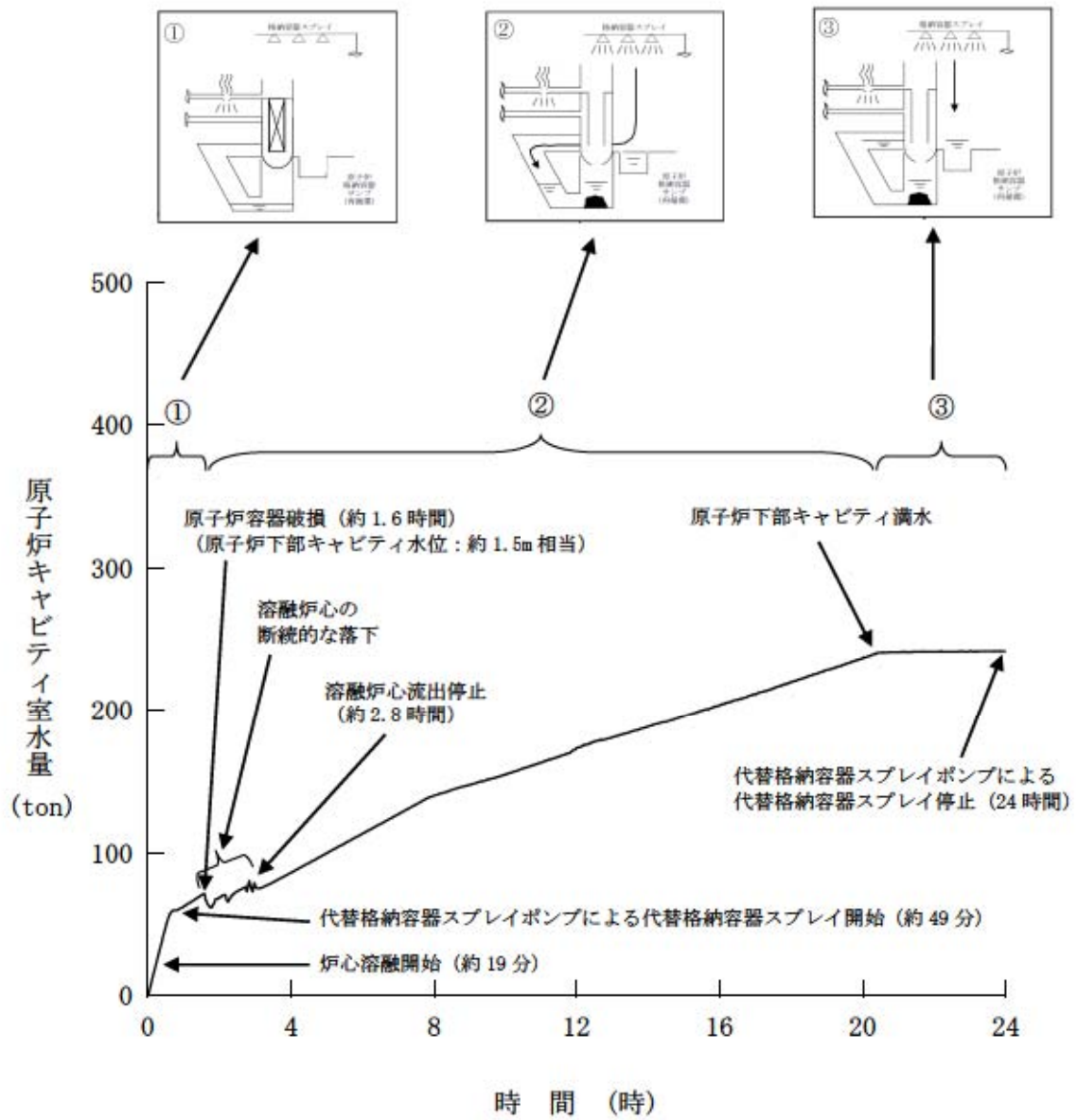


図4 原子炉下部キャビティ室水量の推移

炉心損傷時の再循環運転について

重大事故等対策の有効性評価において、炉心が損傷した場合は格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却で事象収束が図れることを評価しており、サンプスクリーンを介した再循環には期待していない。（*）

しかしながら、可能な限り事故収束のための選択肢を増やすとの観点から、再循環サンプスクリーンの使用可能性について検討を行った。その内容を整理した結果を下表に示す。この結果より、再循環運転を実施した場合の核分裂生成物（FP）の析出・粘性の増加による影響評価を実施していく。

なお、炉心が損傷した場合においては、再循環を実施するとECCS等の再循環配管およびポンプ周辺等の線量が増加し、復旧作業等に支障を来す可能性がある。したがって、再循環運転の正負の影響を評価し、その実施可否を検討する。

