

付 録

本資料のうち，枠囲みの内容は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

付 録

(添付書類十)

添付書類十の付録を以下のとおり追加する。

付録 1 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

付録 2 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

付 録 1

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

本付録は，添付書類十「５．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」の記載を補足するものである。

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

< 目 次 >

1.1.1 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. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - b. 手順等

1.1.2 重大事故等時の手順等

1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等

- (1) 手動による原子炉緊急停止
- (2) 原子炉出力抑制（自動）
- (3) 原子炉出力抑制（手動）
- (4) ほう酸水注入
- (5) その他の手順項目にて考慮する手順
- (6) 優先順位

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても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及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行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 「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。
- 2 「発電用原子炉を未臨界に移行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) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通
 - a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。
 - (2) BWR
 - a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。

b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を起動する判断基準を明確に定めること。

c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備 (SLCS) を作動させること。

(3) PWR

a) 上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。

b) 上記 1 の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。

運転時の異常な過度変化時において原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備は、炉外核計装、安全保護系のプロセス計装等である。

これらの設備が機能喪失した場合においても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及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行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。

1.1.1 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

運転時の異常な過度変化により原子炉トリップが必要な状況における設計基準事故対処設備として、安全保護系シーケンス盤、安全保護系のプロセス計装、炉外核計装、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断

器を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が故障した場合は、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、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.1.1図）（以下、付録1.1において「機能喪失原因対策分析」という。）

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

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第四十四条及び「技術基準規則」第五十九条（以下、付録1.1において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、運転時の異常な過度変化時にフロントライン系故障として、安全保護系シーケンス盤、安全保護系のプロセス計装、炉外核計装、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断器の故障を想定する。

電源喪失（サポート系故障）は、制御棒駆動装置の電源が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

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及び「技術的能力審査基準」、「基準規則」からの要求により選定した

対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第 1.1.1 表に示す。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、手動により原子炉の緊急停止を行う手段がある。

手動による原子炉緊急停止に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉トリップスイッチ
- ・ 制御棒駆動装置用電源（所内常用母線440V遮断器操作スイッチ）
- ・ 制御棒操作レバー
- ・ 制御棒駆動装置用電源（制御棒駆動装置出力しゃ断器スイッチ）
- ・ 原子炉トリップしゃ断器操作ボタン

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動により原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手段がある。

自動での原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）
- ・ 主蒸気隔離弁
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク

- ・ 蒸気発生器
- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ 主蒸気安全弁
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 加圧器安全弁
- ・ ほう酸ポンプ
- ・ 急速ほう酸補給弁
- ・ ほう酸タンク
- ・ 充てん／高圧注入ポンプ

中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合で、かつ多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）が作動しない場合は、中央制御室からの手動操作により、タービン手動トリップ、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下、付録 1.1において「補助給水ポンプ」という。）の起動を実施することで原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手段がある。

手動での原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ タービン手動停止操作スイッチ
- ・ 主蒸気隔離弁
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 主蒸気逃がし弁
- ・ 主蒸気安全弁

- ・加圧器逃がし弁
- ・加圧器安全弁
- ・ほう酸ポンプ
- ・急速ほう酸補給弁
- ・ほう酸タンク
- ・充てん／高圧注入ポンプ

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う手段がある。

ほう酸水注入に使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸ポンプ
- ・急速ほう酸補給弁
- ・ほう酸タンク
- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・充てんポンプ
- ・ほう酸注入タンク
- ・燃料取替用水タンク

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、手動による原子炉緊急停止に使用する設備のうち、原子炉トリップスイッチは重大事故等対処設備と位置付ける。

自動での原子炉出力抑制で使用する設備のうち、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主

蒸気安全弁，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は重大事故等対処設備と位置付ける。

手動での原子炉出力抑制で使用する設備のうち，主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク，蒸気発生器，主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁，加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁はいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

ほう酸水注入に使用する設備のうち，ほう酸ポンプ，急速ほう酸補給弁，ほう酸タンク，充てん／高圧注入ポンプ，ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクはいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの重大事故等対処設備により，原子炉が停止できない場合においても，原子炉出力を抑制し原子炉を未臨界に移行することができるため，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・制御棒駆動装置用電源（所内常用母線440V遮断器操作スイッチ），
制御棒駆動装置用電源（制御棒駆動装置出力しゃ断器スイッチ）
及び原子炉トリップしゃ断器操作ボタン

耐震性がないものの，サポート系である電源系を遮断することにより制御棒を全挿入できることから，原子炉を緊急停止する代替手段として有効である。

- ・制御棒操作レバー

制御棒全挿入完了までは時間を要するものの，上記の電源系遮断操作完了までの間又は実施できない場合に原子炉を停止する手段として有効である。

- ・タービン手動停止操作スイッチ

耐震性がないものの，中央制御室にて速やかな操作が可能であ

るため、原子炉出力を抑制する代替手段として有効である。

- ・ 充てんポンプ

常用系電源及び化学体積制御系のラインが健全であれば、充てん／高圧注入ポンプの代替手段として有効である。

b. 手順等

上記の a. により選定した対応手段に係る手順を整備する。

また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第1.1.2表、第1.1.3表）

これらの手順は、運転員等^{※2}の対応として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に定める。（第1.1.1表）

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

1.1.2 重大事故等時の手順等

1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 手動による原子炉緊急停止

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉を緊急停止する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉自動トリップ失敗を原子炉トリップしゃ断器表示灯等により確認し、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正となった場合。

b. 操作手順

原子炉手動トリップ操作の手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、制御棒炉底位置表示灯点灯及び原子炉出力の低下により確認する。タイムチャートを第1.1.3図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉手動トリップ操作を指示する。
- (b) 運転員等は、中央制御室での原子炉トリップスイッチにより、原子炉トリップを行う。
- (c) 運転員等は、(b)の操作に失敗した場合、中央制御室での所内常用母線440V遮断器2台の開放操作により、制御棒駆動装置2台の電源を遮断する。
- (d) 運転員等は、(c)の操作に失敗した場合、中央制御室での制御棒手動操作により、制御棒を原子炉へ挿入する。
- (e) 運転員等は、(d)の操作と並行して、現場で制御棒駆動装置出力しゃ断器2台の開放操作を行う。
- (f) 運転員等は、(e)の操作に失敗した場合、現場で原子炉トリップしゃ断器2台を開放する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 1 名で行う。

(b)及び(c)の中央制御室操作の所要時間は約 3 分と想定し、(d)の中央制御室操作及び(e)、(f)の現場での遮断器開放操作を含めた所要時間は約 10 分と想定する。円滑に操作できるように移動経路を確保し、可搬型照明や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。

(2) 原子炉出力抑制（自動）

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動により原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全

性を維持する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

原子炉トリップ設定値に到達し，原子炉トリップしゃ断器故障等による原子炉自動トリップに失敗したことを確認した場合において，「多様化設備作動」警報が発信した場合。

b. 操作手順

多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動確認手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.1.2図に，タイムチャートを第1.1.3図に示す。

- (a) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動状況の確認を指示する。
- (b) 運転員等は，中央制御室での監視によりタービントリップの動作，主蒸気隔離弁の閉止を確認するとともに，全ての補助給水ポンプが自動起動し補助給水流量が確立していることを確認する。
- (c) 運転員等は，中央制御室での監視により 1 次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに，減速材温度係数の負の反応度帰還効果により，原子炉出力が低下していることを確認する。
- (d) 運転員等は，中央制御室にて加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により 1 次冷却材圧力が安定していることを確認するとともに，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇がないことを確認する。

また，補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却材温度が安定していることを確認する。

- (e) 運転員等は，緊急ほう酸注入操作を実施する。緊急ほう酸注入操作は後述の(4)に示すほう酸水注入の手順と同様。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は，運転員等 2 名で実施する。原子炉

トリップ失敗を踏まえて、多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動を予測しているため、速やかに多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動を確認することとする。

有効性評価の結果、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。

多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）が作動しない場合の処置については、後述の(3)原子炉出力抑制（手動）の手順の処置による。

(3) 原子炉出力抑制（手動）

中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合で、かつ多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）が作動しない場合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ、主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで原子炉出力を抑制するとともに、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合、かつ多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）が作動しない場合。

b．操作手順

タービン手動トリップ及び補助給水流量確保の手順は以下のとおり。

概略系統を第1.1.2図に、タイムチャートを第1.1.3図に示す。

(a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にタービン手動トリップ、主蒸気隔離弁閉及び補助給水流量確保を指示する。

(b) 運転員等は、中央制御室でタービン手動トリップ操作を行い、タ

ービン主要弁（主蒸気止め弁，蒸気加減弁，インターセプト弁，再熱蒸気止め弁）の閉によりタービントリップを確認する。

(c) 運転員等は，(b)によるタービントリップに失敗した場合は，中央制御室より主蒸気隔離弁を手動閉止するとともに主蒸気隔離弁バイパス弁の閉を確認する。

(d) 運転員等は，中央制御室で補助給水ポンプを手動起動し，補助給水流量が確立したことを確認する。その後，蒸気発生器水位を無負荷時水位に維持する。

(e) 運転員等は，中央制御室での監視により，1次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により，原子炉出力が低下していることを確認する。

(f) 運転員等は，中央制御室にて加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が安定していることを確認するとともに，原子炉格納容器圧力及び温度の上昇がないことを確認する。

また，補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が安定していることを確認する。

(g) 運転員等は，緊急ほう酸注入操作を実施する。緊急ほう酸注入操作は後述の(4)に示すほう酸水注入の手順と同様。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は，運転員等2名で実施し，所要時間は約4分と想定する。

(4) ほう酸水注入

A T W Sが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合に，原子炉の出力抑制を図った後，原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水の注入を行い負の反

応度を添加するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップしゃ断器表示灯等により確認し、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり、ほう酸タンクの水位が確保されている場合。

b. 操作手順

ほう酸水注入の操作手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.1.4図に、タイムチャートを第1.1.3図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にほう酸タンクを用いた緊急ほう酸注入操作の準備と系統構成を指示する。
- (b) 運転員等は、中央制御室で充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプの起動を確認し、緊急ほう酸注入のための系統構成を実施する。
- (c) 運転員等は、中央制御室でほう酸ポンプを起動し、急速ほう酸補給弁を開とし、ほう酸急速注入ライン流量計により原子炉へほう酸水注入が行われていることを確認する。その後、出力領域中性子束計により原子炉出力が低下すること及び中間領域起動率計により未臨界状態へ移行していることを確認する。
- (d) ほう酸ポンプの故障等により急速ほう酸補給ラインが使用できない場合は、代替手段として、充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプの入ロラインを体積制御タンクから燃料取替用水タンクに切替え、ほう酸注入循環系の停止及び隔離後、ほう酸注入タンク出入口弁の開にて安全注入ラインでのほう酸水注入を開始し、燃料取替用水タンクよりほう酸注入タンクを経由してほう酸水を原子炉へ注入する。

- (e) 安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインより充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプを使用して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入する。
- (f) 運転員等は、中央制御室でほう酸希釈ラインを隔離する。
- (g) 運転員等は、中央制御室でほう酸タンクの水位より、ほう酸水注入量及び1次冷却系のほう素濃度を計算し、燃料取替ほう素濃度になるまでほう酸水注入を継続する。なお、緊急ほう酸注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントの状態に応じて高温停止又は低温停止のほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。
- (h) 運転員等は、サンプリングの結果により、1次冷却系のほう素濃度が(g)で目標にしたほう素濃度より高い値になっていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は、運転員等1名で行う。(b)、(c)及び(f)の中央制御室操作の所要時間は約2分と想定し、(d)及び(e)の中央制御室操作を含めた所要時間は約15分と想定する。(所要時間は作業の開始が必ずしも事象発生後の操作ではないことから事象判別の10分は含まない。以降の条文も同様とする。)

交流動力電源喪失によりサンプリングができない場合は、電源復旧後にサンプリングを実施し、結果を確認する。

原子炉の出力抑制後は、1次冷却系のほう素濃度を確認し、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁により1次冷却系の減温、減圧を行い、1次冷却材圧力2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材温度177℃未満となれば、余熱除去系に切替え、炉心冷却を継続的に行う。

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

操作の判断，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」にて整備する。

(6) 優先順位

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合は，中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチ（制御棒駆動装置電源遮断及び制御棒手動挿入操作を含む。）により手動にて原子炉の緊急停止を行う。蒸気発生器水位異常低信号による多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）が作動した場合においても，中央制御室から原子炉トリップスイッチ（制御棒駆動装置電源遮断及び制御棒手動挿入操作を含む。）により手動にて原子炉の緊急停止操作を行い，その後，多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）の作動状況の確認を行う。

中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合で，かつ多様化自動作動盤（A T W S 緩和設備）が作動しない場合は，手動による原子炉出力抑制を行う。

原子炉トリップに失敗し，原子炉の出力抑制を図った後は，原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う。

ただし，原子炉の出力抑制を図った後でも，原子炉トリップに成功した場合は，早急なほう酸水注入は必要ない。

以上の対応手順のフローチャートを第1.1.5図に示す。

第1.1.1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

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		整備する手順書の分類	
フロントライン系故障時	安全保護系シーケンス盤 安全保護系のプロセス計装 炉外核計装	手動による原子炉緊急停止	原子炉トリップスイッチ（中央盤）	重大事故等 対処設備		
			制御棒駆動装置用電源（所内常用母線440V遮断器操作スイッチ）（中央盤）※1	多様性拡張設備		
			制御棒操作レバー（中央盤）※1			
			制御棒駆動装置用電源（制御棒駆動装置出力しゃ断器スイッチ）（現場盤）※1			
			原子炉トリップしゃ断器操作ボタン（現場盤）			
	制御棒クラスタ 原子炉トリップしゃ断器 安全保護系シーケンス盤 安全保護系のプロセス計装 炉外核計装	原子炉出力抑制（自動）	多様化自動作動盤（ATWS緩和設備） 蒸気発生器水位異常低による （タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・電動補助給水ポンプ起動 ・タービン動補助給水ポンプ起動） 主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ※2 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 緊急ほう酸注入（㉠）	重大事故等 対処設備	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	
			原子炉出力抑制（手動）	タービン手動停止操作スイッチ（中央盤）		多様性 拡張設備
		原子炉出力抑制（手動）		主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ※2 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 緊急ほう酸注入（㉠）		重大事故等 対処設備
			ほう酸水注入	ほう酸ポンプ※2 急速ほう酸補給弁※2 ほう酸タンク 充てん／高圧注入ポンプ※2		重大事故等 対処設備
		充てん／高圧注入ポンプ※2 ほう酸注入タンク 燃料取替用水タンク				
		充てん／高圧注入ポンプ※2 燃料取替用水タンク				
		ほう酸ポンプ 急速ほう酸補給弁 ほう酸タンク 充てんポンプ		多様性 拡張設備		
		充てんポンプ 燃料取替用水タンク				

※1：原子炉トリップしゃ断器故障時にも有効に機能する。

※2：ディーゼル発電機等により給電する。

第1.1.2表 重大事故等対処に係る監視計器

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

監視計器一覧(1/4)

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
1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等			
(1) 手動による原子炉緊急停止	判断基準	プラント停止状態	・ 原子炉トリップしゃ断器表示灯
			・ 制御棒炉底位置表示灯
		原子炉出力	・ 出力領域中性子束計
			・ 中間領域中性子束計
	操作	プラント停止状態	・ 原子炉トリップしゃ断器表示灯
			・ 制御棒炉底位置表示灯
		電源	・ 440V2C2, 2D1 母線受電電圧計
		原子炉出力	・ 出力領域中性子束計
			・ 中間領域中性子束計
			・ 中性子源領域中性子束計
			・ 中間領域起動率計
			・ 中性子源領域起動率計

監視計器一覧(2/4)

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等		
(2)原子炉出力抑制 (自動)	判断基準	プラント停止状態
		・原子炉トリップしゃ断器表示灯
		・制御棒炉底位置表示灯
		原子炉出力
		・出力領域中性子束計
	操作	・中間領域中性子束計
		・中間領域起動率計
		信号
		・多様化設備作動警報
		プラント停止状態
		・EHガバナ非常しゃ断油圧力計
		・弁表示灯 (EH)
		原子炉出力
		・出力領域中性子束計
		・中間領域中性子束計
		・中性子源領域中性子束計
		・中間領域起動率計
		・中性子源領域起動率計
		原子炉圧力容器内の温度
		・1次冷却材高温側温度計 (広域)
		・1次冷却材低温側温度計 (広域)
		原子炉圧力容器内の圧力
		・1次冷却材圧力計
		原子炉格納容器内の温度
		・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力
		・格納容器圧力計
		・原子炉格納容器圧力計 (AM)
		蒸気発生器除熱機能
		・蒸気発生器水位計 (広域)
		・蒸気発生器水位計 (狭域)
		・主蒸気ライン圧力計
		・補助給水流量計
		原子炉圧力容器への注水量
		・充てんライン流量計
		・ほう酸急速注入ライン流量計

監視計器一覧(3/4)

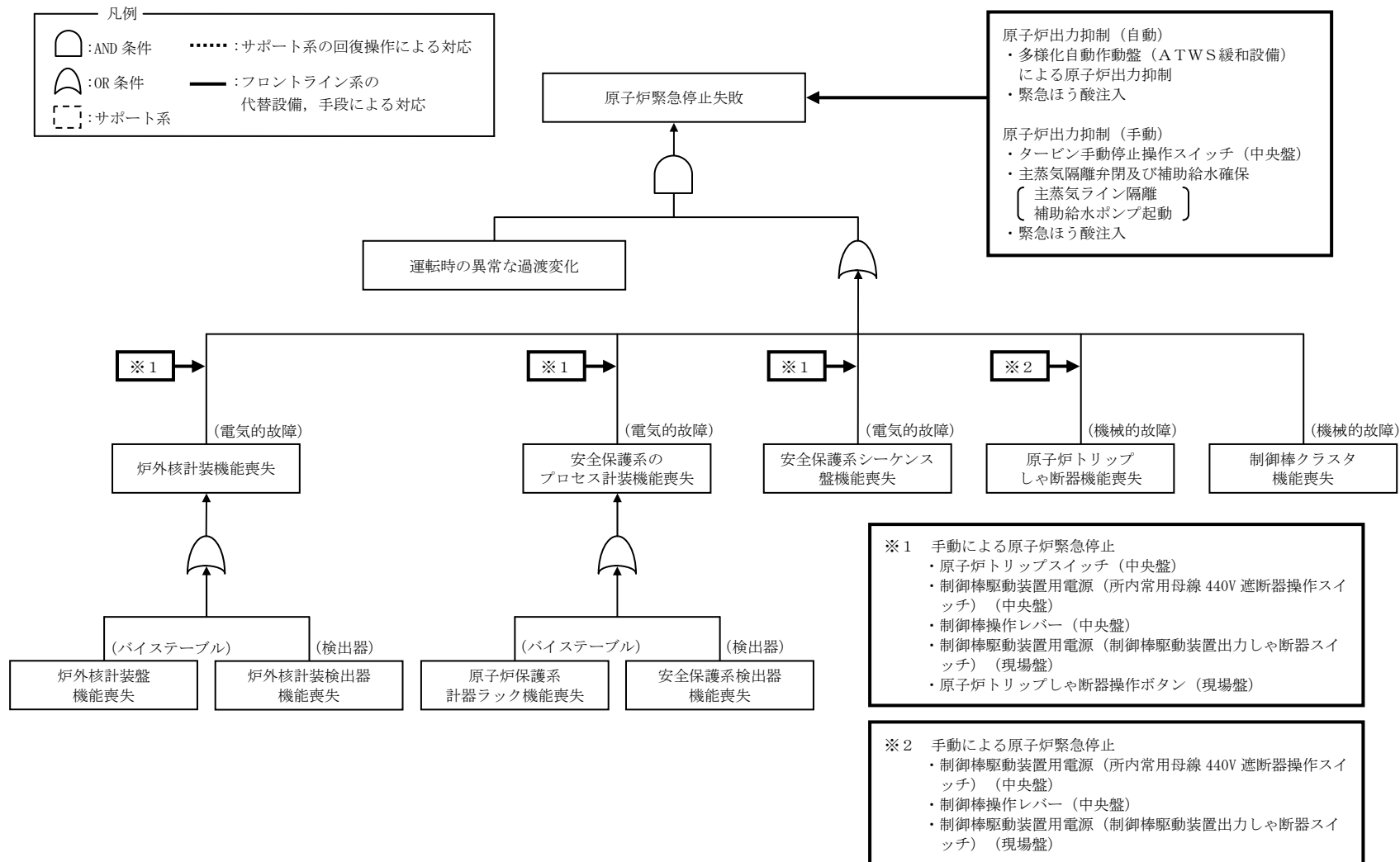
対応手段		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視計器
1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等			
(3)原子炉出力抑制 (手動)	判断基準	プラント停止状態	・原子炉トリップしゃ断器表示灯 ・制御棒炉底位置表示灯
		原子炉出力	・出力領域中性子束計 ・中間領域中性子束計 ・中間領域起動率計
			・多様化設備作動警報
		信号	
	操作	プラント停止状態	・EHガバナ非常しゃ断油圧力計 ・弁表示灯 (EH)
		原子炉出力	・出力領域中性子束計 ・中間領域中性子束計 ・中性子源領域中性子束計 ・中間領域起動率計 ・中性子源領域起動率計
		原子炉圧力容器内の温度	・1次冷却材高温側温度計 (広域) ・1次冷却材低温側温度計 (広域)
		原子炉圧力容器内の圧力	・1次冷却材圧力計
		原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 ・原子炉格納容器圧力計 (AM)
		蒸気発生器除熱機能	・蒸気発生器水位計 (広域) ・蒸気発生器水位計 (狭域) ・主蒸気ライン圧力計 ・補助給水流量計
		原子炉圧力容器への注水量	・充てんライン流量計 ・ほう酸急速注入ライン流量計

監視計器一覧(4/4)

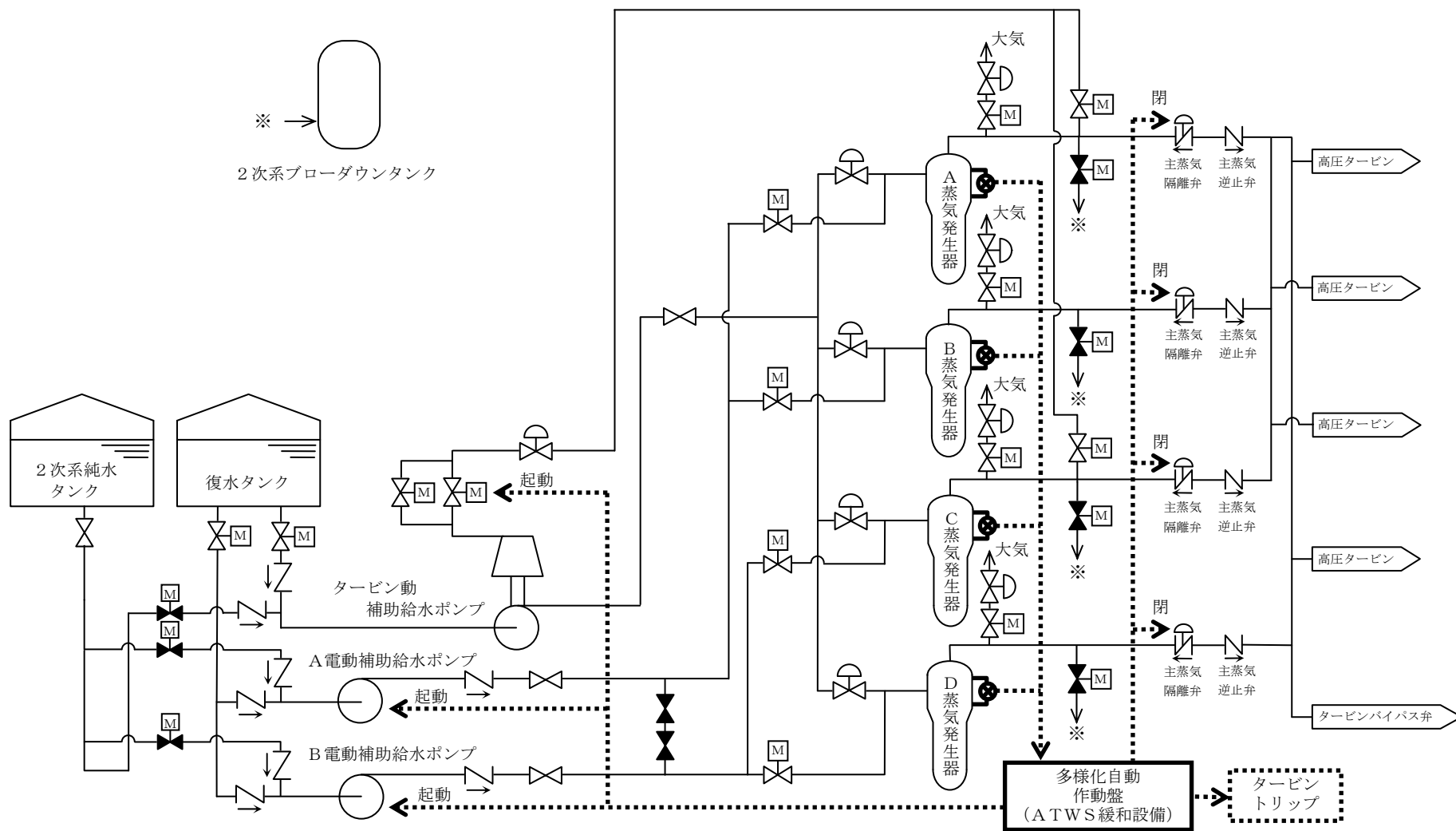
対応手段	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視計器
1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等		
(4) ほう酸水注入	判断基準	プラント停止状態
		・原子炉トリップしゃ断器表示灯
		・制御棒炉底位置表示灯
		原子炉出力
		・出力領域中性子束計
		・中間領域中性子束計
		・中性子源領域中性子束計
		・中間領域起動率計
		・中性子源領域起動率計
	水源	・ほう酸タンク水位計
	操作	・出力領域中性子束計
		・中間領域中性子束計
		・中性子源領域中性子束計
		原子炉出力
		・中間領域起動率計
		・中性子源領域起動率計
		・可聴計数率チャンネル計（可聴音）
		・ほう酸混合器出口流量制御器
		・ほう酸補給ライン流量計
		水源
		・燃料取替用水タンク水位計
		・ほう酸タンク水位計
		原子炉圧力容器への注水量
		・充てんライン流量計
		・ほう酸急速注入ライン流量計
		・ほう酸注入ライン流量計
		・
		・ほう素濃度（手分析値）

第 1.1.3 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【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	A 充てん／高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 充てん／高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 電動補助給水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A ほう酸ポンプ	2 A 非常用コントロールセンタ
	B ほう酸ポンプ	2 B 非常用コントロールセンタ
	急速ほう酸補給弁	2 B 非常用コントロールセンタ
	A 主蒸気逃がし弁	2 A 直流母線
	B 主蒸気逃がし弁	2 A 直流母線
	C 主蒸気逃がし弁	2 B 直流母線
	D 主蒸気逃がし弁	2 B 直流母線
	A 加圧器逃がし弁	2 A 直流母線
	B 加圧器逃がし弁	2 B 直流母線
	C 加圧器逃がし弁	2 B 直流母線



第 1. 1. 1 図 機能喪失原因対策分析



第 1.1.2 図 原子炉出力抑制 概略系統

(1) 手動による原子炉緊急停止

			経過時間（分）										備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18		
手順の項目	要員（数）		▽「蒸気発生器水位異常低」による原子炉自動トリップ信号発信										
手動による原子炉緊急停止	運転員等 （中央制御室）	1		原子炉手動トリップ									制御棒挿入操作は、現場原子炉トリップしゃ断器開放まで継続操作する
				制御棒駆動装置（MGセット）電源断（所内母線遮断器開放）									
				制御棒手動挿入									
	運転員等 （現場）	1											
							移動、制御棒駆動装置（MGセット）しゃ断器現場開放						
							移動、原子炉トリップしゃ断器現場開放						

(2) 原子炉出力抑制（自動）

			経過時間（分）										備考
			2	4	6	8	10	12	14	16	18		
手順の項目	要員（数）		▽ 蒸気発生器水位設定値到達+10 秒後										設定値：7%
原子炉出力抑制（自動）	運転員等 （中央制御室）	2											

(3) 原子炉出力抑制（手動）

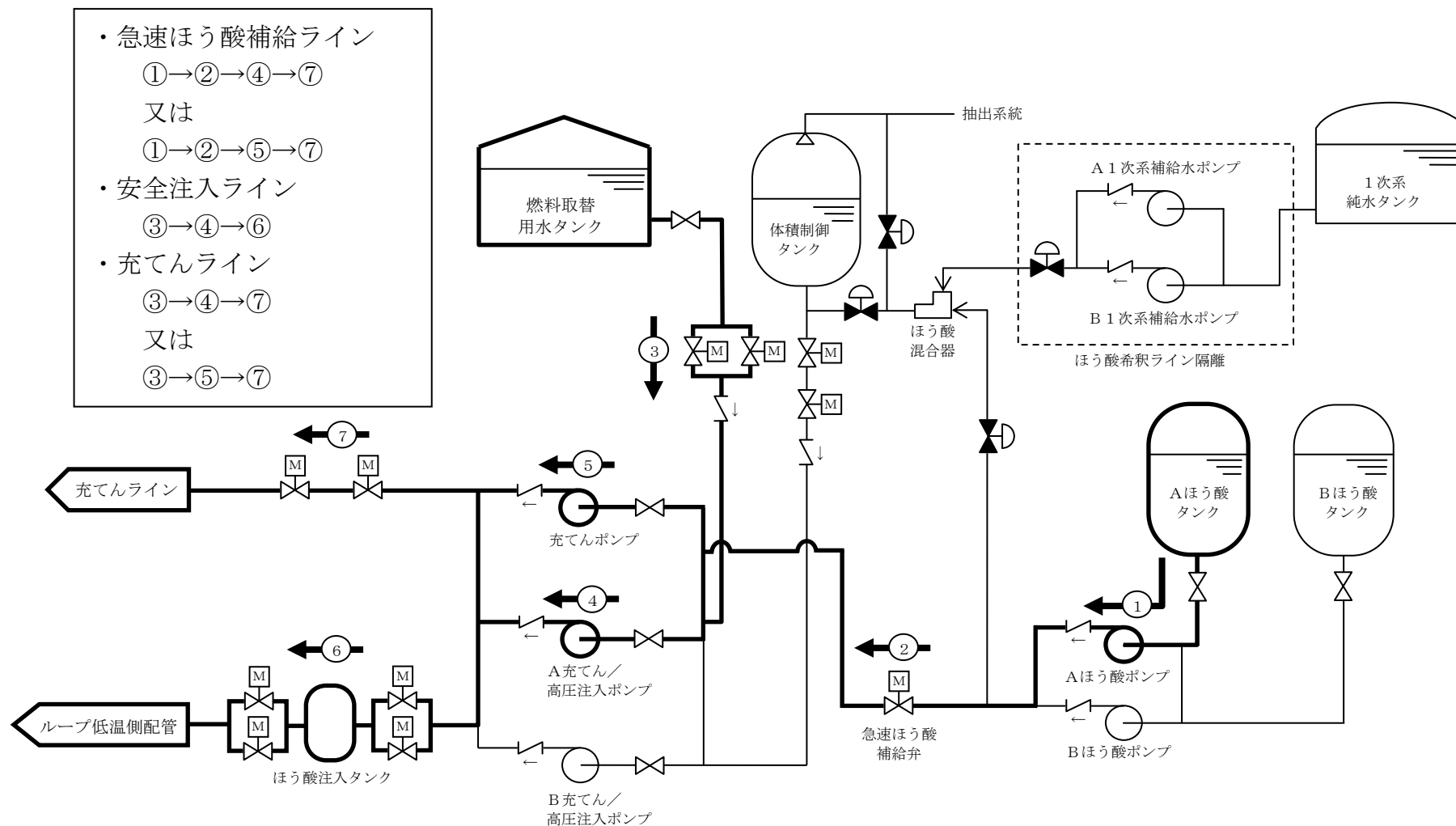
		経過時間（分）										備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18		
手順の項目	要員（数）	▽ 中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）が作動しない場合										
原子炉出力抑制（手動）	運転員等 （中央制御室）	2	タービン非常停止操作スイッチ操作									
			主蒸気隔離弁閉操作									
			補助給水ポンプの手動起動操作									

(4) ほう酸水注入

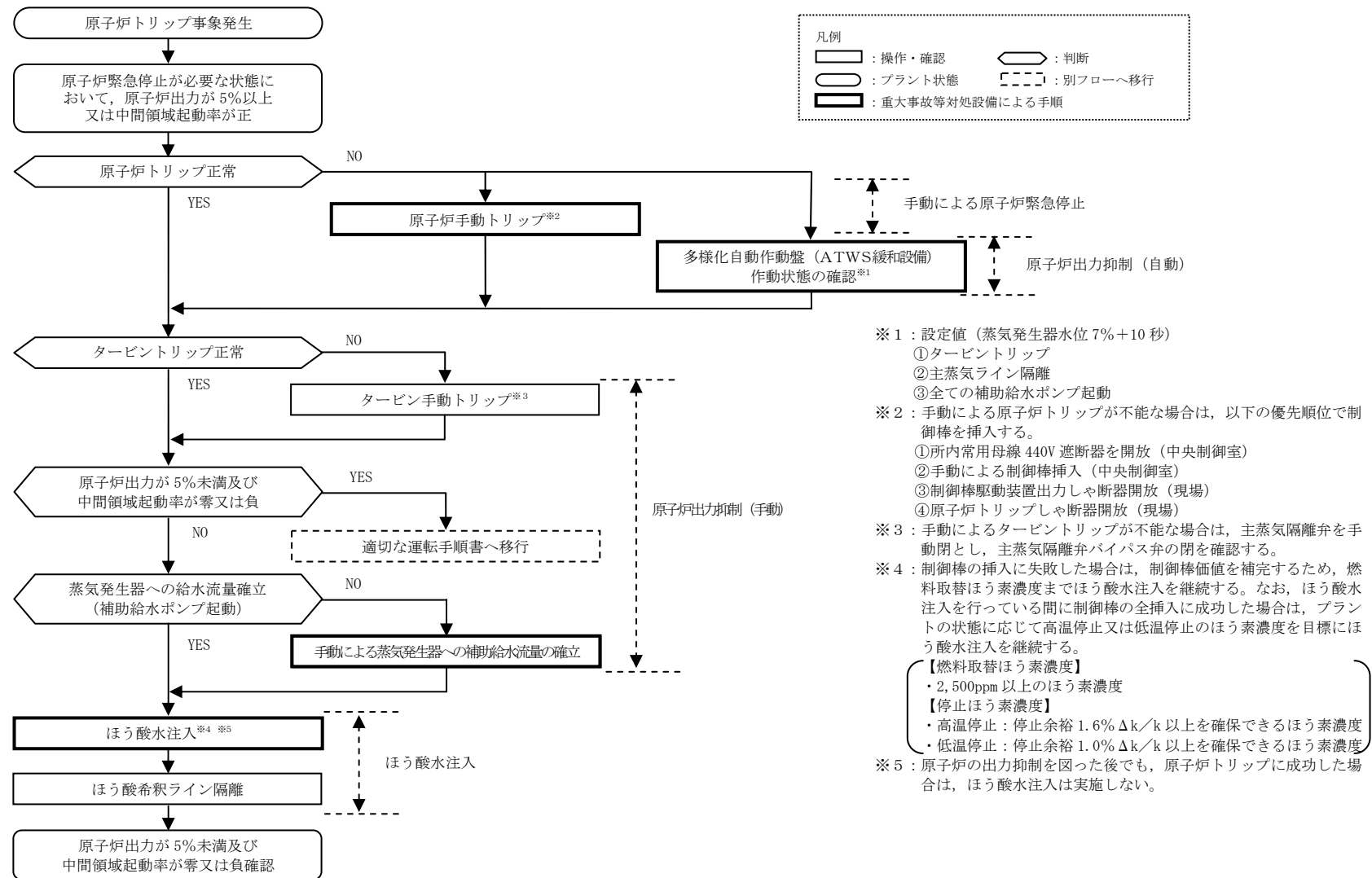
			経過時間（分）										備考
			4	8	12	16	20	24	28	32	36		
手順の項目	要員（数）		▽ 手動による原子炉緊急停止の失敗を確認し、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合										
ほう酸注入操作	運転員等 （中央制御室）	1	緊急ほう酸注入										

※濃縮時間（例）：0ppm から 1,953ppm まで濃縮するには約 5 時間を要する。
（ほう酸タンク：7,300ppm、緊急ほう酸流量：17t/h）

第 1.1.3 図 原子炉停止機能喪失時の操作手順タイムチャート



第 1.1.4 図 ほう酸水注入 概略系統



第 1.1.5 図 原子炉トリップ失敗時の対応手順（フロントライン系故障）

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

< 目 次 >

1.2.1 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. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - b. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - c. 監視及び制御の対応手段及び設備
 - d. 手順等

1.2.2 重大事故等時の手順等

1.2.2.1 フロントライン系故障時の手順等

- (1) 1次冷却系のフィードアンドブリード
- (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）
 - a. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水
 - b. 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給
- (3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）
 - a. タービンバイパス弁による蒸気放出
- (4) その他の手段項目にて考慮する手順
- (5) 優先順位

1.2.2.2 サポート系故障時の手順等

- (1) ポンプの機能回復
 - a. 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復
 - b. 空冷式非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復

(2) 弁の機能回復

- a. 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復
- b. 窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復
- c. コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

(4) 優先順位

1.2.2.3 復旧に係る手順等

1.2.2.4 監視及び制御

- (1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定
- (2) 補助給水ポンプの作動状況確認
- (3) 加圧器水位（原子炉水位）の制御
- (4) 蒸気発生器水位の制御
- (5) その他の手順項目にて考慮する手順

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

【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高圧の状態であって、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 「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) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。

- a) 可搬型重大事故防止設備

- i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作によりRCIC等の起動及び十分な期間^{*}の運転継続を行う手順等(手順及び装備等)を整備すること。ただし、下記(1) b) i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。

b) 現場操作

- i) 現場での人力による弁の操作により，RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。

※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

c) 監視及び制御

- i) 原子炉水位（BWR及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWRの場合）を推定する手順等（手順，計測機器及び装備等）を整備すること。
- ii) RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順，計測機器及び装備等）を整備すること。
- iii) 原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。

(2) 復旧

- a) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において，注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に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。
（BWRの場合）

- b) 電動補助給水ポンプに代替交流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。（PWRの場合）

(3) 重大事故等の進展抑制

- a) 重大事故等の進展を抑制するため，ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。
（BWRの場合）

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、２次冷却系の除熱機能である。

この機能が喪失した場合においても、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。

1.2.1 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

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、炉心の著しい損傷を防止するため、２次冷却系の除熱機能により１次冷却系を冷却する必要がある。２次冷却系の除熱機能により１次冷却系を冷却するための設計基準事故対処設備として、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下、付録1.2において「補助給水ポンプ」という。）、復水タンク、主蒸気逃がし弁を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、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、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.2.1図）（以下、付録1.2において「機能喪失原因対策分析」という。）

また、原子炉を冷却するために１次冷却系及び２次冷却系の保有水を監視及び制御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に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※１}を選定する。

※１ 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや

全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第四十五条及び「技術基準規則」第六十条（以下、付録1.2において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系の故障として、蒸気発生器2次側による炉心の冷却に使用する設備の故障を想定する。また、サポート系の故障として全交流動力電源又は直流電源の喪失を想定する。

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，重大事故等対処設備，多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.2.1表に示す。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

2次冷却系の除熱機能が喪失した場合，1次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する手段がある。

1次冷却系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。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ

- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 余熱除去ポンプ
- ・ 余熱除去冷却器

補助給水ポンプが使用できない場合に，常用系設備を使用して蒸気発生器 2 次側へ注水する手段がある。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）に使用する常用系設備は以下のとおり。

- ・ 電動主給水ポンプ
- ・ 蒸気発生器水張ポンプ
- ・ 脱気器タンク
- ・ 蒸気発生器

蒸気発生器 2 次側への注水設備である復水タンク及び 2 次系純水タンクが使用できない場合，原子炉補機冷却海水ポンプ等を使用して蒸気発生器 2 次側へ注水する手段がある。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）に使用する設備は以下のとおり。

- ・ A， B， C 原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 蒸気発生器

蒸気発生器 2 次側の蒸気放出設備である主蒸気逃がし弁故障時は，常用系設備を使用して蒸気発生器 2 次側の蒸気放出を行う手段がある。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）に使用する常用系設

備は以下のとおり。

- ・タービンバイパス弁

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，1次冷却系のフィードアンドブリードで使用する充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ，加圧器逃がし弁，燃料取替用水タンク，余熱除去ポンプ，余熱除去冷却器は重大事故等対処設備として位置付ける。また，原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給で使用するA，B原子炉補機冷却海水ポンプ，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び蒸気発生器は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの重大事故等対処設備により，蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する全ての設備が使用できない場合においても，炉心を冷却できるため，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・電動主給水ポンプ，蒸気発生器水張ポンプ及び脱気器タンク

常用系電源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。

- ・タービンバイパス弁

常用系電源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。

- ・C原子炉補機冷却海水ポンプ

C原子炉補機冷却海水ポンプの電源を2A非常用高圧母線より受電している場合は，復水タンクの代替手段として有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

蒸気発生器 2 次側への注水手段である補助給水ポンプの機能が喪失した場合は、タービン動補助給水ポンプの機能を回復させるため、現場での蒸気加減弁及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁手動操作の手段がある。

また、電動補助給水ポンプの機能を回復させるため、空冷式非常用発電機により給電する手段がある。

タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）
- ・タービン動補助給水ポンプ起動入口弁（手動）

電動補助給水ポンプの機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・可搬型燃料給油ポンプ

蒸気発生器 2 次側の蒸気放出設備である主蒸気逃がし弁の機能が喪失した場合は、主蒸気逃がし弁の機能を回復させるため、現場での手動操作、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）又は主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサによる機能回復の手段がある。

主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし弁（手動）
- ・窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）
- ・主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、タービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手段に使用する設備のうち、タービン動補

助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁（手動）はいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

電動補助給水ポンプの機能を回復させる手段に使用する設備のうち、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは重大事故等対処設備と位置付ける。

主蒸気逃がし弁の機能を回復させる手段に使用する設備のうち主蒸気逃がし弁（手動）は、機能回復のため現場において窒素ポンベを接続するのと同様以上の作業の迅速性及び駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性を有するものとして、重大事故等対処設備と位置付ける。

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、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源又は直流電源が喪失しても炉心を冷却するために必要な補機を回復できるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）

使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員等の負担軽減となる。

- ・ 主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ

駆動用電源は必要であるが、現場の環境が悪化した場合でも主蒸気逃がし弁を中央制御室から継続的に遠隔操作することが可能となり、運転員等の負担軽減となる。

c. 監視及び制御の対応手段及び設備

(a) 対応手段

原子炉を冷却するための1次冷却系及び2次冷却系の保有水を監視又は推定する手段がある。

また、蒸気発生器へ注水するための補助給水ポンプの作動状況を確認する手段がある。

さらに、原子炉を冷却するための1次冷却系及び2次冷却系の保有水を制御する手段がある。

監視及び制御に使用する設備は以下のとおり。

- ・加圧器水位計
- ・蒸気発生器水位計（広域）
- ・蒸気発生器水位計（狭域）
- ・補助給水流量計
- ・復水タンク水位計

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」の要求により選定した、加圧器水位計、蒸気発生器水位計（広域）、蒸気発生器水位計（狭域）、補助給水流量計及び復水タンク水位計は重大事故等対処設備として位置付ける。

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、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第1.2.2表、第1.2.3表）

これらの手順は、運転員等^{※2}及び保修対応要員^{※3}の対応として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等に定める。（第1.2.1表）

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員

をいう。

※ 3 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1.2.2 重大事故等時の手順等

1.2.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 1次冷却系のフィードアンドブリード

2次冷却系の除熱機能が喪失した場合に、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内への1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器水位計（広域）指示値が10%未満）になった場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

b. 操作手順

充てん／高圧注入ポンプ等により1次冷却系のフィードアンドブリードを行う手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.2.2図に示す。

(a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に1次冷却系のフィードアンドブリードの開始を指示する。

(b) 運転員等は、中央制御室で非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、充てん／高圧注入ポンプ2台及び高圧注入ポンプ2台を起動し、ほう酸注入ライン流量等により、1次冷却系へ注水していることを確認する。

(c) 運転員等は、中央制御室で加圧器の全ヒータの切を確認し、加圧器逃がし弁3台を全開とする。1次冷却材圧力等により、1次冷却系が減圧できていることを確認するとともに、1次冷却材高温側温度等により原子炉が冷却状態にあることを確認する。仮に、充てん／高圧注入ポンプ1台及び高圧注入ポンプ1台となった場合でも、1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。

(d) 運転員等は、中央制御室で燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位を確認し、再循環切替可能水位に到達すれば高圧再循環運転に切り替える。

【2次冷却系の除熱機能が回復した場合（(d)より）】

(e) 運転員等は、2次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、1次冷却材高温側温度等により炉心の冷却状態を確認する。