*：有効性評価シナリオのうち、水素燃焼については、炉心損傷時に格納容器再循環サンプスクリーンを介した再循環運転による冷却を行うシーケンスとしているが、これは水素発生に係る想定を厳しく見積もるためのシナリオであり、他の炉心損傷時の有効性評価シナリオ同様、自然対流冷却により格納容器過圧破損が防止できる。

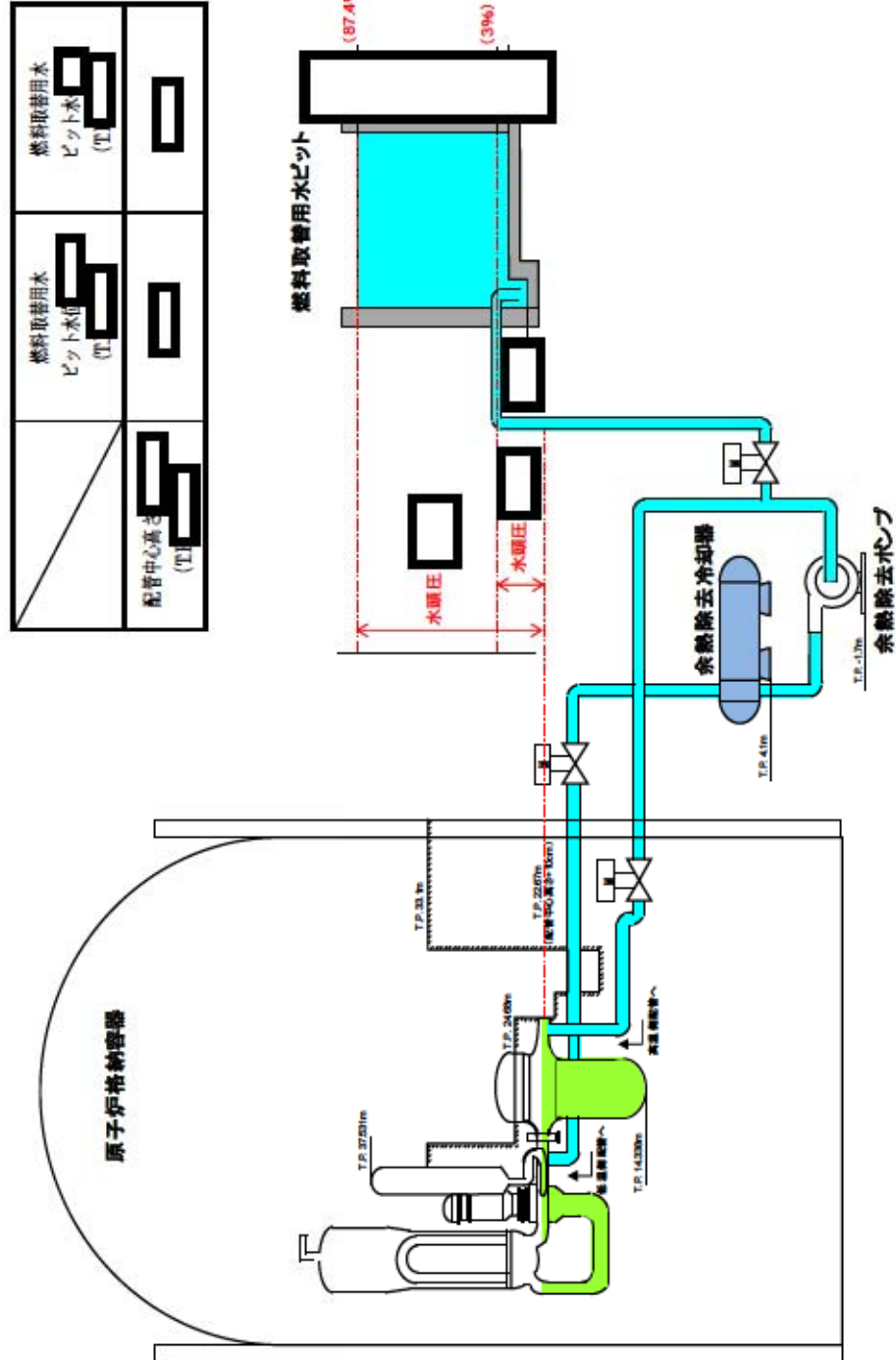
炉心損傷に伴う溶融デブリの影響

想定される影響	評価	中長期的な確認事項等
溶融炉心のサンプへの移送	比重が8程度と大きいことから、水流に伴って移送されることは考え難いが、高圧でRVが破損した場合には、溶融物が微細化・飛散する可能性がある。ただし、下部キャビティはサンプが配置されているCVの最下層よりも低いこと、連通穴等を介して接続され流路も複雑であることから、有意な圧損上昇を引き起こすとは考え難い。	—
FPの析出・粘性の増加	炉心損傷に伴い発生するFPの量は約250kgであり、これらはヒートシンク等に付着するものもあると考えられるが、全量溶解したとして再循環サンプに存在すると仮定すると、サンプ水に対する濃度は0.1wt%程度となる。この結果、エアロゾル可溶成分によりサンプ水の粘性が10%程度増加すると考えられる。（存在割合が大きいと考えられるCsOHの物性データがないため、物性の近いKOHにて評価を代用）	粘性の増加、析出量の評価を実施。