(f) 運転員等は、中央制御室で蓄圧注入系の注水状況を1次冷却材圧力等により確認し、1次冷却材圧力が安定していれば蓄圧タンク出口弁を閉止する。

(g) 運転員等は、中央制御室で1次冷却材圧力及び加圧器水位が安全注入により回復していること並びに十分なサブクール状態であることを確認し、安全注入を停止するとともに、全ての加圧器逃がし弁を閉止し、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。

(h) 運転員等は、余熱除去運転のため、中央制御室で1次冷却材高温側温度等にて、1次冷却材温度177℃未満、1次冷却材圧力2.7MPa[gage]以下及び余熱除去系が健全であることを確認する。

【余熱除去系が使用できる場合（2次冷却系の除熱機能が回復した場合：(h)より）】

- (i) 運転員等は、余熱除去系が使用できる場合、余熱除去系による炉心冷却操作を開始する。
- (j) 運転員等は、余熱除去系による炉心冷却が開始されたことを確認し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を停止する。
- (k) 運転員等は、余熱除去系による炉心冷却状態を 1 次冷却材高温側温度等により確認し、低温停止状態とする。

【余熱除去系が使用できない場合（2 次冷却系の除熱機能が回復した場合：(h) より）】

- (l) 運転員等は、余熱除去系が使用できない場合、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を効果がなくなるまで継続する。
- (m) 運転員等は、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の効果がなくなったことを 1 次冷却材高温側温度等により確認した場合、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを開始する。
- (n) 運転員等は、蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却状態を 1 次冷却材高温側温度等により確認し、低温停止状態とする。

【2 次冷却系の除熱機能が回復しない場合（(d) より）】

- (o) 運転員等は、余熱除去運転のため、中央制御室で 1 次冷却材高温側温度等にて、1 次冷却材温度 177℃未満、1 次冷却材圧力 2.7MPa[gage]以下及び余熱除去系が健全であることを確認する。
- (p) 運転員等は、余熱除去系が使用できる場合、余熱除去系による炉心冷却操作を開始する。

余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は 2 次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで、高圧再循環による 1 次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。

- (q) 運転員等は、中央制御室で蓄圧注入系の注水状況を 1 次冷却材圧力等により確認し、1 次冷却材圧力が安定していれば蓄圧タンク出口弁を閉止する。
- (r) 運転員等は、中央制御室で 1 次冷却材圧力及び加圧器水位が安全注入により回復していること並びに十分なサブクール状態であることを確認し、安全注入を停止するとともに、全ての加圧器逃がし弁を閉止し、1 次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。
- (s) 運転員等は、余熱除去系による炉心冷却状態を 1 次冷却材高温側温度等により確認し、低温停止状態とする。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等2名で実施する。補助給水系の不調等を踏まえて蒸気発生器水位、圧力を継続的に監視することから、全ての蒸気発生器の広域水位が10%未満となれば、速やかに 1 次冷却系のフィードアンドブリードを開始する。蒸気発生器広域水位10%とは以下に示す計器校正の誤差に余裕をもった水位である。

なお、蒸気発生器水位計（広域）は、施設定期検査での蒸気発生器の水張り時における水位の確認を主目的としていることから、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、蒸気発生器内の水、蒸気の密度が異なり、実水位と異なる指示値を示すことになるが、高温状態における広域水位計の指示値を、蒸気発生器内の水、蒸気の密度を元に補正することにより、実水位を推定する。

(2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

- a. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できない場合に、脱気器タンク水を常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

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おいて、外部電源により所内常用母線が受電されており、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。

(b) 操作手順

電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる注水操作は、中央制御室での遠隔起動が可能であり、通常の運転操作により対応する。

b. 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給

復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、海水をA、B、C原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか2台から補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する手順を整備する。なお、C原子炉補機冷却海水ポンプについては、2A非常用高圧母線より受電中に限り使用する。

海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生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

復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合において、交流動力電源が健全かつA、B、C原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか2台が運転している場合。

(b) 操作手順

原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給の概要

は以下のとおり。また、概略系統を第1.2.3図に、タイムチャートを第1.2.4図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給の準備作業と系統構成を指示する。
- ii) 保修対応要員は、原子炉補機冷却海水ポンプ出口ラインと補助給水ポンプ入口ラインのディスタンスピースを閉止用から通水用に取り替える。
- iii) 運転員等は、保修対応要員にディスタンスピースの取替えが完了したことを確認し、原子炉補機冷却海水ポンプ出口ラインと補助給水ポンプ入口ラインの通水のための系統構成を行い、補助給水ポンプへ供給を実施する。
- iv) 運転員等は、補助給水ポンプ入口圧力等により、原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給が実施されていることを確認する。
- v) 発電長は、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水機能が喪失した場合に、運転員等に電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの起動操作開始を指示する。
- vi) 運転員等は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを起動する。
- vii) 運転員等は、中央制御室での補助給水流量等の監視により、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が実施できていることを確認する。
- viii) 運転員等は、中央制御室にて蒸気発生器水位を監視し、水位調

整が必要となれば，中央制御室にてタービン動補助給水ポンプ出口流量調節弁又は電動補助給水ポンプ出口流量制御弁を操作し蒸気発生器水位を調整する。

ix) 運転員等は，中央制御室で蒸気発生器水位計等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認し，主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。

x) 運転員等は，中央制御室で 1 次冷却材高温側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。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名，現場における対応は運転員等3名及び保修対応要員2名で実施し，所要時間は，約120分と想定する。

円滑に作業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。ディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

(3) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

蒸気放出経路の故障による 2 次冷却系の除熱機能喪失の場合は，タービンバイパス弁の開操作を行う。蒸気放出経路は，多重化及び多様化されていること，主蒸気逃がし弁の現場での開操作も可能であることから，その機能の全てを喪失する可能性は低いが，以下の操作を実施することを考慮する。

a. タービンバイパス弁による蒸気放出

主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に，常用

系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し，蒸気発生器からの蒸気放出を行う手順を整備する。

(a) 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おいて，外部電源により所内常用母線が受電されており，2次冷却系の設備が運転中であり復水器の真空度が維持されている場合。

(b) 操作手順

タービンバイパス弁の開操作は，中央制御室で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。

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

復水タンク，燃料取替用水タンク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」にて整備する。

操作の判断，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」に整備する。

(5) 優先順位

フロントライン系故障時に，原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却機能が喪失している場合の冷却手段の優先順位を以下に示す。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水手段が喪失した場合は，電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプを使用する。

ポンプ容量の大きい電動主給水ポンプを優先し，電動主給水ポンプが使用できなければ蒸気発生器水張ポンプを使用する。

また，蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合，水源を復水タンクから2次系純水タンクへ切替え，補助給水ポンプによる注水を優先する。2次系純水タンクも使用できない場合は，電動

主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次に原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給による注水を行う。

主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出手段が喪失した場合は、タービンバイパス弁を使用する。

上記手段による２次冷却系の除熱機能の回復を優先し、２次冷却系の除熱機能が回復しない場合は、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプによる原子炉注水と加圧器逃がし弁開による１次冷却系のフィードアンドブリードを行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.2.5図，第1.2.6図に示す。

1.2.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) ポンプの機能回復

直流電源喪失時にタービン動補助給水ポンプを駆動するために必要なタービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ（以下，付録1.2において「非常用油ポンプ」という。）及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の駆動源が喪失する。タービン動補助給水ポンプの機能を回復させるため，現場でタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び起動入口弁を開操作し，タービン動補助給水ポンプを起動する。

また，全交流動力電源喪失時は，電動補助給水ポンプの機能を回復させるため，空冷式非常用発電機により交流電源を確保し，電動補助給水ポンプを起動する。

a．手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復

直流電源が喪失した場合において，タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合，現場で専用工具を使用しタービン動

補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え、中間受槽から復水タンクへの供給、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ出口流量調節弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源喪失時、蒸気発生器への注水が補助給水流量等により確認できない場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復は以下のとおり。

概略系統を第1.2.7図に、タイムチャートを第1.2.8図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に、手動によるタービン動補助給水ポンプ起動前の系統構成を指示する。
- ii) 運転員等は、現場にてタービン動補助給水ポンプの起動前の系統構成を実施する。
- iii) 運転員等は、現場にて専用工具を使用し、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げ、保持する。

- iv) 発電長は、運転員等に起動入口弁手動操作によるタービン動補助給水ポンプの起動操作開始を指示する。
- v) 運転員等は、現場でタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の開操作によりタービン動補助給水ポンプを起動する。
- vi) 運転員等は、現場でタービン動補助給水ポンプの運転状態に異常がないことを確認する。
- vii) 運転員等は、現場にてタービン動補助給水ポンプの起動により、主油ポンプが起動したことを現場での制御油圧の上昇にて確認後、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁から専用工具を取り外す。
- viii) 運転員等は、現場でのタービン動補助給水ポンプ出口圧力の監視及び中央制御室での補助給水流量等の監視により、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が実施できていることを確認する。
- ix) 運転員等は、中央制御室にて蒸気発生器水位を監視し、水位調整が必要となれば現場の運転員等と連絡を密にし、現場にてタービン動補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動により操作し蒸気発生器水位を調整する。
- x) 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器水位計等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認し、主蒸気逃がし弁により蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。
- xi) 運転員等は、中央制御室で1次冷却材高温側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。

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は運転員等2名により作業を実施し、所要時間は、約20分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。タービン動補助給水ポンプの起動により騒音が発生するが、運転員等はヘッドフォン型の遮音装置を着用し、通話装置を用いることで、中央制御室との連絡は可能である。

作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

なお、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作であり、タービン動補助給水ポンプ起動入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき、専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

b. 空冷式非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復

全交流動力電源が喪失した場合において、空冷式非常用発電機により非常用高圧電源が回復した場合、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

なお、電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え、中間受槽から復水タンクへの供給、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し、高圧再循環運転又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、タービン動補助給水ポンプが起動できず、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合において、空冷式非常用発電機により非常用高圧電源が回復し、復水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

空冷式非常用発電機による電源確保等に関する手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

電動補助給水ポンプは、中央制御室で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。

(2) 弁の機能回復

a. 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復

主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉止するとともに中央制御室からの遠隔操作が不能となる。この場合に現場で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手順を整備する。

主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損の有無は、放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合は、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損等により、現場の環境が悪化した際の現場操作時は、状況に応じて運転員等は電子式個人線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。

(a) 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁の駆動源喪失時、中央制御室にて主蒸気逃がし弁の開操作を実施しても、主蒸気ライン圧力等が低下しない場合において、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合。

(b) 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」にて整備する。

b. 窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失した場合に、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作するための手順を整備する。

この手順は、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気／主給水配管破断等により現場の環境が悪化した時に、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合にも使用する。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気喪失が継続する場合において、現場手動による主蒸気逃がし弁の開操作後、中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合。

(b) 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」にて整備する。

c. コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサにより駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作するための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気喪失が継続する場合において、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ駆動用の代替電源が確保されている場合。

(b) 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」にて整備する。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

復水タンクから2次系純水タンクへの切替手順、中間受槽から復水タ

ンクへの供給及び海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から復水タンクへの供給手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

全交流動力電源又は直流電源の喪失時における代替電源確保等に関する手順及び空冷式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」に整備する。

操作の判断，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」に整備する。

(4) 優先順位

サポート系故障時に，以上の手段を用いて２次冷却系の除熱機能を回復する手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源が喪失すると電動補助給水ポンプが起動できなくなる。さらに，直流電源が喪失すればタービン動補助給水ポンプが起動できなくなるため，重大事故等対処設備であるタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁（手動）及び現場手動によるタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の開操作にてタービン動補助給水ポンプ起動操作を行う。空冷式非常用発電機からの給電により非常用高圧電源が復旧すれば，電動補助給水ポンプの運転が可能となるが，空冷式非常用発電機の燃料消費量削減の観点から，タービン動補助給水ポンプを使用できる間は，タービン動補助給水ポンプを優先して使用する。タービン動補助給水ポンプが運転できない場合又は低温停止状態に移行させる場合は，電動補助給水ポンプにより蒸気発生器２次側へ注水を行う。

補助給水の機能が回復すれば，主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に，主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早ま

るため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱は、現場での人力による主蒸気逃がし弁開操作により行う。また、制御用空気の喪失が継続する場合に、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合は、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）による主蒸気逃がし弁の開操作を行う。また、代替電源が確保できれば、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサにより継続的に中央制御室から遠隔操作を実施する。

なお、全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。加圧器逃がし弁による減圧準備の手順は「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。

以上の対応手順のフローチャートを第1.2.9図に示す。

1.2.2.3 復旧に係る手順等

全交流動力電源が喪失した場合は、十分な期間の運転を継続するために電動補助給水ポンプ本体が健全であれば空冷式非常用発電機による非常用高圧母線への給電を確認し起動する。その手順は1.2.2.2(1) b. のとおり。また、電動補助給水ポンプ起動後は長期的な冷却に際し、十分な水源を確保する。

通常、電動補助給水ポンプの水源は復水タンクであるが、復水タンクから２次系純水タンクへの切替え、中間受槽から復水タンクへの供給、海（海水ポンプピット、１号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し、高圧再循環運転又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

1.2.2.4 監視及び制御

(1) 加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定

原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を加圧器水位計、蒸気発生器水位計により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する手順を整備する。

加圧器水位計及び蒸気発生器水位計の監視機能が喪失した場合の手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(2) 補助給水ポンプの作動状況確認

蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量計、復水タンク水位計、蒸気発生器水位計により確認する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器水位が低下した場合において、補助給水ポンプが自動起動又は手動により起動した場合。

b. 操作手順

補助給水ポンプの作動状況確認手順は以下のとおり。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に、補助給水ポンプの作動状況確認を指示する。
- ii) 運転員等は、現場及び中央制御室で補助給水ポンプの運転状態に異常がないことを確認する。
- iii) 運転員等は、現場及び中央制御室での補助給水流量等の監視により、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が実施できていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名により作業を実施する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。補助給水ポンプの起動により騒音が発生するが、運転員等はヘッドフォン型の遮音装置を着用し、通話装置を用いることで、中央制御室との連絡は可能である。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(3) 加圧器水位（原子炉水位）の制御

燃料取替用水タンク水等を常設低圧代替注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合において、流量を調整し加圧器水位を制御する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンク水等を常設低圧代替注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合において、加圧器水位の調整が必要な場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(4) 蒸気発生器水位の制御

蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合において、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合において、蒸気発生器水位の調整が必要な場合。

b. 操作手順

操作手順は、1.2.2.1(2) b. (b) viii), 1.2.2.2(1) a. (b) ix) 及び「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) その他の手順項目にて考慮する手順

加圧器水位の水位制御に関する手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

蒸気発生器水位の水位制御に関する手順は、「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。

監視又は推定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」に整備する。

第 1.2.1 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

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		整備する手順書の分類	
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク※1 主蒸気逃がし弁	1次冷却系のフィード アンドブリード	充てん／高圧注入ポンプ※2	重大事故等 対処設備	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	
			高圧注入ポンプ※2			
			加圧器逃がし弁			
			燃料取替用水タンク			
			余熱除去ポンプ※2※3			
			余熱除去冷却器※3			
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク※1	蒸気発生器2次側による 炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ	拡張設備 多様性		
			蒸気発生器水張ポンプ			
			脱気器タンク			
	復水タンク		A，B原子炉補機冷却海水ポンプ※2※4	重大事故等 対処設備		
			電動補助給水ポンプ※2※4			
			タービン動補助給水ポンプ※4			
			蒸気発生器			
			C原子炉補機冷却海水ポンプ※2※4			拡張設備 多様性
	主蒸気逃がし弁		蒸気発生器2次側 による炉心冷却 （蒸気放出）	タービンバイパス弁		拡張設備 多様性
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失 ・直流電源の喪失	ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ （蒸気加減弁付）（手動）	重大事故等 対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順	
			タービン動補助給水ポンプ起動入口弁 （手動）			
	空冷式非常用発電機※5					
	燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※6					
	可搬型燃料給油ポンプ※6					
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源の喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（手動）※7	拡張設備 多様性		
			窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）※7			
			主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ※7			
—	—	推定， 制御，監視及び	加圧器水位計※8※9	重大事故等 対処設備	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	
			蒸気発生器水位計（広域）※7※8			
			蒸気発生器水位計（狭域）※7※8			
			補助給水流量計※8			
			復水タンク水位計※8			

※1：保有水の喪失を想定する。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」にて整備する。

※2：ディーゼル発電機等により給電する。

※3：1次冷却系のフィードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却に使用するものである。

※4：蒸気発生器へ海水を長時間注水する場合は，蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

※5：代替電源設備により電源確保する。手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※6：空冷式非常用発電機の燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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，「1.3 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。

※8：直流電源喪失も含めた対応手順は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

※9：手順は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器

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

監視計器一覧 (1/4)

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. 2. 2. 1 フロントライン系故障時の手順等						
(1) 1 次冷却系のフィードアンドブリード	判断基準	蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域）			
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）			
			・ 補助給水流量計			
		原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）			
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）			
	水源		・ 燃料取替用水タンク水位計			
	操作	信号		・ E C C S 作動警報		
		原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）			
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）			
			・ サブクール度（C R T）			
		原子炉格納容器内の温度		・ 格納容器内温度計		
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 加圧器圧力計			
			・ 1 次冷却材圧力計			
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計			
			・ 原子炉格納容器圧力計（A M）			
		原子炉圧力容器内の水位		・ 加圧器水位計		
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域）			
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）			
			・ 補助給水流量計			
		原子炉格納容器内の水位		・ 格納容器再循環サンプル水位計（広域）		
		原子炉圧力容器への注水量	・ ほう酸注入ライン流量計			
	・ 高圧注入ポンプ出口流量計					
	水源		・ 燃料取替用水タンク水位計			
1. 2. 2. 1 フロントライン系故障時の手順等 (2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）						
a. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	電源	・ 6.6kV2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計			
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域）			
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）			
			・ 補助給水流量計			
	水源		・ 脱気器タンク水位計			
		操作	—			

監視計器一覧 (2/4)

対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目		監視計器			
1.2.2.1 フロントライン系故障時の手順等 (2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）							
b. 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	判断基準	水源	・ 復水タンク水位計 ・ 2 次系純水タンク水位計				
		電源	・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計				
		補機監視機能	・ A 原子炉補機冷却海水水供給母管圧力計				
	操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）				
			補機監視機能	・ 電動補助給水ポンプ入口圧力計 ・ タービン動補助給水ポンプ入口圧力計			
		蒸気発生器除熱機能		・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 補助給水流量計			
			1.2.2.1 フロントライン系故障時の手順等 (3) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）				
			a. タービンバイパス弁による蒸気放出	判断基準	電源	・ 6.6kV2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計	
		蒸気発生器除熱機能			・ 主蒸気ライン圧力計 ・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 復水器真空度計		
—							
—							
操作	—						
1.2.2.2 サポート系故障時の手順等 (1) ポンプの機能回復							
a. 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	判断基準	蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 補助給水流量計				
			水源	・ 復水タンク水位計			
			電源	・ 2A, 2B 直流電源電圧計			
		操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）			
	蒸気発生器除熱機能			・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 補助給水流量計			
			水源	・ 復水タンク水位計			
			補機監視機能	・ タービン動補助給水ポンプ制御油圧力計 ・ タービン動補助給水ポンプ出口圧力計			
	b. 空冷式非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復			判断基準	蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 補助給水流量計	
			電源			・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計 ・ 空冷式非常用発電機電力計, 周波数計（空冷式非常用発電機遠隔起動装置）	
		水源				・ 復水タンク水位計	
操作		「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。					

監視計器一覧 (3/4)

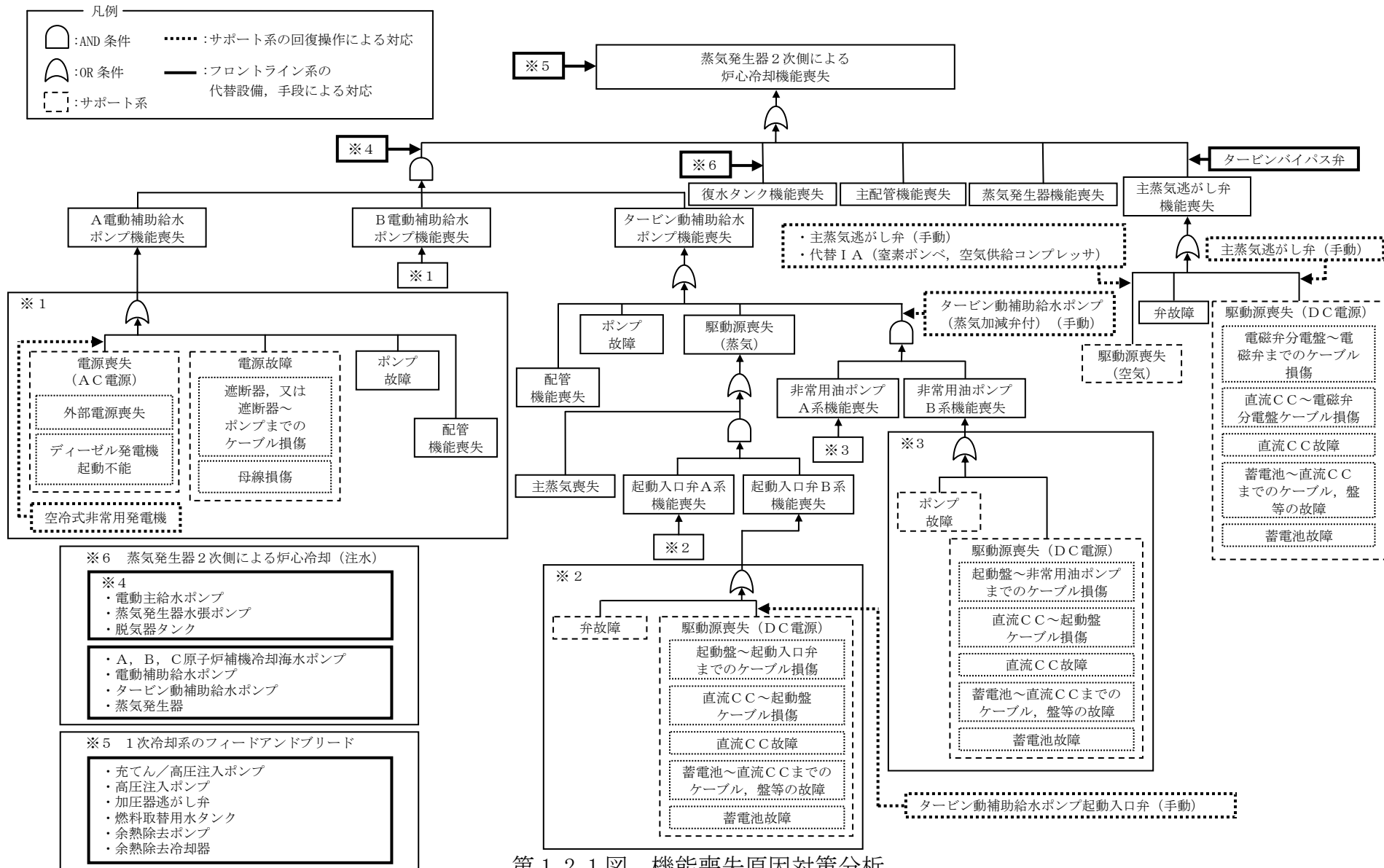
対応手順		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.2.2.2 サポート系故障時の手順等 (2) 弁の機能回復			
a. 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	判断基準	補機監視機能	・制御用空気供給母管圧力計
		蒸気発生器除熱機能	・主蒸気ライン圧力計
			・蒸気発生器水位計（広域）
			・蒸気発生器水位計（狭域）
			・補助給水流量計
	電源	・6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電 電圧計	
		操作	「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
b. 窒素ポンプによる主蒸気逃がし弁の機能回復	判断基準	補機監視機能	・制御用空気供給母管圧力計
		蒸気発生器除熱機能	・主蒸気ライン圧力計
			・蒸気発生器水位計（広域）
			・蒸気発生器水位計（狭域）
			・補助給水流量計
	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」にて整備する。	
c. コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復	判断基準	補機監視機能	・制御用空気供給母管圧力計
		蒸気発生器除熱機能	・主蒸気ライン圧力計
			・蒸気発生器水位計（広域）
			・蒸気発生器水位計（狭域）
			・補助給水流量計
	電源	・空冷式非常用発電機電力計, 周波数計 (空冷式非常用発電機遠隔起動装置)	
		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」にて整備する。

監視計器一覧（4／4）

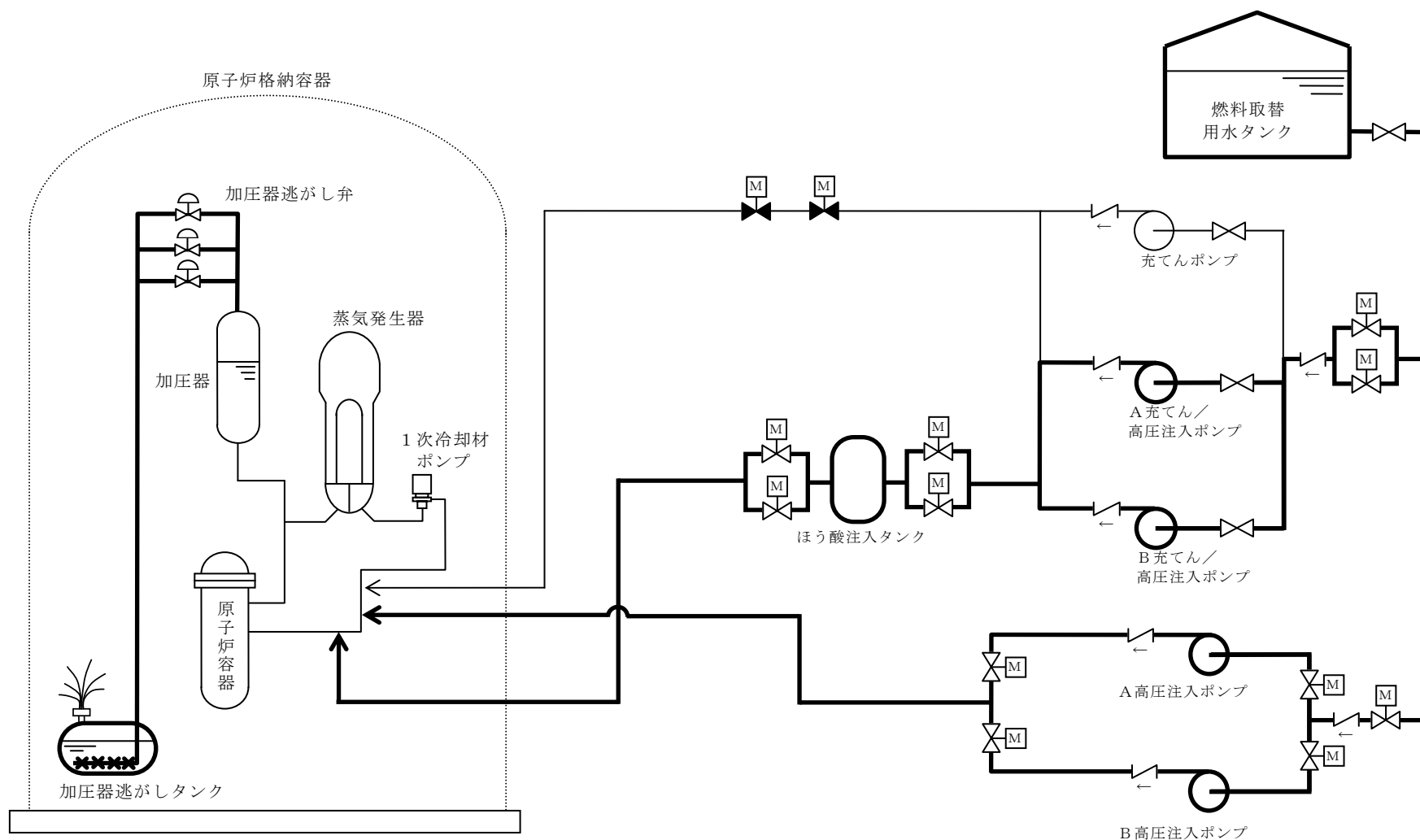
対応手順		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視計器
1.2.2.4 監視及び制御			
(1)加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定	判断基準	「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。	
	操作	「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。	
(2)補助給水ポンプの作動状況確認	判断基準	蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域）
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）
	操作	蒸気発生器除熱機能	・ 補助給水流量計
			・ 蒸気発生器水位計（広域）
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）
	水源	・ 復水タンク水位計	
(3)加圧器水位（原子炉水位）の制御	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 加圧器圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計
	・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計		
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
(4)蒸気発生器水位の制御	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計
		蒸気発生器除熱機能	・ 補助給水流量計
			・ 蒸気発生器水位計（広域）
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）
			・ 主蒸気ライン圧力計
	原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）	
		・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）	
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」にて整備する。		

第 1.2.3 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

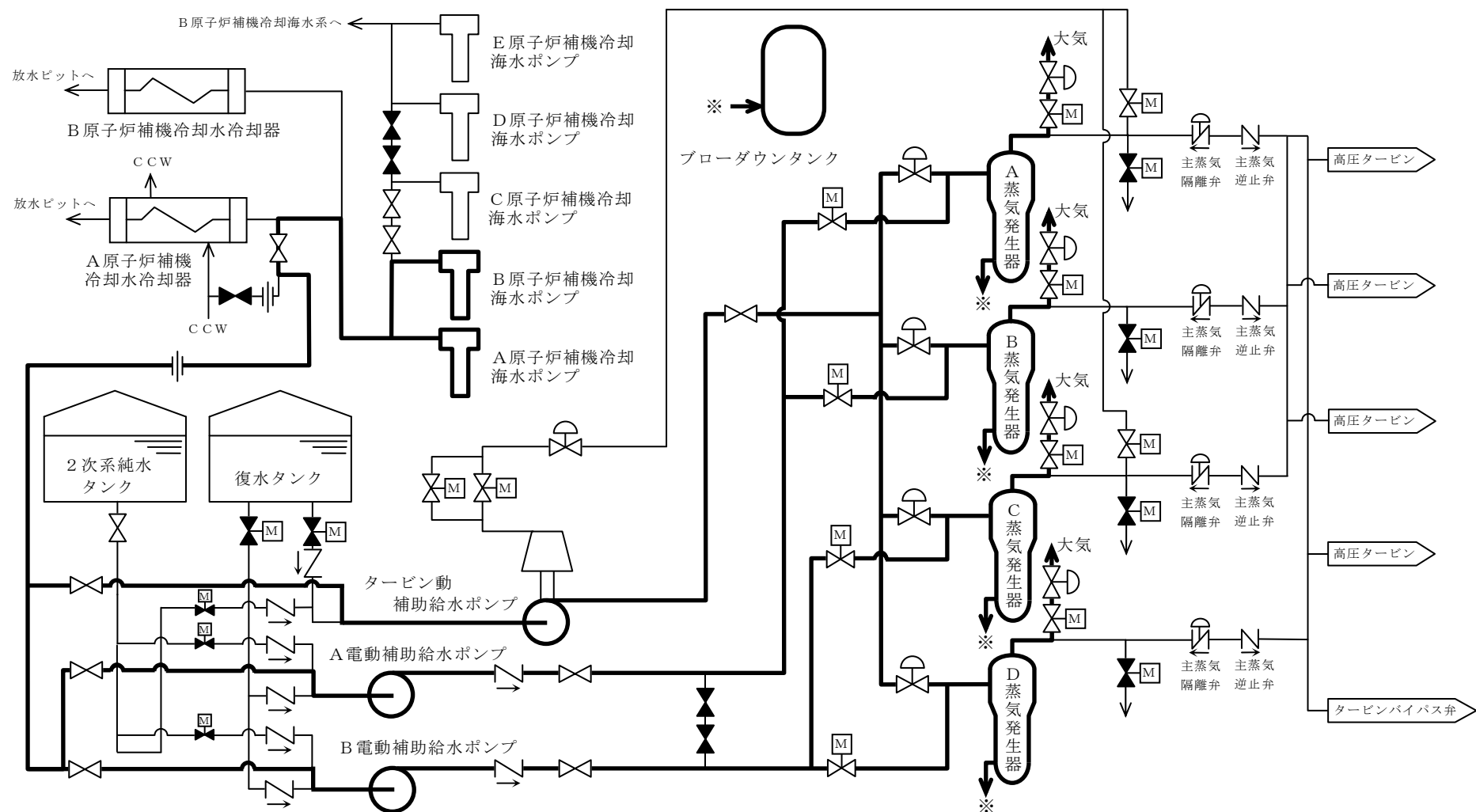
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.2】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ 高圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等	A 充てん／高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 充てん／高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 余熱除去ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 余熱除去ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	A 電動補助給水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 加圧器逃がし弁	2 A 直流母線
	B 加圧器逃がし弁	2 B 直流母線
	C 加圧器逃がし弁	2 B 直流母線
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ



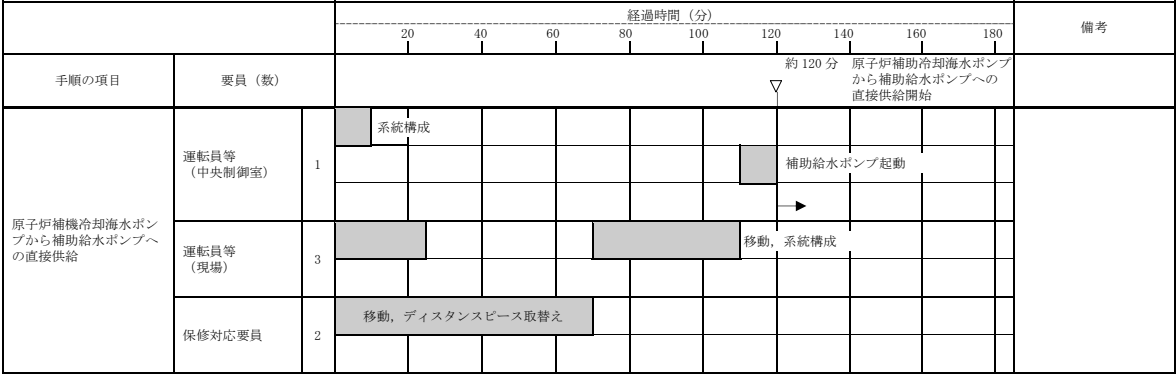
第 1.2.1 図 機能喪失原因対策分析



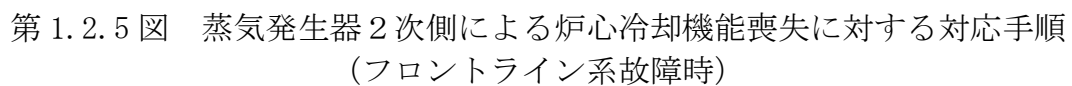
第 1.2.2 図 1 次冷却系のフィードアンドブリード 概略系統

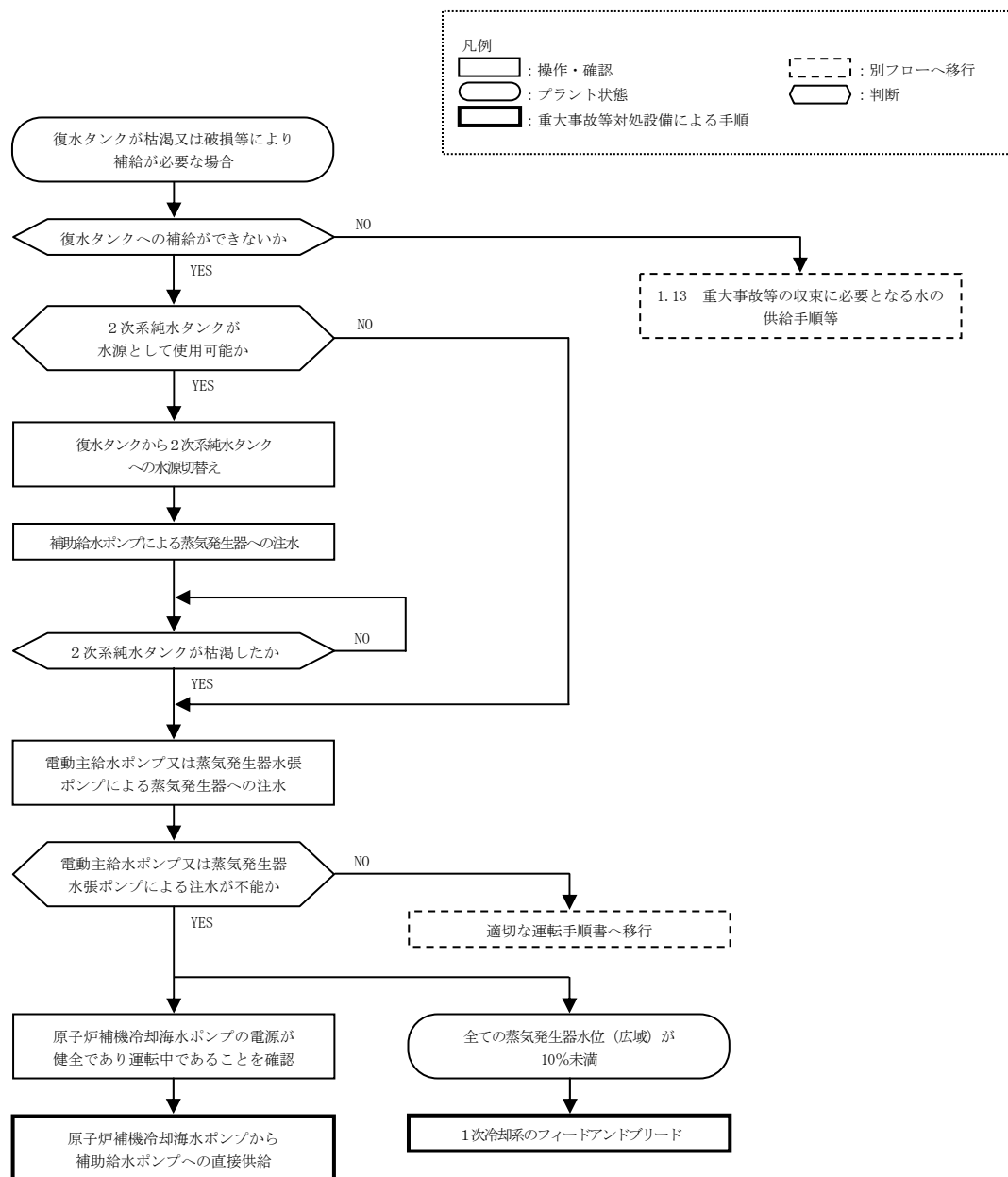


第 1.2.3 図 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給 概略系統

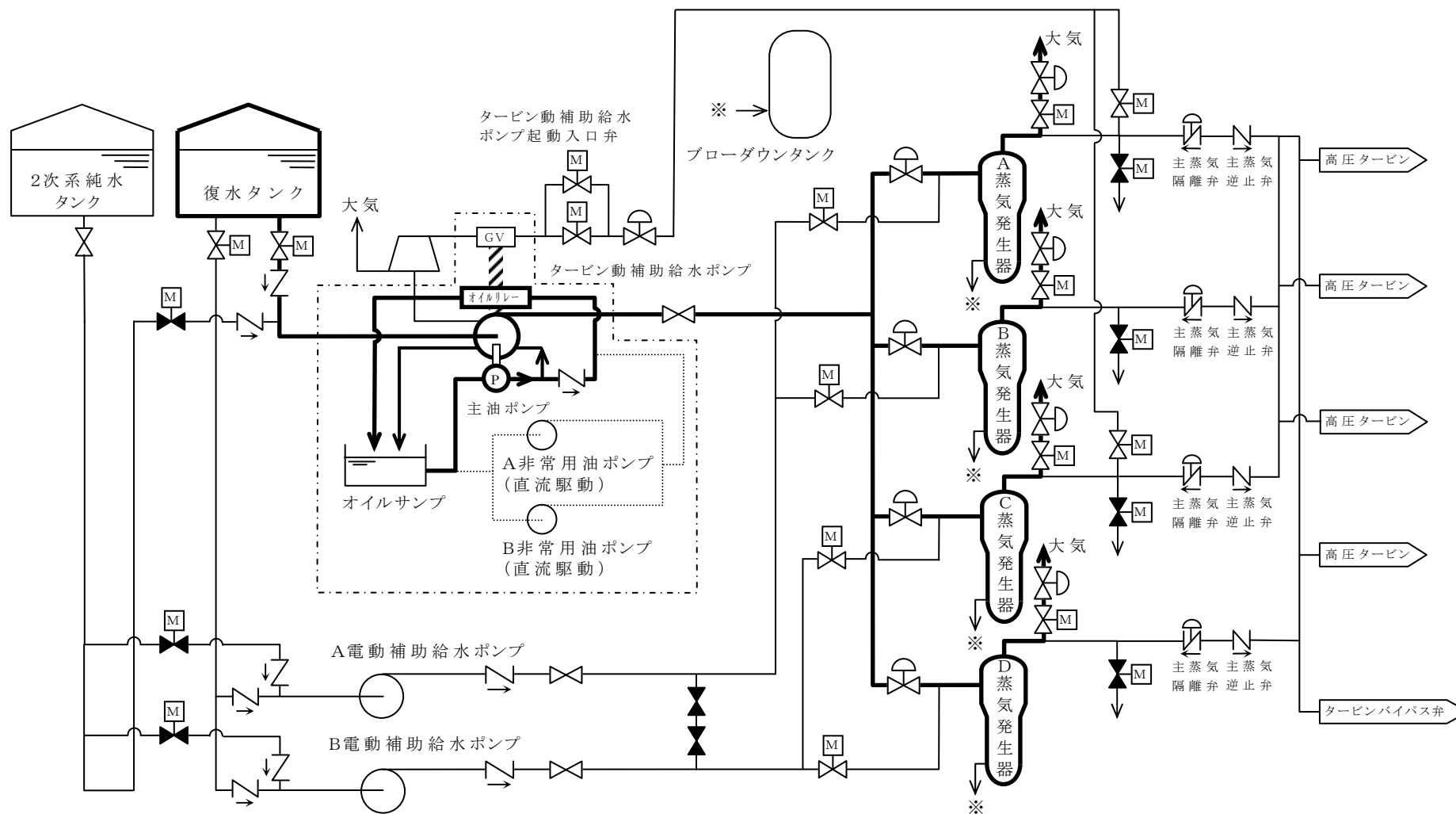


第 1.2.4 図 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給手順
タイムチャート





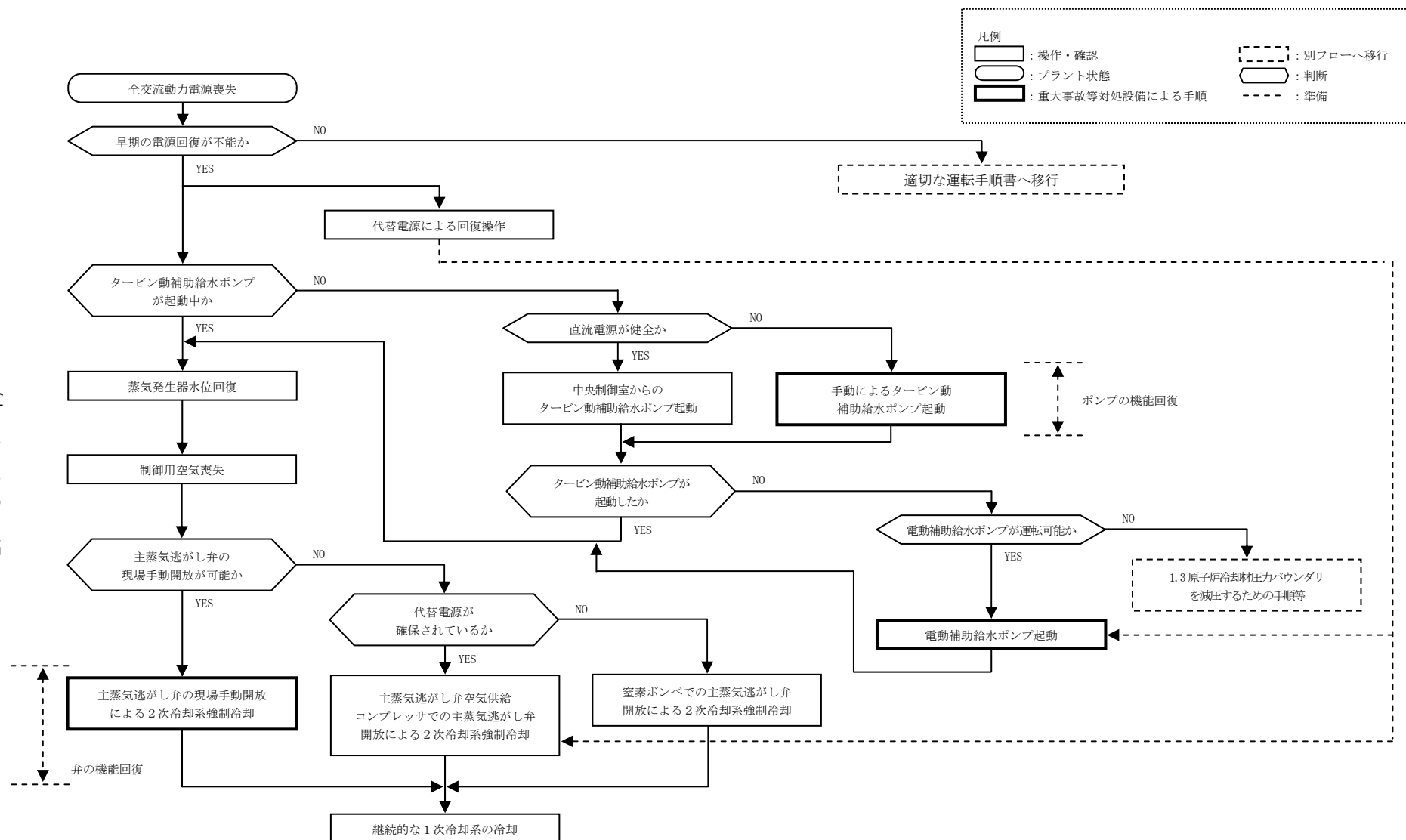
第 1.2.6 図 復水タンク破損時に対する対応手順
(フロントライン系故障時)