RCSへの燃料取替用水ピット重力注水について

重力注水経路

- ・燃料取替用水ピット→余熱除去ポンプスルー→1次冷却材系統低温側配管
- ・燃料取替用水ピット→余熱除去ポンプ入口ライン→1次冷却材系統高温側配管



運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段

ミッドループ運転期間中において、全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合の炉心注水手段については、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水のほか、蓄圧タンクによる炉心注水（その後に続く代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水）が考えられる。

当社においては、以下に示す炉心注水手段の比較、原子炉停止時の蓄圧タンク運用見直しに対する検討より総合的に判断した結果、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水にて対応することとしている。

1. 炉心注水手段の比較検討

以下の比較結果より、炉心注水までの操作時間はほぼ同じであり、燃料損傷防止及び継続的な炉心冷却の観点ではどちらの手段も有効である。

代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水	蓄圧タンクによる炉心注水
○代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水に関する考察 ①事象発生から約60分で代替格納容器スプレイポンプの準備を完了し注水開始可能。 ②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のほう酸水を継続的に注入することができ、長期にわたり炉心の冷却が維持できる。 $\square \text{ m}^3/\text{h}$ で注水し、事象発生から約62.8時間後まで注水可能。その後は高圧再循環による冷却となる。	○蓄圧タンクによる炉心注水に関する考察 ①蓄圧タンクによる炉心注水は、代替非常用発電機からの給電準備・起動操作、出口弁の操作準備時間等を考慮し、事象発生後約60分で実施可能。 ②蓄圧タンク水を炉心注水する場合、1基当たり約30分間の炉心冷却に寄与でき、2基注水を考慮すると、代替格納容器スプレイポンプの準備までに約60分の操作余裕を確保可能。(継続的な炉心冷却には代替格納容器スプレイポンプが必要)

2. 原子炉停止時の蓄圧タンク運用見直しに対する検討

【現状の運用】

- ・原子炉停止操作において、蓄圧タンク出口弁はクールダウン途中のRCS圧力 \square にて閉止した後、誤作動防止管理のために電源を切とする運用としている。
- ・蓄圧タンクは、運転モード5 (RCS温度93℃以下) に到達し、CVパージ後 (格納容器への立ち入りが可能となった時点以降) N_2 を放出し大気開放としている。

上記の運用を変更し、蓄圧タンク圧力を \square に保持 (待機) することにより、以下のリスクを考慮する必要がある。

保安規定記載内容 (参考)

第45条

- ・低温過加圧防護 (モード4 【130℃以下】、5及び6 【RV蓋が閉められている状態】)
- ・蓄圧タンク全基が隔離されていること。隔離解除は蓄圧タンク圧力<RCS圧力を条件に、1基毎に許容される。

第50条

- ・蓄圧タンク (モード1、2及び3 【RCS圧力 \square 】) 蓄圧タンクの全ての出口隔離弁が全開であること。

当社においては、ミッドループ運転期間中における全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合の炉心注水手段について、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を実施することとしているが、蓄圧タンクを加圧したまま残しておき、緊急時の水源として備えておくことに関する可能性について検討した。

検討の結果、蓄圧タンクを大気開放とせず低圧にて保持することは、補給源の多様性という面で有利ではあるものの、何より作業者の安全に配慮する必要があることから、従来通り蓄圧タンクは大気開放とし、炉心注水に期待しないものとする。

検討内容

	炉心注水に蓄圧タンクを使用しない場合 (大気開放)	炉心注水に蓄圧タンクを使用する場合 [] 保持	炉心注水に蓄圧タンクを使用する場合 (低圧にて保持) (例：1.0MPa)	備考
低温過加圧防護機器の作動による保有水液相放出 (加圧器満水時の場合)	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合でも低温過加圧防護機器は作動しない。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合、蓄圧タンク圧力が高圧のため、炉心注水時1次冷却材系統が加圧され低温過加圧防護機器が作動し1次冷却材が系外へ放出される懸念がある。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合でも低温過加圧防護機器は作動しない。	
	○	×	○	
作業の安全性確保 (ミッドループ運転期間中の場合)	誤操作防止対策として、蓄圧タンク出口弁操作器を閉ロックし、蓄圧タンク出口弁閉止状態で蓄圧タンク出口弁の電源を「切」としている。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合、蓄圧タンク圧力が高圧のため、炉心注水により急激なRCS水位上昇が発生し、作業等による開口部から漏洩する恐れがあり、現場作業者の汚染並びに現場の汚染が懸念される。	誤って蓄圧タンク出口弁を開けた場合、炉心注水によるRCS水位上昇は緩やかなものの、作業等による開口部から漏洩が起きる恐れがあり、現場作業者の汚染並びに現場の汚染が懸念される。	【ミッドループ期間中作業】 ・キャビティ前清掃 ・配管及び支持構造物点検 ・原子炉容器点検 ・燃料取扱設備点検 ・蒸気発生器点検 ・RCPモータ点検 ・燃料関連機器点検 ・炉内核計測装置点検
	○	×	△	
総合判定	○	×	△	

ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について

ミッドループ運転中の事故時における原子炉格納容器（以下、「C/V」という。）内からの作業員退避に関する対応を下記に示す。

1. 教育

ミッドループ運転中にC/V内で作業を実施する作業員に対しては、ミッドループ運転中の事故事象や非常時の退避（退避場所、注意事項等）について教育等を通じて、周知徹底を図っている。

2. 退避手段及び人数把握

事故発生後、格納容器内退避警報又は所内通話設備（バッテリー内蔵）により、作業員退避の指示を行う。作業員が所定の退避場所へ移動した後、下記の方法で全作業員の退避を確認し、格納容器エアロックを閉止する。

（ミッドループ運転中におけるC/V内の最大作業員数は80名程度、退避時間は最大でも約30分である。なお、作業員は2名以上で作業を実施するため、退避の際に負傷した場合においても周囲の作業員の救助により退避可能である。）

- (1) 事故発生時、作業員は予め定めた指定場所（オペフロ等）に集合し、各作業の作業責任者等が退避者を確認した後に、作業班単位又は数人のグループ単位で避難を行う。（負傷者が発生した場合は作業班員の救助により避難する。）
- (2) C/V外へ退避した後に、各作業の作業責任者等が作業員の点呼を行い、全員のC/V外への退避を確認し、C/V入域退出管理簿に作業員が退出したことを記載（退出時間を記入）する。
- (3) C/V出入管理員は、各作業の作業責任者等が記載したC/V入域退出管理簿を確認し、C/V内の全作業員の退避を確認する。

3. 退避時間内訳

		所要時間	
運転員	工程	事象確認	C/V両扉閉止
	想定	10分	25分
	検証結果		約17分
作業員	工程		退避・点呼
	想定		30分
	検証結果		
C/V 出入 管理員	退避者の 確認	工程	C/V入庫退出管理運営との照合
		想定	30分
	エアロックの 閉止	工程	エアロック閉止
	想定		10分
	検証結果		約5分
合計	想定		40分
	検証結果		約35分

- * 1 : 想定時間は、作業員退避後、C/V出入管理員による退避確認・照合を行うことを想定しているが、検証では、格納容器内退避警報が作動したと想定し時間を測定した。
- * 2 : エアロックは2重の扉となっており、通常運転中は片側ずつ開放し両側が同時に開放できないようになっているが、定検中は両側の扉を開放している。この場合、両側の扉開放状態から片側の扉を閉止する。(閉止後も通常の出入は可能)

4. ミッドループ運転中の線量率について

設置許可基準における運転停止時の有効性評価において、「放射線の遮へいが維持される水位を確保すること」との基準が定められている。

運転停止時の有効性評価における運転状態であるミッドループ運転中の重要事故シーケンスのうち、「崩壊熱除去機能喪失」「全交流動力電源喪失」は、炉心は露出しないものの、燃料有効長上端近くまで原子炉水位が低下することから、表1の評価条件にて線量率を評価した。

原子炉容器上部蓋上面、キャビティオペレーションフロア高さにおける線量率を表2に示すが、燃料取替時の第IV区分* ($\leq 0.15\text{mSv/h}$) を満足している。

また、30分以内に原子炉格納容器から退避できることを訓練等で確認しており、事象確認の10分を含む40分間に作業員が受ける積算線量は、表3に示すとおり事故時の作業員の線量当量限度 100mSv より十分小さい。

さらに事故が発生した場合には、漏えいの生じている原子炉格納容器内に入城することなく、60分以内に代替格納容器スプレイポンプ等により水位の回復を図り、被ばく低減を図ることが可能である。

※：運転停止時のミッドループ運転状態での遮へい設計区分は、通常運転時の第VI区分 ($> 1\text{mSv/h}$) ではあるが、放射線の影響が十分低いことを示すため、キャビティ満水状態で実施する燃料取替作業時に適用している燃料取替時の第IV区分 ($\leq 0.15\text{mSv/h}$) を参照