第 1.2.7 図 手動によるタービン動補助給水ポンプ機能回復 概略系統

			経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員 (数)		約 20 分 ▽タービン動補助給水ポンプ手動起動										
蒸気加減弁（手動）及び 蒸気入口弁手動操作によるタービン動補助給水ポンプ現場起動	運転員等 （現場）	1				移動，専用工具によるガバナ操作							
		1		移動			起動入口弁操作						
						→							

第 1.2.8 図 手動によるタービン動補助給水ポンプ機能回復手順タイムチャート



第 1. 2. 9 図 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却機能喪失に対する対応手順
(サポート系故障時)

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

< 目 次 >

1.3.1 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. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - b. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - c. 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する対応手段及び設備
 - d. 蒸気発生器伝熱管破損発生時の対応手段及び設備
 - e. インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手段及び設備
 - f. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順等

1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等

- (1) 1 次冷却系のフィードアンドブリード
- (2) 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. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水
 - c. 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給
- (3) 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

- (4) 加圧器補助スプレイ弁による減圧
- (5) その他の手順項目にて考慮する手順
- (6) 優先順位

1.3.2.2 サポート系故障時の手順等

- (1) ポンプの機能回復
 - a. 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復
 - b. 空冷式非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復
- (2) 弁の機能回復
 - a. 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復
 - b. 窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復
 - c. コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復
 - d. 窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復
 - e. 蓄電池（重大事故等対処用）による加圧器逃がし弁の機能回復
- (3) その他の手順項目にて考慮する手順
- (4) 優先順位

1.3.3 復旧に係る手順

- 1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順
- 1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損発生時の手順
- 1.3.6 インターフェイスシステム L O C A 発生時の手順

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

【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高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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) 可搬型重大事故防止設備

- a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。
- b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。

- c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。

(2) 復旧

- a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。

(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR)

- a) SGTR 発生時において、破損側蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。(PWR の場合)

(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)

- a) ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷個所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合) を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能は、2 次冷却系の除熱による減圧機能又は加圧器逃がし弁を用いて 1 次冷却系を減圧する機能である。なお、加圧器逃がし弁による減圧は、2 次冷却系の除熱によりサブクール度を確保した上で実施する。2 次冷却系の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプによる原子炉への注水機能を確保した後に加圧器逃がし弁による減圧を実施する。

蒸気発生器伝熱管破損事象発生時は、破損側蒸気発生器の隔離を行い、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作により 1 次冷却系と 2 次冷却系を均圧することで冷却材の漏えいを抑制する。

インターフェイスシステム L O C A 発生時は，主蒸気逃がし弁による冷却，減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作を行うとともに，原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで冷却材の漏えいを抑制する。

なお，どちらの事象も隔離できない場合は，主蒸気逃がし弁による冷却，減圧と加圧器逃がし弁による減圧で冷却材の漏えいを抑制する。

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の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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。

1.3.1 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高圧状態にある場合には，1次冷却系の減圧が必要である。1次冷却系を減圧するための設計基準事故対処設備として，電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下，付録 1.3 において「補助給水ポンプ」という。），復水タンク，主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが，設計基準事故対処設備が故障した場合は，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，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第 1.3.1 図，第 1.3.2 図）（以下，付録 1.3 において「機能喪失原因対策分析」

という。)

また、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損の防止、蒸気発生器伝熱管破損発生及びインターフェイスシステム L O C A の対応手段と重大事故等対応設備を選定する。

重大事故等対応設備の他、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：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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応設備により、「技術的能力審査基準」だけでなく、「設置許可基準規則」第四十六条及び「技術基準規則」第六十一条（以下、付録 1.3 において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系の故障として、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する設備又は加圧器逃がし弁の故障を想定する。また、サポート系故障として、全交流動力電源又は直流電源の喪失を想定する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第 1.3.1 表から第 1.3.4 表に示す。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

蒸気発生器 2 次側への注水設備及び蒸気放出設備の故障等により蒸気発生器 2 次側による炉心の冷却ができない場合は、1 次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する手段がある。

1 次冷却系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。

- ・加圧器逃がし弁
- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

蒸気発生器 2 次側への注水設備である補助給水ポンプが故障等により運転できない場合は、常用系設備を使用して蒸気発生器 2 次側へ注水する手段がある。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）に使用する常用系設備は以下のとおり。

- ・電動主給水ポンプ
- ・蒸気発生器水張ポンプ
- ・脱気器タンク
- ・蒸気発生器

蒸気発生器 2 次側への注水設備である復水タンク及び 2 次

系純水タンクが使用できない場合，原子炉補機冷却海水ポンプ等を使用して蒸気発生器２次側へ注水する手段がある。

蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）に使用する設備は以下のとおり。

- ・ A， B， C 原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 蒸気発生器

蒸気発生器２次側の蒸気放出設備である主蒸気逃がし弁の故障時は，常用系設備を使用して蒸気発生器２次側の蒸気放出を行う手段がある。

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

- ・ タービンバイパス弁

加圧器逃がし弁の故障により開操作できない場合は，蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水，蒸気放出），加圧器補助スプレーにより１次冷却系を減圧する手段がある。

蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）に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
- ・ 復水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 電動主給水ポンプ
- ・ 蒸気発生器水張ポンプ

- ・脱気器タンク

蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）に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

加圧器補助スプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・加圧器補助スプレイ弁
- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・充てんポンプ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，１次冷却系のフィードアンドブリードで使用する充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ，加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクは重大事故等対処設備と位置付ける。

原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給で使用するＡ，Ｂ原子炉補機冷却海水ポンプ，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び蒸気発生器は重大事故等対処設備として位置付ける。

蒸気発生器２次側への注水に使用する電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び蒸気発生器は重大事故等対処設備と位置付ける。

蒸気発生器２次側の蒸気放出に使用する主蒸気逃がし弁は重大事故等対処設備として位置付ける。

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，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される

設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，加圧器逃がし弁故障時又は蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する全ての設備が使用できない場合においても，１次冷却系の減圧を可能とするため，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・電動主給水ポンプ，蒸気発生器水張ポンプ及び脱気器タンク

常用系電源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。

- ・タービンバイパス弁

常用系電源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。

- ・加圧器補助スプレイ弁，充てんポンプ，充てん／高圧注入ポンプ

常用系電源及び化学体積制御系の充てんラインが健全であれば，充てんポンプ又は充てん／高圧注入ポンプ起動により１次冷却系の減圧が可能であり，加圧器逃がし弁の代替手段として有効である。

- ・Ｃ原子炉補機冷却海水ポンプ

Ｃ原子炉補機冷却海水ポンプの電源を２Ａ非常用高圧母線より受電している場合は，復水タンクの代替手段として有効である。

b．サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

蒸気発生器 2 次側への注水手段であるタービン動補助給水ポンプの機能が喪失した場合は，蒸気加減弁（手動）等により，タービン動補助給水ポンプの機能を回復させることで，1 次冷却系の減圧を行う手段がある。

また，電動補助給水ポンプの機能回復させるため，空冷式非常用発電機により給電する手段がある。

タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）
- ・タービン動補助給水ポンプ起動入口弁（手動）

電動補助給水ポンプの機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・可搬型燃料給油ポンプ

蒸気発生器 2 次側の蒸気放出設備である主蒸気逃がし弁の機能が喪失した場合は，手動，窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）又は主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサにより主蒸気逃がし弁の機能を回復させることで，1 次冷却系の減圧を行う手段がある。

主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし弁（手動）
- ・窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）
- ・主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ

また，主蒸気逃がし弁が動作可能な環境条件を明確にする。

1 次冷却系の減圧設備である加圧器逃がし弁の機能が喪失した場合は、蓄電池（重大事故等対処用）又は窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁の機能を回復させることで、1 次冷却系の減圧を行う手段がある。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・蓄電池（重大事故等対処用）
- ・窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）

また、加圧器逃がし弁が動作可能な環境条件を明確にする。

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、タービン動補助給水ポンプの機能を回復させる手段に使用する設備のうち、タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁（手動）はいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

電動補助給水ポンプの機能を回復させる手段に使用する設備のうち、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは重大事故等対処設備と位置付ける。

主蒸気逃がし弁の機能を回復させる手段に使用する設備のうち、主蒸気逃がし弁（手動）は、機能回復のため現場において窒素ポンベを接続するのと同等以上の作業の迅速性及び駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性を有するものとして、重大事故等対処設備と位置付ける。

加圧器逃がし弁の機能を回復させる手段に使用する設備のうち、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び蓄電池（重大事

故等対処用)は重大事故等対処設備と位置付ける。

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、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源又は直流電源が喪失しても1次冷却系を減圧するために必要な補機を回復できるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）

使用時間に制限があるものの、現場の環境が悪化した場合でも主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり、運転員等の負担軽減となる。

- ・主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ

駆動用電源は必要であるが、現場の環境が悪化した場合でも主蒸気逃がし弁を中央制御室から継続的に遠隔操作することが可能となり、運転員等の負担軽減となる。

c. 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する対応手段及び設備

(a) 対応手段

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する手段がある。

1次冷却系の減圧に使用する設備は以下のとおり。

- ・加圧器逃がし弁

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」の要求により選定した，加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備と位置付ける。

d．蒸気発生器伝熱管破損発生時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

蒸気発生器伝熱管破損発生時に，破損側蒸気発生器を隔離できない場合，１次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため，主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁により１次冷却系を減圧する手段がある。

１次冷却系の減圧に使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし弁
- ・加圧器逃がし弁

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」の要求により選定した，主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備と位置付ける。

e．インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

インターフェイスシステム L O C A 発生時に，漏えい箇所を隔離できない場合，１次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため，主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁により１次冷却系を減圧する手段がある。

1 次冷却系の減圧に使用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気逃がし弁
- ・加圧器逃がし弁

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」の要求により選定した、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備と位置付ける。

f. 手順等

上記の a. , b. , c. , d. 及び e. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、事故時の監視に必要な手順及び給電が必要となる設備についても整備する。（第 1.3.5 表, 第 1.3.6 表）

これらの手順は、運転員等^{※2}の対応として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等に定める。（第 1.3.1 表から第 1.3.4 表参照）

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

1.3.2 重大事故等時の手順等

1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 1 次冷却系のフィードアンドブリード

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合に、加圧器逃がし弁を用いて 1 次冷却系を減圧する手順を整備する。この手順は 1 次冷却系のフィードアンドブリードであり、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注

入ポンプ及び高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し，原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする。

a．手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位が低下し，全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器水位計（広域）指示値が10%未満）になった場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

b．操作手順

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

(2) 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

加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に，蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行うため，補助給水ポンプの自動起動を確認し，復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。このとき，補助給水ポンプが運転していなければ，蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧のため，中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を1次冷却材圧力により確認した場合において，補

補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されていない場合で、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

補助給水ポンプによる注水操作は、中央制御室での遠隔起動が可能であり、通常の運転操作により対応する。

b. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できない場合に、脱気器タンク水を常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

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おいて、外部電源により所内常用母線が受電されており、蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる注水操作は、中央制御室での遠隔起動が可能であり、通常の運転操作により対応する。

c. 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給

復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行うため、海水をA、B、C原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか2台から補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注

水する手順を整備する。なお，C原子炉補機冷却海水ポンプについては，2A非常用高圧母線より受電中に限り使用する。

海水を蒸気発生器へ注水する場合，蒸気発生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

復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合において，交流動力電源が健全かつA，B，C原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか2台が運転している場合。

(b) 操作手順

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

対応手順のフローチャートを第1.3.4図に示す。

(3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

蒸気放出経路の故障による2次冷却系の除熱機能喪失の場合は，タービンバイパス弁の開操作を行う。蒸気放出経路は，多重化及び多様化していること，主蒸気逃がし弁の現場での開操作も可能であることから，その機能が全て喪失する可能性は低いが，以下の操作を実施することを考慮する。

なお，主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損の有無は，放射線モニタ等で確認するが，全交流動力電源が喪失した場合は，放射線モニタが使用できないため，蒸気発生器水位及び圧力により確認する。

蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合は，当該蒸気発

生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

a．主蒸気逃がし弁による蒸気放出

加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合は，主蒸気逃がし弁の開を確認し，蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧が開始していることを確認する。主蒸気逃がし弁が開弁していなければ中央制御室にて開弁し，蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を 1 次冷却材圧力により確認した場合において，補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合。

(b) 操作手順

主蒸気逃がし弁の開操作は，中央制御室での遠隔起動が可能であり，通常の運転操作により対応する。

b．タービンバイパス弁による蒸気放出

主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に，常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し，蒸気発生器からの蒸気放出を行う手順を整備する。

(a) 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おいて，外部電源により所内常用母線が受電されており，2 次冷却系の設備が運転中であり復水器の真空度が維持されている場合。

(b) 操作手順

タービンバイパス弁の開操作は、中央制御室で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。

(4) 加圧器補助スプレイ弁による減圧

加圧器逃がし弁の故障により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能の喪失を確認した場合に、加圧器補助スプレイ弁を中央制御室にて開弁し減圧を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

加圧器逃がし弁の故障等により、1次冷却材圧力にて原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を確認した場合において、充てんポンプ又は充てん／高圧注入ポンプの運転及び体積制御タンク等の水位が確保されている場合。

b. 操作手順

加圧器補助スプレイ弁の開操作は、中央制御室で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。

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

復水タンクの枯渇時の補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断、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」にて整備する。

(6) 優先順位

フロントライン系故障時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失している場合の減圧手段の優先順位を以下に示す。

蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた減圧時の蒸気発生

器への注水は、重大事故等対処設備である電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを優先する。補助給水ポンプの優先順位は、駆動用の外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。空冷式非常用発電機からの給電時は、燃料消費量の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水手段が喪失した場合は、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプを使用する。ポンプ容量の大きい電動主給水ポンプを優先し、電動主給水ポンプが使用できなければ蒸気発生器水張ポンプを使用する。

また、蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合、水源を復水タンクから２次系純水タンクへ切替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。２次系純水タンクも使用できない場合は、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次に原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給による注水を行う。

蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた減圧時の蒸気発生器からの蒸気放出は、重大事故等対処設備である主蒸気逃がし弁を使用する。主蒸気逃がし弁が故障等により使用できない場合は、タービンバイパス弁を使用する。

上記手段による、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を優先して使用し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁開による１次冷却系の

フィードアンドブリードを行う。

加圧器逃がし弁故障時は、蒸気発生器２次側により炉心冷却していることを確認するとともに、加圧器補助スプレーを用いて１次冷却系の減圧を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.3.3図、第1.3.4図に示す。

1.3.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) ポンプの機能回復

直流電源喪失時にタービン動補助給水ポンプを駆動するために必要なタービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ（以下、付録1.3において「非常用ポンプ」という。）及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の駆動源が喪失した場合に、タービン動補助給水ポンプの機能を回復するために、現場でタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及び起動入口弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動する。

また、全交流動力電源喪失時は、電動補助給水ポンプの機能を回復させるため、空冷式非常用発電機により交流電源を確保し、電動補助給水ポンプを起動する。

a. 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復

直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を

蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源喪失時，蒸気発生器への注水が補助給水流量等により確認できない場合において，タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で復水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

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

b. 空冷式非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復

全交流動力電源が喪失した場合において，空冷式非常用発電機により非常用高圧電源が回復した場合，電動補助給水ポンプを起動し，復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

なお，電動補助給水ポンプは，復水タンクから2次系純水タンクへの切替え，中間受槽から復水タンクへの供給，海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から復水タンクへの供給により水源を確保し，高圧再循環運転又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間，運転を継続する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時，タービン動補助給水ポンプが起動できず，蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合において，空冷式非常用発電機により非常用高圧電源が回復し，復水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

空冷式非常用発電機による電源確保等に関する手順は、

「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

電動補助給水ポンプは、中央制御室で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。

(2) 弁の機能回復

a. 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復

主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉止するとともに中央制御室からの遠隔操作が不能となる。この場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行う手順を整備する。

主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損の有無は、放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合は、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損等により、現場の環境が悪化した際の現場操作時は、状況に応じて運転員等は電子式個人線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。

(a) 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁の駆動源喪失時、中央制御室にて主蒸気逃

がし弁の開操作を実施しても、主蒸気ライン圧力等が低下しない場合において、補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合。

(b) 操作手順

現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.3.5図に、タイムチャートを第1.3.6図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に蒸気発生器2次側による炉心冷却操作開始を指示する。
- ii) 運転員等は、中央制御室にて補助給水流量により、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が実施できていることを確認する。
- iii) 発電長は、主蒸気隔離を実施した時点から継続して蒸気発生器伝熱管破損がないことを蒸気発生器水位及び圧力により確認する。
- iv) 運転員等は、現場にて主蒸気逃がし弁を手動により開操作し、2次冷却系強制冷却を開始する。
- v) 運転員等は、中央制御室にて蒸気発生器の圧力低下により蒸気が放出できていることを確認するとともに、1次冷却材圧力及び1次冷却材温度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。また、必要により、現場にて手動による主蒸気逃がし弁の開度調整を実施する。
- vi) 運転員等は、中央制御室にて蒸気発生器水位を監視し、水位調整が必要となれば現場の運転員等と連絡を密にし、現場にてタービン動補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動

により操作し蒸気発生器水位を調整する。

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は、運転員等4名にて作業を実施し、所要時間は約20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、可搬型照明及び通信設備等を整備する。主蒸気管室は蒸気の流れにより騒音が発生するが、運転員等はヘッドフォン型の遮音装置を着用し、通話装置を用いることで、中央制御室との連絡は可能である。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。操作が必要となる場合、運転員等が現場に留まって対応する。

b. 窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失した場合に、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作するための手順を整備する。

この手順は、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気／主給水配管破断等により現場の環境が悪化した時に、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合にも使用する。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気喪失が継続する場合において、現場手動による主蒸気逃がし弁の開操作後、中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合。

(b) 操作手順

窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.3.7図に、タイムチャートを第

1.3.8図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）による主蒸気逃がし弁の開操作を指示する。
- ii) 運転員等は、中央制御室で主蒸気逃がし弁の制御器出力を現場弁開度に合わせる。
- iii) 運転員等は、現場で他の系統と連絡する弁の閉止を確認後、主蒸気逃がし弁用窒素マニホールドより、主蒸気逃がし弁へ窒素を供給できるように系統構成を行う。
- iv) 運転員等は、現場で窒素マニホールドの減圧弁を調整し、配管を充気するとともに、設定圧力を $0.59\text{MPa}[\text{gage}]^{\ast 3}$ に調整する。
- v) 運転員等は中央制御室にて主蒸気逃がし弁の開度調整操作により1次冷却材圧力及び1次冷却材温度を調整し、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

※3：窒素ポンベの設定圧力は、主蒸気逃がし弁の動作に必要な設計圧力 $0.54\text{MPa}[\text{gage}]$ に余裕を見て $0.59\text{MPa}[\text{gage}]$ としている。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等2名により作業を実施し、所要時間は約65分と想定する。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、可搬型照明や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。

c. コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサにより駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作するための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気喪失が継続する場合において、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ駆動用の代替電源が確保されている場合。

(b) 操作手順

主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.3.7図に、タイムチャートを第1.3.9図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の開操作を指示する。
- ii) 運転員等は、中央制御室で主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ出口流量調節弁の制御器出力を現場弁開度に合わせる。
- iii) 運転員等は、現場で他の系統との連絡する弁の閉止を確認後、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサより、主蒸気逃がし弁へ代替空気を供給できるように系統構成を行う。
- iv) 運転員等は、現場で空気供給マニホールドの減圧弁を調整し、配管を充気するとともに、設定圧力を0.59MPa[gage]^{※4}に調整する。
- v) 運転員等は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁の開度調整操

作により，1次冷却材圧力及び1次冷却材温度を調整し，原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

※4：設定圧力は，主蒸気逃がし弁の動作に必要な設計圧力0.54MPa[gage]に余裕を見て0.59MPa[gage]としている。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名，現場における対応は，運転員等2名により作業を実施し，所要時間は約60分と想定する。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，可搬型照明や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。

d．窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復

加圧器逃がし弁は駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であり，全交流動力電源喪失により制御用空気圧縮機が停止し，制御用空気が喪失した場合は開操作が不能となる。加圧器逃がし弁本体は，弁の構造上，現場で人力により操作を行うことができないため，加圧器逃がし弁の機能回復（駆動用空気回復）として，窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し，中央制御室からの操作による1次冷却系を減圧するための手順を整備する。窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は，想定される重大事故等が発生した場合の原子炉格納容器内圧力においても加圧器逃がし弁が確実に動作する容量^{※5}及び圧力のポンベを配備している。窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を用いた1次冷却系の減圧時は，中央制御室からの操作回数を少なくする。

※ 5 : 窒素ポンベの設定圧力は、加圧器逃がし弁の開弁に必要な圧力0.353MPa[gage]及び有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器内最高圧力0.392MPa[gage]を考慮し、余裕を見て0.79MPa[gage]とする。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気喪失時において、1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁を中央制御室から操作する必要がある場合。

(b) 操作手順

窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.3.10図に、タイムチャートを第1.3.11図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁への窒素供給の準備作業と系統構成を指示する。
- ii) 運転員等は、現場で窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の使用準備を行い、窒素を供給するための系統構成を行う。
- iii) 運転員等は、現場で他の系統と連絡する弁の閉止を確認後、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）より窒素を供給する。
- iv) 発電長は、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による窒素供給が完了したことを確認し、加圧器逃がし弁による減圧が可能となれば中央制御室運転員等を開始を指示する。
- v) 運転員等は、中央制御室で加圧器逃がし弁を開として減圧を開始し、1次冷却材圧力により原子炉冷却材圧力バウンダリが減圧していることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名，現場における対応は運転員等3名にて作業を実施し，所要時間は約65分間と想定する。

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

e．蓄電池（重大事故等対処用）による加圧器逃がし弁の機能回復

加圧器逃がし弁は，駆動電源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため，直流電源が喪失した場合は，電磁弁が動作せず開操作が不能となる。加圧器逃がし弁本体は，弁の構造上，現場で人力により操作を行うことができないため，加圧器逃がし弁機能回復（直流電源回復）として，蓄電池（重大事故等対処用）により直流電源を供給し，中央制御室からの操作による1次冷却系を減圧するための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源喪失時において，1次冷却材圧力により加圧器逃がし弁開弁が必要である場合。

(b) 操作手順

蓄電池（重大事故等対処用）による加圧器逃がし弁の機能回復手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.3.12図に，タイムチャートを第1.3.13図に示す。

- i) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に加圧器逃がし弁への蓄電池（重大事故等対処用）による電源供給の準備作業と系統構成を指示する。

ii) 運転員等は、現場で加圧器逃がし弁の電源供給元を蓄電池（重大事故等対処用）へ切り替える。

iii) 発電長は、蓄電池（重大事故等対処用）による電源供給が完了し、加圧器逃がし弁による減圧が可能となれば、運転員等に開始を指示する。

iv) 運転員等は、中央制御室で加圧器逃がし弁を開として減圧を開始し、1次冷却材圧力により原子炉冷却材圧力バウンダリが減圧していることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名にて作業を実施し、所要時間は約30分間と想定する。

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

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

全交流動力電源又は直流電源の喪失時における代替電源確保等に関する手順及び空冷式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」に整備する。

操作の判断、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」にて整備する。

(4) 優先順位

全交流動力電源が喪失すると電動補助給水ポンプが起動できなくなる。さらに、直流電源が喪失すればタービン動補助給水ポンプが起動できなくなるため、重大事故等対処設備であるタ

ービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁（手動）及び現場手動によるタービン動補助給水ポンプ起動入口弁の開操作にてタービン動補助給水ポンプ起動操作を行う。空冷式非常用発電機からの給電により非常用高圧電源が復旧すれば、電動補助給水ポンプの運転が可能となるが、空冷式非常用発電機の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用する。タービン動補助給水ポンプが運転できない場合又は低温停止状態に移行させる場合は、電動補助給水ポンプにより蒸気発生器２次側へ注水を行う。

補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱は、現場での手動による主蒸気逃がし弁開操作により行う。また、制御用空気の喪失が継続する場合に、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合は、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）による主蒸気逃がし弁の開操作を行う。また、代替電源が確保できれば、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサにより継続的に中央制御室から遠隔操作を実施する。

なお、全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止す

るため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。

加圧器逃がし弁の機能回復として、制御用空気喪失の場合は現場で重大事故等対処設備である窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）により窒素供給作業を行う。また、直流電源が喪失している場合は、現場で重大事故等対処設備である蓄電池（重大事故等対処用）により代替電源供給作業を行う。上記の作業については、機能喪失に至る要因が異なり、それぞれの機能回復のための作業を同時には実施しないと想定しており相互の対応操作間に影響はない。

なお、制御用空気及び直流電源の両方が喪失した場合においては、窒素供給にて駆動用空気を回復した後、電磁弁を動作させるため蓄電池（重大事故等対処用）により直流電源を回復する。タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系からの除熱による減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作は、対応する要員及び操作する系統が異なるため、相互の対応操作間に影響はない。

以上の対応手順のフローチャートを第1.3.14図、第1.3.15図に示す。

1.3.3 復旧に係る手順

直流電源喪失時において、蓄電池（重大事故等対処用）により加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室からの遠隔操作が可能である。その手順は1.3.2.2(2) e. 蓄電池（重大事故等対処用）による加圧器逃がし弁の機能回復のとおり。また、全交流動力電源又は直流電源の喪失時における代替電源確保等に関する手順は、「1.14

電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。

(1) 手順着手の判断基準

炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以上の場合。

(2) 操作手順

炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順は以下のとおり。対応手順のフローチャートを第1.3.16図に示す。

- a. 発電長は、炉心出口温度及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）の指示値により、炉心が損傷したことを確認する。
- b. 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧を指示する。
- c. 運転員等は中央制御室で1次冷却系の圧力を確認し、2.0MPa[gage]以上である場合、加圧器逃がし弁を開とし1次冷却系の減圧を開始する。
- d. 運転員等は、中央制御室で1次冷却系の圧力が2.0MPa[gage]未満まで減圧することを確認する。

(3) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名で実施する。

1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損発生時の手順

蒸気発生器伝熱管破損発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが生じる。したがって、漏えい量を抑制するため、早期に1次冷却系の減温、減圧を行う必要がある。

破損側蒸気発生器の判定を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損側蒸気発生器の隔離をする。

破損側蒸気発生器の隔離完了後、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作及び加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系と2次冷却系を均圧することで、1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。

全交流動力電源喪失発生時には、高感度型主蒸気管モニタ等による監視が不能となるため、破損側蒸気発生器は1次冷却材圧力及び蒸気発生器の圧力、水位の指示値により判断することが可能である。

また、破損側蒸気発生器の隔離ができない場合においても、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系の圧力を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力の低下、破損側蒸気発生器水位及び圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断した場合。

また、破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器圧

力の低下が継続していることにより破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合。

(2) 操作手順

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の減圧が継続した場合の手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.3.17図に、対応手順のフローチャートを第1.3.18図に示す。

- a. 発電長は、原子炉の自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系及び電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。
- b. 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、蒸気発生器伝熱管破損発生判断及び破損側蒸気発生器を判定し、運転員等に破損側蒸気発生器の隔離を指示する。
- c. 運転員等は、破損側蒸気発生器への補助給水停止、主蒸気隔離弁の閉止及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を行い、破損側蒸気発生器を隔離する。主蒸気隔離弁閉止後、運転員等は現場にて主蒸気隔離弁の増し締め操作を実施する。
- d. 発電長は、破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器圧力を確認する。破損側蒸気発生器の圧力の低下が継続していることにより、破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断し、運転員等に健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開操作による1次冷却系の減温、減圧開始を指示する。
- e. 運転員等は、中央制御室で健全側主蒸気逃がし弁開による2次冷却系強制冷却を開始する。
- f. 運転員等は、中央制御室と現場で1次系純水タンク及びほう

酸タンク，又は使用済燃料ピット等を水源として，燃料取替用水タンクへの補給を開始する。

- g．発電長は，安全注入停止条件を早期に確立し，1次冷却系からの漏えい量を抑制するため，運転員等に1次冷却系の減圧を指示する。
- h．運転員等は，中央制御室で加圧器逃がし弁を開とし，1次冷却系の減圧を開始する。
- i．運転員等は，破損側蒸気発生器2次側への漏えい量抑制のため，蓄圧タンク出口弁を閉止する。
- j．発電長は，安全注入停止条件を確認し，運転員等に充てん／高圧注入ポンプによる注入を安全注入から充てんによる原子炉への注入に切替え，高圧注入ポンプを停止するよう指示する。
- k．運転員等は，安全注入から充てんによる原子炉への注入に切替え及び高圧注入ポンプの停止を行う。
- l．発電長は，余熱除去系の運転条件を満足していることを確認し，長期対策も含めて余熱除去系による冷却を行う。

(3) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等2名，現場における対応は運転員等3名で実施する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，可搬型照明及び通信設備等を整備する。

1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の手順

インターフェイスシステムLOCA発生時は，原子炉冷却材圧力

バウンダリ機能が喪失し，原子炉格納容器外へ１次冷却材の漏えいが生じる。したがって，漏えい量を抑制するための早期の１次冷却系の減温，減圧及び保有水量を確保するための原子炉への注水が必要となる。

原子炉格納容器外への１次冷却材の漏えいを停止するため，破損箇所を早期に発見し隔離する。

隔離できない場合，主蒸気逃がし弁による冷却，減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の漏えい量を抑制する。

低温停止状態に移行するにあたり，余熱除去系により炉心の冷却が困難であれば，蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する。

化学体積制御系から１次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいした場合においてもインターフェイスシステムＬＯＣＡと同様の兆候を示すが，対応手順は設計基準事故の対象として整備している。

(1) 手順着手の判断基準

１次冷却材圧力及び加圧器水位の低下，余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により，余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステムＬＯＣＡの発生を判断した場合。

(2) 操作手順

原子炉格納容器外で１次冷却材の漏えいが生じた場合の手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.3.19図に，対応手順のフローチャートを第1.3.20図に示す。

a．発電長は，原子炉の自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系，低圧注入系及び電動補助給水ポンプ等の

自動作動を確認する。

- b. 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、原子炉格納容器外で余熱除去系の漏えいによるインターフェイスシステム L O C A の発生を判断し、運転員等に破損箇所の隔離等を指示する。
- c. 運転員等は、中央制御室で余熱除去ポンプを全台停止する。

また、中央制御室及び現場で燃料取替用水タンク水の流出を抑制するために、燃料取替用水タンクと余熱除去系の隔離を行う。1次冷却系の保有水量低下を抑制するために、1次冷却系と余熱除去系の隔離を行う。

- d. 運転員等は、中央制御室及び現場で1次系純水タンク、ほう酸タンク及び2次系純水タンク等を水源として、燃料取替用水タンクへの補給を行う。
- e. 発電長は、余熱除去系の破損箇所の隔離ができない場合、運転員等に主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温、減圧を指示する。

- f. 運転員等は、中央制御室で主蒸気逃がし弁を開とする。1次冷却材圧力及び1次冷却材温度により、1次冷却系が減温、減圧できていることを確認する。

- g. 発電長は、安全注入停止条件を早期に確立すること及び1次冷却系から漏えい量を抑制するため、運転員等に加圧器逃がし弁開による1次冷却系の減圧を指示する。

- h. 運転員等は、中央制御室で加圧器逃がし弁を開とする。1次冷却材圧力により、1次冷却系が減圧できていることを確認する。

- i. 運転員等は、1次冷却材圧力が約0.6MPa[gage]に下がった場

合又は安全注入停止条件が満足していることを確認した場合は、蓄圧タンク出口弁を閉止する。

j. 発電長は、安全注入停止条件を確認し、運転員に充てん／高圧注入ポンプによる注入を安全注入から充てんによる原子炉への注入に切替え、高圧注入ポンプを停止するよう指示する。

k. 運転員等は、現場で破損側余熱除去系の弁を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系からの漏えいを停止する。

l. 運転員等は、中央制御室で主蒸気逃がし弁及び電動補助給水ポンプにより、蒸気発生器を用いた冷却が可能であることを確認し、長期対策も含めて蒸気発生器による２次冷却系強制冷却を行う。

(3) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等2名、現場における対応は運転員等3名で実施する。

インターフェイスシステム L O C A 発生時、現場での隔離操作はアクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して専用工具を用いて遠隔操作により行う。

専用工具は速やかに操作ができるように操作場所近傍に配備する。

専用工具による操作場所及び操作場所への通路部をインターフェイスシステム L O C A により漏えいが発生する機器のフロアよりも上層階とし、溢水影響がないようにする。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

原子炉補助建屋内に漏えいし、原子炉補助建屋最下層に溜まった水については、雰囲気温度及び放射線量が十分低下した後

に，排水用の可搬型ポンプを設置し，燃料取替用水タンクへ移送することとしている。

また，インターフェイスシステム L O C A の漏えい場所特定は，原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため，漏えい検出装置，監視カメラ及び火災報知器により，参考情報の入手及び原子炉補助建屋の状況を確認することが可能である。

第 1.3.1 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
(フロントライン系故障時)

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		整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク※1 主蒸気逃がし弁	ブリード※2 1次冷却系の フイードアンド バック	加圧器逃がし弁	重大事故等 対処設備	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
	充てん／高圧注入ポンプ※3				
	高圧注入ポンプ※3				
	燃料取替用水タンク				
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク※1	蒸気発生器2次側に よる炉心冷却 (注水)	電動主給水ポンプ	拡張設備 多様性	
	蒸気発生器水張ポンプ				
	脱気器タンク				
	A, B 原子炉補機冷却海水ポンプ ※3※4		重大事故等 対処設備		
	電動補助給水ポンプ※3※4				
	タービン動補助給水ポンプ※4				
	蒸気発生器				
	C 原子炉補機冷却海水ポンプ※3※4		拡張設備 多様性		
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側 による炉心冷却 (蒸気放出)	タービンバイパス弁	多様性拡張設備	
	加圧器逃がし弁	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※3	重大事故等 対処設備	
			タービン動補助給水ポンプ		
			復水タンク		
			蒸気発生器		
			電動主給水ポンプ	拡張設備 多様性	
			蒸気発生器水張ポンプ		
			脱気器タンク		
		蒸気発生器2次側に よる炉心冷却 (蒸気放出)	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		
		加圧器補助 スプレイ	加圧器補助スプレイ弁	多様性拡張設備	
			充てん／高圧注入ポンプ		
			充てんポンプ		

※1：保有水の喪失を想定する。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」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：ディーゼル発電機等により給電する。

※4：蒸気発生器へ海水を長時間注水する場合は、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

第 1.3.2 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
(サポート系故障時)

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		整備する手順書の分類		
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失	ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）※1		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 発電所災害対策本部にて使用する手順		
			タービン動補助給水ポンプ起動入口弁（手動）※1				
	空冷式非常用発電機※2						
	燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※3						
	可搬型燃料給油ポンプ※3						
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（手動）			多様性拡張設備	
			窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）				
	主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ						
	加圧器逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失		窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）				重大事故等対処設備
			蓄電池（重大事故等対処用）				

※ 1 : タービン動補助給水ポンプ起動手順は, 「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。

※ 2 : 代替電源設備により電源確保する。手順は, 「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※ 3 : 空冷式非常用発電機の燃料補給には, 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) を使用する。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。

第 1.3.3 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
(高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止)

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		整備する手順書の分類
高圧熔融物放出及び格納容器 雰囲気直接加熱防止	—	加圧器逃がし弁による 1次冷却系の減圧	加圧器逃がし弁	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順

第 1.3.4 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
(蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステム L O C A 発生時)

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		整備する手順書の分類
蒸気発生器 伝熱管破損	—	1次冷却系の減圧	主蒸気逃がし弁	重大事故等対処設備	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
			加圧器逃がし弁		
インターフェイス システム L O C A	—		主蒸気逃がし弁		
			加圧器逃がし弁		

表1.3.5表 重大事故等対処に係る監視計器

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

監視計器一覧 (1/6)

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	
1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等				
(1) 1 次 冷 却 系 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	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 （ 広 域 ） ・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 （ 広 域 ）	
		蒸 気 発 生 器 除 熱 機 能	・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 広 域 ） ・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 狭 域 ） ・ 補 助 給 水 流 量 計	
			水 源	・ 燃 料 取 替 用 水 タ ン ク 水 位 計
			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」にて整備する。
	1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等 (2) 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	蒸 気 発 生 器 除 熱 機 能	・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 広 域 ） ・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 狭 域 ） ・ 補 助 給 水 流 量 計	
		原子炉圧力容器内の 圧 力	・ 1 次 冷 却 材 圧 力 計	
		水 源	・ 復 水 タ ン ク 水 位 計	
		操 作	—	
	b. 電 動 主 給 水 ポ ン プ 又 は 蒸 気 発 生 器 水 張 ポ ン プ に よ る 蒸 気 発 生 器 へ の 注 水	判 断 基 準	電 源	・ 6.6kV2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電 電 圧 計
蒸 気 発 生 器 除 熱 機 能			・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 広 域 ） ・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 狭 域 ） ・ 補 助 給 水 流 量 計	
			水 源	・ 脱 気 器 タ ン ク 水 位 計
			操 作	—
c. 原 子 炉 補 機 冷 却 海 水 ポ ン プ か ら 補 助 給 水 ポ ン プ へ の 直 接 供 給		判 断 基 準	水 源	・ 復 水 タ ン ク 水 位 計 ・ 2 次 系 純 水 タ ン ク 水 位 計
	電 源		・ 6.6kV2A, 2B母線受電電圧計	
	補 機 監 視 機 能		・ A 原 子 炉 補 機 冷 却 水 海 水 供 給 母 管 圧 力 計	
	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」にて整備する。	

監視計器一覧（2／6）

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
1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等 (3) 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圧力	・ １次冷却材圧力計
		蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器水位計（広域）
	・ 蒸気発生器水位計（狭域）		
	操作	－	－
b. タービンバイパス弁による蒸気放出	判断基準	電源	・ 6.6kV2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
		蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器水位計（広域）
	・ 蒸気発生器水位計（狭域）		
	操作	－	－
1.3.2.1 フロントライン系故障時の手順等			
(4)加圧器補助スプレイ弁による減圧	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力	・ １次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 充てんライン流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
	操作	－	－
1.3.2.2 サポート系故障時の手順等 (1) ポンプの機能回復			
a. 手動によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	判断基準	電源	・ 2A, 2B直流電源電圧計
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域）
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）
			・ 補助給水流量計
		水源	・ 復水タンク水位計
	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」にて整備する。	

監視計器一覧（3／6）

対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.3.2.2 サポート系故障時の手順等 (1) ポンプの機能回復			
b. 空冷式非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計 ・ 空冷式非常用発電機電力計, 周波数計 (空冷式非常用発電機遠隔起動装置)
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計 (広域)
			・ 蒸気発生器水位計 (狭域)
			・ 補助給水流量計
	操作	水源	・ 復水タンク水位計
「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。			
1.3.2.2 サポート系故障時の手順等 (2) 弁の機能回復			
a. 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
		蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器水位計 (広域)
			・ 蒸気発生器水位計 (狭域)
			・ 補助給水流量計
	操作	補機監視機能	・ 制御用空気供給母管圧力計
		原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材高温側温度計 (広域)
			・ 1次冷却材低温側温度計 (広域)
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器水位計 (広域)
			・ 蒸気発生器水位計 (狭域)
			・ 補助給水流量計
		蒸気発生器細管漏えい監視	・ 復水器排気ガスモニタ
			・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ
b. 窒素ポンプによる主蒸気逃がし弁の機能回復	判断基準	補機監視機能	・ 制御用空気供給母管圧力計
		蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器水位計 (広域)
			・ 蒸気発生器水位計 (狭域)
			・ 補助給水流量計
	操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材高温側温度計 (広域)
			・ 1次冷却材低温側温度計 (広域)
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
		蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器水位計 (広域)
			・ 蒸気発生器水位計 (狭域)
			・ 補助給水流量計

監視計器一覧（4／6）

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.3.2.2 サポート系故障時の手順等 (2) 弁の機能回復		
c. コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復	判断基準	補機監視機能
		・制御用空気供給母管圧力計
		・主蒸気ライン圧力計
		・蒸気発生器水位計（広域）
	操作	・蒸気発生器水位計（狭域）
		・補助給水流量計
		・空冷式非常用発電機電力計，周波数計（空冷式非常用発電機遠隔起動装置）
		・1次冷却材高温側温度計（広域）
		・1次冷却材低温側温度計（広域）
		・1次冷却材圧力計
d. 窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	判断基準	・主蒸気ライン圧力計
		・蒸気発生器水位計（広域）
	操作	・蒸気発生器水位計（狭域）
		・補助給水流量計
e. 蓄電池（重大事故等対処用）による加圧器逃がし弁の機能回復	判断基準	・1次冷却材圧力計
		・制御用空気供給母管圧力計
		・2A，2B直流電源電圧計
	操作	・加圧器逃がし弁CS表示灯
		・1次冷却材高温側温度計（広域）
		・1次冷却材低温側温度計（広域）
		・1次冷却材圧力計

監視計器一覧 (5/6)

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
1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順			
—	判 断 基 準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力計
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
	操 作	原子炉圧力容器内の 温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力計
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損発生時の手順			
—	判 断 基 準	信号	・ E C C S 作動警報
		蒸気発生器細管漏えい監視	・ 復水器排気ガスモニタ
			・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ
			・ 高感度型主蒸気管モニタ
		蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器水位計（広域）
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 加圧器圧力計
			・ 1 次冷却材圧力計
	操 作	蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器水位計（広域）
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）
			・ 補助給水流量計
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への 注水量	・ ほう酸注入ライン流量計
			・ 充てんライン流量計
			・ 高圧注入ポンプ出口流量計
		水 源	・ 使用済燃料ピット水位計※1
			・ ほう酸タンク水位計
			・ 復水タンク水位計
			・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 1 次系純水タンク水位計
			・ 2 次系純水タンク水位計