表1 評価条件

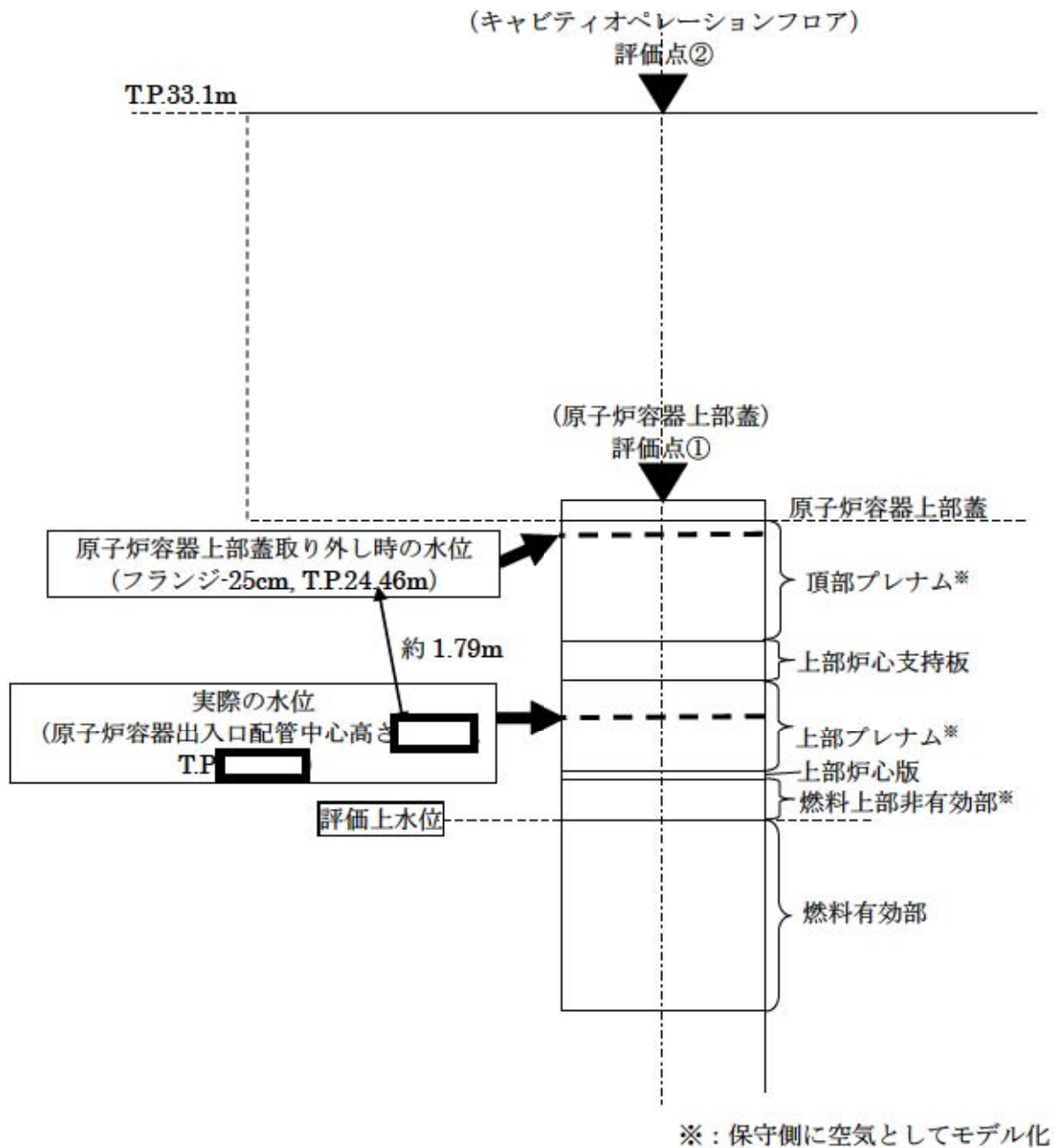
項目	評価条件
運転	運転停止時のミッドループ運転
評価場所	①原子炉容器上部蓋上面 ②キャビティオペレーションフロア高さ
原子炉水位	燃料有効部上端
原子炉停止後の時間	1日
遮へい計算モデル	図1のとおり

表2 原子炉水位が燃料有効部上端まで低下した場合の線量率 (mSv/h)

評価点	線量率	
	評価値	燃料取替時の 第IV区分
①原子炉容器上部蓋上面	8.4×10^{-2}	0.15
②キャビティオペレーションフロア高さ	2.3×10^{-2}	(15×10^{-2})

表3 作業員被ばく評価 (mSv)

評価項目	積算線量		事故時の作業員の線 量当量限度
外部被ばく	1.14×10^{-1}	計 1.38×10^1	100
内部被ばく	1.36×10^1		



- 実形状に合わせて炉心等価体積を円筒形の体積線源としてモデル化
- 計算コード内では、体積線源の線源領域は微少な点線源の集合体に分割され、各点線源から評価点への線量率の寄与を計算し、それを線源領域で積分し評価点での線量率を算出