※1：通常時使用する計器

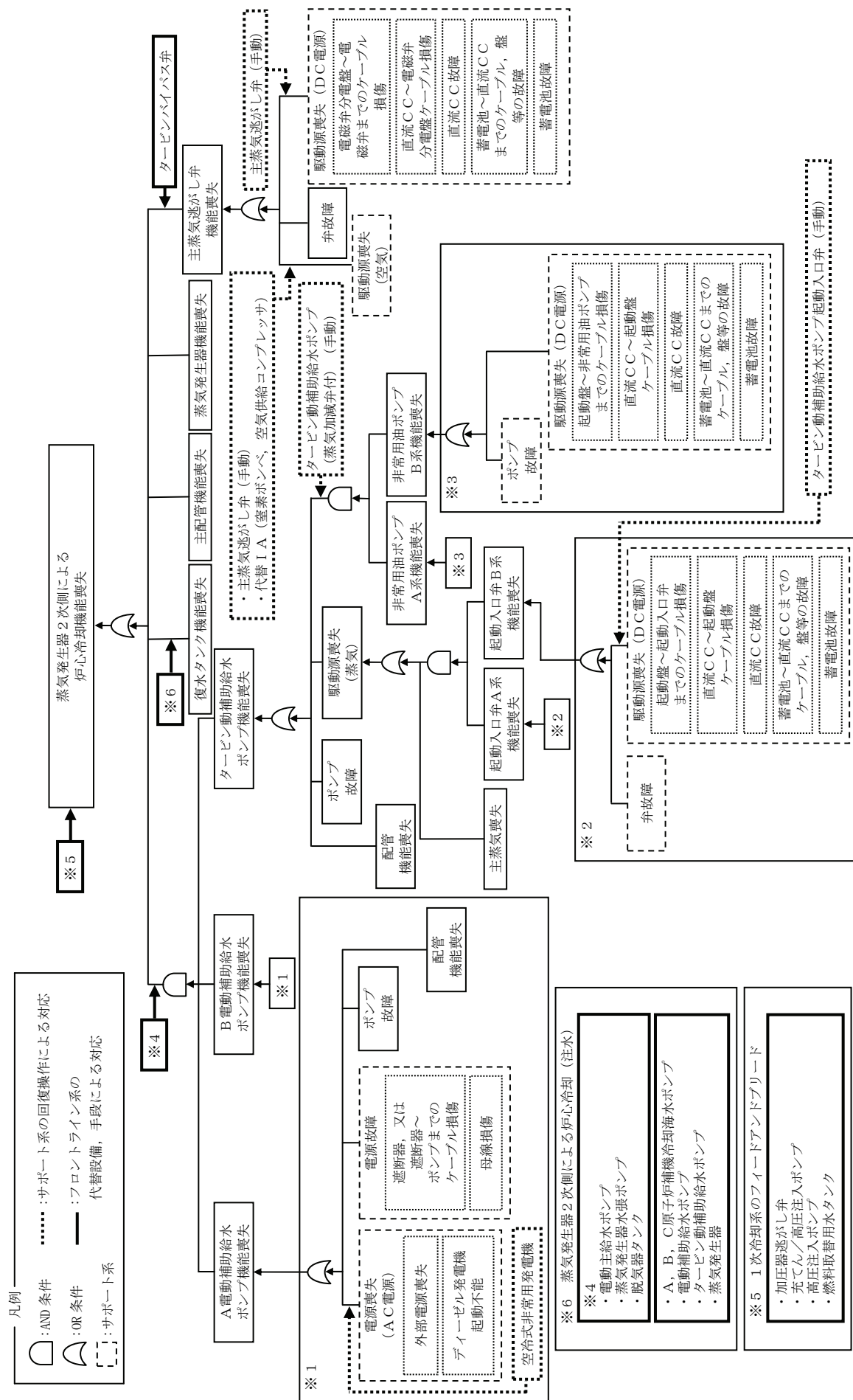
監視計器一覧（6／6）

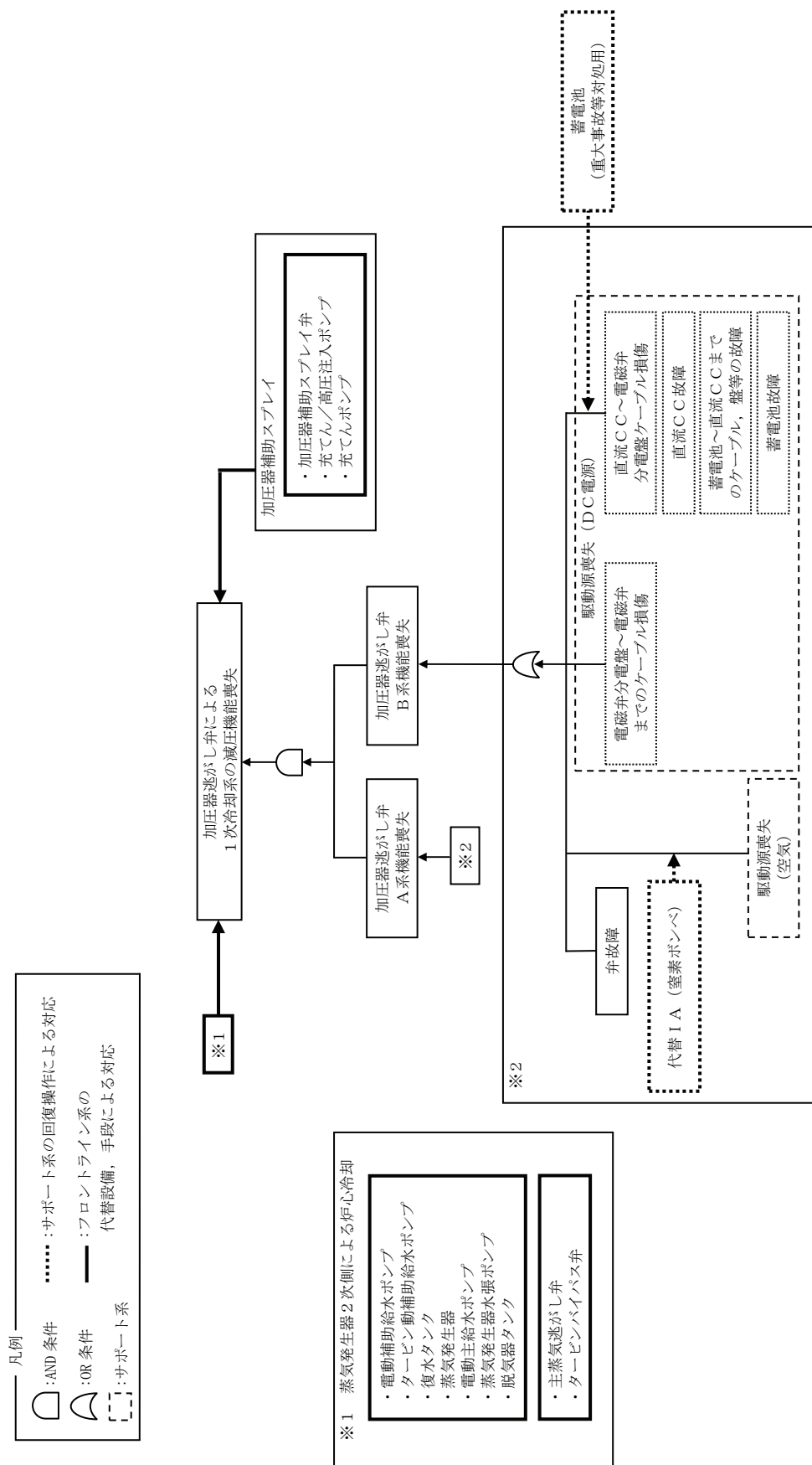
対 応 手 段	重 大 事 故 等 の 対 応 に 必 要 と な る 監 視 項 目		監 視 計 器
1.3.6 インターフェイスシステム L O C A 発生時の手順			
—	判 断 基 準	信号	・ E C C S 作動警報
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計
		漏えい監視	・ 補助建屋サンプタンク水位計
			・ 原子炉建屋サンプタンク水位計
		原子炉補助建屋内の 放射線量率	・ 排気筒ガスモニタ
			・ 安全補機室排気ガスモニタ
			・ 一般補機室排気ガスモニタ
		蒸気発生器細管漏えい 監視	・ 周辺補機棟排気ガスモニタ
			・ 復水器排気ガスモニタ
			・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ
	蒸気発生器除熱機能	・ 高感度型主蒸気管モニタ	
		・ 蒸気発生器水位計（広域）	
		・ 蒸気発生器水位計（狭域）	
	操 作	・ 主蒸気ライン圧力計	
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力計
		蒸気発生器除熱機能	・ 補助給水流量計
			・ 蒸気発生器水位計（広域）
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）
			・ 主蒸気ライン圧力計
		原子炉圧力容器への 注水量	・ ほう酸注入ライン流量計
			・ 充てんライン流量計
			・ 高圧注入ポンプ出口流量計
水 源		使用済燃料ピット水位計※1	・ 使用済燃料ピット水位計※1
			・ ほう酸タンク水位計
			・ 復水タンク水位計
	・ 燃料取替用水タンク水位計		
	・ 1 次系純水タンク水位計		
	・ 2 次系純水タンク水位計		

※1：通常時使用する計器

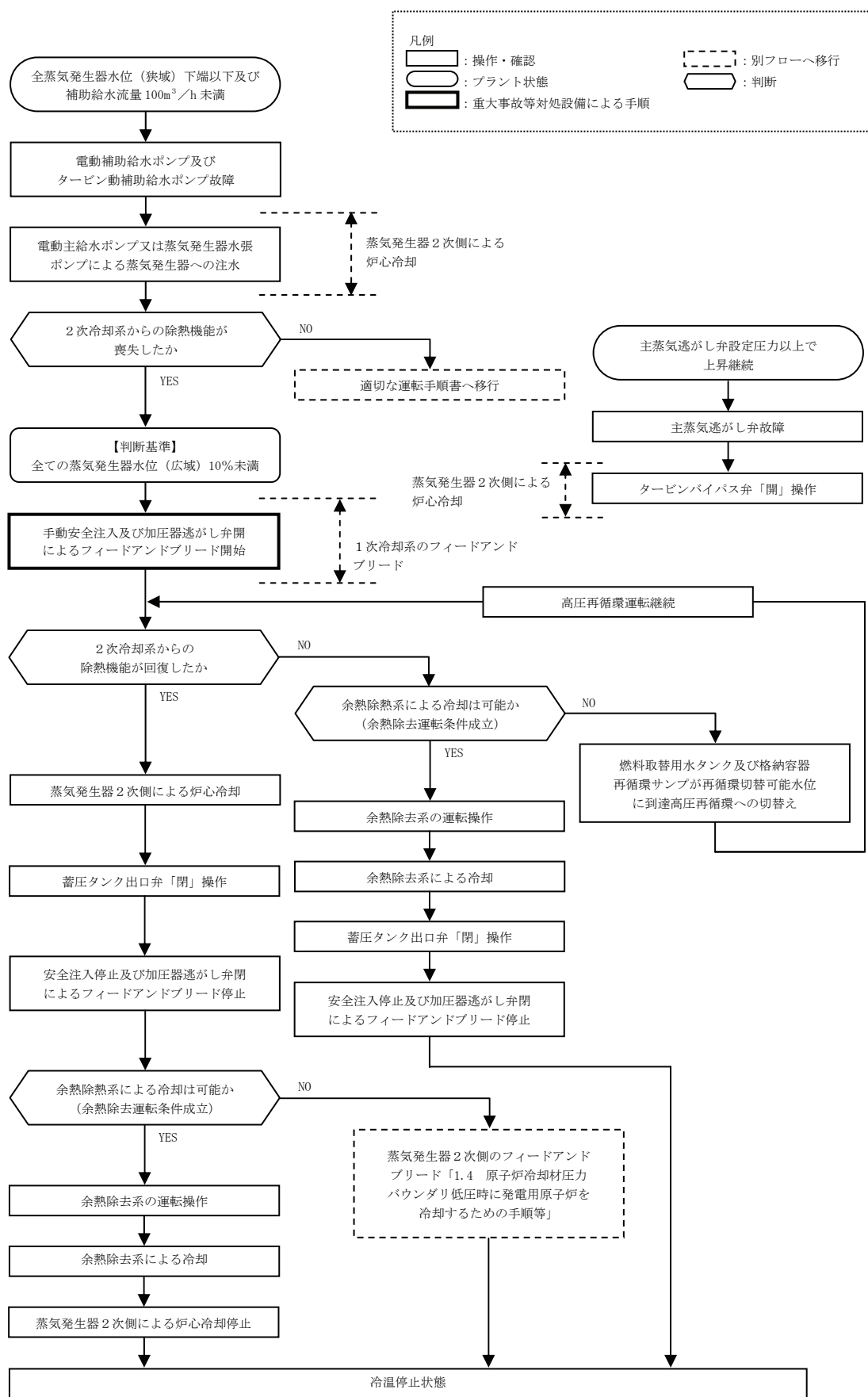
第 1.3.6 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.3】 原子炉冷却材圧力バ ウンドリを減圧する ための手順等	A 充てん／高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 充てん／高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	A 電動補助給水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 主蒸気逃がし弁	2 A 直流母線
	B 主蒸気逃がし弁	2 A 直流母線
	C 主蒸気逃がし弁	2 B 直流母線
	D 主蒸気逃がし弁	2 B 直流母線
	A 加圧器逃がし弁	2 A 直流母線
	B 加圧器逃がし弁	2 B 直流母線
	C 加圧器逃がし弁	2 B 直流母線
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ

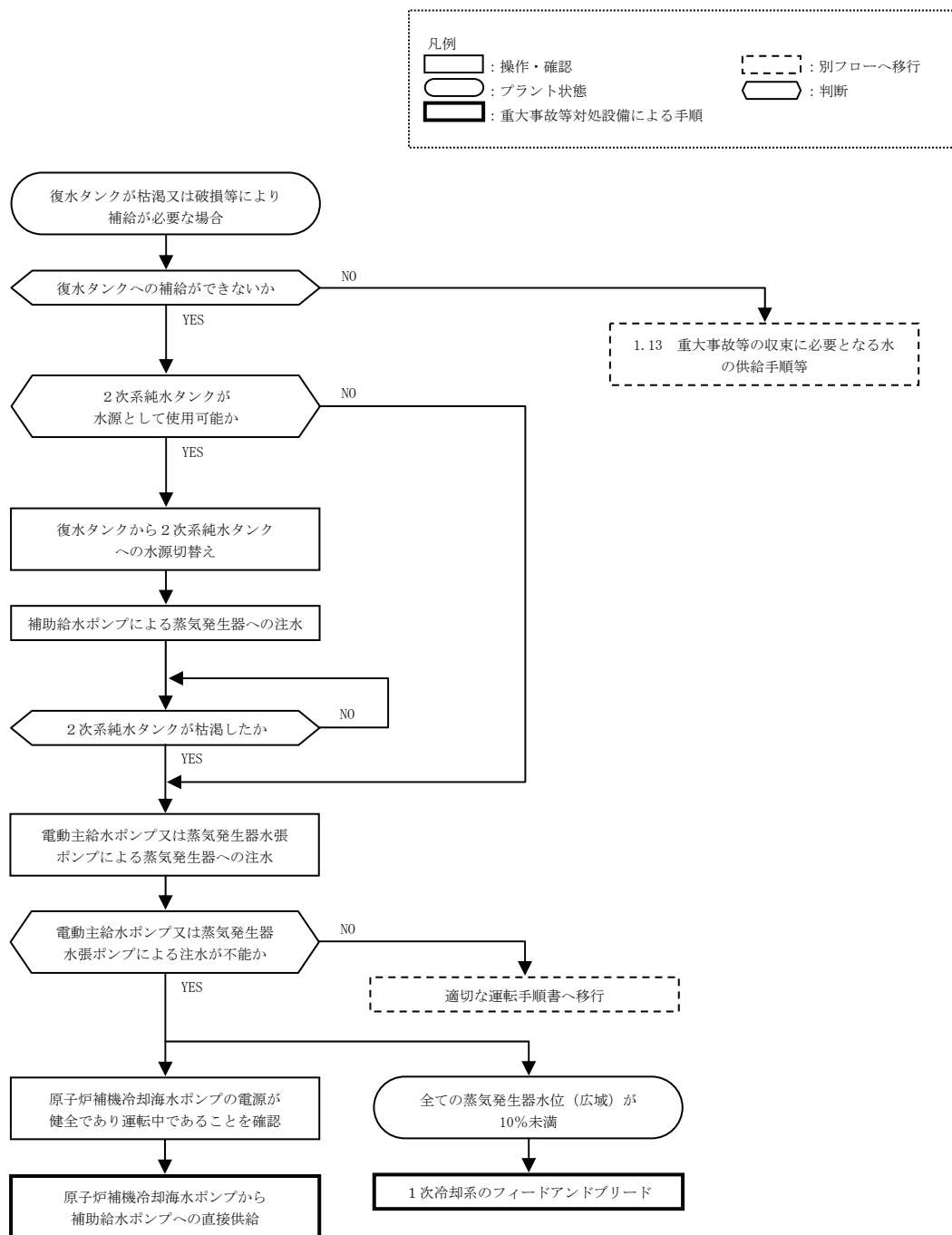




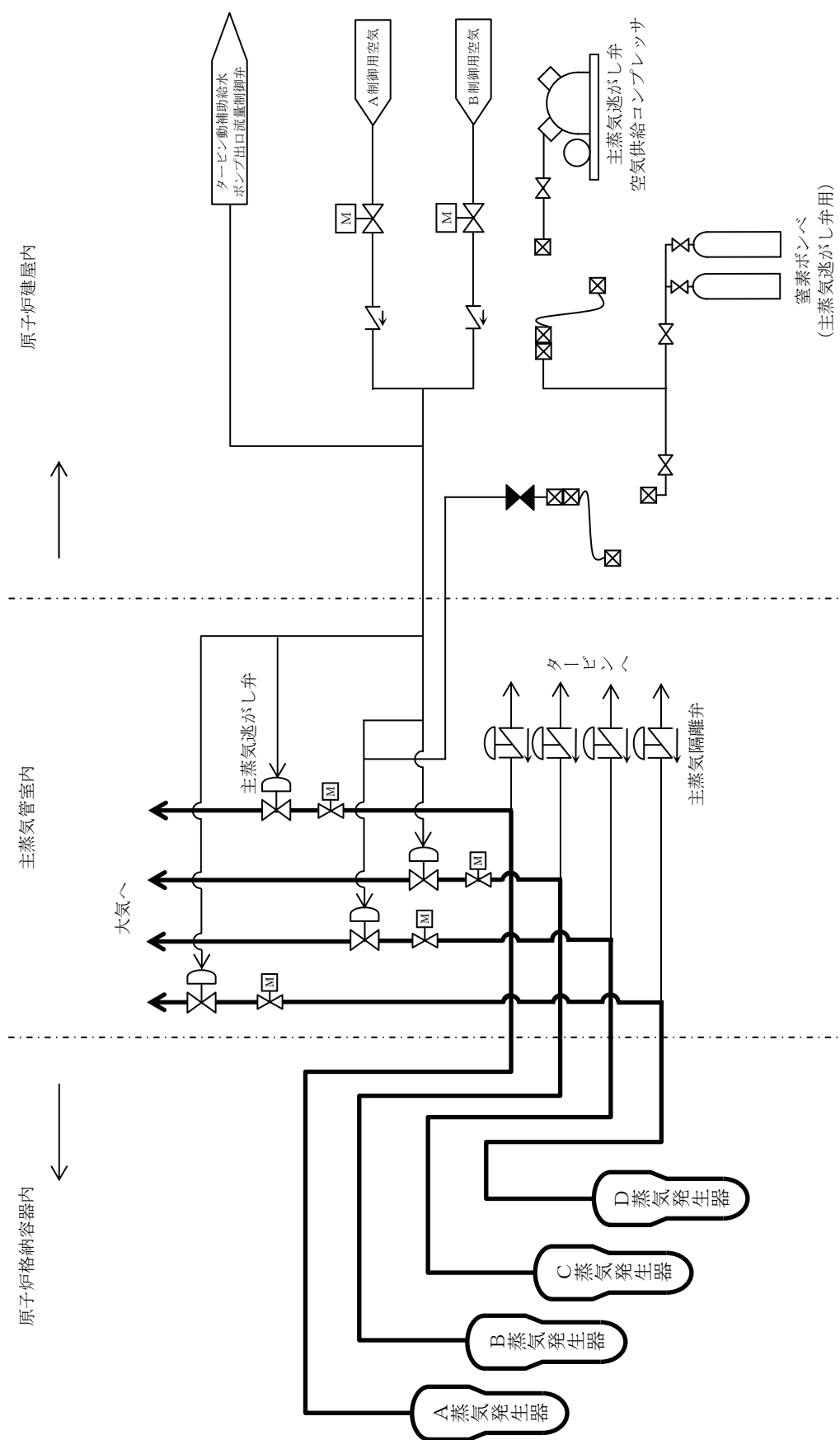
第 1.3.2 図 機能喪失原因対策分析（加圧器逃がし弁による減圧機能喪失）



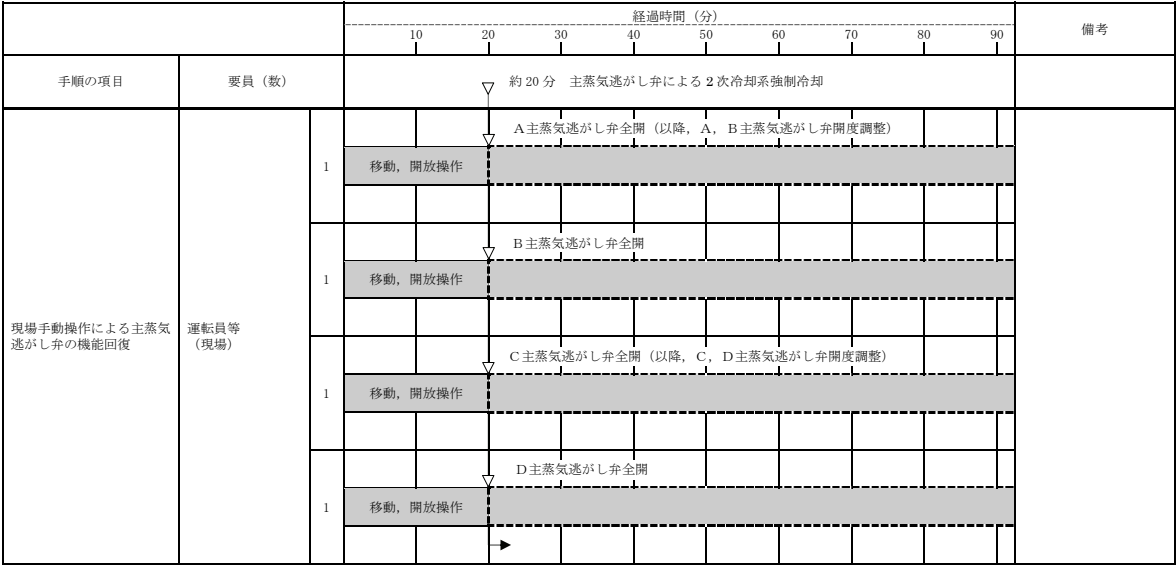
第 1.3.3 図 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却機能喪失に対する対応手順
(フロントライン系故障時)



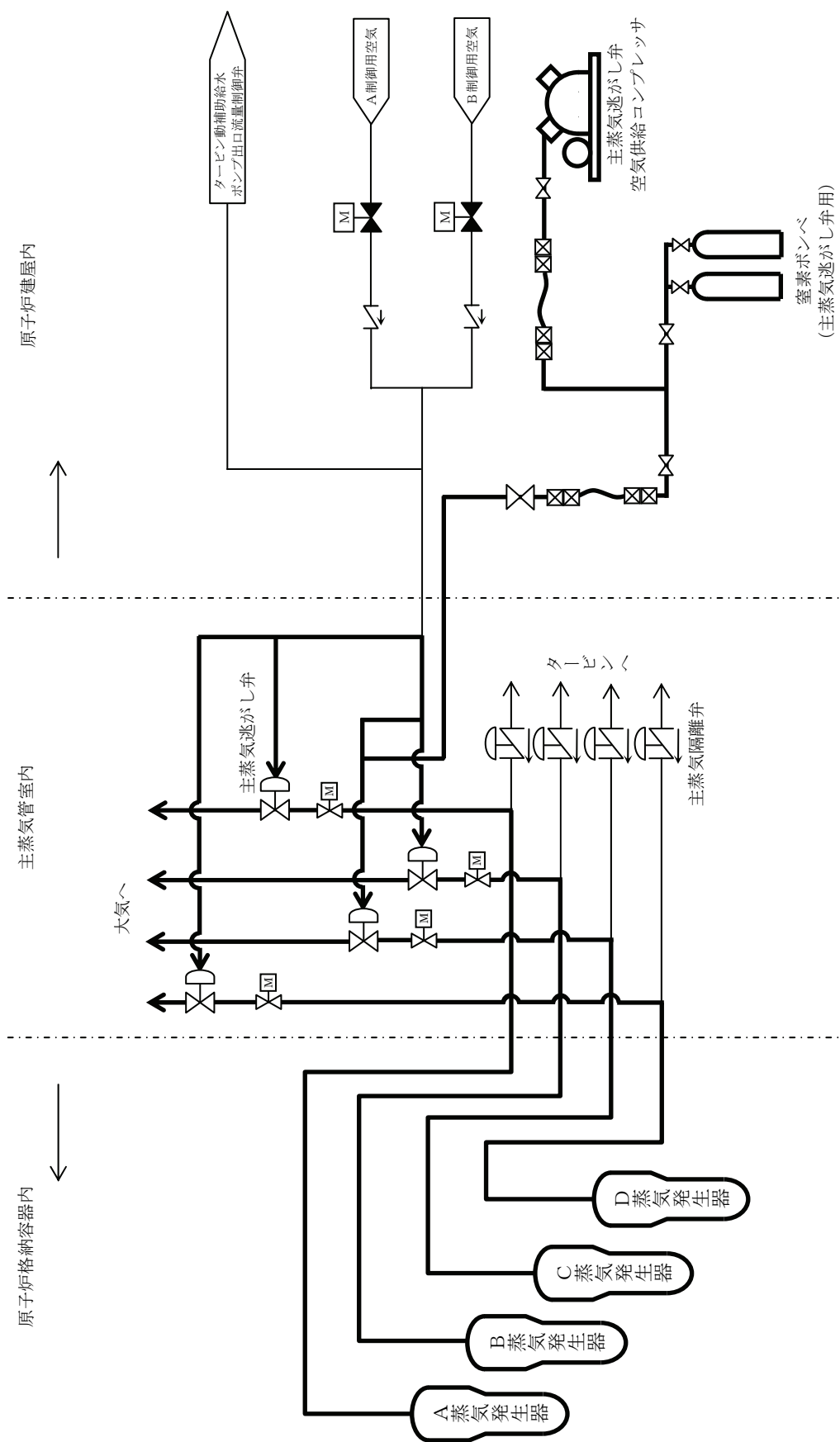
第1.3.4図 復水タンク破損時に対する対応手順（フロントライン系故障時）



第1.3.5図 現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復 概略系統



第1.3.6図 現場手動弁操作による主蒸気逃がし弁の機能回復手順タイムチャート



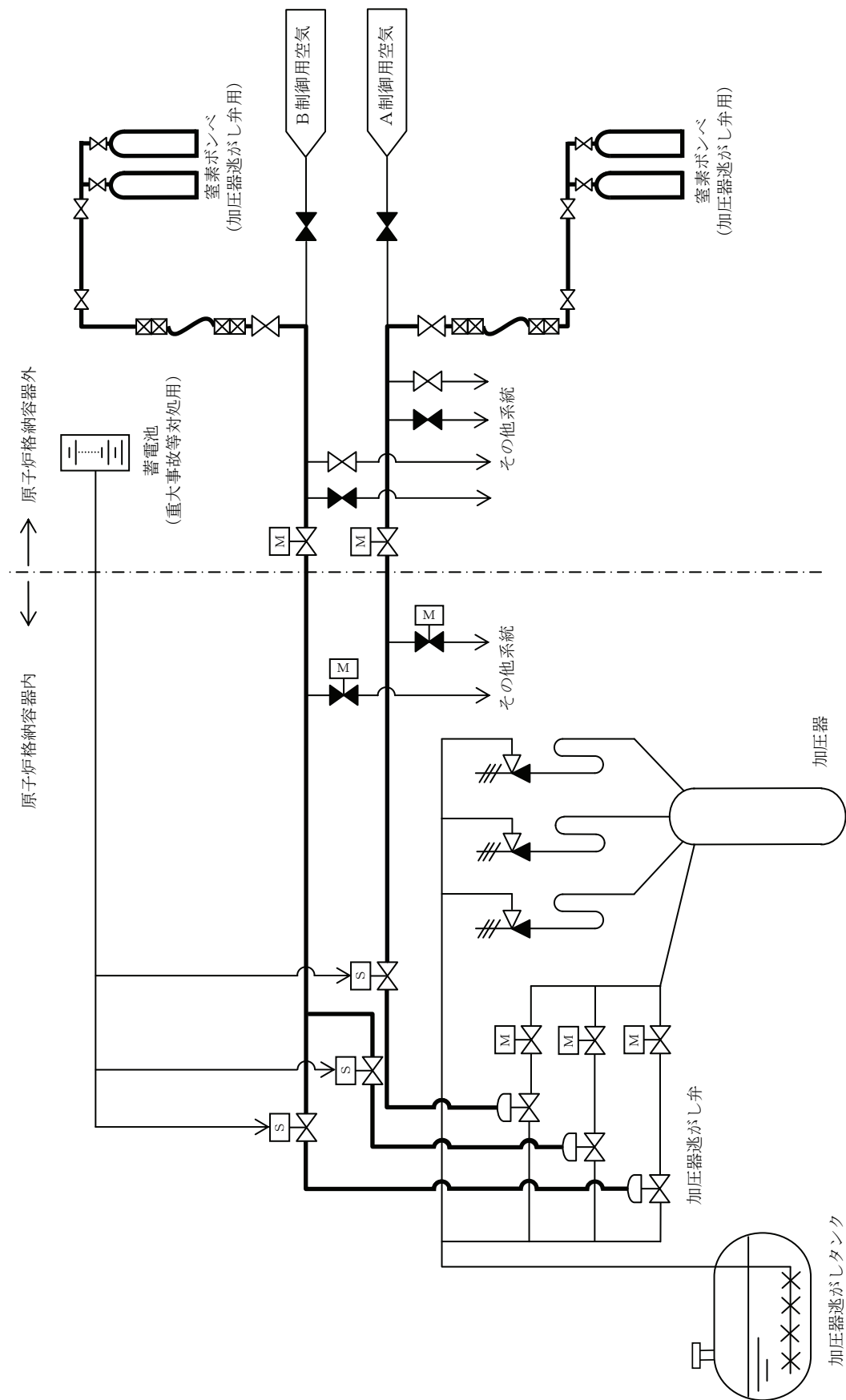
第1.3.7図 室素ポンベ又はコンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復 概略系統

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）	約 65 分 以降、中央制御室での開度調整可能											
窒素ボンベによる 主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室）	1	系統構成						中央制御室操作				
	運転員等 （現場）	2								移動、系統構成			

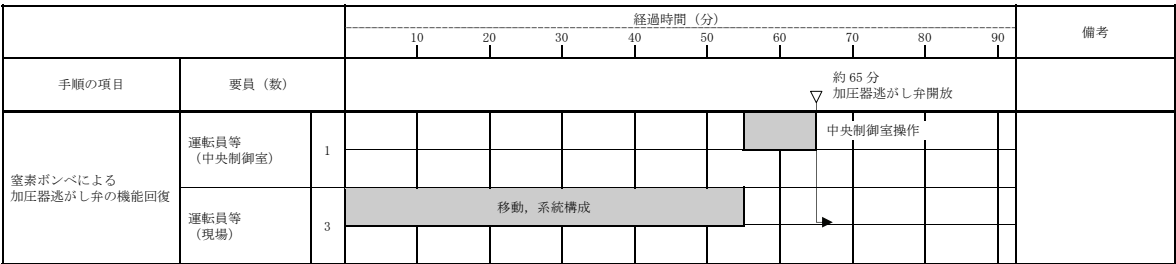
第1.3.8図 窒素ボンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復手順タイムチャート

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 60 分 ▽以降、中央制御室での開度調整可能										
コンプレッサによる主蒸気 逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室）	1				系統構成			中央制御室操作				
									▶				
	運転員等 （現場）	2							移動、系統構成、コンプレッサ起動				

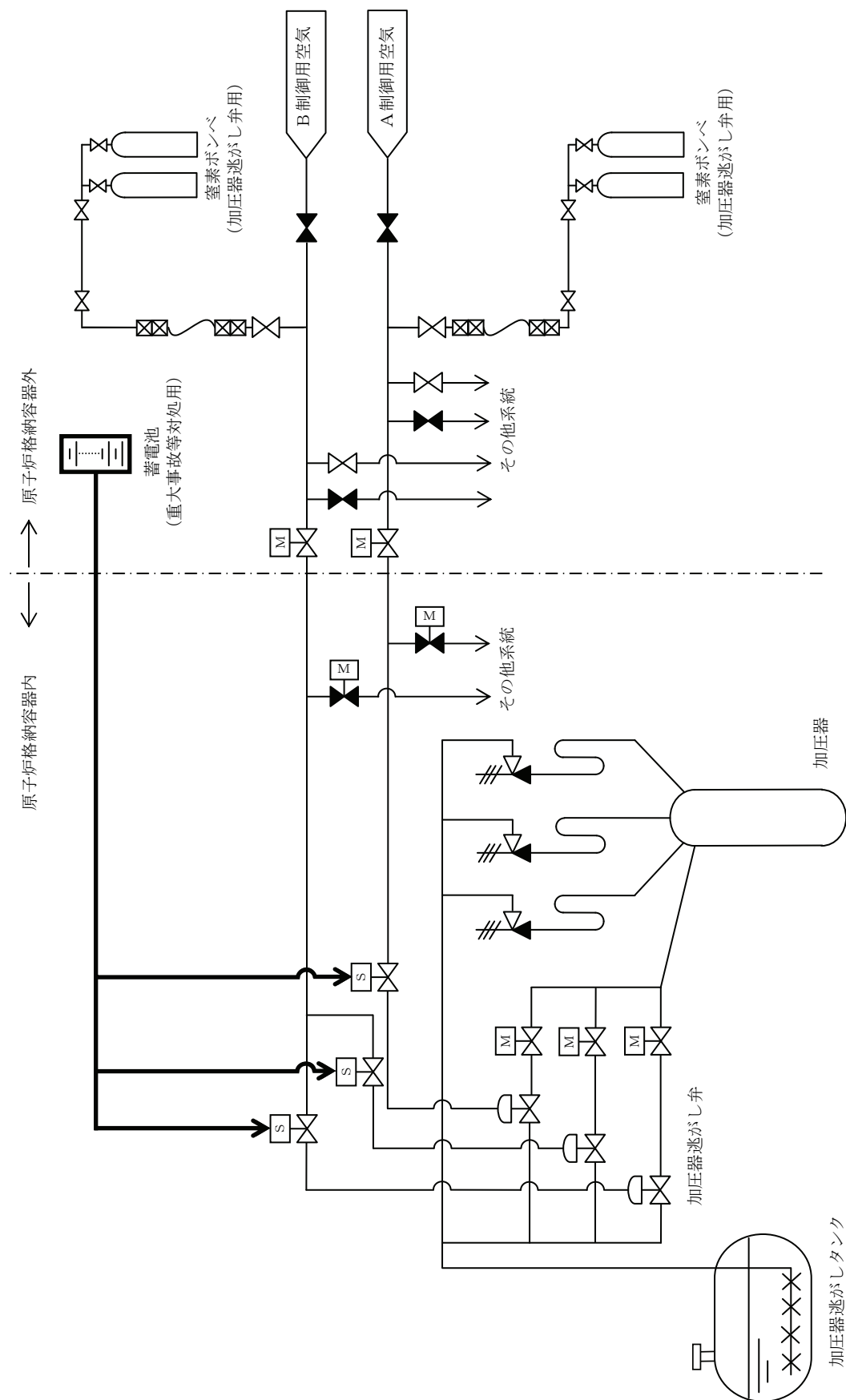
第1.3.9図 主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復手順タイムチャート



第1.3.10図 窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復 概略系統



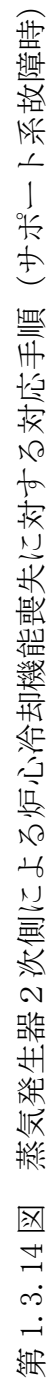
第1. 3. 11図 窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復手順タイムチャート

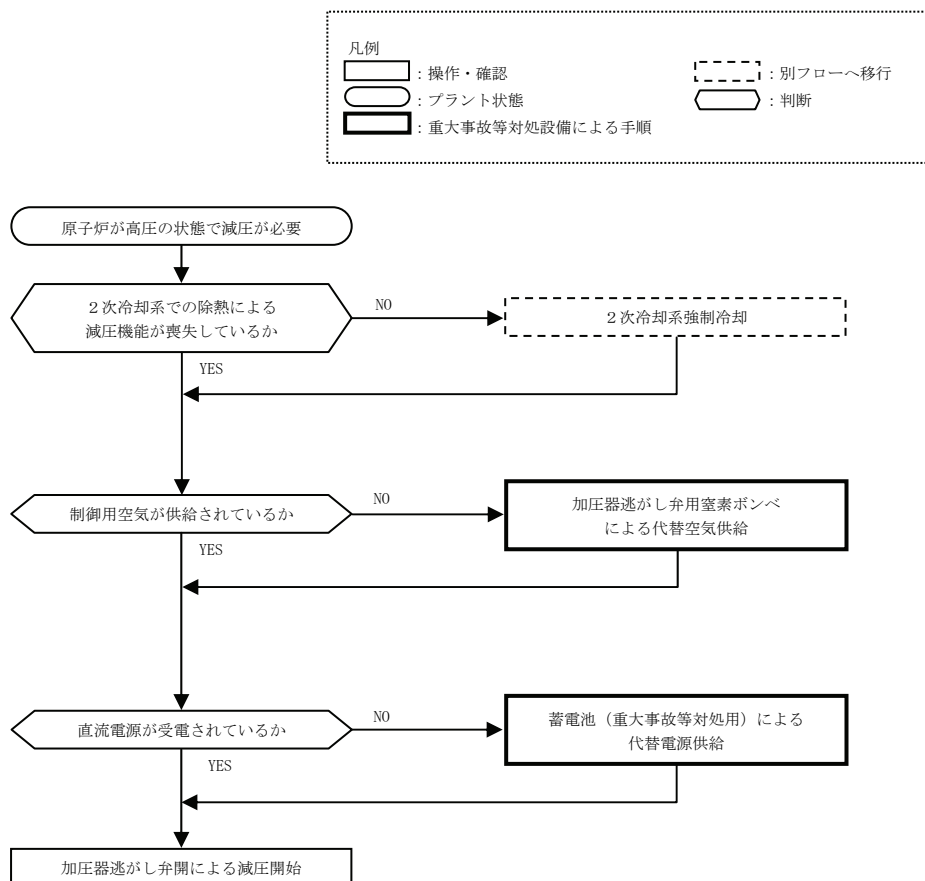


第1.3.12図 蓄電池 (重大事故等対処用) による加圧器逃がし弁の機能回復 概略系統

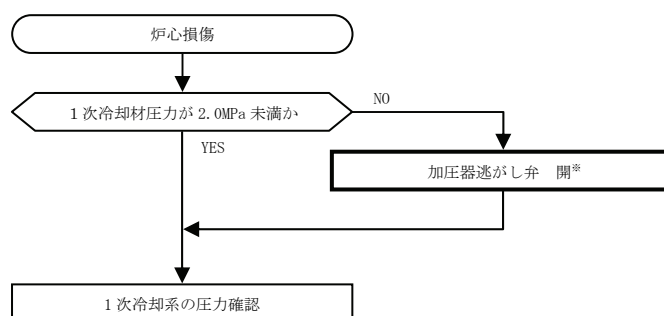
			経過時間（分）										備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目	要員（数）		▽ 約 30 分 加圧器逃がし弁開放										
蓄電池（重大事故等対処用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室）	1								中央制御室操作			
	運転員等 （現場）	1	移動、使用準備										
									▶				

第1.3.13図 蓄電池（重大事故等対処用）による加圧器逃がし弁の機能回復手順
タイムチャート





第 1.3.15 図 加圧器逃がし弁の機能喪失に対する対応手順
(サポート系故障時)



※: 加圧器逃がし弁の駆動源が喪失している場合、窒素ポンペにより供給する。

第 1.3.16 図 加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧
(高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止)

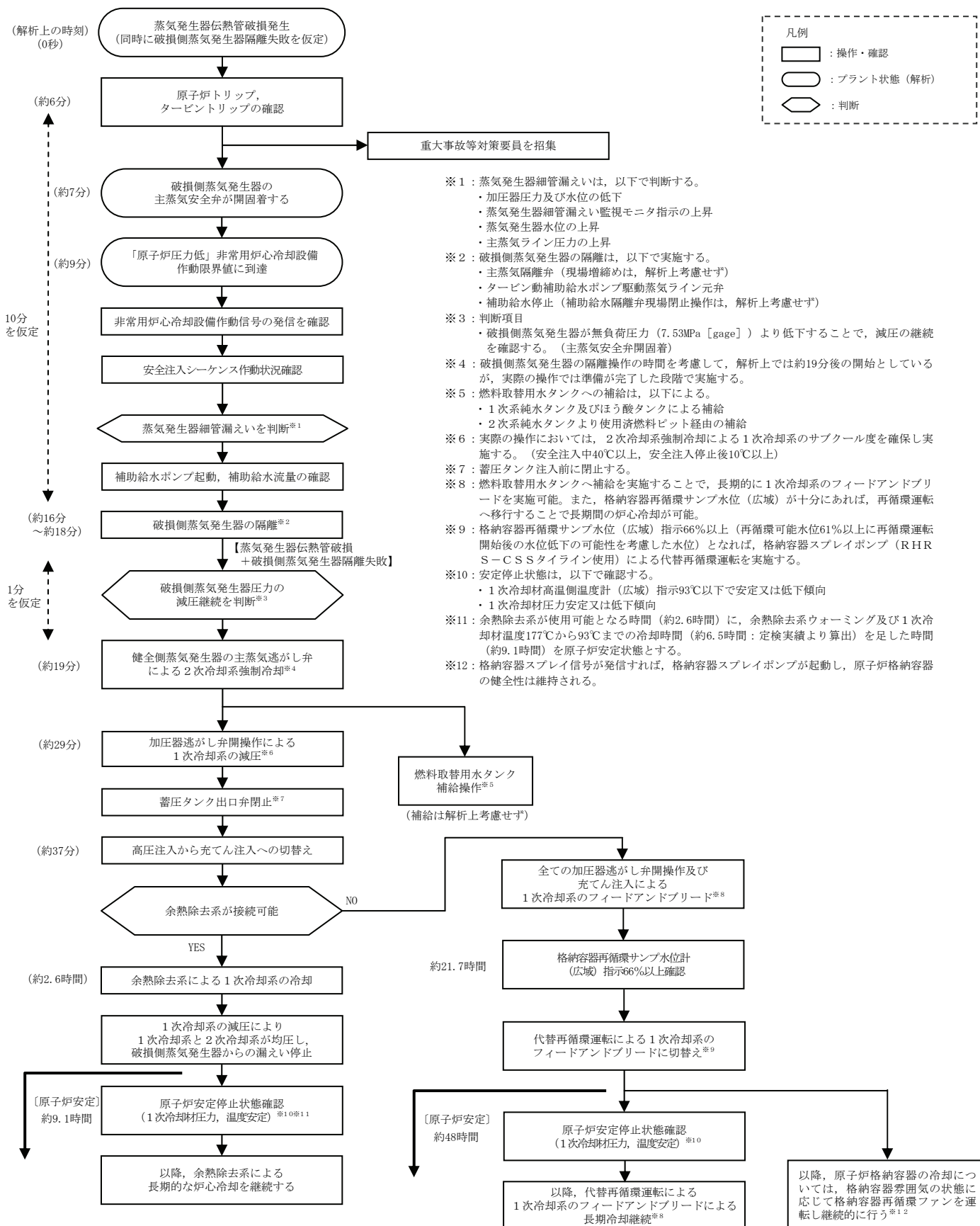
必要な要員と作業項目		経過時間 (分)												経過時間 (時)												備 考
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	
手順の内容	手順の内容	事象発生 ▽ 蒸気発生器伝熱管破損発生 ▽ 約7分 破損側蒸気発生器主蒸気安全弁閉固着 ▽ 約16分 破損側蒸気発生器隔離操作開始 プラント ▽ 約18分 破損側蒸気発生器隔離操作完了 状況判断 ▽ 約19分 健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開操作																								
	運転操作指揮																									
状況判断	運転操作指揮補佐																									
	運転員	●原子炉トリップ、タービントリップの確認 ●非常用炉心冷却設備動作シークエンスの確認 ●蒸気発生器細管漏えいを判断 (中央制御室)																								
破損側蒸気発生器 隔離操作	運転員 B	●破損側蒸気発生器の隔離操作 (タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁、主蒸気隔離弁等) (中央制御室操作)																								破損側蒸気発生器の隔離操作は、原子炉トリップ10分後に開始できる。
	運転員 C、D	●現地移動/破損側蒸気発生器主蒸気隔離弁増締め及び 補助給水隔離弁閉止操作 (現場操作)																								
主蒸気逃がし弁 による2次冷却系 強制冷却	運転員 B	●健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開操作 (中央制御室操作)																								健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開操作は、破損側蒸気発生器隔離操作完了後1分で開始できる。
	運転員 A	●加圧器逃がし弁開操作 (中央制御室操作)																								
1次冷却系の減圧操作	運転員 A	●蓄圧タンク出口弁閉止操作 (中央制御室操作)																								1次冷却系のサブクール度を確保 (安全注入中40℃/安全注入停止後10℃) した段階で実施する。
	運転員 B	●燃料取替用水タンク補給操作 (中央制御室操作)																								
蓄圧タンク出口弁 閉止操作	運転員 B	●現地移動/燃料取替用水タンク補給系統構成 (現場操作)																								補給は解析上考慮せず。
	運転員 E	●充てん注入開始操作 ●高圧注入停止操作 (中央制御室操作)																								
燃料取替用水タンク 補給操作	運転員 A	●余熱除去系使用開始操作 (中央制御室操作)																								1次冷却系の減圧により1次冷却系と2次冷却系が均圧し、破損側蒸気発生器からの漏えいが停止したことを確認する。
	運転員 B	●現地移動/余熱除去系電動弁電源操作 (現場操作)																								
充てん注入開始、高 圧注入停止操作	運転員 E	●加圧器逃がし弁開操作 (中央制御室操作)																								1次冷却系の減圧により1次冷却系と2次冷却系が均圧し、破損側蒸気発生器からの漏えいが停止したことを確認する。
	運転員 A																									

・各操作 作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認、判定した上で算出している。
・初動本部要員4名、放射線管理要員3名が常駐し、全体指揮、通報連絡及び放射線管理業務等を行う。