図1 遮へい計算モデル図

格納容器エアロック閉止操作

【格納容器からの退避指示及び退避確認，格納容器エアロック閉止操作】

1. 操作概要

運転停止中に事故が発生した場合，作業員へ退避指示するとともに，作業員が退避したことをC/V入退域名簿にて確認する。作業員が全て退避したことを確認後，エアロックの閉止を行う。

2. 必要要員数及び想定時間

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 40分

操作時間（実績）： 退避指示及び退避確認 30分
エアロック閉止 5分

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： エアロック扉閉止準備が整えば，操作ハンドルを閉方向に回す事で容易に閉止することができる。

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

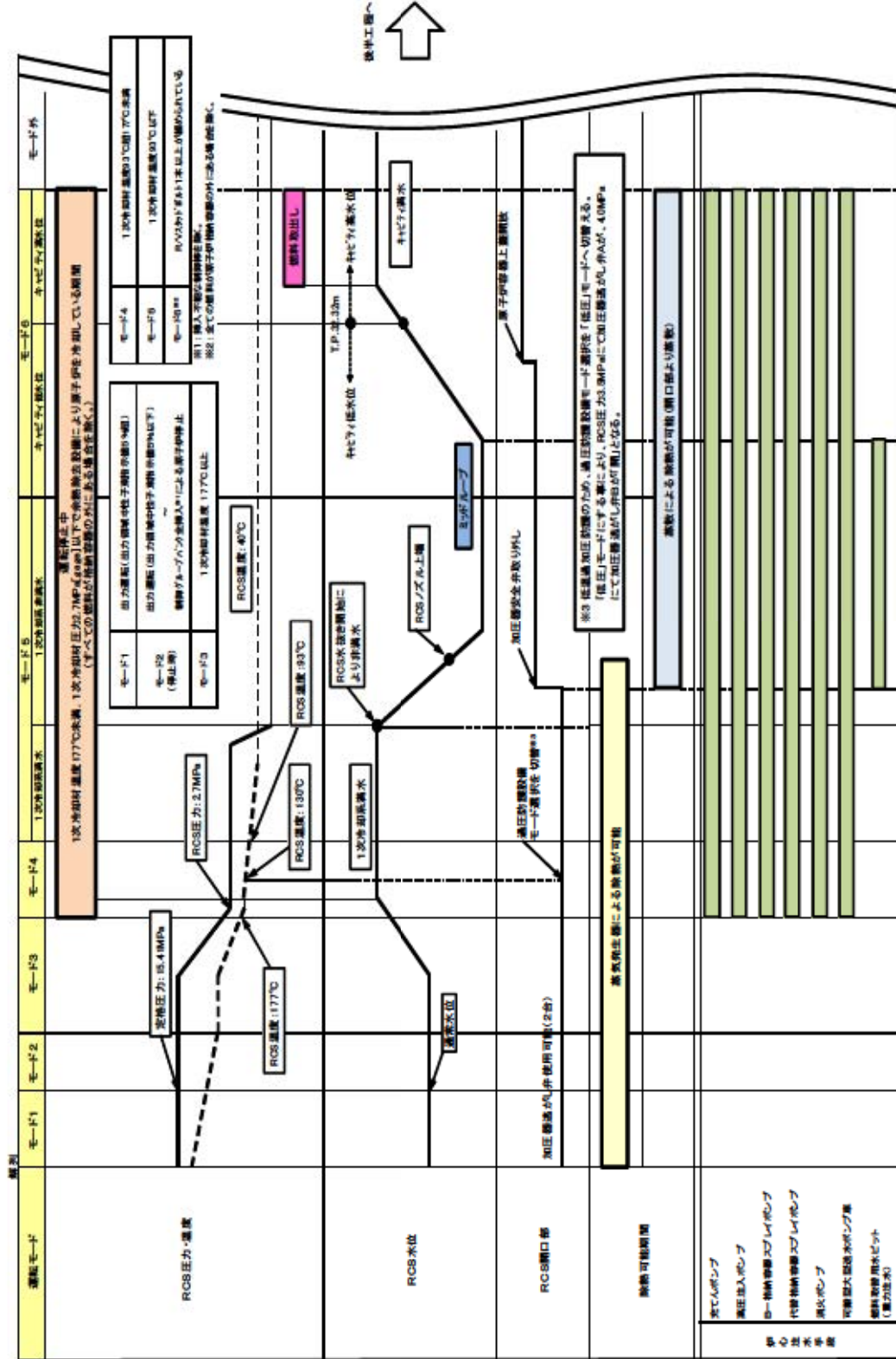


エアロック閉止前
(原子炉補助建屋 T.P. 24. 8m)