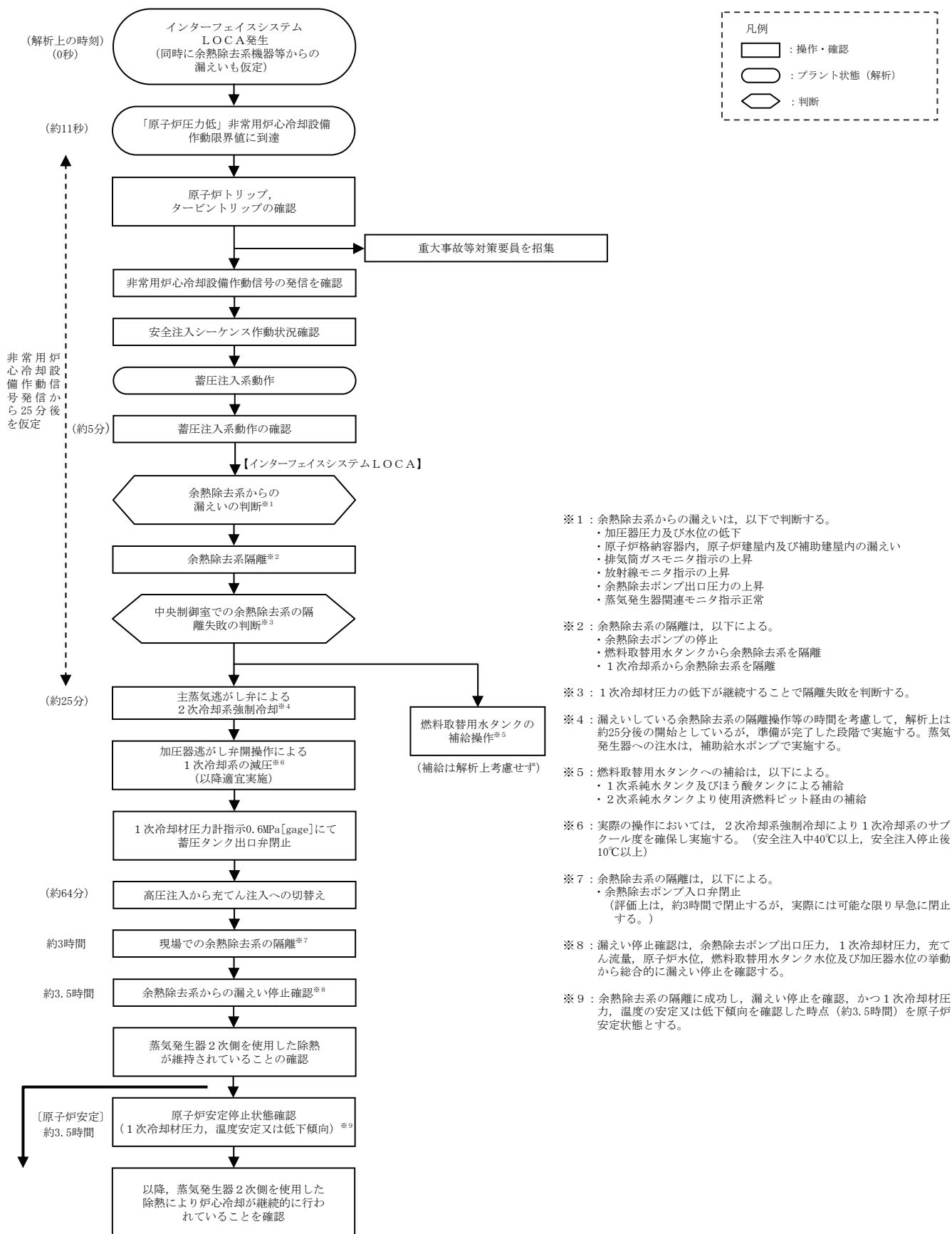
第 1.3.17 図 蒸気発生器伝熱管破損発生時の手順 タイムチャート (1/2)

必要な要員と作業項目			経過時間（時間）												備考	
手順の項目	要員（名） （作業に必要な要員数） 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	36	48		60
		手順の内容 ＜余熱除去系が接続可能な場合＞ 約9.1時間以降 原子炉安定 ▽ 約21.7時間 代替再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードへ切替え ＜余熱除去系が接続不能な場合＞ 約48時間以降 原子炉安定 ▽														
燃料取替用水タンク補給操作	運転員 A	●燃料取替用水タンク補給操作 （中央制御室操作）														
＜余熱除去系が接続可能な場合＞ 余熱除去系による炉心冷却	運転員 A	●余熱除去系による冷却継続監視 （中央制御室確認）														
＜余熱除去系が接続不能な場合＞ 代替再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリード	運転員 A	●加圧器逃がし弁開操作 （中央制御室操作）														
	運転員 D	●現地移動／代替再循環ライン電動弁電源投入 （現地操作）														
	運転員 A	●代替再循環運転への切替操作 （中央制御室操作）														

第 1.3.17 図 蒸気発生器伝熱管破損発生時の手順 タイムチャート (2/2)



第 1.3.18 図 蒸気発生器伝熱管破損発生時の対応手順



第 1.3.20 図 インターフェイスシステム L O C A発生時の対応手順

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

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

(c) 溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の対応手段及び手順

b. 1次冷却材喪失事象が発生していない場合

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

c. 運転停止中の場合

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

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) フロントライン系故障時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 充てんポンプによる代替炉心注水

(b) 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水

- (c) 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水
- (d) 電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) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水

b. 代替再循環運転

- (a) 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）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

c. その他の手順項目にて考慮する手順

d. 優先順位

(2) サポート系故障時の手順等

a. 代替炉心注水

- (a) 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水
- (b) B 充てん／高圧注入ポンプ（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）（R H R S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水
- (d) 電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) 可搬型低圧代替注水ポンプ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事象と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合

- i) B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 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) B 余熱除去ポンプ (海水冷却) 及び B 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) 熔融デブリが原子炉圧力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) フロントライン系故障時の手順等

- 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) 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水

- (c) 可搬型代替注水中型ポンプ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

- (a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

- (b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

(2) サポート系故障時の手順等

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) 可搬型代替注水中型ポンプ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) 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

c. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

- (a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード
- (b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器 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) フロントライン系故障時の手順等

a. 炉心注水

- (a) 充てん／高圧注入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
- (c) 蓄圧タンクによる炉心注水

b. 代替炉心注水

- (a) 充てんポンプによる代替炉心注水
- (b) 燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水
- (c) 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水

- (d) 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水
- (e) 電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
- (f) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水
- c. 代替再循環運転
 - (a) 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替再循環運転
- d. 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) 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水
 - (c) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水
- e. 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
- f. 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード
 - (a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード
 - (b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード
- g. その他の手順項目にて考慮する手順
- h. 優先順位
- (2) サポート系故障時の手順等
 - a. 代替炉心注水

- (a) 燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水
- (b) 蓄圧タンクによる代替炉心注水
- (c) 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水
- (d) B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水
- (e) B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水
- (f) 電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
- (g) 可搬型低圧代替注水ポンプ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事象が発生した場合
 - i) B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転
- (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) B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

c．蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

- (a) 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) 可搬型代替注水中型ポンプ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) 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

e . 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

(a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

(b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器 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

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原子炉の冷却機能は、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タンク水を炉心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

を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切り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、付録1.4において「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、選定にあたり 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及び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た場合に、1 次冷却材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、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを設置する。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、格納容器再循環サンプ余熱除去ポンプ側隔離弁及び格納容

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，余熱除去運転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（全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が故障した場合は，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，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.4.1図から第1.4.4図）（以下，付録1.4において「機能喪失原因対策分析」という。）

また，1 次冷却材喪失事象発生後，炉心が溶融し溶融デブリが原子炉圧力容器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：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」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、付録1.4において「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。

(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及び「技術的能力審査基準」，「基準規則」要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，重大事故等対処設備，多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.4.1表から第1.4.7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，フロントライン系故障として非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ，燃料取替用水タンク，余熱除去冷却器又は格納容器再循環サンプ余熱除去ポンプ側隔離弁の故障を想定する。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。

サポート系故障として全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失を想定する。

さらに，炉心溶融後，溶融デブリが原子炉圧力容器に残存した場合を想定する。

1 次冷却材喪失事象発生の有無は，加圧器水位，圧力の低下，格納容器内温度，圧力の上昇，格納容器再循環サンプル水位の上昇，格納容器サンプル水位の上昇，凝縮液量測定装置の水位上昇及び格納容器内の放射線モニタの指示上昇等の兆候により判断を行う。

(a) フロントライン系故障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充てん／高圧注入ポンプ，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タンク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※²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。

- ・ 充てんポンプ
- ・ 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）
- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 電動消火ポンプ
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ タンクローリ

※ 2 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水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合は、代替再循環運転※³により原子炉へ注水する手段がある。

代替再循環運転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（R H R S－C S S タイライン使用）
- ・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
- ・余熱除去冷却器

※ 3 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※⁴により原子炉への注水操作を行い、炉心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。

- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

※ 4 炉心注水：設計基準事故対処設備で原子炉へ注水する手段をいう。

代替炉心注水に使用する設備は充てん／高圧注入ポンプ、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、代替炉心注水及び代替再循環運転で使用する設備のうち、格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）、常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク、可搬型低圧代替注水ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、タンクローリ、余熱除去冷却器、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、充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプは重大事故等対処設備と位置付ける。

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、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

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、炉心を冷却できるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

・充てんポンプ

常用系電源及び化学体積制御系のラインが健全であれば、充てん／高圧注入ポンプの代替手段として有効で

ある。

- ・ 電動消火ポンプ，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。

(b) サポート系故障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充てん／高圧注入ポンプ，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タンク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。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ B 充てん／高圧注入ポンプ（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 タイライン使用）
- ・ 電動消火ポンプ
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）

- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ タンクローリ
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・ B 余熱除去ポンプ（海水冷却）
- ・ B 高圧注入ポンプ（海水冷却）
- ・ 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
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ タンクローリ
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

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，代替再循環運転で使用する設備のうち，常設低圧代替注水ポンプ，空冷式非常用発電機，燃料取替用水タンク，復水タンク，B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却），可搬型低圧代替注水ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），タンクローリ，可搬型燃料給油ポンプ，B 余熱除去ポンプ（海水冷却），B 高圧注入ポンプ（海水冷却），可搬型代替注水大型ポンプ，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重大事故等対処設備と位置付ける。

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、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

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，炉心を冷却できるため，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・電動消火ポンプ，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。

- ・B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S－C S Sタイライン使用）

重大事故等対処設備である常設低圧代替注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，流量が大きく炉心注水手段として有効である。

(c) 溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の対応手段及び手順

i) 対応手段

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器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）※⁵によ

り残存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
- ・余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）
- ・常設低圧代替注水ポンプ
- ・燃料取替用水タンク
- ・復水タンク
- ・電動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・タンクローリ

※ 5 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へ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

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」で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、余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）、常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクは重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの重大事故等対処設備により、原子炉圧力容器に残存溶融デブリが存在する場合においても、残存溶融デブ

りを冷却できるため，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・電動消火ポンプ，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。

- ・可搬型低圧代替注水ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），タンクローリ

可搬型ホース及び可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，接続作業に時間を要するが，水源を特定しない代替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，フロントライン系故障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を想定する。

また，サポート系故障として全交流動力電源喪失を想定する。

(a) フロントライン系故障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
- ・復水タンク
- ・蒸気発生器
- ・電動主給水ポンプ
- ・蒸気発生器水張ポンプ
- ・脱気器タンク
- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・タンクローリ

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。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・復水タンク
- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・タンクローリ

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で使用する主蒸気逃がし弁，電動

補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，復水タンク及び蒸気発生器は重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの重大事故等対処設備により，余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても，炉心を冷却できるため，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・タービンバイパス弁

常用系電源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，蒸気発生器水張ポンプ及び脱気器タンク

常用系電源が健全で脱気器タンクの保有水があれば，電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下，付録1.4において「補助給水ポンプ」という。）の代替手段として有効である。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリ

可搬型ホース及び可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬，接続作業に時間を要するが，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た場合に，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) サポート系故障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
- ・空冷式非常用発電機
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・復水タンク
- ・蒸気発生器
- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・タンクローリ
- ・可搬型燃料給油ポンプ

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（手動）

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。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・空冷式非常用発電機
- ・復水タンク
- ・可搬型代替注水中型ポンプ

- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・タンクローリ
- ・可搬型燃料給油ポンプ

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、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却で使用する主蒸気逃がし弁、電動補助給水ポンプ、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、可搬型燃料給油ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器は重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの重大事故等対処設備により、余熱除去系による炉心の冷却ができない場合においても、炉心を冷却できるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）、タンクローリ

可搬型ホース及び可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬、接続作業に時間を要するが、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た場合に、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、フロントライン系故障として

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を想定する。

また，サポート系故障として全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失を想定する。

(a) フロントライン系故障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，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／高圧注入ポンプ
- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 蓄圧タンク

代替炉心注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク（重力注水）
- ・ 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）
- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 電動消火ポンプ

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・タンクローリ

代替再循環運転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（R H R S－C S S タイライン使用）
- ・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
- ・余熱除去冷却器

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
- ・復水タンク
- ・蒸気発生器
- ・電動主給水ポンプ
- ・蒸気発生器水張ポンプ
- ・脱気器タンク
- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・タンクローリ

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）で使用する

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。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・復水タンク
- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・タンクローリ

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、代替炉心注水、代替再循環運転及び蒸気発生器２次側による炉心冷却で使用する設備のうち、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ、蓄圧タンク、燃料取替用水タンク、復水タンク、格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）、常設低圧代替注水ポンプ、可搬型低圧代替注水ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、タンクローリ、余熱除去冷却器、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、主蒸気逃がし弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び蒸気発生器は重大事故等対処設備と位置付ける。

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、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求さ

れる設備が全て網羅されている。

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，炉心を冷却できるため，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ 充てんポンプ

常用系電源及び化学体積制御系のラインが健全であれば，充てん／高圧注入ポンプの代替手段として有効である。

- ・ 燃料取替用水タンク（重力注水）

プラント状況により燃料取替用水タンクの水頭圧が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，代替手段として有効である。

- ・ 電動消火ポンプ，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。

- ・ タービンバイパス弁

常用系電源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，蒸気発生器水張ポンプ及び脱気器タンク

常用系電源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。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリ

可搬型ホース及び可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬，接続作業に時間を要するが，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た場合に，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) サポート系故障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。

- ・燃料取替用水タンク（重力注水）
- ・蓄圧タンク
- ・常設低圧代替注水ポンプ
- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料取替用水タンク
- ・復水タンク
- ・B充てん／高圧注入ポンプ（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タイライン使用）
- ・電動消火ポンプ

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・タンクローリ
- ・可搬型燃料給油ポンプ

代替再循環運転で使用する設備は以下のとおり。

- ・B余熱除去ポンプ（海水冷却）
- ・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
- ・空冷式非常用発電機
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・タンクローリ
- ・可搬型燃料給油ポンプ

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
- ・空冷式非常用発電機
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・復水タンク
- ・蒸気発生器

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・タンクローリ
- ・可搬型燃料給油ポンプ

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（手動）

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。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・空冷式非常用発電機
- ・復水タンク
- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・タンクローリ
- ・可搬型燃料給油ポンプ

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，代替再循環運転及び蒸気発生器２次側による炉心冷却で使用する設備のうち，蓄圧タンク，常設低圧代替注水ポンプ，空冷式非常用発電機，燃料取替用水タンク，復水

タンク，B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却），可搬型
低圧代替注水ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油
貯蔵タンク（南側），燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電
機用），タンクローリ，可搬型燃料給油ポンプ，B 余熱除
去ポンプ（海水冷却），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，可搬型代替注水大型ポンプ，主
蒸気逃がし弁（手動），電動補助給水ポンプ，タービン動
補助給水ポンプ及び蒸気発生器は重大事故等対処設備と位
置付ける。

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，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求さ
れる設備が全て網羅されている。

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，炉心を冷却できるため，以下の設備は多様性拡張設備
と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・電動消火ポンプ，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。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北
側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリ

可搬型ホース及び可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬，
接続作業に時間を要するが，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た

場合に、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 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S - C S S タイライン使用）

重大事故対処設備である常設低圧代替注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、流量が大きく炉心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な計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第1.4.8表、第1.4.9表）

これらの手順は、運転員等^{※6}及び保修対応要員^{※7}の対応として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等に定める。（第1.4.1表から第1.4.7表）

※6 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※7 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

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) フロントライン系故障時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 充てんポンプによる代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ，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タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合は，充てんポンプにより燃料取替用水タンク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入をほう酸注入ライン流量等により確認できない場合，又は炉心出口温度が350℃以上となった場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの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1.4.5図に示す。

イ) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に充てんポンプによる原子炉への注水を指示する。

ロ) 運転員等は，中央制御室にて充てんポンプ吸込みを体積制御タンクから燃料取替用水タンクへ切替え，原子炉へ注水のための系統構成を実施する。

ハ) 運転員等は，充てんポンプが運転していない場合は，中央制御室にて充てんポンプを起動後，充てん流量制御弁を開とし，原子炉への注水を行う。

ニ) 運転員等は，中央制御室で1次冷却材温度や充てんライン流量計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。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名により作業を実施する。

(b) 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ，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タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合は，格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）により燃料取替用水タンク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入をほう酸注入ライン流量等により確認できない場合，又は炉心出口温度が350℃以上となった場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）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。

イ) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による原子炉への注水準備と系統構成を指示する。

- ロ) 運転員等は，中央制御室で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とともに，中央制御室及び現場で格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）起動準備のための系統構成を実施する。
- ハ) 運転員等は，中央制御室で他の系統と連絡する弁の閉止状態を確認した後に，R H R S－C S S タイラインの連絡弁を開とする。
- ニ) 発電長は，格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）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。
- ホ) 運転員等は，中央制御室で格納容器スプレイポンプを起動し，余熱除去ライン流量計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。
- ヘ) 運転員等は，中央制御室で1次冷却材高温側温度計等の指示の低下や現場での格納容器スプレイポンプ出口圧力計等により，原子炉が冷却状態にあること及び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継続して確認する。
- ト) 運転員等は，中央制御室で加圧器水位計により1次冷却系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

上記の中央制御室における対応は運転員等1名，現場における対応は運転員等1名により作業を実施し，所要時間を約30分と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，可搬型照

明及び通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(c) 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ、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タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合は、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去ライン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タンク等の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

常設低圧代替注水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) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水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) 運転員等は、中央制御室及び現場で、他の系統と連絡する弁について系統構成を行う。

- ハ) 運転員等は、重大事故等対処用専用低圧母線への給電のため、現場で重大事故等対処用専用電源盤の受電遮断器の投入操作を実施する。
- ニ) 発電長は、運転員等に原子炉への注水が可能となれば、注水開始を指示する。
- ホ) 運転員等は、中央制御室で常設低圧代替注水ポンプを起動し、常設低圧代替注水ポンプ出口圧力監視等により、常設低圧代替注水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。
- ヘ) 運転員等は、中央制御室で1次冷却材高温側温度計等を監視し、原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。
- ト) 運転員等は、中央制御室で加圧器水位計により1次冷却系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、現場で常設低圧代替注水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

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等2名により作業を実施する。現場における対応は運転員の場合、約45分、重大事故等対策要員のうち運転対応要員の場合、約65分と想定する。

R H R S - C S S タイライン連絡弁は電動弁であるため、電源が回復しない場合においては現場にて手動で操作する。

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

(d) 電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充てん／高圧注入ポンプ，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タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合は，常用設備である電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。

ただし，電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプは，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

常設低圧代替注水ポンプの故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン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ろ過水タンクの水位が確保されており，重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく，消火用として電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

電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。

4) 発電長は，発電所災害対策本部と連絡を密にし，手順

着手の判断基準に基づき運転員等に電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操作の準備作業を指示する。

ロ) 運転員等は、中央制御室及び現場にて電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから原子炉へ注水する系統構成を実施する。

ハ) 発電長は、電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操作を運転員等に指示する。

ニ) 運転員等は、中央制御室にて電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、原子炉への注水を開始する。

ホ) 運転員等は、中央制御室で代替注水消火水流量計（AM）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。

ヘ) 運転員等は、中央制御室で1次冷却材高温側温度計等の指示低下や代替注水消火水流量計（AM）等により、電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプ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。

ト) 運転員等は、中央制御室で加圧器水位計により1次冷却系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

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等2名にて作業を実施し、所要時間を約35分と想定する。

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

(e) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水

非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ、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タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合は、可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、ろ過水タンク、原水タンクから、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

常設低圧代替注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合。

ii) 操作手順

可搬型低圧代替注水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1.4.12図に、タイムチャートを第1.4.13図に示す。

イ) 発電長は、発電所災害対策本部と連絡を密にし、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に可搬型低圧代替注水ポンプ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。

ロ) 運転員等は、中央制御室及び現場で、可搬型低圧代替注水ポンプ設置前の系統構成を実施する。

- ハ) 保修対応要員は、可搬型低圧代替注水ポンプの保管場所へ移動し、中間受槽、使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。
- ニ) 保修対応要員は、可搬型ホースを可搬型低圧代替注水ポンプから接続口まで布設し、接続口に接続する。
- ホ) 保修対応要員は、中間受槽を設置し、可搬型ホースを可搬型低圧代替注水ポンプと接続後、中間受槽に可搬型ホース吸込口を設置する。
- ヘ) 発電長は、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉への注水機能が喪失した場合に、可搬型低圧代替注水ポンプによる原子炉への注水が可能となれば、運転員等及び保修対応要員に注水開始を指示する。
- ト) 保修対応要員は、中間受槽へ水張りが完了していることを確認し可搬型低圧代替注水ポンプを現場で起動する。
- チ) 運転員等は、原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- リ) 運転員等は、中央制御室で1次冷却材高温側温度計等の指示低下により、可搬型低圧代替注水ポンプ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。
- ス) 運転員等は、中央制御室で加圧器水位計により1次冷却系保有水量が回復したことを確認する。
- ル) 保修対応要員は、可搬型低圧代替注水ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料

を給油しない場合，可搬型低圧代替注水ポンプは約1.5時間の運転が可能。)

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名，現場における対応は運転員等2名及び保修対応要員6名により作業を実施し，所要時間を約9時間30分と想定する。

R H R S - C S S タイライン連絡弁は電動弁であるため，電源が回復しない場合においては現場にて手動で操作する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，可搬型照明及び通信設備等を整備する。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型低圧代替注水ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

b. 代替再循環運転

1 次冷却材喪失事象時に燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水し，格納容器再循環サンプル水位が再循環運転切替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) 格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S タイライン使用）による代替再循環運転

非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプの故障等により，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，1系列の格納容器スプレイポンプ（R H R S - C S S タイライン使用）により格納容器再循環サンプル水を原子炉へ注

水する。また、余熱除去冷却器の故障により格納容器再循環
サンプル水の冷却機能が喪失した場合は、他の系列の格納容器
スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）及び余
熱除去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

余熱除去ポンプの故障等により、再循環運転による原子
炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合
において、代替再循環運転をするために必要な格納容器再
循環サンプルの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン
使用）による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1.4.14図に、タイムチャートを第1.4.15図
に示す。

イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に
格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン
使用）による原子炉への注水準備と系統構成を指示する。

ロ) 運転員等は、中央制御室で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とともに、中央制御室及び
現場で格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイ
ライン使用）起動準備のための系統構成を実施する。

ハ) 運転員等は、中央制御室で他の系統と連絡する弁の開
止状態を確認した後に、R H R S－C S S タイライン連
絡弁を開とする。

ニ) 発電長は、格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）を用いた代替再循環運転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。

ホ) 運転員等は、中央制御室で格納容器スプレイポンプを起動し、余熱除去ライン流量計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。

ハ) 運転員等は、中央制御室で1次冷却材高温側温度計等の指示の低下や現場での格納容器スプレイポンプ出口圧力計等により、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

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名により作業を実施し、所要時間を約10分と想定する。

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

(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

格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）を用いた再循環運転により原子炉へ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兆候が見られた場合に対応する手段がある。この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，充てん／高圧注入ポンプ，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，充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ及び格納容器スプレイポンプにより再循環運転で原子炉への注入を行っている場合において，格納容器再循環サンプ水位の低下，各ポンプの流量低下，各ポンプ出口圧力の変動又は低下により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」にて整備する。

概略系統を第1.4.16図に示す。

i) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞の兆候が見られた場合の対応処置の開始を指示する。

- ロ) 運転員等は、燃料取替用水タンクを水源として運転している格納容器スプレイポンプを確認し、運転している場合は停止する。
- ハ) 運転員等は、格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気逃がし弁を開とし蒸気発生器２次側による１次冷却系の冷却を行う。
- ニ) 運転員等は、原子炉補機冷却水系の窒素加圧操作を行い、窒素加圧が完了すれば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。
- ホ) 運転員等は、燃料取替用水タンクの水量確保のため、１次系純水タンク及びほう酸タンク、使用済燃料ピット、又は復水タンクを水源とし、燃料取替用水タンクへの補給を行う。
- ヘ) 運転員等は、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、他の充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを停止する。
- また、余熱除去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。
- ト) 運転員等は、余熱除去ポンプ１台による再循環運転での原子炉への注水に失敗した場合、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプ１系列による原子炉への注水を行う。充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプが使用できない場合は代替炉心注水により実施する。

- チ) 運転員等は、燃料取替用水タンクの水位を確認し、燃料取替用水タンク水位が3%以下となった場合は、燃料取替用水タンクを水源とする全てのポンプを停止する。
- リ) 運転員等は、燃料取替用水タンクへの補給状況を確認し、補給に成功している場合は、燃料取替用水タンク水位が3%以下にならないように、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ1系列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。
- ヌ) 運転員等は、燃料取替用水タンクへの補給不能の場合は、体積制御タンクへ原子炉補給水系による補給を実施し、充てん／高圧注入ポンプ1台による充てんモードでの原子炉への注水を行う。
- ル) 運転員等は、原子炉への注水量が、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）まで注水されたことを原子炉格納容器水位監視装置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

上記の中央制御室における対応は運転員等1名で行う。

現場における対応は格納容器内自然対流冷却を運転員等1名と保修対応要員2名で実施する。なお、燃料取替用水タンクへの補給操作の中央制御室における対応は、運転員等1名、現場における対応は運転員等1名により実施する。

対応手順のフローチャートを第1.4.17図に示す。

代替再循環運転による原子炉への注水操作が実施できない場合、格納容器再循環サンプ余熱除去ポンプ側隔離弁の

開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，充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水するとともに，A，B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イを実施する。

格納容器再循環サンプ余熱除去ポンプ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。

c．その他の手順項目にて考慮する手順

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順，可搬型低圧代替注水ポンプにより原子炉へ注水する際の間受槽への補給手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

可搬型低圧代替注水ポンプへの燃料補給に関する手順は，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

1次冷却材喪失事象に伴い，炉心損傷の兆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」，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」にて整備する。

A，B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」にて整備する。

操作の判断，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」にて整備する。

d．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冷却機能が喪失している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，常用系電源及び化学体積制御系のラインが健全であれば，充てん／高圧注入ポンプの代替手段として有効である充てんポンプを使用する。次に，重大事故等対処設備であり準備時間の短い格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用），常設低圧代替注水ポンプの順に使用する。

常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水ができない場合は，電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより代替炉心注水を行う。ただし，構内で火災が発生している場合には，消火活動に優先して使用する。電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ができない場合は，可搬型低圧代替注水ポンプにより代替炉心注水を行う。

可搬型低圧代替注水ポンプは重大事故等対処設備であるが，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，設置及び接続の準備を行い，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。可搬型低圧代替注水ポンプの水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は，淡水を用いる手段を優先し，それができない場合には海水を使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.18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、代替炉心注水により燃料取替用水タンク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り替えて、余熱除去ポンプによる再循環運転が不能であれば、格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）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1.4.19図に示す。

(2) サポート系故障時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 常設低圧代替注水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事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

なお、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、常設低圧代替注水ポンプの注水先を炉心注水とするよう準備を行い、空冷式非常用発電機より受電すれば、常設低圧代替注水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、常設低圧代替注水ポンプの注水

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／高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，1 次冷却材喪失事象が発生した場合において，原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

1.4.2.1(1) a. (c) ii) と同様。

(b) B 充てん／高圧注入ポンプ（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事象と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合，B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク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

常設低圧代替注水ポンプの故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン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タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）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1.4.20図に，タイムチャートを第1.4.21図に示す。

- イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び
 び 保 修 対 応 要 員 に B 充 て ん ／ 高 圧 注 入 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。
- ロ) 運転員等は、中央制御室及び現場で、B 充てん／高圧
 注 入 ポ ン プ の （ 自 己 冷 却 ） 運 転 準 備 の た め 、 安 全 注 入 系
 の弁や原子炉補機冷却水系の弁等を隔離する。
- ハ) 保 修 対 応 要 員 は 、 現 場 で B 充 て ん ／ 高 圧 注 入 ポ ン プ
 （ 自 己 冷 却 ） デ ィ ス タ ン ス ピ ー ス の 取 替 え を 実 施 す る 。
- ニ) 運 転 員 等 は 、 現 場 で デ ィ ス タ ン ス ピ ー ス 取 替 え 完 了 後
 に 、 化 学 体 積 制 御 系 の 弁 を 操 作 し B 充 て ん ／ 高 圧 注 入 ポ
 ン プ （ 自 己 冷 却 ） 冷 却 水 の 系 統 構 成 を 実 施 す る 。
- ホ) 発 電 長 は 、 B 充 て ん ／ 高 圧 注 入 ポ ン プ （ 自 己 冷 却 ） 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 。
- ヘ) 運 転 員 等 は 、 中 央 制 御 室 で B 充 て ん ／ 高 圧 注 入 ポ ン プ
 を 起 動 す る 。 ポ ン プ 起 動 後 、 中 央 制 御 室 及 び 現 場 で ポ ン
 プ 出 口 圧 力 及 び 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 。
- ト) 運 転 員 等 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 さ れ た 手 動 弁 に よ り
 充 て ん 流 量 を 調 整 し 、 1 次 冷 却 系 保 有 水 量 を 回 復 さ せ る 。
- チ) 運 転 員 等 は 、 中 央 制 御 室 で 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 等
 の 指 示 や 充 て ん ラ イ ン 流 量 、 ポ ン プ 出 口 圧 力 等 に よ り 、
 原 子 炉 が 冷 却 状 態 で あ る こ と 及 び B 充 て ん ／ 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。

- り) 運転員等は、中央制御室で加圧器水位計により 1 次冷却系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

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名と保修対応要員4名により作業を実施し、所要時間を約60分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明及び通信設備等を整備する。

ディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(c) B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S - C S S タイライン使用）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事象と 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）（R H R S - C S S タイライン使用）により燃料取替用水タンク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／高圧注入ポンプ（自己冷却）の故障等により、原子炉への注水を充てんライン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タンク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（自己冷却）（R H R S－C S Sタイライン使用）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1.4.22図に、タイムチャートを第1.4.23図に示す。

- イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び
 び 保 修 対 応 要 員 に B 格 納 容 器 ス プ レ イ ポ ン プ （ 自 己 冷 却 ）
 （ R H R S － C S S タイライン使用）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。
- ロ) 運転員等は、中央制御室及びB格納容器スプレイポン
 プの現場で、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）運
 転準備のため、安全注入系の弁や原子炉補機冷却水系の
 弁等を隔離する。
- ハ) 保 修 対 応 要 員 は、現場でB格納容器スプレイポン
 プ（自己冷却）ディスタンスピースの取替えを実施する。
- ニ) 運 転 員 等 は、現場でディスタンスピース取替え完了後
 に、格納容器スプレイ系の弁を操作しB格納容器スプレ
 イポンプ（自己冷却）冷却水の系統構成を実施する。
- ホ) 運 転 員 等 は、中央制御室及び現場で、B格納容器ス
 プレイポンプ（自己冷却）（R H R S－C S Sタイライン
 使用）起動準備のために他の系統と連絡する弁の閉止状
 態を確認した後、R H R S－C S Sタイライン連絡弁を
 開とする。

- ハ) 発電長は、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）
（R H R S－C S Sタイライン使用）による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。
- ト) 運転員等は、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、冷却水流量を確認し、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余熱除去ライン流量計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。
- チ) 運転員等は、1次冷却材高温側温度計等の指示の低下やB格納容器スプレイポンプ出口圧力計等により、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。
- リ) 運転員等は、中央制御室で加圧器水位計により1次冷却系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よう注水流量を調整する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名及び保修対応要員2名にて作業を実施し、所要時間を約120分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明及び通信設備等を整備する。ディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(d) 電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

全交流動力電源喪失事象と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事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、常用設備である電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。

ただし、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプは、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）（RHR S-CSSタイライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去ライン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ろ過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

1.4.2.1(1) a. (d) ii)と同様。

(e) 可搬型低圧代替注水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事象と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する手順を整備

する。

水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である 2 次系純水タンク，ろ過水タンク，原水タンクから，使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S - C S S タイライン使用）の故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合。

ii) 操作手順

1. 4. 2. 1(1) a . (e) ii) と同様。

b . 代替再循環運転

(a) 全交流動力電源喪失事象と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合

i) B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 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事象と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合は，B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 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の注水を行い，あわせて，可搬型代替注水大型ポンプを用いた A，B 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事象と 1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合において，可搬型代替注水大型ポンプに

より代替補機冷却水が確保され，かつ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。

ロ) 操作手順

B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 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1.4.24図に，タイムチャートを第1.4.25図に示す。

なお，可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却水通水操作は，「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

ロ)-1 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 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。

ロ)-2 運転員等は，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。

ロ)-3 運転員等は，中央制御室で B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプを起動し，ポンプ出口圧力計及び流量計により B 余熱除去ポンプ及び B 高圧注入ポンプの起動状態に異常がないことを確認するとともに，原子炉へ注水されていることを高圧注入ポンプ出口流量計で確認する。

ロ)-4 運転員等は，中央制御室で 1 次冷却材高温側温度計等の指示の低下や高圧注入ポンプ出口流量計等により，

原子炉の冷却及びB余熱除去ポンプ及びB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。

ハ) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名により作業を実施する。

(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) B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB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は、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB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の注水を行い、あわせて、可搬型代替注水大型ポンプを用いたA、B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。

ii) 手順着手の判断基準

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、原子炉への注水を余熱除去ライン流量等により確認できない場合において、可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され、かつ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。

iii) 操作手順

1.4.2.1(2) b. (a) i) ㊦と同様。

c. 格納容器隔離弁の閉止

全交流動力電源喪失時，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次冷却材ポンプシール戻り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

全交流動力電源喪失時，外部電源受電操作及びディーゼル発電機の起動操作を実施しても，母線電圧が確立しない場合。

(b) 操作手順

空冷式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次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し，非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は，動作する格納容器隔離弁の閉止を確認する。

なお，隔離弁等の電源が回復していない場合は，現場にて閉止する。

(c) 操作の成立性

隔離弁等の電源が回復しない場合は，現場における対応を運転員等２名で実施し，所要時間は約１６５分と想定する。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次冷却材ポンプ隔離弁を優先して閉弁する。

タイムチャートを第１．４．２６図に示す。

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，炉心損傷の兆候が見られた場合

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」、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」にて整備する。

空冷式非常用発電機等の代替電源に関する手順及び空冷式非常用発電機への燃料補給の手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）の代替補機冷却水確保の手順については、「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。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順、可搬型低圧代替注水ポンプにより原子炉へ注水する際の間受槽への補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

可搬型低圧代替注水ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの給油に関する手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプを用いたA、B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」にて整備する。

操作の判断、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」にて整備する。

e. 優先順位

全交流動力電源喪失事象と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、空冷式非常用発電機等から電源回復後、重大事故等対処設備であり、注水流量が大きく、使用準備時間が早い常設低圧代替注水ポンプを使用する。次に高揚程であるB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。常設低圧代替注水ポンプ及びB充てん／高圧注入ポンプ（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）（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替炉心注水を行う。

これらの手段が使用できない場合は、ディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、構内で火災が発生している場合は、消火活動に優先して使用する。ディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水を行う。可搬型低圧代替注水ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、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。

可搬型低圧代替注水ポンプの水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には海水を使用する。

原子炉補機冷却機能喪失時は上記手段に加えて電動消火ポンプにより原子炉へ注水する手段がある。

電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）（R H R S－C S Sタイライン使用）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1.4.27図に示す。

代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却水が確保されれば、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB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、可搬型代替注水大型ポンプからの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ通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、余熱除去系の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合は、B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB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、可搬型代替注水大型ポンプからの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ通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1.4.28図に示す。

(3) 溶融デブリが原子炉圧力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おいて、溶融炉心は原子炉圧力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に注水することで溶融炉心を冷却する。

原子炉圧力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に溶融落下するため、原子炉圧力容器に溶融デブリが残存するこ

とは考えにくいですが、原子炉圧力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。

なお、炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順としており、100%のジルコニウム－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とする。

また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置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。なお、可搬型格納容器水素濃度計測装置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」にて整備する。格納容器圧力は格納容器圧力計又は原子炉格納容器圧力計（AM）により監視するが、これらの計器が故障等により監視できない場合においては、格納容器内の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内の圧力を推定する。

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おいて、格納容器圧力と温度の上昇又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））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）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、

「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。概略系統を第1.4.29図，第1.4.30図及び第1.4.31図に示す。

- (a) 発電長は，発電所災害対策本部と連絡を密にし，手順着手の判断基準に基づき運転員等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。
- (b) 運転員等は，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。
- (c) 運転員等は，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。
- (d) 運転員等は，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。
- (e) 運転員等は，中央制御室にて格納容器の圧力が最高使用圧力から50kPa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。
- (f) 運転員等は，中央制御室で格納容器の圧力，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。
- (g) 運転員等は，格納容器への注水量が，残存溶融デブリを冷却し格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）まで注水されたことを原子炉格納容器水位監視装置等により確認すれば格納容器へのスプレイを停

止する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名で行う。現場における対応は格納容器内自然対流冷却を運転員等2名で実施する。

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、余熱除去ポンプ（R H R S - C S S タイライン使用）、常設低圧代替注水ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型低圧代替注水ポンプの順とする。

以上の対応手順のフローチャートを第1.4.32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弁し原子炉内と格納容器内を均圧させる。

格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位監視装置の動作状況、燃料取替用水タンク水位の収支、又は常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計、格納容器スプレイ積算流量計及び代替注水消火水流量計（A M）の合計値により注水量を把握する。

残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリの冷却が可能で格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない上限の高さ（約4,000m³）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が無制御な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エリアモニタ（高レンジ）等により、格納容器圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、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。

1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合

(1) フロントライン系故障時の手順等

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復水タンク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余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作は、中央

制御室での遠隔起動が可能であり，通常の運転操作により対応する。概略系統を第1.4.33図に示す。

- (b) 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用出来ない場合に，脱気器タンク水を常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張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

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おいて，外部電源により所内常用母線が受電されており，蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンクの水位が確保されている場合。

- ii) 操作手順

電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水操作は，中央制御室での遠隔起動が可能であり，通常の運転操作により対応する。

- (c) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できず，さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

水源は中間受槽又は海（海水ポンプピット，1号炉取水路）を使用する。中間受槽への供給は，淡水である2次系純水タンク，ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。

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

電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプの故障等により，蒸気発生器への注水を蒸気発生器水位等にて確認できない場合。

ii) 操作手順

可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.4.34図に，タイムチャートを第1.4.35図に，ホース布設ルート図を第1.4.36図に示す。

1) 中間受槽から蒸気発生器への注水

1)-1 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水準備と系統構成を指示する。

1)-2 保修対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し，中間受槽，使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。

1)-3 保修対応要員は，中間受槽を設置し，可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプから蒸気発生器代替供給接続口まで布設する。

1)-4 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプ及び蒸気発生器代替供給接続口と接続後，中間受槽に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を設置する。

1)-5 運転員等は，中央制御室及び現場で可搬型代替注水

中型ポンプによる蒸気発生器への注水のための系統構成を実施する。

- イ)-6 発電長は、可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水が可能となれば、運転員等及び保修対応要員に注水開始を指示する。
- イ)-7 保修対応要員は、中間受槽へ水張りが完了していることを確認し、可搬型代替注水中型ポンプを現場で起動し運転状態を確認後、運転員等へ連絡する。
- イ)-8 運転員等は、可搬型代替注水中型ポンプ起動後、中央制御室で蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量計にて確認するとともに、蒸気発生器水位計により蒸気発生器２次側の保有水量が回復することを継続して確認する。
- イ)-9 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器水位計により蒸気発生器２次側の保有水量が回復したことを確認し、蒸気発生器水位を監視可能な範囲に維持する様、注水量を調整する。
- イ)-10 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器水位等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認し、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により蒸気発生器２次側による炉心冷却を実施する。
- イ)-11 運転員等は、中央制御室で１次冷却材温度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。
- イ)-12 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油

作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。

（燃料を給油しない場合，可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。）

- ロ) 海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から蒸気発生器への注水
- ロ)-1 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水準備と系統構成を指示する。
- ロ)-2 保修対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し，使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。
- ロ)-3 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプから蒸気発生器代替供給接続口まで布設する。
- ロ)-4 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプ及び蒸気発生器代替供給接続口と接続後，海（海水ポンプピット，1号炉取水路）に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を水面より低く着底しない位置に設置する。
- ロ)-5 運転員等は，中央制御室及び現場で可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水のための系統構成を実施する。
- ロ)-6 発電長は，可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水が可能となれば，運転員等及び保修対応要員に注水開始を指示する。
- ロ)-7 保修対応要員は，現場にて可搬型代替注水中型ポン

プを起動し起動状態を確認後、運転員等に報告する。

- ロ)-8 運転員等は、可搬型代替注水中型ポンプ起動後、中央制御室で蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量計にて確認するとともに、蒸気発生器水位計により蒸気発生器２次側の保有水量が回復することを継続して確認する。
- ロ)-9 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器水位計により蒸気発生器２次側の保有水量が回復したことを確認し、蒸気発生器水位を監視可能な範囲に維持する様、注水量を調整する。
- ロ)-10 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器水位等により蒸気発生器への注水が確保されていることを確認し、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁により蒸気発生器２次側による炉心冷却を実施する。
- ロ)-11 運転員等は、中央制御室で１次冷却材温度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。
- ロ)-12 保守対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。
(燃料を給油しない場合、可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。)

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名及び保守対応要員6名により作業を実施し、所要時間は中間受槽を水源とする場合は約9時間55

分，海（海水ポンプピット，１号炉取水路）を水源とする場合は約9時間を想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

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は，中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし，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，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，蒸気発生器へ注水されいてる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，中央制御室で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1.4.33図に示す。

(b) タービンバイパス弁による蒸気放出

主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合は，中央制御室にて常用系設備であるタービンバイパス弁を開とし，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おいて、外部電源により所内常用母線が受電されており、2次冷却系の設備が運転中であり復水器の真空度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、中央制御室で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。

c. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード

(a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器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2次冷却系の冷却効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器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。

電動補助給水ポンプによる蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、復水タンク水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインから2次系ブローダウンタンクを経由し、総合排水処理設備に滞留させ、水質を確認し排出する。

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余熱除去ライン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。

ii) 操作手順

電動補助給水ポンプによる蒸気発生器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順の概要は、以下のとおり。概略系統を第1.4.37図に、タイムチャートを第1.4.38図に示す。

- イ) 発電長は、作業着手の判断基準に基づき、運転員等に電動補助給水ポンプによる蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードの準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は、中央制御室で電動補助給水ポンプから蒸気発生器へ給水されていることを蒸気発生器水位計や補助給水流量計により確認する。
- ハ) 運転員等は、中央制御室及び現場で他の系統と連絡する弁の閉止を確認するとともに、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード水の排水先を2次系ブローダウンタンク側とする。
- ニ) 運転員等は、現場で主蒸気管のドレンラインの排水経路の系統構成を実施する。
- ホ) 運転員等は、中央制御室で補助給水流量調節弁を操作し、補助給水流量を増加させる。なお、補助給水流量調節弁の電源がない場合は現場で調整する。
- ヘ) 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより、1次冷却材高温側温度計や1次冷却材低温側温度計にて原子炉が冷却されていることを確認する。
- ト) 運転員等は、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード水が総合排水処理設備に滞留していることを確認する。

チ) 発電長は、電源がない場合は交流動力電源が回復した

後、水質を確認した上で海水へ放出することを指示する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等2名で実施する。

現場における対応は運転員等2名及び保修対応要員4名にて

作業を実施し、所要時間は約5時間10分と想定する。

(b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプの使用ができない場合において、主蒸気逃がし弁による2次冷却系の冷却効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器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。

可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードは、中間受槽又は海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を水源とし、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する。排出される水は主蒸気ドレンラインから2次系ブロアダウンタンクを経由し、総合排水処理設備に滞留させ、水質を確認し排出する。

i) 手順着手の判断基準

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て確認できない場合において、低温停止に移行する場合。

ii) 操作手順

可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器2次側のフ

フィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順の概要は、以下のとおり。概略系統を第1.4.37図に、タイムチャートを第1.4.38図に、ホース布設ルート図を第1.4.36図に示す。

イ) 中間受槽から蒸気発生器への注水によるフィードアンドブリード

イ)-1 発電長は、作業着手の判断基準に基づき運転員等及び保修対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードの準備作業と系統構成を指示する。

イ)-2 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し、中間受槽、使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。

イ)-3 保修対応要員は、中間受槽を設置し、可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプから蒸気発生器代替供給接続口まで布設する。

イ)-4 保修対応要員は、可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプ及び蒸気発生器代替供給接続口と接続後、中間受槽に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を設置する。

イ)-5 運転員等は、中央制御室及び現場で可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水のための系統構成を実施する。

イ)-6 発電長は、可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水が可能となれば、運転員等及び保修対応

要員に注水開始を指示する。

- イ)-7 保修対応要員は、中間受槽へ水張りが完了していることを確認し、可搬型代替注水中型ポンプを現場で起動し運転状態を確認後、運転員等へ連絡する。
- イ)-8 運転員等は、可搬型代替注水中型ポンプ起動後、中央制御室で蒸気発生器へ給水されていることを蒸気発生器水位計や補助給水流量計により確認する。
- イ)-9 運転員等は、中央制御室及び現場で他の系統と連絡する弁の閉止を確認するとともに、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード水の排水先を２次系ブロウダウンタンク側とする。
- イ)-10 運転員等は、現場で主蒸気管のドレンラインの排水経路の系統構成を実施する。
- イ)-11 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードにより、１次冷却材高温側温度計や１次冷却材低温側温度計にて原子炉が冷却されていることを確認する。
- イ)-12 運転員等は、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード水が総合排水処理設備に滞留していることを確認する。
- イ)-13 発電長は、電源がない場合は交流動力電源が回復した後、水質を確認した上で海水へ放出することを指示する。
- イ)-14 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油

作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。

（燃料を給油しない場合，可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。）

ロ) 海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から蒸気発生器への注水によるフィードアンドブリード

ロ)-1 発電長は，作業着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードの準備作業と系統構成を指示する。

ロ)-2 保修対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し，使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。

ロ)-3 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプから蒸気発生器代替供給接続口まで布設する。

ロ)-4 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプ及び蒸気発生器代替供給接続口と接続後，海（海水ポンプピット，1号炉取水路）に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を水面より低く着底しない位置に設置する。

ロ)-5 運転員等は，中央制御室及び現場で可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水のための系統構成を実施する。

ロ)-6 発電長は，可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器への注水が可能となれば，運転員等及び保修対応要員に注水開始を指示する。

- ロ)-7 保修対応要員は、現場にて可搬型代替注水中型ポンプを起動し起動状態を確認後、運転員等に報告する。
- ロ)-8 運転員等は、中央制御室で可搬型代替注水中型ポンプから蒸気発生器へ給水されていることを蒸気発生器水位計や補助給水流量計により確認する。
- ロ)-9 運転員等は、中央制御室及び現場で他の系統と連絡する弁の閉止を確認するとともに、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード水の排水先を２次系ブロアダウンタンク側とする。
- ロ)-10 運転員等は、現場で主蒸気管のドレンラインの排水経路の系統構成を実施する。
- ロ)-11 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードにより、１次冷却材高温側温度計や１次冷却材低温側温度計にて原子炉が冷却されていることを確認する。
- ロ)-12 運転員等は、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード水が総合排水処理設備に滞留していることを確認する。
- ロ)-13 発電長は、電源がない場合は交流動力電源が回復した後、水質を確認した上で海へ放出することを指示する。
- ロ)-14 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。
(燃料を給油しない場合、可搬型代替注水中型ポンプ

は約2.5時間の運転が可能。)

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等2名で実施する。

現場における対応は運転員等1名及び保修対応要員6名にて作業を実施し、所要時間は中間受槽を水源とする場合は約25時間25分、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を水源とする場合は約24時間30分と想定する。

(2) サポート系故障時の手順等

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

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、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、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復水タンク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

全交流動力電源又は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余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの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) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、補助給

水ポンプが使用できない場合に可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

水源は中間受槽又は海（海水ポンプピット，1号炉取水路）を使用する。中間受槽への供給は，淡水である2次系純水タンク，ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。

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

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て確認できない場合。

ii) 操作手順

1.4.2.2(1) a. (c) ii)と同様。

b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，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，現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし，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

全交流動力電源又は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余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できる場合。

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」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

(a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 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 2 次冷却系の冷却効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 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。電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは、復水タンク水を蒸気発生器へ注水し、主蒸気ドレンラインから 2 次系ブローダウンタンクを経由し、総合排水処理設備に滞留させ、水質を確認し排出する。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は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余熱除去ライン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。

ii) 操作手順

1.4.2.2(1) c. (a) ii) と同様。

(b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプの使用ができない場合において、主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系の冷却効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合は、可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器 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。

可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは，中間受槽又は海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）を水源とし，淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する。排出される水は主蒸気ドレンラインから 2 次系ブロウダウNTANK を経由し，総合排水処理設備に滞留させ，水質を確認し排出する。

i) 手順着手の判断基準

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て確認できない場合において，低温停止に移行する場合。

ii) 操作手順

1.4.2.2(1) c. (b) ii) と同様。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

空冷式非常用発電機等の代替電源に関する手順及び空冷式非常用発電機への燃料補給の手順等は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

復水タンクが枯渇や破損時の補給手順等は，「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。

可搬型代替注水中型ポンプ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」にて整備する。

操作の判断，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」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故障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，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，常用系電源が健全であれば脱気器タンクを水源とした電動主給水ポンプ，蒸気発生器水張ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水操作を行う。可搬型代替注水中型ポンプは使用準備に時間を要することから電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプを優先して使用する。蒸気放出については，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，常用系電源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 2 次冷却系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。

全交流動力電源喪失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においては，現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし，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 1.4.39 図，第 1.4.40 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（全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次冷却系に開口部（加圧器逃がし弁、加圧器安全弁取外し中）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次冷却材管中心付近（ノズルセンタ）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、燃料取替用水タンク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次冷却系の保有水低下後は、格納容器再循環サンプに水位があることを確認し、低圧再循環運転を実施する。

また、格納容器への蒸散に伴い、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) フロントライン系故障時の手順等

a. 炉心注水

(a) 充てん／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は、充てん／高圧注入

ポンプにより燃料取替用水タンク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余熱除去ライン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タンクの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／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1.4.41図に示す。

イ) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を指示する。

ロ) 運転員等は，中央制御室にて充てん／高圧注入ポンプ吸込みを体積制御タンクから燃料取替用水タンクへ切替え，原子炉への注水のための系統構成を実施する。

ハ) 運転員等は，充てん／高圧注入ポンプが運転していない場合は，中央制御室にて充てん／高圧注入ポンプを起動後，充てん流量制御弁を開とし，原子炉への注水を行う。

ニ) 運転員等は，中央制御室で1次冷却材温度や充てん流量計等により原子炉の冷却及び充てん／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する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名により作業を実施する。

(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は、高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク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余熱除去ライン流量等にて確認できない場合、かつ充てん／高圧注入ポンプ又は充てんポンプによる原子炉への注水を充てんライン流量等で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タンクの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1.4.42図に示す。

イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に高圧注入ポンプによる原子炉への注水を指示する。

ロ) 運転員等は、中央制御室にて高圧注入ポンプによる原子炉への注水のための系統構成を実施する。

ハ) 発電長は、高圧注入ポンプによる原子炉への注水が可能となれば、運転員等に原子炉へ注水の開始を指示する。

ニ) 運転員等は、中央制御室で高圧注入ポンプを起動し、

原子炉への注水が開始されたことを確認する。

ホ) 運転員等は、中央制御室で1次冷却材温度や高圧注入ポンプ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する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名により作業を実施する。

(c) 蓄圧タンクによる炉心注水

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は、蓄圧タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

蓄圧タンクによる注水は、タンク内圧力を利用するためタンク水位が低下し圧力が下がった場合には、原子炉への注水を停止する。

i) 手順着手の判断基準

運転停止中の燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去ライン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蓄圧タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

運転停止中の蓄圧タンク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1.4.43図に、タイムチャートを第1.4.44図に示す。

- イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に蓄圧タンクによる原子炉への注水の準備を指示する。
- ロ) 運転員等は、現場で蓄圧タンク出口弁の電源を投入する。
- ハ) 運転員等は、蓄圧タンク出口弁を1台ずつ開とし、蓄圧タンクによる原子炉への注水を開始する。注水開始後、中央制御室で蓄圧タンク水位計、1次冷却系ループ水位計及び加圧器水位計により、原子炉への注水が確保されたことを確認する。
- ニ) 運転員等は、中央制御室にて1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度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。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名により作業を実施し、所要時間を約18分と想定する。

b. 代替炉心注水

(a) 充てん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は、充てんポンプにより燃料取替用水タンク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余熱除去ライン流量等にて確認できない場合、かつ充てん／高圧注入ポンプによる原子

炉への注水を充てんライン流量等で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タンクの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1.4.5図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に充てんポンプによる原子炉への注水を指示する。
- ロ) 運転員等は、中央制御室にて充てんポンプ吸込みを体積制御タンクから燃料取替用水タンクへ切替え、原子炉へ注水のための系統構成を実施する。
- ハ) 運転員等は、充てんポンプが運転していない場合は、中央制御室にて充てんポンプを起動後、充てん流量制御弁を開とし、原子炉への注水を行う。
- ニ) 運転員等は、中央制御室で1次冷却材温度や充てん流量計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する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名により作業を実施する。

(b) 燃料取替用水タンク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

した場合は、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

なお、燃料取替用水タンクの重力注水は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水位が低下した場合は、重力注水を停止する。

i) 手順着手の判断基準

運転停止中に充てん／高圧注入ポンプ、充てんポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により、原子炉への注水を充てんライン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タンク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タンクからの重力注水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1.4.45図に示す。

i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水の準備を指示する。

ロ) 運転員等は、中央制御室で燃料取替用水タンク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。

ハ) 発電長は、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。

ニ) 運転員等は、中央制御室で余熱除去ポンプ入口燃料取替用水タンク側切替弁及び余熱除去冷却器出口隔離弁の

開，余熱除去冷却器バイパス流量制御弁を調整し，燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水を開始する。注水開始後，中央制御室で余熱除去ライン流量計，燃料取替用水タンク水位計，1次冷却系ループ水位計及び加圧器水位計により，原子炉への注水が確保されたことを確認する。

ホ) 運転員等は，中央制御室にて1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度や余熱除去ライン流量計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する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名で行うことが可能である。

(c) 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）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は，格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）により燃料取替用水タンク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

運転停止中の蓄圧タンクによる原子炉への注水を，蓄圧タンク圧力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タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

1.4.2.1(1) a . (b) ii)と同様。

(d) 常設低圧代替注水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は、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

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ポンプ出口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タンク等の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

1.4.2.1(1) a . (c) ii)と同様。

(e) 電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は、電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。

ただし、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプは、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

運転停止中に常設低圧代替注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去ライン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ろ過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

1.4.2.1(1) a . (d) ii)と同様。

(f) 可搬型低圧代替注水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は、可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する手順を整備する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、ろ過水タンク、原水タンクから、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

運転停止中に常設低圧代替注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合。

ii) 操作手順

1.4.2.1(1) a . (e) ii)と同様。

c . 代替再循環運転

(a) 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替再循環運転

運転停止中に、余熱除去ポンプの故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、1系列の格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する。また、余熱除去冷却器の故障により格納容器再循環サンプ水の冷却機能が喪失した場合は、他の系列の格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）及び余熱除去冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する手順を整備する。

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、原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において、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(1) b. (a) ii) と同様。

d. 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復水タンク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

設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，１次冷却系に開口部がなく，蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水操作は，中央制御室での遠隔起動が可能であり，通常の運転操作により対応する。

(b) 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用出来ない場合に，脱気器タンク水を常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張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

運転停止中に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おいて，外部電源により所内常用母線が受電されており，蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水操作は，中央制御室での遠隔起動が可能であり，通常の運転操作により対応する。

(c) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できず，さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に可搬型代替注

水中型ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

水源は中間受槽又は海（海水ポンプピット，1号炉取水路）を使用する。中間受槽への供給は，淡水である2次系純水タンク，ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。

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

運転停止中に電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプの故障等により，蒸気発生器への注水を蒸気発生器水位等にて確認できない場合。

ii) 操作手順

1.4.2.2(1) a . (c) ii)と同様。

e . 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は，中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし，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余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できる場合。

ii) 操作手順

主蒸気逃がし弁の開操作は，中央制御室で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。

(b) タービンバイパス弁による蒸気放出

主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合に，常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し，蒸気発生器からの蒸気放出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おいて，外部電源により所内常用母線が受電されており，２次冷却系の設備が運転中であり復水器の真空度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，中央制御室で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。

f. 蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード

(a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器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２次冷却系の冷却効果がなくなり，低温停止への移行が必要な場合は，電動補助給水ポンプによる蒸気発生器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。

電動補助給水ポンプによる蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードは，復水タンク水を蒸気発生器へ注水し，主蒸気ドレンラインから２次系ブローダウンタンクを経由し，総合排水処理設備に滞留させ，水質を確認し排出する。

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，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン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。

ii) 操作手順

1.4.2.2(1) c. (a) ii) と同様。

(b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプの使用ができない場合において，主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系の冷却効果がなくなり，低温停止への移行が必要な場合は，可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器 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。

可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは，中間受槽又は海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）を水源とし，淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する。排出される水は主蒸気ドレンラインから 2 次系ブロアダウンタンクを経由し，総合排水処理設備に滞留させ，水質を確認し排出する。

i) 手順着手の判断基準

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て確認できない場合において，低温停止に移行する場合。

ii) 操作手順

1.4.2.2(1) c. (b) ii) と同様。

g. その他の手順項目にて考慮する手順

燃料取替用水タンクが枯渇又は破損時の対応手順，可搬型設備により注水する際の水源については，「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

可搬型低圧代替注水ポンプへの給油に関する手順は，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

可搬型代替注水中型ポンプへの給油に関する手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断，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」にて整備する。

h. 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，補助給水ポンプが使用できない場合は，脱気器タンクを水源とした電動主給水ポンプ，蒸気発生器水張ポンプ又は可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。可搬型代替注水中型ポンプは使用準備に時間を要することから，電動主給水

ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプを優先して使用する。

主蒸気逃がし弁による２次冷却系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炉心冷却を行う。炉心注水，代替炉心注水に使用する補機の優先順位は，中央制御室の操作にて系統構成が容易な，充てん／高圧注入ポンプ，充てんポンプ，高圧注入ポンプの順に注水を行う。これらが使用できない場合は，燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水を行う。燃料取替用水タンクからの重力注水ができない場合は，蓄圧タンクによる原子炉への注水を行う。

上記手段による注水ができない場合は，準備時間の短い格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用），常設低圧代替注水ポンプの順に代替炉心注水を行う。

これらの手段が使用できない場合は，電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより代替炉心注水を行う。ただし，構内で火災が発生した場合は，消火活動に優先して使用する。

電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ができない場合は，可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水を行う。可搬型低圧代替注水ポンプは重大事故等対処設備であるが，使用準備に時間を要することから，あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，設置及び接続の準備を行い，多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければ代替炉心注水を行う。可搬型低圧代替注水ポンプの水源は中間受槽を使

用する。中間受槽への供給は、淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には海水を使用する。

炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水タンク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り替えて、格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）及び余熱除去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) サポート系故障時の手順等

a. 代替炉心注水

(a) 燃料取替用水タンク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、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の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に、燃料取替用水タンクからの重力注水により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

なお、燃料取替用水タンクの重力注水は燃料取替用水タンクの水頭圧を利用するため、燃料取替用水タンクの水位が低下した場合には、重力注水を停止する。

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ける全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合において、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が余熱除去ライン流量等で確認できず、燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

燃料取替用水タンクからの重力注水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1.4.45図に、タイムチャートを第1.4.47図に示す。

イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水の準備を指示する。

ロ) 運転員等は、中央制御室で燃料取替用水タンク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開止状態を確認する。

ハ) 発電長は、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。

ニ) 運転員等は、現場で余熱除去ポンプ入口燃料取替用水タンク側切替弁を手動で開弁し、燃料取替用水タンクからの重力注水による原子炉への注水を開始する。注水開始後、中央制御室で燃料取替用水タンク水位計、1次冷却系ループ水位計※⁸及び加圧器水位計により、原子炉への注水が確保されたことを確認する。

ホ) 運転員等は、中央制御室で1次冷却材温度の指示により、原子炉が継続して冷却状態であることを確認する。

※8 全交流動力電源が喪失した場合は、常用系の蓄電池により約30分の監視が可能。また、空冷式非常用発電機により電源が回復するので、継続監視が可能である。

iii) 操作の成立性

上記の現場における対応は運転員等1名で行うことが可能であり，所要時間は約25分と想定する。

円滑に作業できるように，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。

(b) 蓄圧タンク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全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の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に，蓄圧タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

蓄圧タンクによる注水は，タンク内圧力を利用するためタンク水位が低下し圧力が下がった場合には，原子炉への注水を停止する。

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ける全交流動力電源又は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において，燃料取替用水タンクの重力注水による原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できず，蓄圧タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

1.4.2.3(1) a . (c) ii)と同様。

(c) 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水

運転停止中において，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の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，常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は，復水タンクを使用する。

i) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源又は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余熱除去ライン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タンク等の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

1.4.2.1(1) a . (c) ii)と同様。

(d) B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

運転停止中において，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の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，B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク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

運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，常設低圧代替注水ポンプの故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン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タンクの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。

- (e) B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替炉心注水

運転停止中において，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の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，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S－C S Sタイライン使用）により燃料取替用水タンク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

運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し，B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の故障等により，原子炉への注水を充てんライン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タンクの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。

- (f) 電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は，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，運転停止中に原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合は，常用設備である電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。

ただし、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプは、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

運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSSタイライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去ライン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、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

1.4.2.1(1) a. (d) ii) と同様。

(g) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水

運転停止中において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の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、可搬型低圧代替注水ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注水する手順を整備する。

水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、ろ過水タンク、原水タンクから、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR

S－C S S タイライン使用) の故障等により，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合。

ii) 操作手順

1.4.2.1(1) a . (e) 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事象が発生した場合

i) B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

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は，B 余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環による原子炉への注水を行い，あわせて，可搬型代替注水大型ポンプを用いた A，B 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

運転停止中における全交流動力電源喪失時，余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合において，可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され，かつ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

B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低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1.4.48図に，タイムチャートを第1.4.49図に示す。

なお、可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却水通水操作は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

ロ)-1 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等にB余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転の準備と系統構成を指示する。

ロ)-2 運転員等は、中央制御室で低圧代替再循環運転のための系統構成を実施する。

ロ)-3 運転員等は、中央制御室でB余熱除去ポンプを起動し、ポンプ出口圧力等によりB余熱除去ポンプの起動状態に異常がないことを確認するとともに原子炉へ注水されていることを余熱除去ライン流量計で確認する。

ロ)-4 運転員等は、中央制御室で1次冷却材温度の低下や余熱除去ライン流量計等により、原子炉の冷却及びB余熱除去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。

ハ) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名で実施する。

(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) B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

運転停止中において原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環

環運転を行い，あわせて，可搬型代替注水大型ポンプを用いた A，B 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。

イ) 手順着手の判断基準

運転停止中における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た場合において，原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合に，可搬型代替注水大型ポンプにより代替補機冷却水が確保され，かつ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。

ロ) 操作手順

1.4.2.3(2) b. (a) i) ロ) と同様。

c. 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

運転停止中において，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の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，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復水タンク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又は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余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，1 次冷却系に開口部がなく，蒸気発生器へ注水するために必要な復水タ

ンクの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) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水

運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の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、補助給水ポンプが使用できない場合に、可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

水源は中間受槽又は海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を使用する。中間受槽への供給は、淡水である2次系純水タンク、ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。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

運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、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て確認できない場合。

ii) 操作手順

1.4.2.2(1) a. (c) ii)と同様。

d. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

(a) 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合は、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし、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又は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余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において，蒸気発生器へ注水されていることを補助給水流量等により確認できる場合。

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」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

(a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 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 2 次冷却系の冷却効果がなくなり，低温停止への移行が必要な場合は，電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 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。

電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは，復水タンク水を蒸気発生器へ注水し，主蒸気ドレンラインから 2 次系ブローダウンタンクを經由し，総合排水処理設備に滞留させ，水質を確認し排出する。

i) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源又は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余熱除去ライン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。

ii) 操作手順

1.4.2.2(1) c. (a) ii)と同様。

(b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプの使用ができない場合において、主蒸気逃がし弁による２次冷却系の冷却効果がなくなり、低温停止への移行が必要な場合、可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器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。

可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードは、中間受槽又は海（海水ポンプピット、１号炉取水路）を水源とし、淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する。排出される水は主蒸気ドレンラインから２次系ブロアダウンタンクを経由し、総合排水処理設備に滞留させ、水質を確認し排出する。

i) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、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て確認できない場合において、低温停止に移行する場合。

ii) 操作手順

1.4.2.2(1) c. (b) ii)と同様。

f. その他の手順項目にて考慮する手順

空冷式非常用発電機等の代替電源に関する手順及び空冷式非

常用発電機への燃料補給の手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

燃料取替用水タンクが枯渇又は破損時の対応手順，可搬型設備により注水する際の水源については、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

可搬型代替低圧注水ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給に関する手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

可搬型代替注水中型ポンプ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となる水の供給手順等」にて整備する。

余熱除去ポンプ補機冷却水喪失に対する回復操作に係る手順については、「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。

可搬型代替注水大型ポンプを用いた A，B 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」にて整備する。

操作の判断，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」にて整備する。

g. 優先順位

運転停止中にサポート系の故障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又は原子炉補機冷却機能の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，

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，蒸気発生器への注水は，タービン動補助給水ポンプを使用する。

空冷式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。補助給水ポンプが使用できない場合は，可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水操作を行う。

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とし，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２次冷却系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炉心の冷却を行う。まず，燃料取替用水タンクの重力注水による代替炉心注水を行う。燃料取替用水タンク

（重力注水）は多様性拡張設備であるが，電源回復しない場合でも注水が可能であるため優先して使用する。

空冷式非常用発電機から受電後は，準備時間が短い蓄圧タンクによる代替炉心注水を行う。並行して継続的に原子炉へ注水するために注水流量が大きい常設低圧代替注水ポンプを準備し，準備が整えば代替炉心注水を行う。

常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水ができない場合

は、高揚程であるB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。B充てん／高圧注入ポンプ（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）（R H R S－C S Sタイライン使用）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）（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替炉心注水ができない場合は、ディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水を行う。ただし、構内で火災が発生した場合においては、消火活動に優先して使用する。ディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水を行う。可搬型低圧代替注水ポンプは重大事故等対処設備であるが、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、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。可搬型低圧代替注水ポンプの水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には海水を使用する。

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消火ポンプによる代替炉心注水の手段がある。

電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）（R H R S－C S Sタイライン使用）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タンク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り替えて，B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い，あわせて，可搬型代替注水大型ポンプからの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ通水することにより格納容器内を冷却する。

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は，原子炉への注水後，格納容器再循環サンプに水源を切り替えて，B余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い，あわせて，可搬型代替注水大型ポンプからの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ通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1.4.50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冷却設備の機能が喪失した場合，又は1次冷却材が流出した場合に，燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し，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次冷却系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。

a．手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源又は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余熱除去ライン流量等により確認できない場合、又は格納容器再循環サンプの水位等により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、中性子源領域炉停止時中性子束高警報が発信した場合。

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。

- (a) 発電長は、作業着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器内の作業員に対し退避を促すよう指示する。
- (b) 運転員等は、中央制御室にて格納容器退避警報又はページング装置により格納容器内の作業員へ退避を指示する。
- (c) 出入監視員は、格納容器内入退域を管理する装置により、全作業員が退避していることを確認する。
- (d) 各作業の作業責任者（又は代理人）は作業員の点呼を行い、全作業員が退避していることを確認する。
- (e) 作業責任者（又は代理人）は、出入監視員に点呼結果を連絡し、出入監視員は、全作業員が退避していることを再確認するとともに、格納容器エアロックを閉止する。
- (f) 運転員等は、出入監視員に全作業員が退避していることを確認し、格納容器エアロックの閉止措置を行う。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名，現場における対応は運転員等2名により作業を実施し，所要時間は約30分と想定する。

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，空冷式非常用発電機により設計基準対処設備に給電し，起動及び十分な期間の運転を継続させる。また，燃料取替用水タンクの枯渇，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。

全交流動力電源が喪失した場合の設計基準事故対処設備に空冷式非常用発電機により給電し機能を回復させる手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。また，燃料取替用水タンクの枯渇，破損時の対応手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

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事象と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)サポート系故障時で示した手順で対応する。また，運転停止中に全交流動力電源喪失事象が発生した場合は，1.4.2.3(2)サポート系故障時で示した手順で対応する。

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 次冷却材喪失事象時におけるフロントライン系故障時)

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		整備する手順書の分類
1 次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 高圧注入ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク※ 1	代替炉心注水（a）	充てんポンプ	拡張設備 多様性	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
				格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）※ 2	重大事故等 対処設備	
				常設低圧代替注水ポンプ※ 2		
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				電動消火ポンプ	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		
				可搬型低圧代替注水ポンプ※ 3	重大事故等 対処設備	
				燃料油貯蔵タンク（北側）※ 4		
		タンクローリ※ 4				
		余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器再循環サンプ余熱除去ポンプ側隔離弁	代替再循環運転	格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）※ 2※ 6	重大事故等 対処設備	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
				格納容器再循環サンプ※ 6		
				格納容器再循環サンプスクリーン※ 6		
	余熱除去冷却器※ 6					
	格納容器再循環サンプスクリーン	※ 5 炉心注水	充てん／高圧注入ポンプ※ 2	重大事故等 対処設備	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	
			高圧注入ポンプ※ 2			
			燃料取替用水タンク			
		※ 5 代替炉心注水	（a） 余熱除去ポンプ，充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ，燃料取替用水タンク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 : 燃料取替用水タンクの破損, 枯渇時の手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- ※ 2 : ディーゼル発電機等により給電する。
- ※ 3 : 可搬型低圧代替注水ポンプにより炉心注水する場合は, 中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- ※ 4 : 可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給に使用する。燃料の補給手順は, 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- ※ 5 : 格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。格納容器再循環ユニットによる格納容器の冷却手順は, 「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。
- ※ 6 : 余熱除去冷却器機能喪失の場合は, 健全側の余熱除去冷却器等により代替再循環運転を行う。

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 次冷却材喪失事象時におけるサポート系故障時)

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		整備する手順書の分類	
1 次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	全交流動力電源※ 1	代替炉心注水（a）	常設低圧代替注水ポンプ	重大事故等対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順	
				空冷式非常用発電機※ 1			
				燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 6			
				可搬型燃料給油ポンプ※ 6			
				燃料取替用水タンク			
				復水タンク			
				B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）			
			代替再循環運転（b）	B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却） （R H R S－C S S タイライン使用）	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			
				可搬型低圧代替注水ポンプ※ 2			重大事故等対処設備
				燃料油貯蔵タンク（北側）※ 3			
				タンクローリ※ 3			
			代替再循環運転（b）	B 余熱除去ポンプ（海水冷却）※ 5	重大事故等対処設備		
				B 高圧注入ポンプ（海水冷却）※ 5			
				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			
				空冷式非常用発電機※ 1			
				可搬型代替注水大型ポンプ			
		燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）， （ディーゼル発電機用）※ 3 ※ 6					
		タンクローリ※ 3					
		可搬型燃料給油ポンプ※ 6					
		原子炉補機冷却設備	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。			多様性拡張設備
				電動消火ポンプ			
			運転※ 4	（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 : 代替電源設備により電源確保する。手順は, 「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※ 2 : 可搬型低圧代替注水ポンプにより炉心注水する場合は, 中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」にて整備する。

※ 3 : 可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給には, 燃料油貯蔵タンク (北側) を使用する。可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には, 燃料油貯蔵タンク (北側) 又は燃料油貯蔵タンク (南側) を使用する。燃料補給の手順は, 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※ 4 : 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 : 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 : 空冷式非常用発電機の燃料補給には, 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) を使用する。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。

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圧力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		整備する手順書の分類		
1 次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合	—	格納容器水張り（格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ）※ 4	格納容器スプレイポンプ※ 1		重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合 に対処する手順	
				余熱除去ポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）※ 1				
				常設低圧代替注水ポンプ※ 1				
				燃料取替用水タンク				
				復水タンク				
				電動消火ポンプ		多様性拡張設備		発電所災害対策本部にて使用する 手順
				ディーゼル駆動消火ポンプ				
				ろ過水タンク				
				可搬型低圧代替注水ポンプ※ 2				
				燃料油貯蔵タンク（北側）※ 3				
				タンクローリ※ 3				

※ 1：ディーゼル発電機等により給電する。

※ 2：可搬型低圧代替注水ポンプにより炉心注水又は格納容器スプレイする場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※ 3：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※ 4：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。

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のフロントライン系故障時)

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		整備する手順書の分類	
1 次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 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	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	
				タービン動補助給水ポンプ			
				復水タンク			
				蒸気発生器			
				電動主給水ポンプ	拡張設備 多様性		発電所災害対策本部にて使用する手順
				蒸気発生器水張ポンプ			
				脱気器タンク			
				可搬型代替注水中型ポンプ※ 3			
				燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 4			
				タンクローリ※ 4			
			蒸気発生器 2 次側 による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁	重大事故等 対処設備	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	
				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 フィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ※ 1 ※ 2 ※ 5	重大事故等 対処設備	発電所災害対策本部にて使用する手順	
				復水タンク			
				可搬型代替注水中型ポンプ※ 3 ※ 5	拡張設備 多様性		
				燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 4			
				タンクローリ※ 4			

※ 1：ディーゼル発電機等により給電する。

※ 2：蒸気発生器へ注水する手順は，「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。

※ 3：可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は中間受槽を使用し，中間受槽への供給は淡水である 2 次系純水タンク，ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。使用可能な淡水がない場合は，海水を使用する。なお，蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は，蒸気発生器ブローダウンにより排水を行う。

※ 4：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。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：蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード時は，主蒸気ドレンラインを使用する。

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
(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合のサポート系故障時)

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		整備する手順書の分類
1 次冷却材喪失事象が発生していない場合	サポート系故障時	全交流動力電源※ 1 原子炉補機冷却設備	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※ 2	重大事故等対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
				空冷式非常用発電機※ 1		
				燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 6		
				可搬型燃料給油ポンプ※ 6		
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				蒸気発生器		
				可搬型代替注水中型ポンプ※ 3	多様性拡張設備	
				燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 4		
			タンクローリ※ 4			
			蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）	重大事故等対処設備	
			蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ※ 2 ※ 5	重大事故等対処設備	
				空冷式非常用発電機※ 1		
				燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 6		
				可搬型燃料給油ポンプ※ 6		
				復水タンク		
				可搬型代替注水中型ポンプ※ 3 ※ 5	多様性拡張設備	
				燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 4		
				タンクローリ※ 4		

※ 1：代替電源設備により電源確保する。手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※ 2：蒸気発生器へ注水する手順は、「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。

※ 3：可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は中間受槽を使用し、中間受槽への供給は淡水である 2 次系純水タンク、ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。使用可能な淡水がない場合は、海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は、蒸気発生器ブローダウンにより排水を行う。

※ 4：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。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：蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

※ 6：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

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
(運転停止中のフロントライン系故障時) (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	整備する手順書の分類
運転停止中の場合	フロントライン系故障時	炉心注水	充てん／高圧注入ポンプ※ 1	重大事故等 対処設備
			高圧注入ポンプ※ 1	
			燃料取替用水タンク	
			蓄圧タンク※ 1	
		代替炉心注水	充てんポンプ	拡張設備 多様性
			燃料取替用水タンク（重力注水）	重大事故等 対処設備
			格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）※ 1 ※ 5	
			常設低圧代替注水ポンプ※ 1 ※ 6	
			燃料取替用水タンク	拡張設備 多様性
			復水タンク	
			電動消火ポンプ	
			ディーゼル駆動消火ポンプ	重大事故等 対処設備
			ろ過水タンク	
			可搬型低圧代替注水ポンプ※ 2 ※ 6	
		代替再循環運転	燃料油貯蔵タンク（北側）※ 3	重大事故等 対処設備
			タンクローリ※ 3	
			格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）※ 1 ※ 4	重大事故等 対処設備
			格納容器再循環サンプ※ 4	
			格納容器再循環サンプスクリーン※ 4	
			余熱除去冷却器※ 4	

※ 1：ディーゼル発電機等により給電する。

※ 2：可搬型低圧代替注水ポンプにより炉心注水する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※ 3：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※ 4：余熱除去冷却器機能喪失の場合は、健全側の余熱除去冷却器等により代替再循環運転を行う。

※ 5：余熱除去冷却器機能喪失の場合は、健全側の格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）により代替注水を行う。

※ 6：B 余熱除去冷却器機能喪失の場合に代替注水可能。

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
(運転停止中のフロントライン系故障時) (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		整備する手順書の分類	
運転停止中の場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 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	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
				タービン動補助給水ポンプ			
				復水タンク			
				蒸気発生器			
				電動主給水ポンプ		拡張設備 多様性	
				蒸気発生器水張ポンプ			
				脱気器タンク			
				可搬型代替注水中型ポンプ※ 2			
				燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 4			
				タンクローリ※ 4			
			蒸気発生器 2 次側 による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁		重大事故等 対処設備	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
				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 フィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ※ 1 ※ 3 ※ 5		重大事故等 対処設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
				復水タンク			
				可搬型代替注水中型ポンプ※ 2 ※ 5		拡張設備 多様性	
				燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 4			
				タンクローリ※ 4			

※ 1：ディーゼル発電機等により給電する。

※ 2：可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は中間受槽を使用し，中間受槽への供給は淡水である 2 次系純水タンク，ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。使用可能な淡水がない場合は，海水を使用する。なお，蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は，蒸気発生器ブローダウンにより排水を行う。

※ 3：蒸気発生器へ注水する手順は，「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：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。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：蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード時は，主蒸気ドレンラインを使用する。

第1.4.7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故障時) (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		整備する手順書の分類
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源※1	代替炉心注水（c）	燃料取替用水タンク（重力注水）	拡張設備 多様性	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
				蓄圧タンク	重大事故等 対処設備	
				常設低圧代替注水ポンプ		
				空冷式非常用発電機※1		
				燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※6		
				可搬型燃料給油ポンプ※6		
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）		
				B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却） （RHR S－C S S タイライン使用）	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		
				可搬型低圧代替注水ポンプ※2	重大事故等 対処設備	
				燃料油貯蔵タンク（北側）※3		
				タンクローリ※3		
			代替再循環運転※4（d）	B 余熱除去ポンプ（海水冷却）※5	重大事故等 対処設備	
				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		
				空冷式非常用発電機※1		
				可搬型代替注水大型ポンプ		
				燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）， （ディーゼル発電機用）※3※6		
				タンクローリ※3		
				可搬型燃料給油ポンプ※6		

※1：代替電源設備により電源確保する。手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：可搬型低圧代替注水ポンプにより炉心注水する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水となる水の供給手順等」にて整備する。

※3：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク (北側) を使用する。可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク (北側) 又は燃料油貯蔵タンク (南側) を使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：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：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：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) を使用する。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。

第 1.4.7 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故障時) (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		整備する手順書の分類
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源※1 原子炉補機冷却設備	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	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
				空冷式非常用発電機※1		
				燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※6		
				可搬型燃料給油ポンプ※6		
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				蒸気発生器		
				可搬型代替注水中型ポンプ※2	拡張設備 多様性	
				燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※3		
			タンクローリ※3			
			炉心冷却（蒸気放出）	蒸気発生器2次側による主蒸気逃がし弁（手動）	重大事故等対処設備	
			フィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ※4	重大事故等対処設備	
				空冷式非常用発電機※1		
		燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※6				
		可搬型燃料給油ポンプ※6				
		復水タンク				
		可搬型代替注水中型ポンプ※2※4		拡張設備 多様性		
		燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※3				
		タンクローリ※3				
		原子炉補機冷却設備	代替炉心注水	（c） 運転停止中の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。		
				電動消火ポンプ	拡張設備 多様性	
			代替再循環※5	（d） 運転停止中の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 : 代替電源設備により電源確保する。手順は, 「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- ※ 2 : 可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は中間受槽を使用し, 中間受槽への供給は淡水である 2 次系純水タンク, ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。使用可能な淡水がない場合は, 海水を使用する。なお, 蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は, 蒸気発生器ブローダウンにより排水を行う。
- ※ 3 : 可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には, 燃料油貯蔵タンク (北側) 又は燃料油貯蔵タンク (南側) を使用する。燃料補給の手順は, 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。
- ※ 4 : 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード時は, 主蒸気ドレンラインを使用する。
- ※ 5 : 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。
- ※ 6 : 空冷式非常用発電機の燃料補給には, 燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) を使用する。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。

第1.4.8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（1／26）

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) フロントライン系故障時の手順等 a. 代替炉心注水		
(a) 充てん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
		・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
		・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力
		・ 1次冷却材圧力計
	操作	原子炉圧力容器内の水位
		・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量
		・ ほう酸注入ライン流量計
		・ 余熱除去ライン流量計
		・ 高圧注入ポンプ出口流量計
		水源
		・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能
		・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
		・ 高圧注入ポンプ出口圧力計
		原子炉圧力容器内の温度
		・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
		・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		・ 炉心出口温度計
(b) 格納容器スプレイポンプ（RHRS-SSタイライン使用）による代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の圧力
		・ 1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位
		・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量
		・ ほう酸注入ライン流量計
	操作	・ 余熱除去ライン流量計
		・ 高圧注入ポンプ出口流量計
		水源
		・ 燃料取替用水タンク水位計
		格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		・ 燃料取替用水タンク水位計
	補機監視機能	・ 充てんポンプ出口圧力計
		・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
(b) 格納容器スプレイポンプ（RHRS-SSタイライン使用）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次冷却材高温側温度計（広域）
		・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力
		・ 1次冷却材圧力計
	操作	原子炉圧力容器内の水位
		・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量
		・ ほう酸注入ライン流量計
		・ 余熱除去ライン流量計
		・ 高圧注入ポンプ出口流量計
	補機監視機能	水源
		・ 燃料取替用水タンク水位計
(b) 格納容器スプレイポンプ（RHRS-SSタイライン使用）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次冷却材高温側温度計（広域）
		・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力
		・ 1次冷却材圧力計
	操作	原子炉圧力容器内の水位
		・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量
		・ ほう酸注入ライン流量計
		・ 余熱除去ライン流量計
		・ 高圧注入ポンプ出口流量計
	補機監視機能	水源
		・ 燃料取替用水タンク水位計
(b) 格納容器スプレイポンプ（RHRS-SSタイライン使用）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次冷却材高温側温度計（広域）
		・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力
		・ 1次冷却材圧力計
	操作	原子炉圧力容器内の水位
		・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量
		・ ほう酸注入ライン流量計
		・ 余熱除去ライン流量計
		・ 高圧注入ポンプ出口流量計
	補機監視機能	水源
		・ 燃料取替用水タンク水位計

監視計器一覧（2／26）

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) フロントライン系故障時の手順等 a. 代替炉心注水			
(b) 格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）による代替炉心注水	操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域） ・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計 ・ 原子炉容器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能	・ 格納容器スプレイポンプ出口圧力計
(c) 常設低圧代替注水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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域） ・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計 ・ 復水タンク水位計
	操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域） ・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計 ・ 原子炉容器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ A余熱除去ライン流量計 ・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		補機監視機能	・ 常設低圧代替注水ポンプ出口圧力計
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計 ・ 復水タンク水位計

監視計器一覧 (3/26)

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) フロントライン系故障時の手順等 a. 代替炉心注水			
(d)電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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ A余熱除去ライン流量計
			・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
	原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）	
	水源	・ ろ過水タンク水位計	
	操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
			原子炉圧力容器内の水位
		・ 原子炉容器水位計	
		原子炉圧力容器への注水量	・ 代替注水消火水流量計（AM）
			・ 余熱除去ライン流量計
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉出力	・ 出力領域中性子束計
			・ 中間領域中性子束計
			・ 中性子源領域中性子束計
			・ 中間領域起動率計
	・ 中性子源領域起動率計		
	水源	・ ろ過水タンク水位計	
	補機監視機能	・ 水消火ポンプ出口母管圧力計	
(e)可搬型低圧代替注水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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ A余熱除去ライン流量計
			・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）		

監視計器一覧（4／26）

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) フロントライン系故障時の手順等 a. 代替炉心注水					
(e)可搬型低圧代替注水 ポンプによる代替炉 心注水	操 作	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）		
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）		
			・ 炉心出口温度計		
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1 次冷却材圧力計		
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計		
			・ 原子炉容器水位計		
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 余熱除去ライン流量計		
		・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計			
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）		
		原子炉出力	・ 出力領域中性子束計		
・ 中間領域中性子束計					
・ 中性子源領域中性子束計					
・ 中間領域起動率計					
・ 中性子源領域起動率計					
1.4.2.1 1 次冷却材喪失事象が発生している場合 (1) フロントライン系故障時の手順等 b. 代替再循環運転					
(a)格納容器スプレイポン プ（RHR S－C S タイライン使 用）による代替再循 環運転	判 断 基 準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）		
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）		
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 余熱除去ライン流量計		
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）		
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計		
	補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計			
	操 作	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）		
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）		
			・ 炉心出口温度計		
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計		
			・ 原子炉容器水位計		
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 余熱除去ライン流量計		
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）		
		補機監視機能	・ 格納容器スプレイポンプ出口圧力計		

監視計器一覧（5／26）

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) フロントライン系故障時の手順等 b. 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	判断基準	原子炉圧力容器内の温度
		・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		原子炉圧力容器への注水量
		・ ほう酸注入ライン流量計 ・ 余熱除去ライン流量計 ・ 高圧注入ポンプ出口流量計
		原子炉格納容器への注水量
		・ 格納容器スプレイ積算流量計
		原子炉格納容器内の温度
		・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力
		・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位
		・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		補機監視機能
		・ 余熱除去ポンプ出口圧力計 ・ 高圧注入ポンプ出口圧力計
		水源
		・ 燃料取替用水タンク水位計

監視計器一覧 (6/26)

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 故 障 時 の 手 順 等 b. 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	操 作	原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 温 度	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 (広 域)
			・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 (広 域)
			・ 炉 心 出 口 温 度 計
		原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 水 位	・ 加 圧 器 水 位 計
			・ 原 子 炉 容 器 水 位 計
		原 子 炉 格 納 容 器 へ の 注 水 量	・ 格 納 容 器 ス プ レ イ 積 算 流 量 計
		原 子 炉 圧 力 容 器 へ の 注 水 量	・ ほう 酸 注 入 ラ イ ン 流 量 計
			・ 充 て ん ラ イ ン 流 量 計
			・ 余 熱 除 去 ラ イ ン 流 量 計
			・ 高 圧 注 入 ポ ン プ 出 口 流 量 計
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 温 度	・ 格 納 容 器 内 温 度 計
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 圧 力	・ 格 納 容 器 圧 力 計
			・ 原 子 炉 格 納 容 器 圧 力 計 (A M)
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 水 位	・ 格 納 容 器 再 循 環 サ ン プ 水 位 計 (広 域)
			・ 原 子 炉 格 納 容 器 水 位 監 視 装 置
		水 源	・ 燃 料 取 替 用 水 タ ン ク 水 位 計
			・ 復 水 タ ン ク 水 位 計
		蒸 気 発 生 器 除 熱 機 能	・ 主 蒸 気 ラ イ ン 圧 力 計
			・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 (広 域)
			・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 (狭 域)
			・ 補 助 給 水 流 量 計
		補 機 監 視 機 能	・ 余 熱 除 去 ポ ン プ 出 口 圧 力 計
			・ 高 圧 注 入 ポ ン プ 出 口 圧 力 計
			・ 格 納 容 器 ス プ レ イ ポ ン プ 出 口 圧 力 計
			・ 充 て ん / 高 圧 注 入 ポ ン プ 出 口 圧 力 計
			・ 原 子 炉 補 機 冷 却 水 サ ー ジ タ ン ク 圧 力 計 (A M)

監視計器一覧（7／26）

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 (2) サ ポ ー ト 系 故 障 時 の 手 順 等 a. 代 替 炉 心 注 水			
(a) 常 設 低 圧 代 替 注 水 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	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 (広 域)
			・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 (広 域)
			・ 炉 心 出 口 温 度 計
		原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 圧 力	・ 1 次 冷 却 材 圧 力 計
		原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 水 位	・ 加 圧 器 水 位 計
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 圧 力	・ 格 納 容 器 圧 力 計
			・ 原 子 炉 格 納 容 器 圧 力 計 (A M)
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 放 射 線 量 率	・ 格 納 容 器 エ リ ア モ ニ タ (高 レ ン ジ)
		電 源	・ 6. 6 k V 2 A , 2 B , 2 C 1 , 2 C 2 , 2 D 1 , 2 D 2 母 線 受 電 電 圧 計
		水 源	・ 燃 料 取 替 用 水 タ ン ク 水 位 計
			・ 復 水 タ ン ク 水 位 計
		補 機 監 視 機 能	・ 原 子 炉 補 機 冷 却 水 供 給 母 管 流 量 計
	・ 原 子 炉 補 機 冷 却 水 冷 却 器 海 水 流 量 計		
操 作	1. 4. 2. 1 (1) a . (c) ii) と 同 様。		