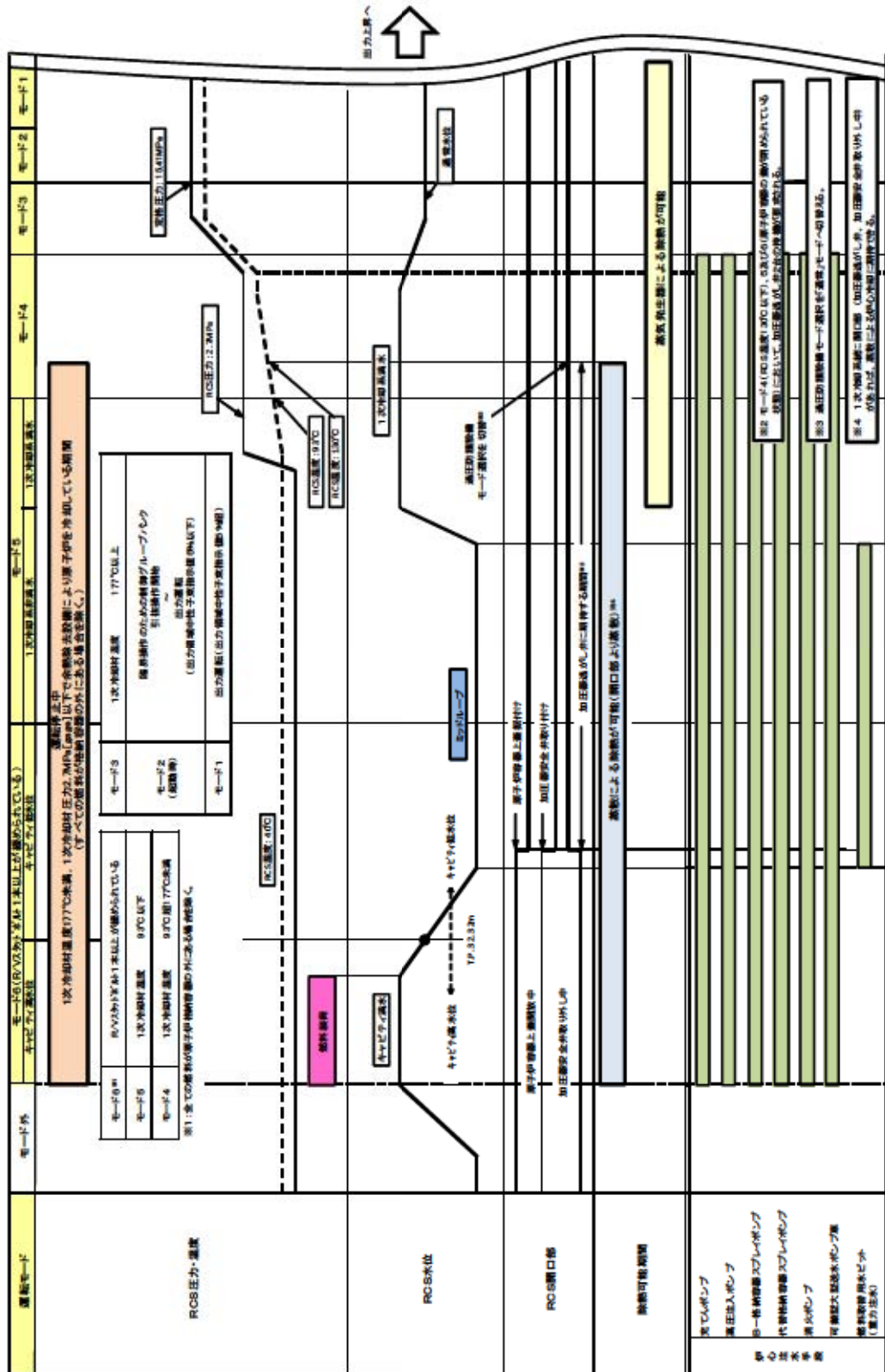


エアロック閉止準備
(格納容器 T.P. 24. 8m)

運転停止中の除熱機能と炉心注水手段 (1 / 2)



運転停止中の除熱機能と炉心注水手段 (2 / 2)