監視計器一覧（8／26）

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 (2) サ ポ ー ト 系 故 障 時 の 手 順 等 a. 代 替 炉 心 注 水				
(b) B 充 て ん / 高 圧 注 入 ポ ン プ (自 己 冷 却) 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 高 温 側 温 度 計 (広 域)	
			・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 (広 域)	
			・ 炉 心 出 口 温 度 計	
		原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 圧 力	・ 1 次 冷 却 材 圧 力 計	
			原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 水 位	・ 加 圧 器 水 位 計
				原 子 炉 格 納 容 器 内 の 圧 力
		・ 原 子 炉 格 納 容 器 圧 力 計 (A M)		
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 放 射 線 量 率	・ 格 納 容 器 エ リ ア モ ニ タ (高 レ ン ジ)	
		原 子 炉 圧 力 容 器 へ の 注 水 量	・ A 余 熱 除 去 ラ イ ン 流 量 計	
			・ 常 設 低 圧 代 替 注 水 ポ ン プ 出 口 積 算 流 量 計	
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 水 位	・ 格 納 容 器 再 循 環 サ ン プ 水 位 計 (広 域)	
		水 源	・ 燃 料 取 替 用 水 タ ン ク 水 位 計	
		電 源	・ 6. 6 k V 2 A, 2 B, 2 C 1, 2 C 2, 2 D 1, 2 D 2 母 線 受 電 電 圧 計	
	操 作	原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 温 度	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 (広 域)	
			・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 (広 域)	
			・ 炉 心 出 口 温 度 計	
		原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 圧 力	・ 1 次 冷 却 材 圧 力 計	
		原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 水 位	・ 加 圧 器 水 位 計	
			・ 原 子 炉 容 器 水 位 計	
		原 子 炉 圧 力 容 器 へ の 注 水 量	・ 充 て ん ラ イ ン 流 量 計	
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 水 位	・ 格 納 容 器 再 循 環 サ ン プ 水 位 計 (広 域)	
		水 源	・ 燃 料 取 替 用 水 タ ン ク 水 位 計	
		補 機 監 視 機 能	・ B 充 て ん / 高 圧 注 入 ポ ン プ 出 口 圧 力 計	
		補 機 冷 却	・ B 充 て ん / 高 圧 注 入 ポ ン プ 油 冷 却 器 及 び 封 水 冷 却 器 補 機 冷 却 水 流 量 計	
			・ B 充 て ん / 高 圧 注 入 ポ ン プ 電 動 機 補 機 冷 却 水 流 量 計	

監視計器一覧 (9/26)

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) サポート系故障時の手順等 a. 代替炉心注水			
(c) B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSSタイライン使用）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次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
		原子炉圧力容器への注水量	・ 充てんライン流量計
	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計	
	操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
			・ 原子炉容器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ B余熱除去ライン流量計
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		補機監視機能	・ B格納容器スプレイポンプ出口圧力計
		補機冷却	・ B格納容器スプレイポンプ電動機補機冷却水流量計
・ B格納容器スプレイポンプ補機冷却水流量計			
水源	・ 燃料取替用水タンク水位計		
(d) 電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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
		原子炉圧力容器への注水量	・ B余熱除去ライン流量計
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
	水源	・ ろ過水タンク水位計	
	操作	1.4.2.1(1) a. (d) ii) と同様。	

監視計器一覧 (10/26)

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 (2) サ ポ ー ト 系 故 障 時 の 手 順 等 a. 代 替 炉 心 注 水					
(e) 可 搬 型 低 圧 代 替 注 水 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	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 (広 域)		
			・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 (広 域)		
			・ 炉 心 出 口 温 度 計		
		原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 圧 力	・ 1 次 冷 却 材 圧 力 計		
		原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 水 位	・ 加 圧 器 水 位 計		
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 圧 力	・ 格 納 容 器 圧 力 計		
			・ 原 子 炉 格 納 容 器 圧 力 計 (A M)		
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 放 射 線 量 率	・ 格 納 容 器 エ リ ア モ ニ タ (高 レ ン ジ)		
		原 子 炉 圧 力 容 器 へ の 注 水 量	・ B 余 熱 除 去 ラ イ ン 流 量 計		
	原 子 炉 格 納 容 器 内 の 水 位	・ 格 納 容 器 再 循 環 サ ン プ 水 位 計 (広 域)			
	操 作	1. 4. 2. 1 (1) a . (e) ii) と 同 様 。			
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 故 障 時 の 手 順 等 b. 代 替 再 循 環 運 転 (a) 全 交 流 動 力 電 源 喪 失 事 象 と 1 次 冷 却 材 喪 失 事 象 が 同 時 に 発 生 し た 場 合					
i) B 余 熱 除 去 ポ ン プ (海 水 冷 却) 及 び B 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	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 (広 域)		
			・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 (広 域)		
		原 子 炉 格 納 容 器 内 の 水 位	・ 格 納 容 器 再 循 環 サ ン プ 水 位 計 (広 域)		
		補 機 監 視 機 能	・ 原 子 炉 補 機 冷 却 水 供 給 母 管 流 量 計		
		電 源	・ 6. 6 k V 2 A , 2 B , 2 C 1 , 2 C 2 , 2 D 1 , 2 D 2 母 線 受 電 電 圧 計		
	水 源	・ 燃 料 取 替 用 水 タ ン ク 水 位 計			
	操 作	原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 温 度	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 (広 域)		
			・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 (広 域)		
			・ 炉 心 出 口 温 度 計		
		原 子 炉 圧 力 容 器 内 の 水 位	・ 加 圧 器 水 位 計		
			・ 原 子 炉 容 器 水 位 計		
		原 子 炉 圧 力 容 器 へ の 注 水 量	・ B 高 圧 注 入 ポ ン プ 出 口 流 量 計		
			・ B 余 熱 除 去 ラ イ ン 流 量 計		
原 子 炉 格 納 容 器 内 の 水 位	・ 格 納 容 器 再 循 環 サ ン プ 水 位 計 (広 域)				
補 機 監 視 機 能	・ B 余 熱 除 去 ポ ン プ 出 口 圧 力 計				
	・ B 高 圧 注 入 ポ ン プ 出 口 圧 力 計				

監視計器一覧（11／26）

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 (2) サポート系故障時の手順等 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) B 余熱除去ポンプ (海水冷却) 及び B 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	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計 ・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計 ・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 (広 域) ・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 (広 域)
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広 域)
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 余熱除去ライン流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		操 作	1.4.2.1(2) b . (a) i) ㊦ と 同 様 。
	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 圧力容器に残存する 場合の冷却手順等	判 断 基 準	原子炉格納容器内の 温度
原子炉格納容器内の 圧力			・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計 (A M)
原子炉圧力容器内の 温度			・ 炉心出口温度計
原子炉格納容器内の 放射線量率			・ 格納容器エリアモニタ (高レンジ)
原子炉格納容器内の 冷却			・ 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユ ニット入口温度 / 出口温度 (S A))
操 作		原子炉格納容器への 注水量	・ A 格納容器スプレイ積算流量計 ・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計 (A M)
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1 次 冷 却 材 圧 力 計
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広 域) ・ 原子炉格納容器水位監視装置
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計 (A M) ・ 常設低圧代替注水ポンプ出口圧力計
		原子炉格納容器内の 冷却	・ 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユ ニット入口温度 / 出口温度 (S A))

監視計器一覧（12／26）

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 (1) フロントライン系故障時の手順等 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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 余熱除去ライン流量計
		水源	・ 復水タンク水位計
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域）
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
	操作	—	—
(b) 電動主給水ポンプ又 はタービン動補助 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次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 補助給水流量計
		水源	・ 脱気器タンク水位計
		電源	・ 6.6kV2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電 電圧計
		—	—
	操作	—	—
(c) 可搬型代替注水中 型ポンプによる蒸気 発生器への注水	判断基準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域）
		—	—
	操作	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計 ・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 補助給水流量計
		—	—

監視計器一覧 (13/26)

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 (1) フロントライン系故障時の手順等 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	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 （ 広 域 ） ・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 （ 広 域 ）				
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計				
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 主蒸気ライン圧力計 ・ 補助給水流量計				
			補機監視機能			・ 余熱除去ポンプ出口圧力計	
			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	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 （ 広 域 ） ・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 （ 広 域 ）			
原子炉圧力容器内の圧力			・ 1 次 冷 却 材 圧 力 計				
蒸気発生器除熱機能			・ 主蒸気ライン圧力計 ・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 復水器真空度計				
			電 源			・ 6.6kV2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計	
			操 作			—	
—							
1.4.2.2 1 次 冷 却 材 喪 失 事 象 が 発 生 し て い な い 場 合 (1) フロントライン系故障時の手順等 c. 蒸気発生器 2 次 側 の フ ィ ード ア ン ド ブ リ ード							
(a)電動補助給水ポンプによる蒸気発生器 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	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 （ 広 域 ） ・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 （ 広 域 ）				
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計				
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 主蒸気ライン圧力計				
			水 源			・ 復水タンク水位計	
			補機監視機能			・ 余熱除去ポンプ出口圧力計	
	操 作	原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 （ 広 域 ） ・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 （ 広 域 ）				
		蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計 ・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 補助給水流量計				
			水 源			・ 復水タンク水位計	

監視計器一覧 (14/26)

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 (1) フロントライン系故障時の手順等 c. 蒸 気 発 生 器 2 次 側 の フ ィ ー ド ア ン ド ブ リ ー ド						
(b) 可搬型代替注水中型 ポンプによる蒸気発 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	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 （ 広 域 ） ・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 （ 広 域 ）			
		蒸 気 発 生 器 除 熱 機 能	・ 主 蒸 気 ラ イ ン 圧 力 計 ・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 広 域 ） ・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 狭 域 ） ・ 補 助 給 水 流 量 計			
			操 作	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 （ 広 域 ） ・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 （ 広 域 ）	
				蒸 気 発 生 器 除 熱 機 能	・ 主 蒸 気 ラ イ ン 圧 力 計 ・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 広 域 ） ・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 狭 域 ） ・ 補 助 給 水 流 量 計	
					1.4.2.2 1 次 冷 却 材 喪 失 事 象 が 発 生 し て い な い 場 合 (2) サポート系故障時の手順等 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			電 源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線 受電電圧計
					原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次 冷 却 材 高 温 側 温 度 計 （ 広 域 ） ・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 （ 広 域 ）
			原子炉圧力容器への 注水量	・ 余 熱 除 去 ラ イ ン 流 量 計		
			蒸 気 発 生 器 除 熱 機 能	・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 広 域 ） ・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 狭 域 ）		
				水 源	・ 復 水 タ ン ク 水 位 計	
補 機 監 視 機 能			・ 余 熱 除 去 ポ ンプ 出 口 圧 力 計 ・ 原 子 炉 補 機 冷 却 水 供 給 母 管 流 量 計 ・ 原 子 炉 補 機 冷 却 水 冷 却 器 海 水 流 量 計			
			操 作	1.4.2.2(1) a . (a) ii) と 同 様。		
		(b) 可搬型代替注水中型 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 高 温 側 温 度 計 （ 広 域 ） ・ 1 次 冷 却 材 低 温 側 温 度 計 （ 広 域 ）	
蒸 気 発 生 器 除 熱 機 能				・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 広 域 ） ・ 蒸 気 発 生 器 水 位 計 （ 狭 域 ） ・ 補 助 給 水 流 量 計		
	操 作			1.4.2.2(1) a . (c) ii) と 同 様。		

監視計器一覧（15／26）

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) サポート系故障時の手順等 b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）		
(a) 現場手動操作での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
		・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		原子炉圧力容器への注水量
		・ 余熱除去ライン流量計
		蒸気発生器除熱機能
		・ 蒸気発生器水位計（広域）
		・ 蒸気発生器水位計（狭域）
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 補助給水流量計
		補機監視機能
		・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
		・ 制御用空気供給母管圧力計
		・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計
		・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		電源
		・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
	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」にて整備する。
1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合 (2) サポート系故障時の手順等 c. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード		
(a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器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
		・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		蒸気発生器除熱機能
		・ 蒸気発生器水位計（広域）
		・ 蒸気発生器水位計（狭域）
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 補助給水流量計
		原子炉圧力容器への注水量
		・ 余熱除去ライン流量計
		補機監視機能
		・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
		・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計
		・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		水源
		・ 復水タンク水位計
		電源
		・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
	操作	1.4.2.2(1) c. (a) ii) と同様。
(b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器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
		・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		蒸気発生器除熱機能
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 蒸気発生器水位計（広域）
		・ 蒸気発生器水位計（狭域）
		・ 補助給水流量計
	操作	1.4.2.2(1) c. (b) ii) と同様。

監視計器一覧（16／26）

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) フロントライン系故障時の手順等 a. 炉心注水			
(a) 充てん／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 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
	操作	原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 充てんライン流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能	・ 充てん／高圧注入ポンプ出口圧力計
(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 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
	操作	原子炉圧力容器への注水量	・ 充てんライン流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能	・ 高圧注入ポンプ出口圧力計
		原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
(c) 蓄圧タンクによる炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
			・ 余熱除去ライン流量計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 蓄圧タンク圧力計
			・ 蓄圧タンク水位計
		原子炉圧力容器への注水量	

監視計器一覧 (17/26)

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) フロントライン系故障時の手順等 a. 炉心注水			
(c)蓄圧タンクによる炉 心注水	操 作	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 蓄圧タンク水位計
		・ 蓄圧タンク圧力計	
1. 4. 2. 3 運 転 停 止 中 の 場 合 (1) フロントライン系故障時の手順等 b. 代替炉心注水			
(a)充てんポンプによる 代替炉心注水	判 断 基 準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 充てんライン流量計
		・ 余熱除去ライン流量計	
	操 作	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
原子炉圧力容器への 注水量		・ 充てんライン流量計	
水源	・ 燃料取替用水タンク水位計		
補機監視機能	・ 充てんポンプ出口圧力計		
(b)燃料取替用水タンク 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	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 高圧注入ポンプ出口流量計
	操 作	補機監視機能	・ 高圧注入ポンプ出口圧力計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 余熱除去ライン流量計
水源	・ 燃料取替用水タンク水位計		

監視計器一覽 (18 / 26)

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) フロントライン系故障時の手順等			
b. 代替炉心注水			
(c)格納容器スプレイポンプ（RHR S-C S Sタイライン使用）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次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
	・ 1次冷却系ループ水位計		
	原子炉圧力容器への注水量	・ 蓄圧タンク圧力計	
		・ 蓄圧タンク水位計	
操作	1.4.2.1(1) a. (b) ii) と同様。		
(d)常設低圧代替注水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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
			・ 1次冷却系ループ水位計
	原子炉圧力容器への注水量	・ 高圧注入ポンプ出口流量計	
	補機監視機能	・ 高圧注入ポンプ出口圧力計	
水源	・ 燃料取替用水タンク水位計		
	・ 復水タンク水位計		
操作	1.4.2.1(1) a. (c) ii) と同様。		
(e)電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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
			・ 1次冷却系ループ水位計
	原子炉圧力容器への注水量	・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計	
		・ A余熱除去ライン流量計	
水源	・ ろ過水タンク水位計		
操作	1.4.2.1(1) a. (d) ii) と同様。		
(f)可搬型低圧代替注水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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
			・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
	・ 1次冷却系ループ水位計		
	原子炉圧力容器への注水量	・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計	
		・ A余熱除去ライン流量計	
操作	1.4.2.1(1) a. (e) ii) と同様。		

監視計器一覧（19／26）

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) フロントライン系故障時の手順等 c. 代替再循環運転					
(a)格納容器スプレイポンプ（RHR S-C S Sタイライン使用）による代替再循環運転	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）		
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）		
			・ 炉心出口温度計		
		原子炉圧力容器内の圧力	・ 1 次冷却材圧力計		
			原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計	
		・ 1 次冷却系ループ水位計			
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計		
	原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）			
	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計			
補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計				
操作	1. 4. 2. 1 (1) b . (a) ii) と同様。				
1. 4. 2. 3 運 転 停 止 中 の 場 合 (1) フロントライン系故障時の手順等 d. 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 次冷却材高温側温度計（広域）		
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）		
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域）		
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）		
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計		
	水源	・ 復水タンク水位計			
補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計				
操作	—		—		
(b)電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張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 次冷却材高温側温度計（広域）		
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）		
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域）		
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）		
			・ 補助給水流量計		
	水源	・ 脱気器タンク水位計			
電源	・ 6.6kV2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計				
操作	—		—		
(c)可搬型代替注水中型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 次冷却材高温側温度計（広域）		
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）		
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域）		
	・ 蒸気発生器水位計（狭域）				
操作	1. 4. 2. 2 (1) a . (c) ii) と同様。				

監視計器一覧 (20/26)

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) フロントライン系故障時の手順等 e. 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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）		
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計		
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 主蒸気ライン圧力計 ・ 補助給水流量計		
			補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計	
			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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）	
			蒸気発生器除熱機能	・ 主蒸気ライン圧力計 ・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 復水器真空度計	
電源				・ 6.6kV2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計	
操作				—	—
1.4.2.3 運 転 停 止 中 の 場 合 (1) フロントライン系故障時の手順等 f. 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード					
(a)電動補助給水ポンプによる蒸気発生器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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）	
			原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計	
	蒸気発生器除熱機能		・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 主蒸気ライン圧力計		
			水源	・ 復水タンク水位計	
			補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計	
	操作	1.4.2.2(1)c. (a)ii)と同様。			
	(b)可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器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	・ 1次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1次冷却材低温側温度計（広域）	
蒸気発生器除熱機能			・ 主蒸気ライン圧力計 ・ 蒸気発生器水位計（広域） ・ 蒸気発生器水位計（狭域） ・ 補助給水流量計		
			操作	1.4.2.2(1)c. (b)ii)と同様。	

監視計器一覧 (21/26)

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) サポート系故障時の手順等 a. 代替炉心注水			
(a) 燃料取替用水タンク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	・ 1 次冷却材高温側温度計 (広域)
			・ 1 次冷却材低温側温度計 (広域)
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計
	操作	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
			・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計
			・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計 (広域)
			・ 1 次冷却材低温側温度計 (広域)
			・ 炉心出口温度計
(b) 蓄圧タンク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 次冷却材高温側温度計 (広域)
			・ 1 次冷却材低温側温度計 (広域)
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計
			・ 蓄圧タンク圧力計
			・ 蓄圧タンク水位計
	操作	1.4.2.3(1) a . (c) ii) と同様。	
(c) 常設低圧代替注水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	・ 1 次冷却材高温側温度計 (広域)
			・ 1 次冷却材低温側温度計 (広域)
			・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
			・ 1 次冷却系ループ水位計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 復水タンク水位計
	操作	1.4.2.1(1) a . (c) ii) と同様。	

監視計器一覧（22／26）

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) サポート系故障時の手順等 a. 代替炉心注水				
(d) B 充てん／高压注入ポンプ（自己冷却）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 次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度計（広域） ・ 炉心出口温度計	
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計 ・ 1 次冷却系ループ水位計	
		原子炉圧力容器への注水量	・ A 余熱除去ライン流量計 ・ 常設低压代替注水ポンプ出口積算流量計	
		電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計	
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計	
		操作	1.4.2.1(2) a . (b) ii) と同様。	
	(e) B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S-CSSタイライン使用）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 次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度計（広域） ・ 炉心出口温度計
			原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計 ・ 1 次冷却系ループ水位計
原子炉圧力容器への注水量			・ 充てんライン流量計	
水源			・ 燃料取替用水タンク水位計	
操作		1.4.2.1(2) a . (c) ii) と同様。		
(f) 電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	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度計（広域） ・ 炉心出口温度計
	原子炉圧力容器内の水位		・ 加圧器水位計 ・ 1 次冷却系ループ水位計	
	原子炉圧力容器への注水量		・ B 余熱除去ライン流量計	
	水源		・ ろ過水タンク水位計	
	操作	1.4.2.1(1) a . (d) ii) と同様。		
	(g) 可搬型低压代替注水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	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域） ・ 1 次冷却材低温側温度計（広域） ・ 炉心出口温度計
原子炉圧力容器内の水位			・ 加圧器水位計 ・ 1 次冷却系ループ水位計	
原子炉圧力容器への注水量			・ B 余熱除去ライン流量計	
操作			1.4.2.1(1) a . (e) ii) と同様。	

監視計器一覧（23／26）

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) サポート系故障時の手順等 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事象が発生した場合		
i) B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	判断基準	原子炉圧力容器内の温度
		・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
		・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
		・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位
		・ 加圧器水位計
		・ 1 次冷却系ループ水位計
		原子炉格納容器内の水位
		・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		電源
		・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
		水源
		・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能
		・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計
	操作	原子炉圧力容器内の温度
		・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
		・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）
		・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の圧力
		・ 1 次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位
		・ 加圧器水位計
		・ 1 次冷却系ループ水位計
		原子炉圧力容器への注水量
		・ B 余熱除去ライン流量計
		原子炉格納容器内の水位
		・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		補機監視機能
		・ B 余熱除去ポンプ出口圧力計

監視計器一覧（24／26）

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) サポート系故障時の手順等 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) B 余熱除去ポンプ (海水冷却)による 低圧代替再循環運転	判 断 基 準	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）	
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）	
			・ 炉心出口温度計	
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 余熱除去ライン流量計	
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位計	
			・ 1 次冷却系ループ水位計	
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）	
	補機監視機能	・ 燃料取替用水タンク水位計		
		・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計		
		・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計		
操 作	1.4.2.3(2) b. (a) i) ㍱)と同様。			
1.4.2.3 運 転 停 止 中 の 場 合 (2) サポート系故障時の手順等 c. 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 次冷却材高温側温度計（広域）	
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）	
			・ 炉心出口温度計	
		原子炉圧力容器への 注水量	・ 余熱除去ライン流量計	
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域）	
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）	
		電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線 受電電圧計	
	水源	・ 復水タンク水位計		
	補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計		
		・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計		
・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計				
操 作	1.4.2.2(1) a. (a) ii)と同様。			
(b)可搬型代替注水中型 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 次冷却材高温側温度計（広域）	
			・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）	
			・ 炉心出口温度計	
		蒸気発生器除熱機能	・ 蒸気発生器水位計（広域）	
			・ 蒸気発生器水位計（狭域）	
	操 作	・ 補助給水流量計		
		1.4.2.2(1) a. (c) ii)と同様。		

監視計器一覧 (25/26)

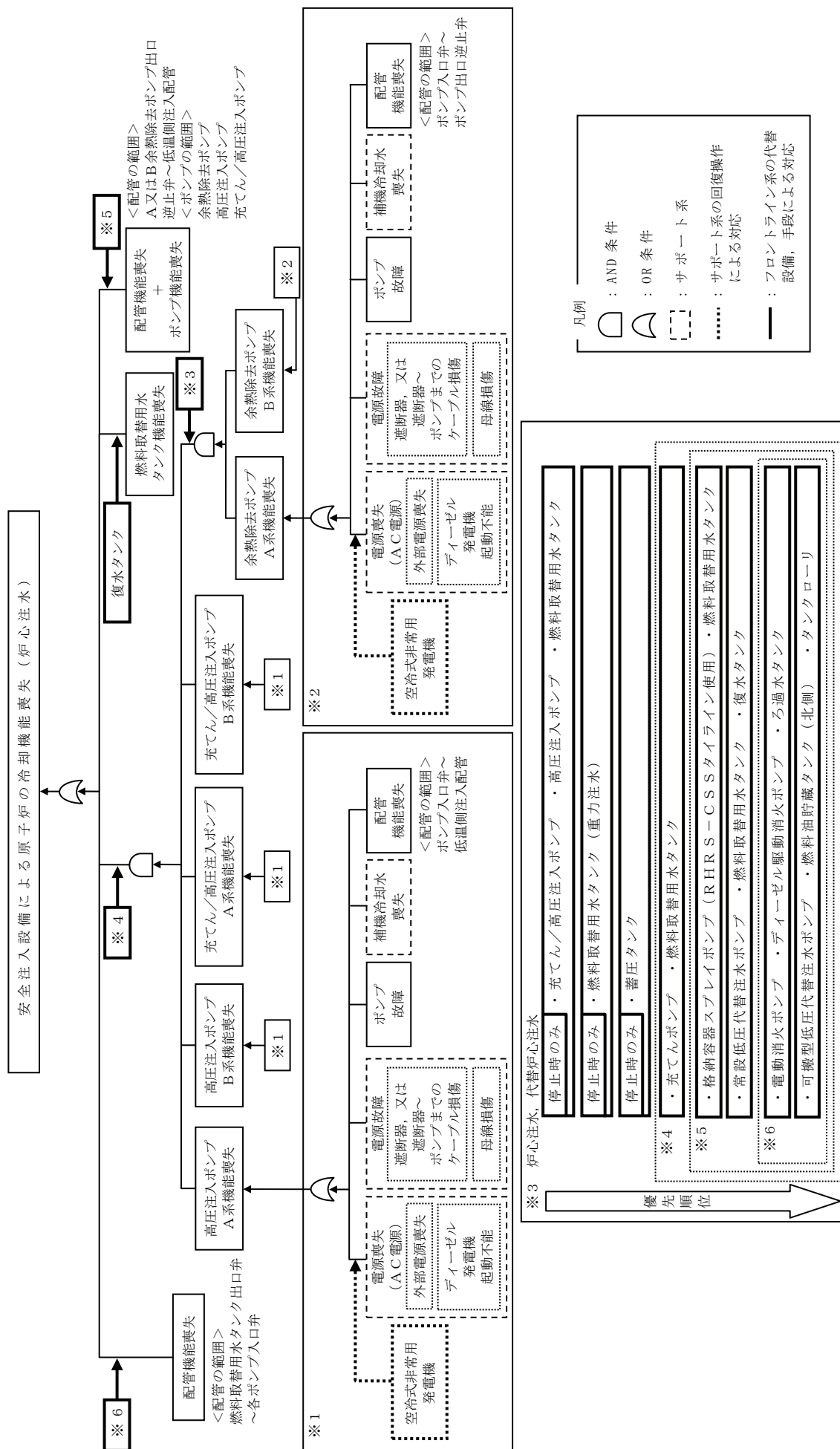
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.4.2.3 運転停止中の場合 (2) サポート系故障時の手順等 d. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）		
(a) 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	判断基準	原子炉圧力容器内の温度
		・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
		・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		・ 炉心出口温度計
		蒸気発生器除熱機能
		・ 蒸気発生器水位計（広域）
		・ 蒸気発生器水位計（狭域）
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 補助給水流量計
		原子炉圧力容器への注水量
		・ 余熱除去ライン流量計
(a) 電動補助給水ポンプによる蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	判断基準	電源
		・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
		補機監視機能
		・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
		・ 制御用空気供給母管圧力計
		・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計
		・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		原子炉圧力容器内の温度
		・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
		・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		・ 炉心出口温度計
(b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	判断基準	原子炉圧力容器への注水量
		・ 余熱除去ライン流量計
		蒸気発生器除熱機能
		・ 蒸気発生器水位計（広域）
		・ 蒸気発生器水位計（狭域）
		・ 主蒸気ライン圧力計
		水源
		・ 復水タンク水位計
		電源
		・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
(b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	判断基準	補機監視機能
		・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
		・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計
		・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		原子炉圧力容器内の温度
		・ 1次冷却材高温側温度計（広域）
		・ 1次冷却材低温側温度計（広域）
		・ 炉心出口温度計
		蒸気発生器除熱機能
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 蒸気発生器水位計（広域）
		・ 蒸気発生器水位計（狭域）
		・ 補助給水流量計
(b) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	操作	1.4.2.2(1) c. (a) ii) と同様。
		1.4.2.2(1) c. (b) ii) と同様。

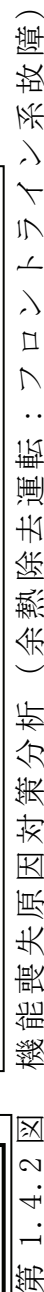
監視計器一覧 (26/26)

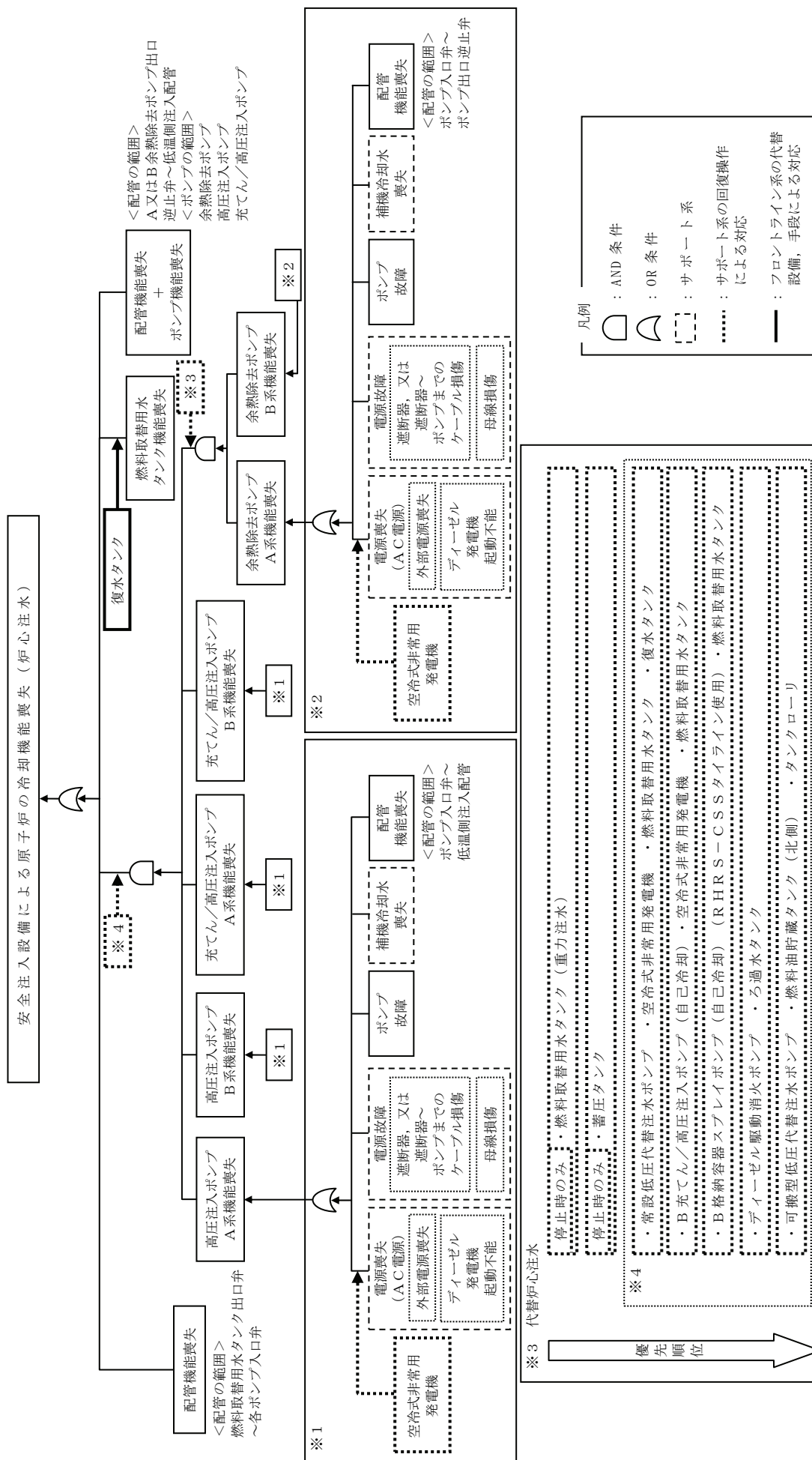
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.4.2.3 運転停止中の場合		
(3)原子炉格納容器内の作業員を退避させる手順等	判断基準	信号
		・停止時SR中性子束高退避警報作動警報
		原子炉出力
		・中性子源領域中性子束計
		・中性子源領域起動率計
		・ほう酸混合器出口流量制御器
		・ほう酸補給ライン流量計
		原子炉圧力容器内の圧力
		・1次冷却材圧力計
		原子炉圧力容器内の水位
		・加圧器水位計
		・1次冷却系ループ水位計
		原子炉圧力容器への注水量
		・余熱除去ライン流量計
		原子炉格納容器内の温度
		・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力
		・格納容器圧力計
		・原子炉格納容器圧力計 (AM)
		原子炉格納容器内の放射線量率
		・格納容器エリアモニタ (低レンジ)
		・格納容器ガスモニタ
		・格納容器じんあいモニタ
		・格納容器地下1階入口エリアモニタ
		・炉内計装区域エリアモニタ
		補機監視機能
		・余熱除去ポンプ出口圧力計
		・原子炉補機冷却水供給母管流量計
		・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		電源
		・6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
		漏えい監視
		・格納容器サンプ水位計
		・格納容器サンプ水位上昇率計
	操作	—

第 1.4.9 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

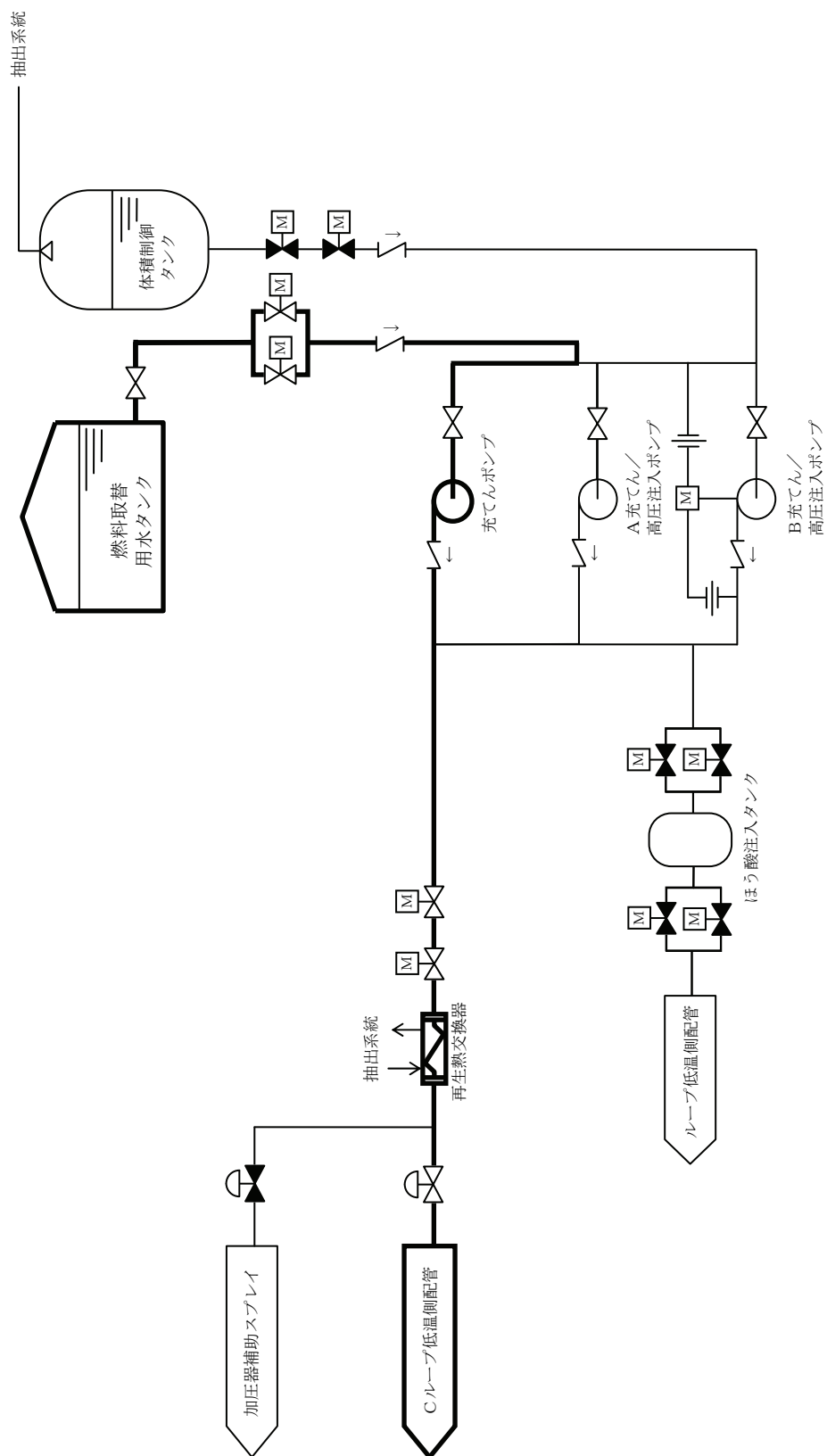
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.4】 原子炉冷却材圧力バウン ダリ低圧時に発電用原子 炉を冷却するための手順 等	常設低圧代替注水ポンプ	重大事故等対処用専用低圧母線
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	A 充てん／高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 充てん／高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 格納容器スプレイポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 格納容器スプレイポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 余熱除去ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 余熱除去ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 電動補助給水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 主蒸気逃がし弁	2 A 直流母線
	B 主蒸気逃がし弁	2 A 直流母線
	C 主蒸気逃がし弁	2 B 直流母線
	D 主蒸気逃がし弁	2 B 直流母線



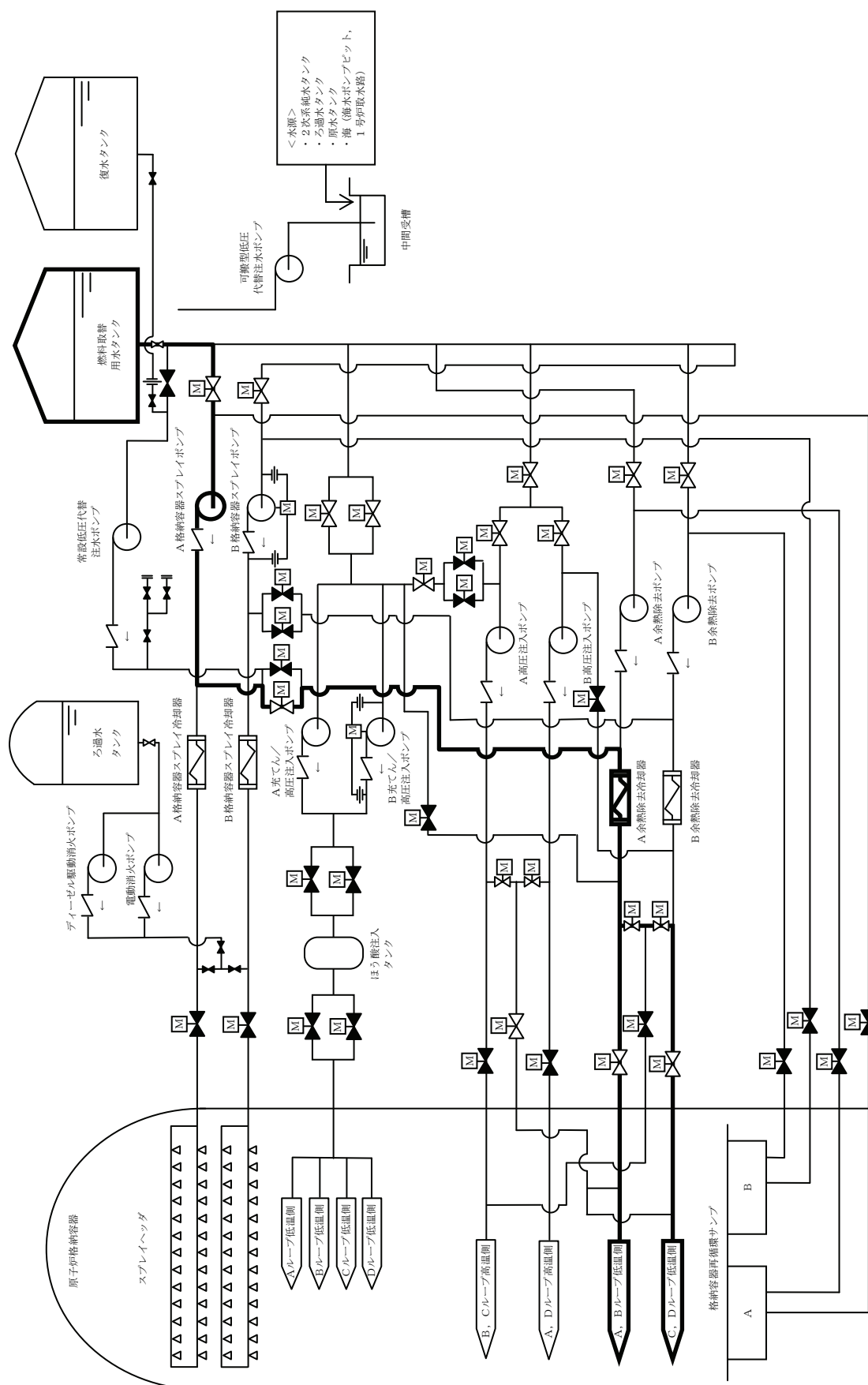




第 1.4.3 図 機能喪失原因対策分析（炉心注水：サポート系故障）

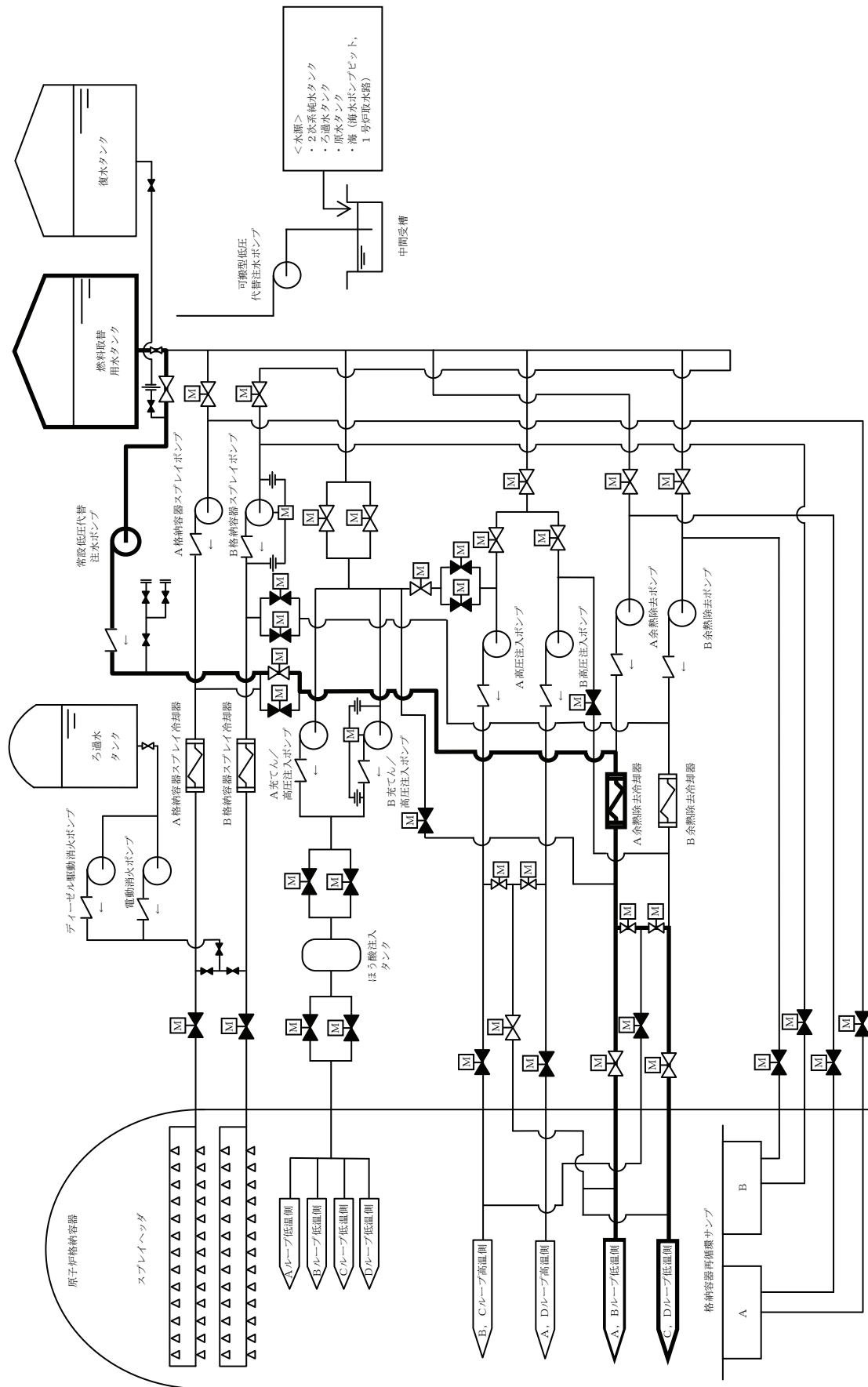


第 1.4.5 図 充てんポンプによる代替炉心注水 概略系統



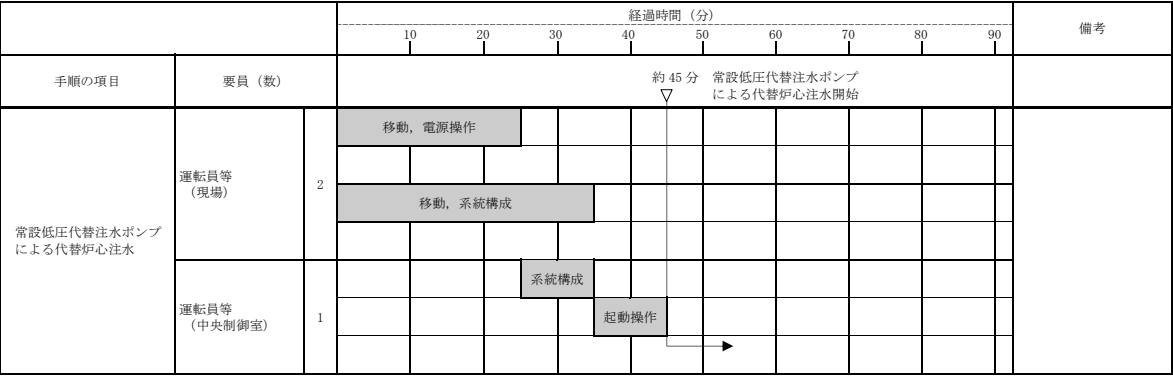
			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）	約 30 分 格納容器スプレイポンプ（RHR S－CSS タイライン使用）による代替炉心注水 ▽											
格納容器スプレイポンプ（RHR S－CSS タイライン使用）による代替炉心注水	運転員等（現場）	1	系統構成										
	運転員等（中央制御室）	1			系統構成、起動								
						▶							