ミッドループ運転概要図

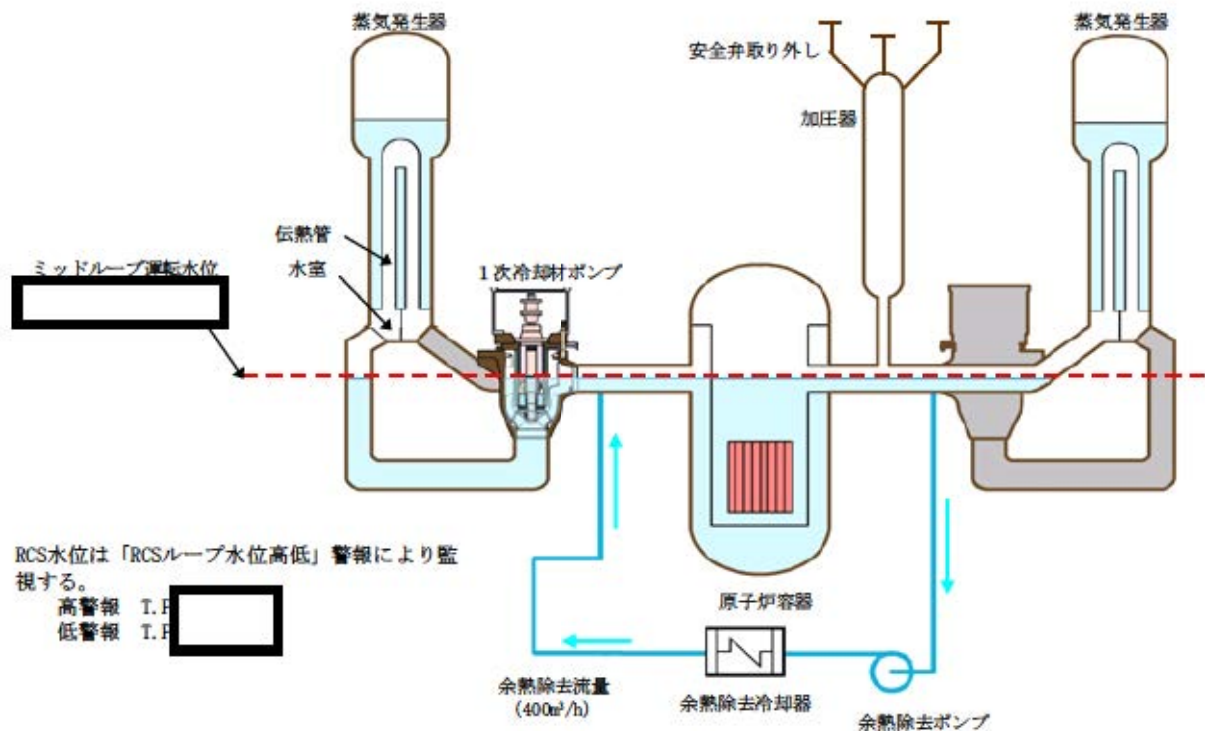
ミッドループ運転について

定期検査時においては、プラントを停止しクールダウンを行った後、燃料を取り出す前に1次冷却システムを水抜きし、1次冷却材配管中心付近（ノズルセンター）にする必要がある。このときの運転状態をミッドループ運転と称している。

原子炉には燃料が入っていることから、ミッドループ運転中は余熱除去ポンプにて冷却と浄化を行っている。ミッドループ運転中は、余熱除去ポンプへの空気巻き込みによるキャビテーションを防止するため、通常681m³/hである余熱除去流量を [] m³/hに絞って運転している。

ミッドループ運転の必要性について

PWRプラントの場合、定期検査時に燃料を取り出すためには、原子炉容器蓋を開放する前に蒸気発生器伝熱管内の水を抜く必要がある。この時の水抜きレベルはノズルセンター [] cmであり、蒸気発生器作業や1次冷却材ポンプ作業を効率よく行うためにも、ミッドループ運転が必要とされている。



代替炉心注水における各注水手段の信頼性について

1. 注水手段

原子炉への代替炉心注水手段の優先順位は次のとおり

- ① B-格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS連絡ライン使用）
- ② 代替格納容器スプレイポンプ
- ③ 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプ
- ④ 可搬型大型送水ポンプ車

2. 各手段における注水機能の信頼性

原子炉への代替炉心注水手段のうち、いずれか一つの機能を使用する場合には他系統への逆流や系外への流出は、以下の理由により阻止されるため、その注水機能が失われることはない。

- ① 系統に設けられた逆止弁により、他系統への逆流を防止している。
- ② 他系統との境界部分の隔離弁を閉止することにより、他系統への逆流を防止している。
- ③ プラント起動時およびプラント運転中の系統管理により系外へ流出するベント、ブロー弁が閉止されていることを確認している。

使用する機能	他系統への逆流防止、系外への流出防止				
	B-格納容器 スプレイポンプ ライン	代替格納容器 スプレイポンプ ライン	消火ポンプ ライン	可搬型大型送水 ポンプ車ライン	炉心注水 ライン以外*
B-格納容器スプレイポンプ		① ③	① ③	① ③	① ② ③
代替格納容器スプレイポンプ	① ③		② ③	② ③	① ② ③
消火ポンプ	① ③	② ③		② ③	① ② ③
可搬型大型送水ポンプ車	① ③	② ③	② ③		① ② ③

*炉心注水ライン以外：・格納容器スプレイノズル行きライン
・余熱除去ポンプ出口ライン

<参考資料>

原子炉への代替炉心注水手段における概略系統

原子炉への代替炉心注水手段における概略系統