第1. 4. 7図 格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水手順タイムチャート

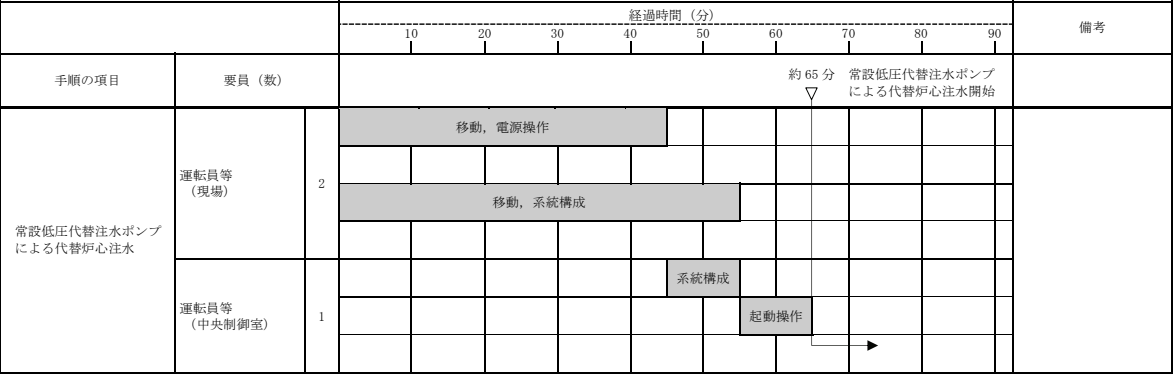


第1.4.8 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 概略系統

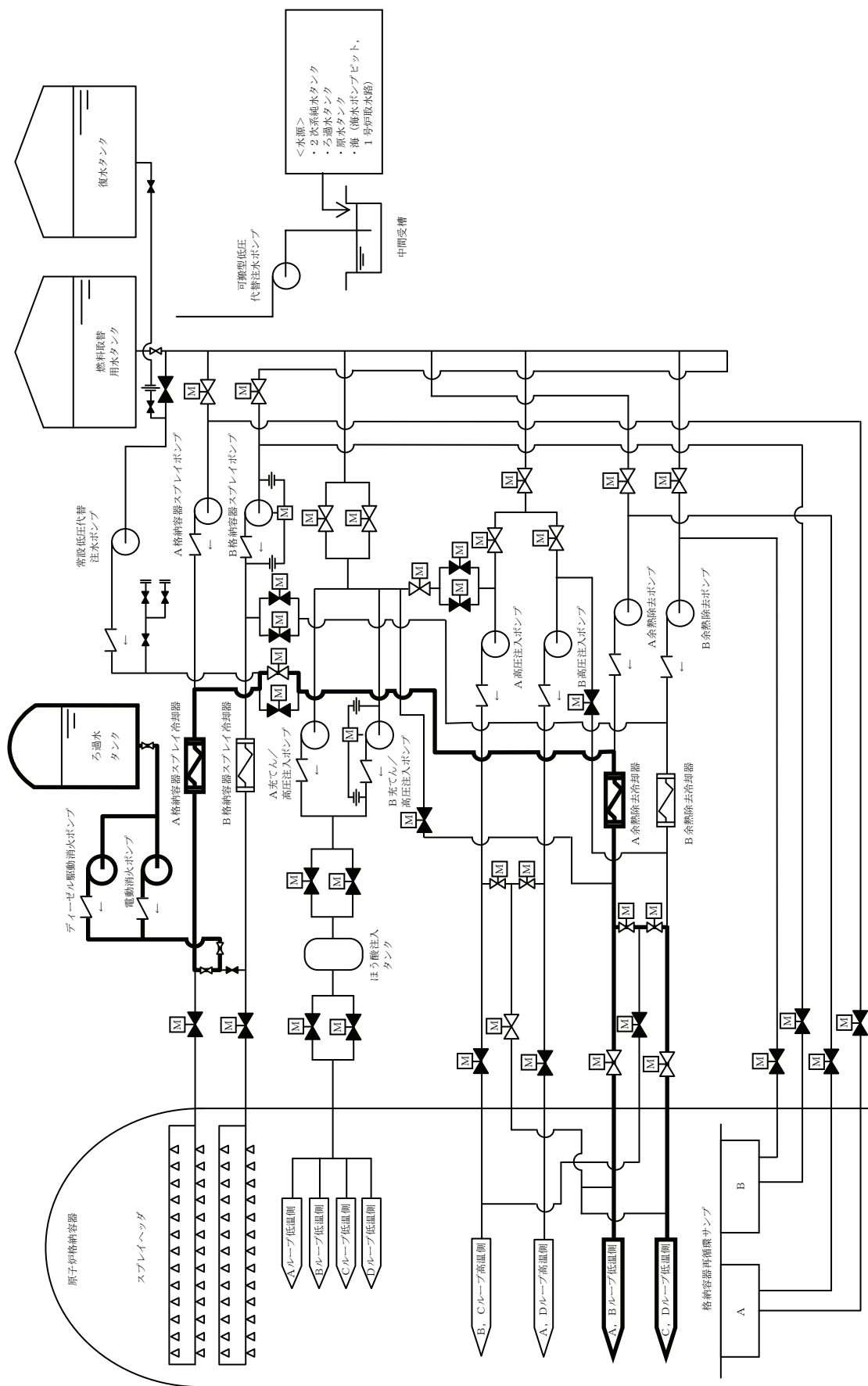
○運転員が系統構成する場合



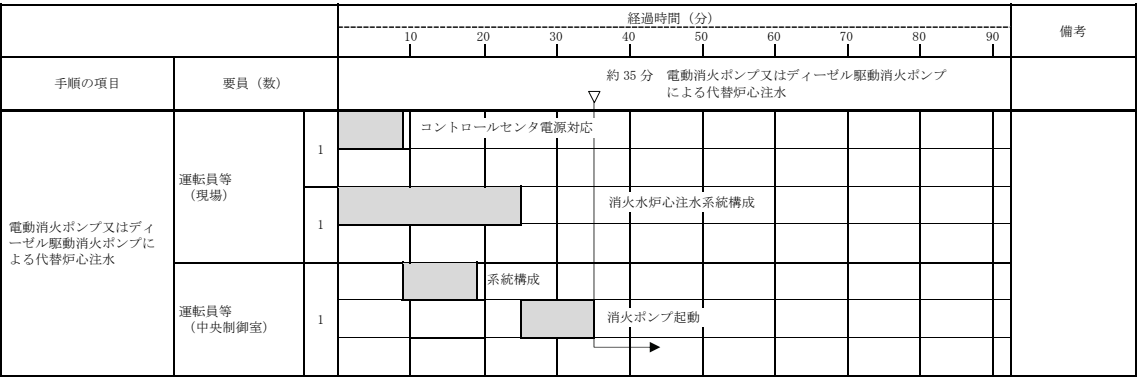
○重大事故等対策要員のうち運転対応要員が系統構成する場合



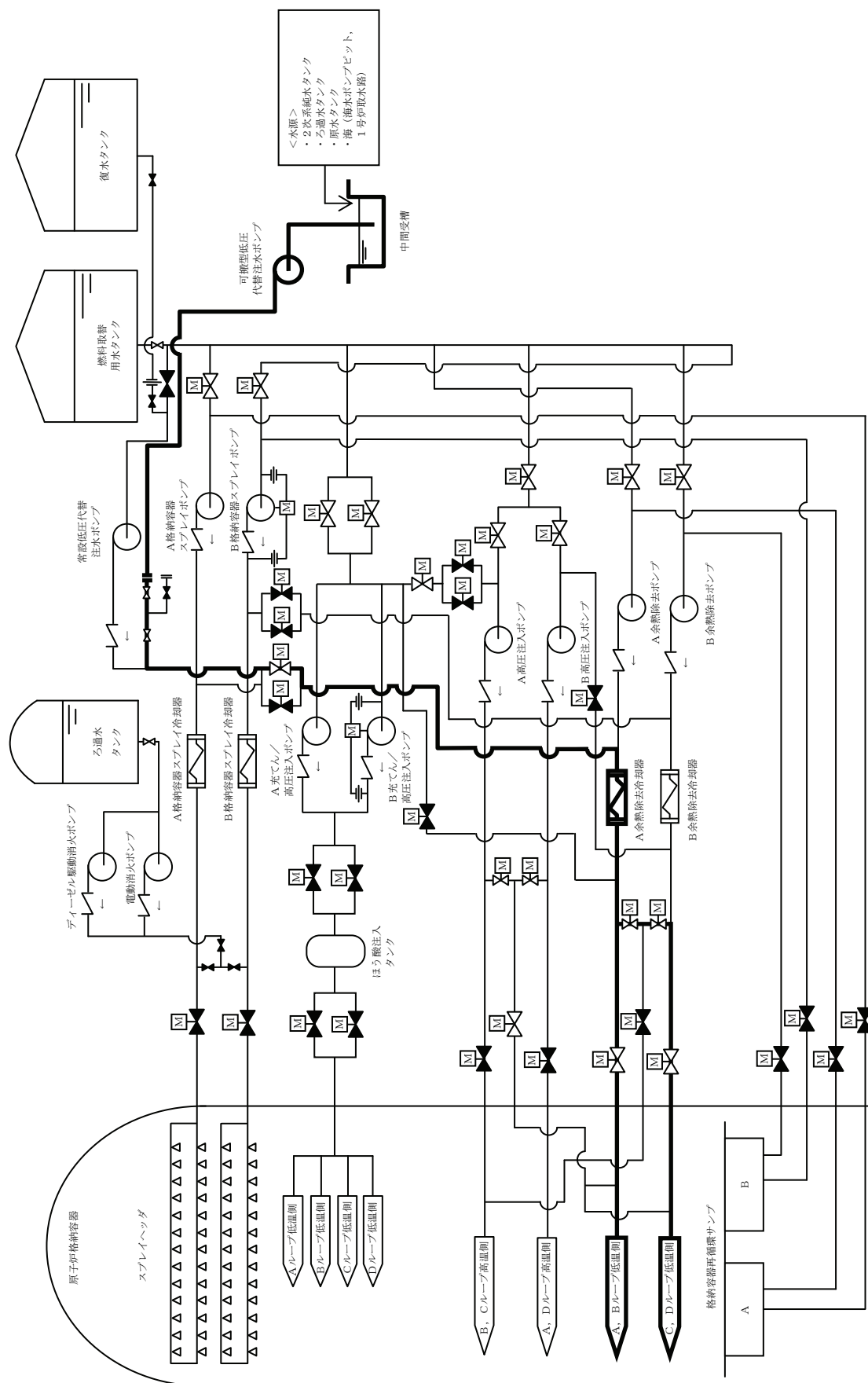
第1. 4. 9図 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水手順タイムチャート



第 1.4.10 図 電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



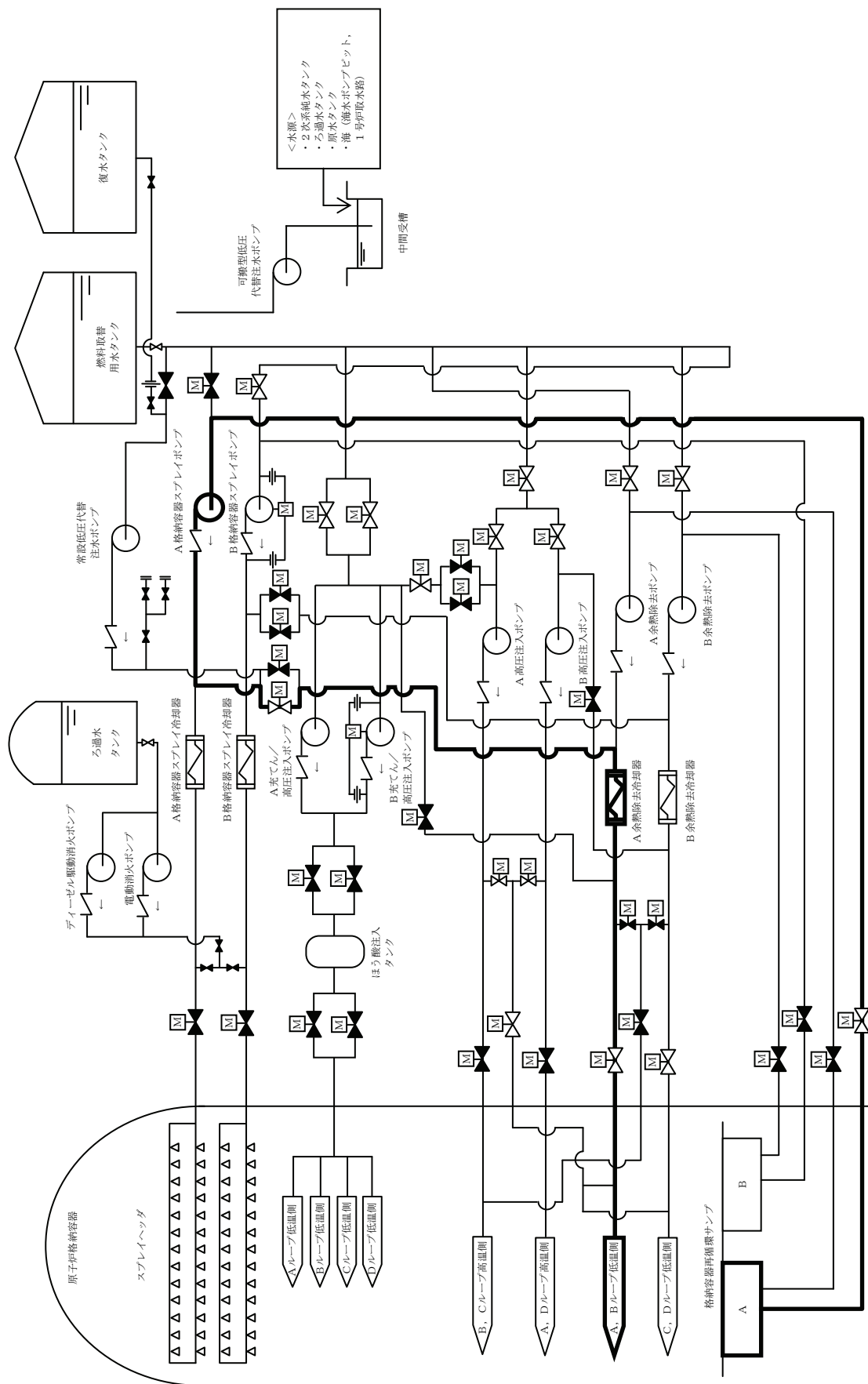
第1. 4. 11図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水手順タイムチャート



第 1.4.12 図 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水 概略系統

		経過時間（時間）												備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
手順の項目	要員（数）	約 9 時間 30 分 ▽可搬型低圧代替注水ポンプ による代替炉心注水開始												
可搬型低圧代替注水 ポンプによる代替炉 心注水	保守対応要員	6	移動、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型ホース、 可搬型低圧代替注水ポンプ、中間受槽の運搬											
		6	可搬型代替注水中型ポンプの設置											
		6	可搬型ホースの設置											
		6	中間受槽の設置											
		6	可搬型低圧代替注水ポンプ、 ホースの設置											
		6	注水準備、起動											
	運転員等 （中央制御室）	1	系統構成											
	運転員等 （現場）	2	移動、電源操作											
		2	移動、系統構成											

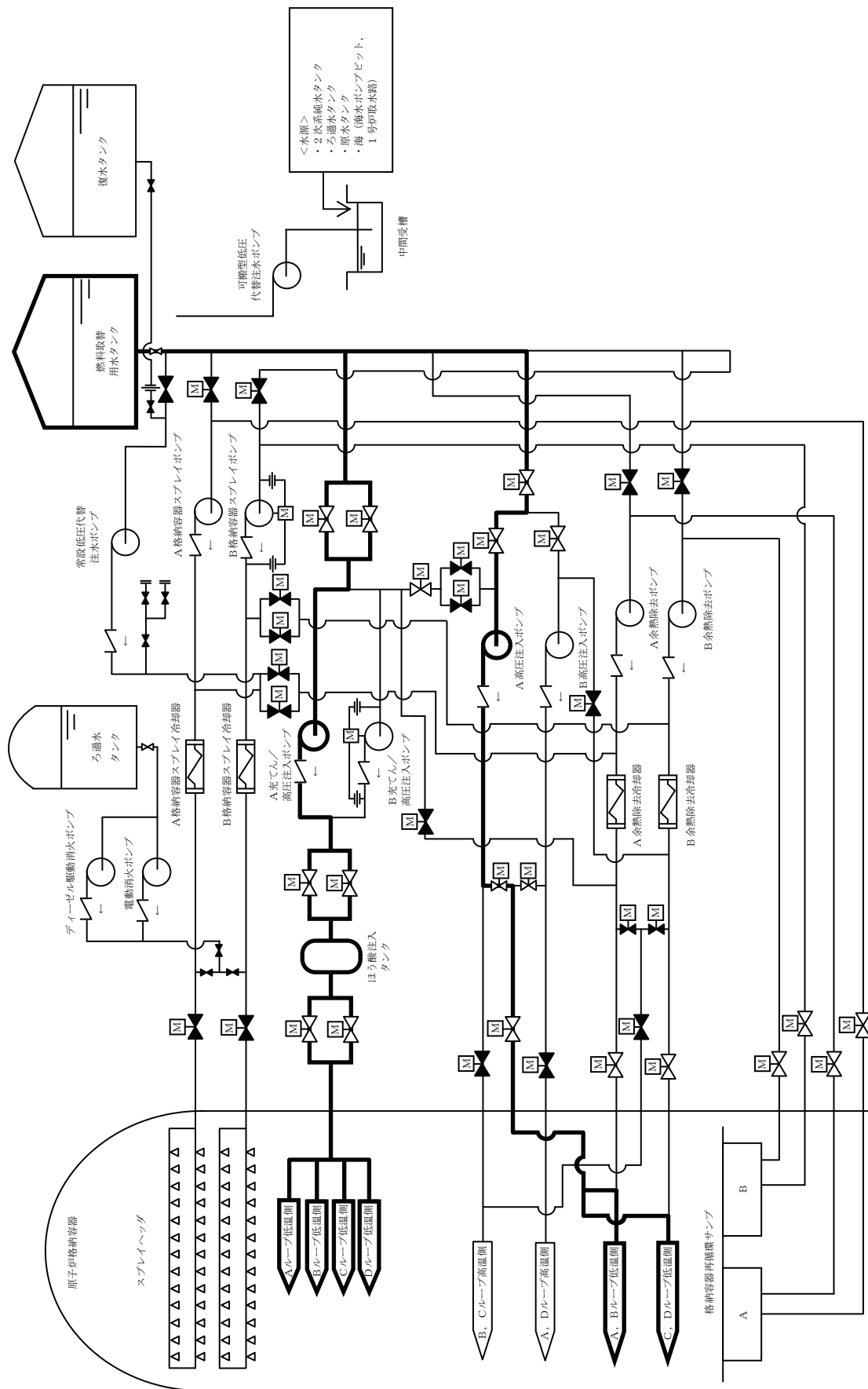
第 1.4.13 図 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水手順タイム
チャート

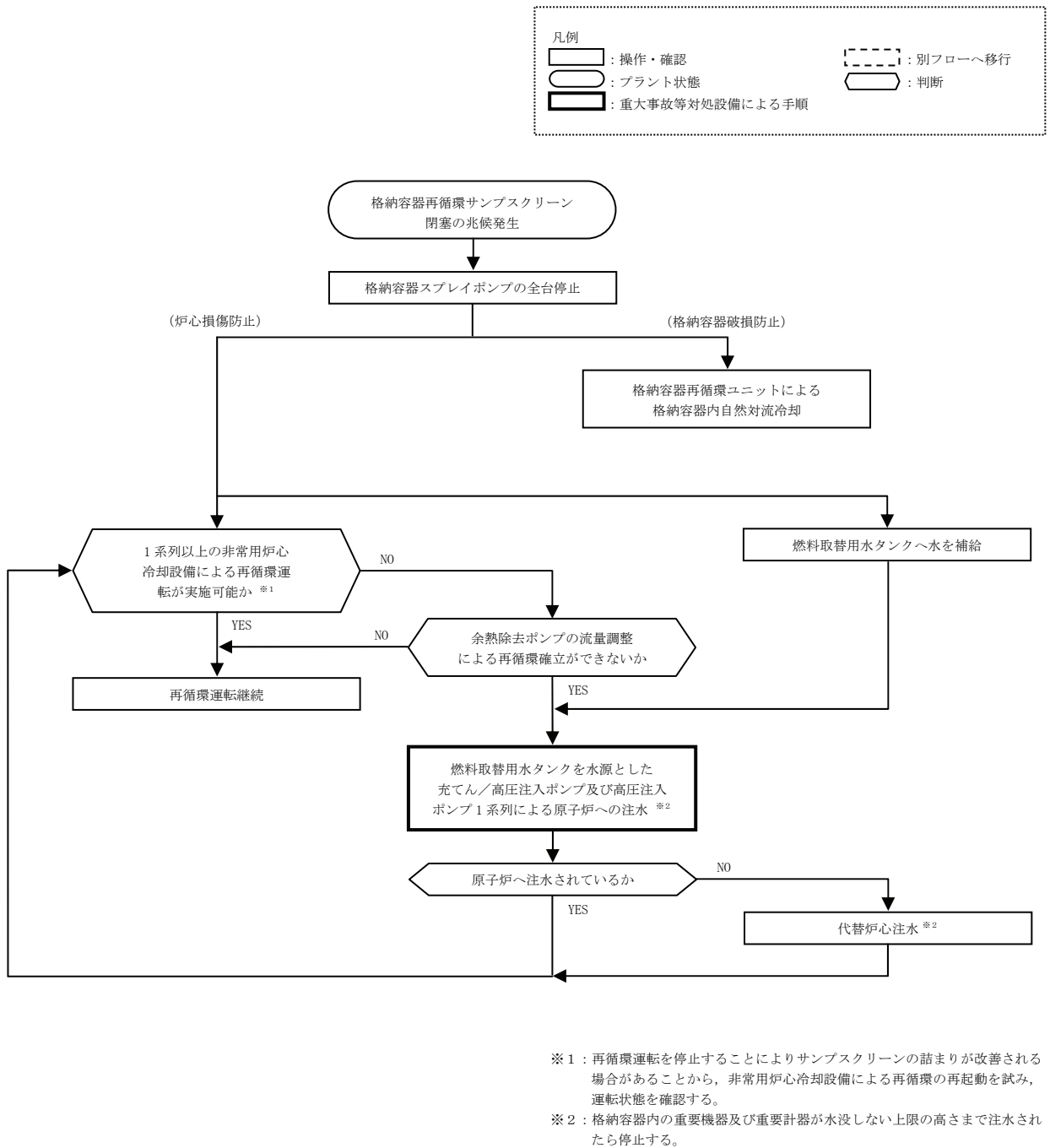


第 1.4.14 図 格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSS タイライン使用）による代替再循環運転 概略系統

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 10 分 格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S S タイライン使用）による代替再循環運転										
格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S S タイライン使用）による代替再循環運転	運転員等（現場）	1	▽	移動，系統構成									
	運転員等（中央制御室）	1		系統構成，起動									
				→									

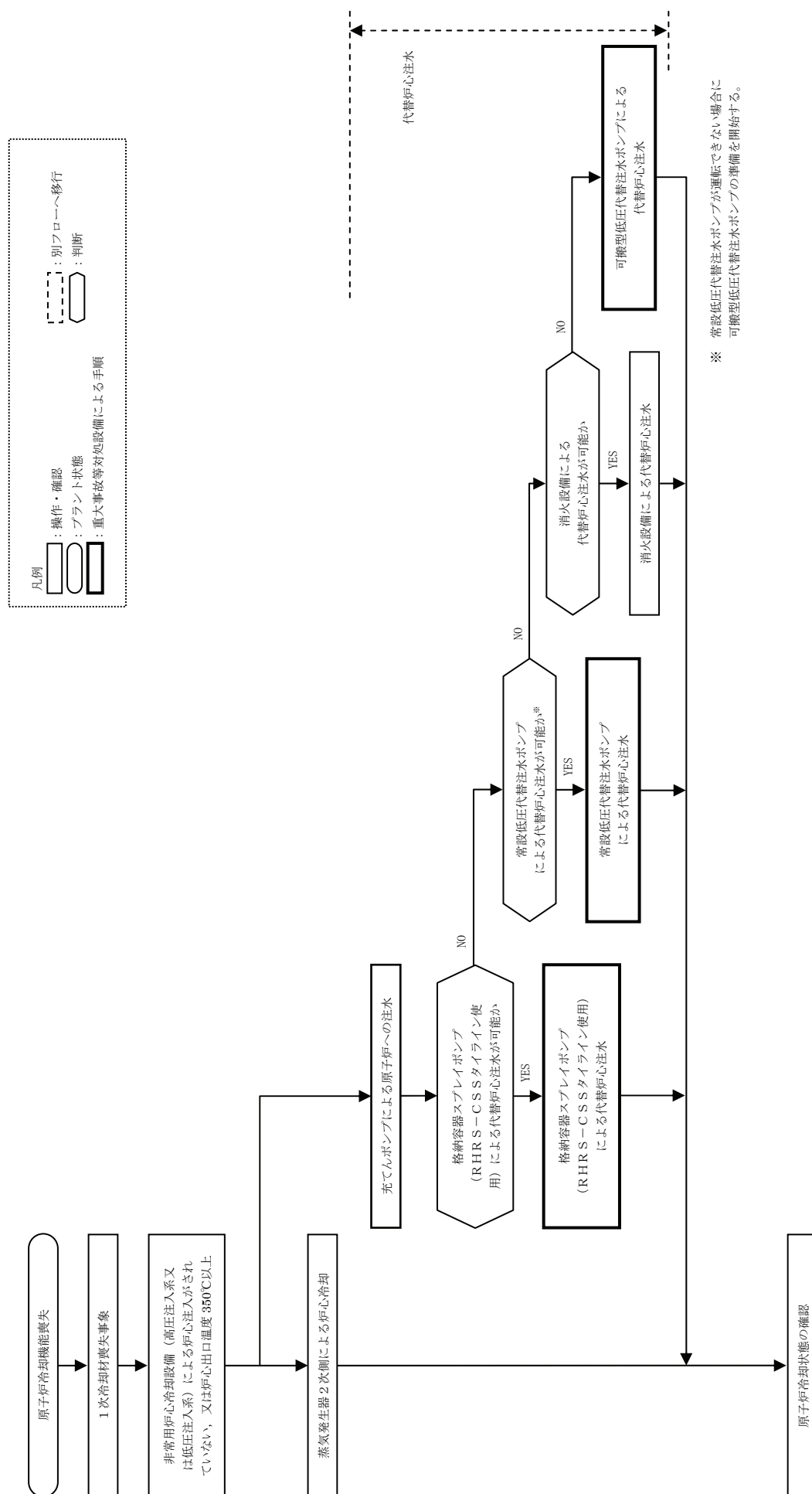
第1.4.15図 格納容器スプレイポンプ（RHR S－C S S タイライン使用）による代替再循環運転手順タイムチャート

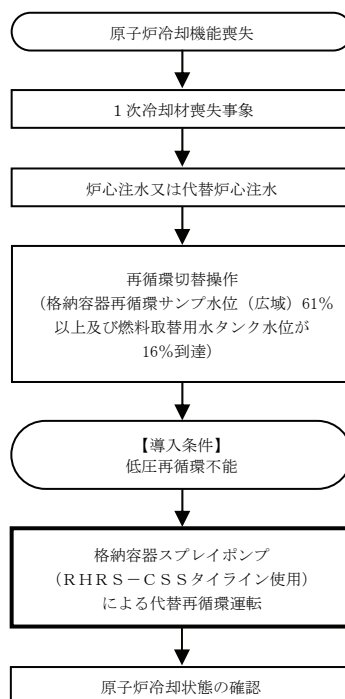
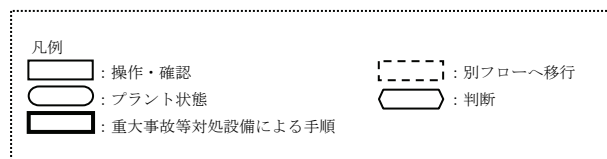




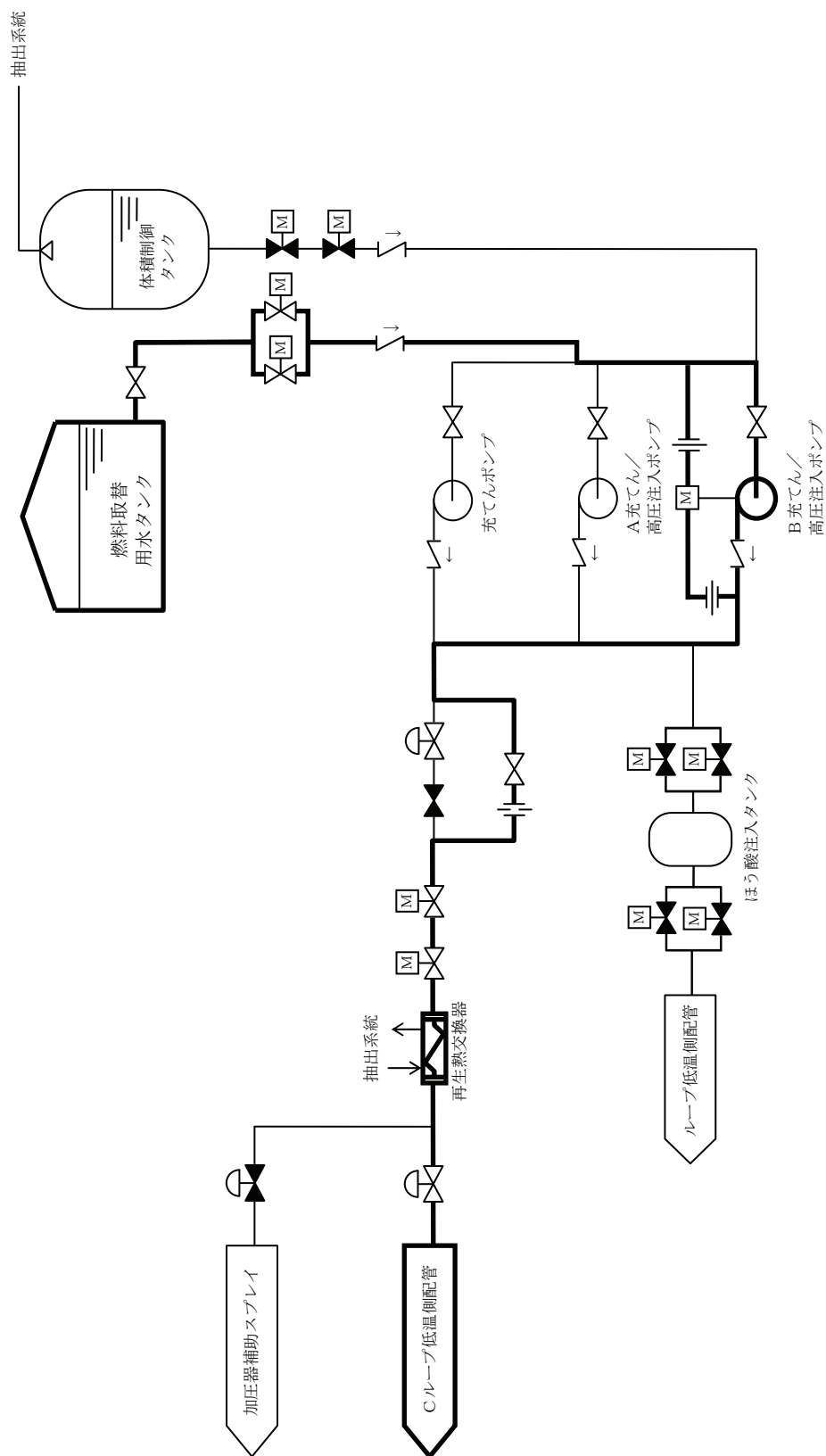
: 重大事故等対処設備による手順

第1.4.17図 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





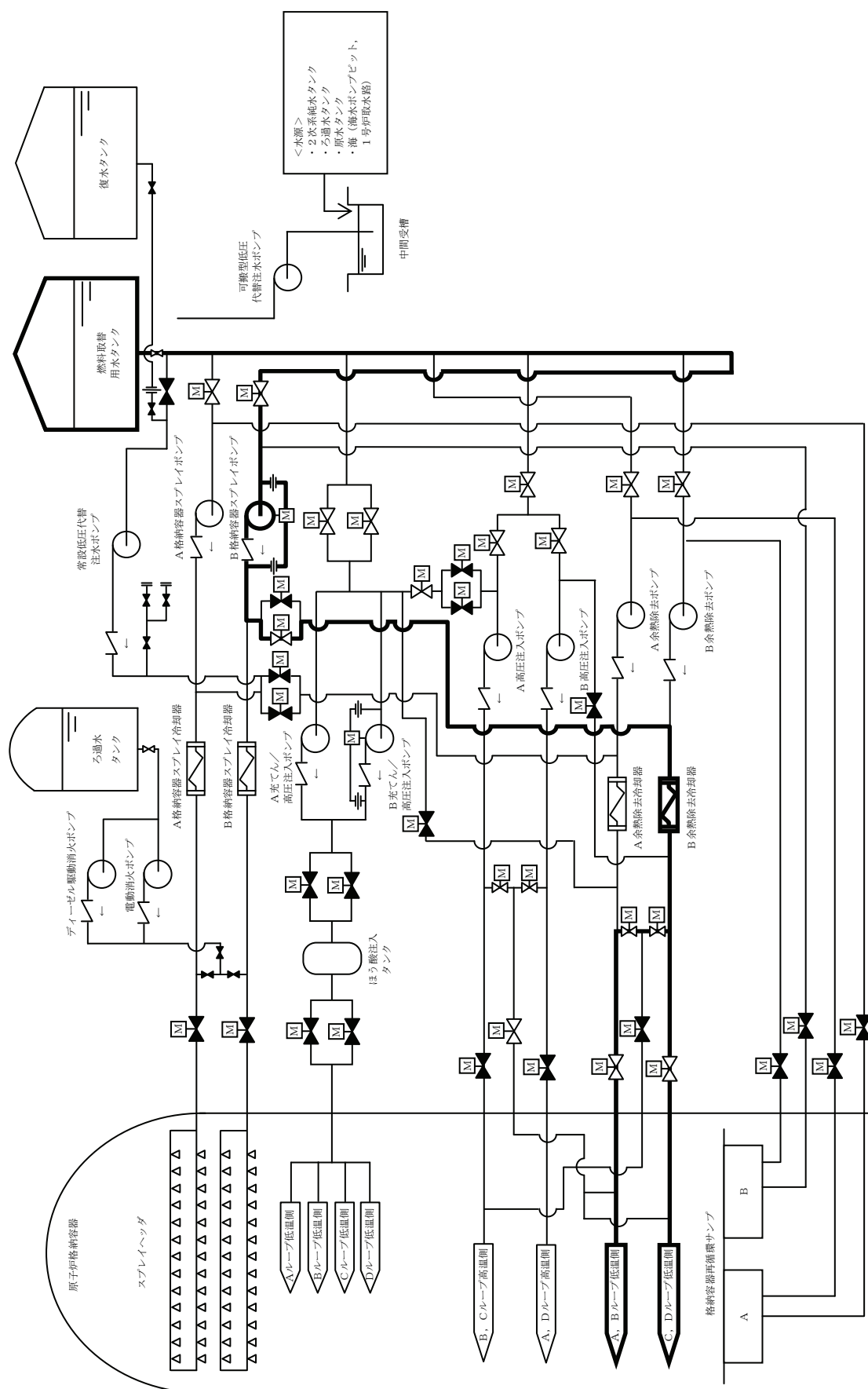
第1. 4. 19図 余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能喪失に対する対応手順（フロントライン系故障）



第 1. 4. 20 図 B 充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水 概略系統

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 60 分 ▽ B 充てん／高圧注入 ポンプ（自己冷却） による代替炉心注水										
B 充てん／高圧注入ポンプ （自己冷却）による代替炉 心注水	保守対応要員	4	移動、ディスタンスピース取替え										
	運転員等 （現場）	1	移動、系統構成										
	運転員等 （中央制御室）	1	系統構成										
									起動				
								▶					

第1.4.21図 B 充てん／高圧注入ポンプ (自己冷却) による代替炉心注水手順
タイムチャート

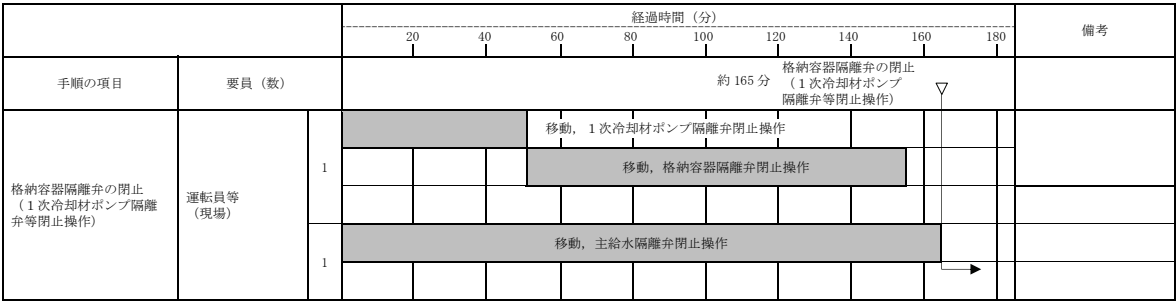


			経過時間 (分)										備考	
			20	40	60	80	100	120	140	160	180			
手順の項目	要員 (数)		約 120 分 ▽ B 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (R H R S - C S S タイライン使用) による代替炉心注水											
B 格納容器スプレイポン プ (自己冷却) (R H R S - C S S タイライン使 用) による代替炉心注水	保守対応要員	2	移動、ディスタンスピース取替え											
	運転員等 (現場)	1			移動、系統構成				移動、系統構成					
	運転員等 (中央制御室)	1			系統構成									

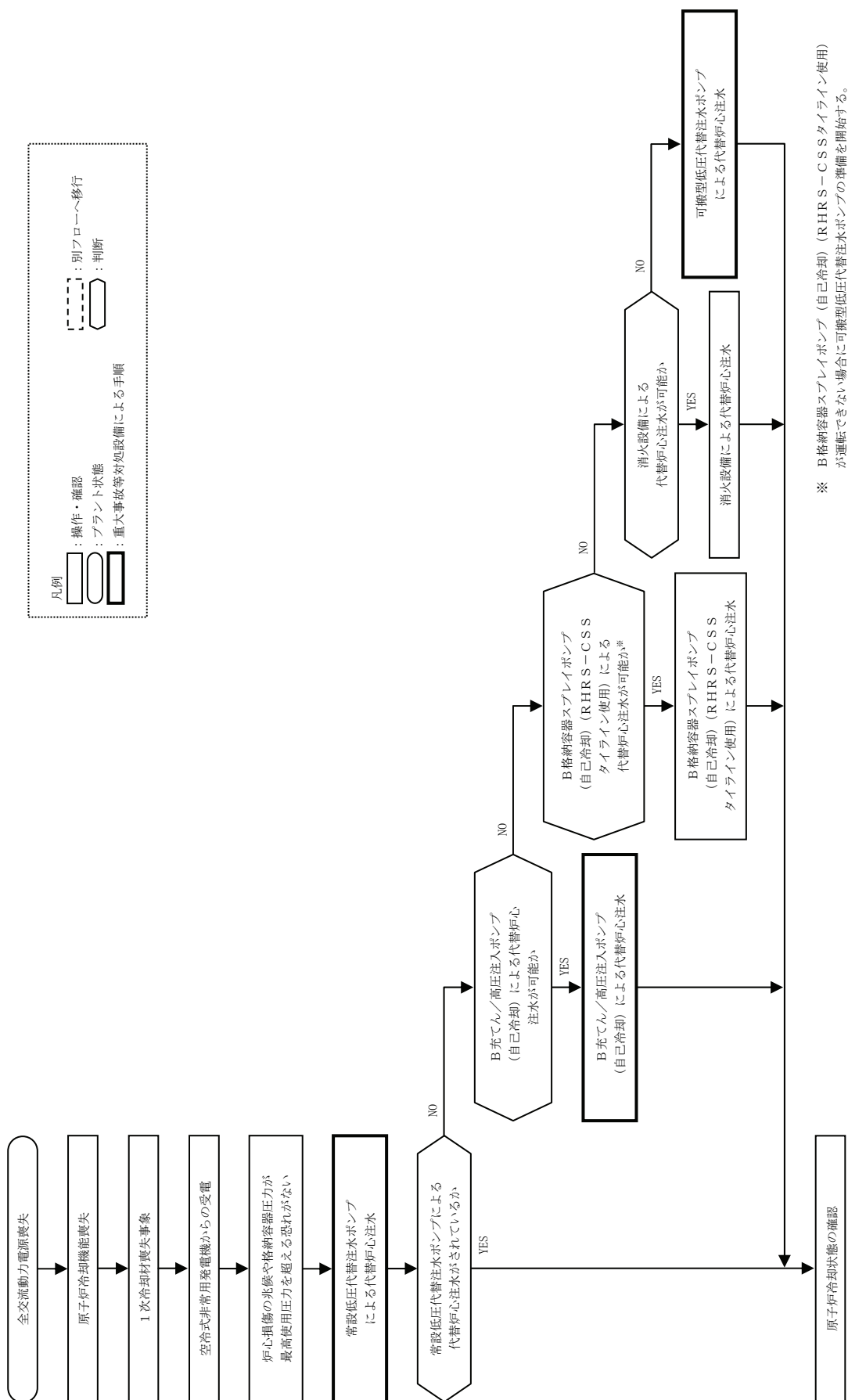
第1. 4. 23図 B 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) (R H R S - C S S タイライン使用) による代替炉心注水手順タイムチャート

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 10 分 ▽ 可搬型代替注水大型ポンプを使用した B 余熱除去ポンプ及びB 高圧注入ポンプによる高圧代替再循環運転開始										
B 余熱除去ポンプ及びB 高圧注入ポンプによる高圧代替再循環運転（可搬型代替注水大型ポンプ使用）	運転員等 （中央制御室）	1		系統構成、起動									
			→										

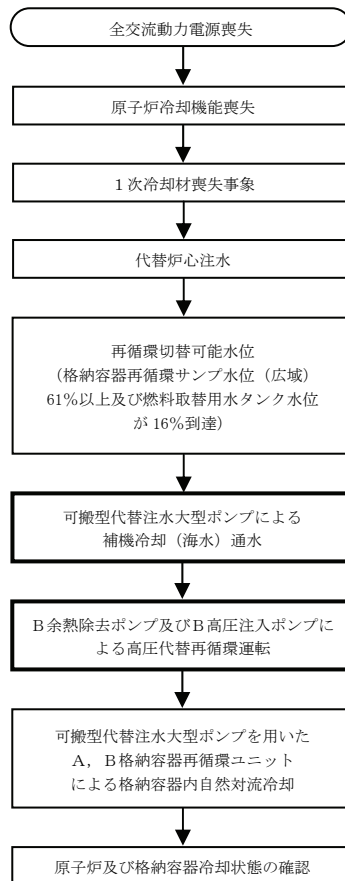
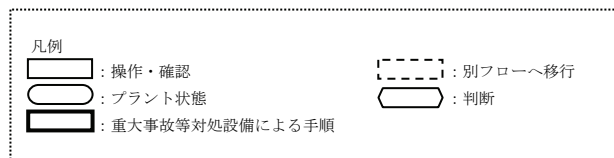
第1. 4. 25図 B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB 高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転手順タイムチャート



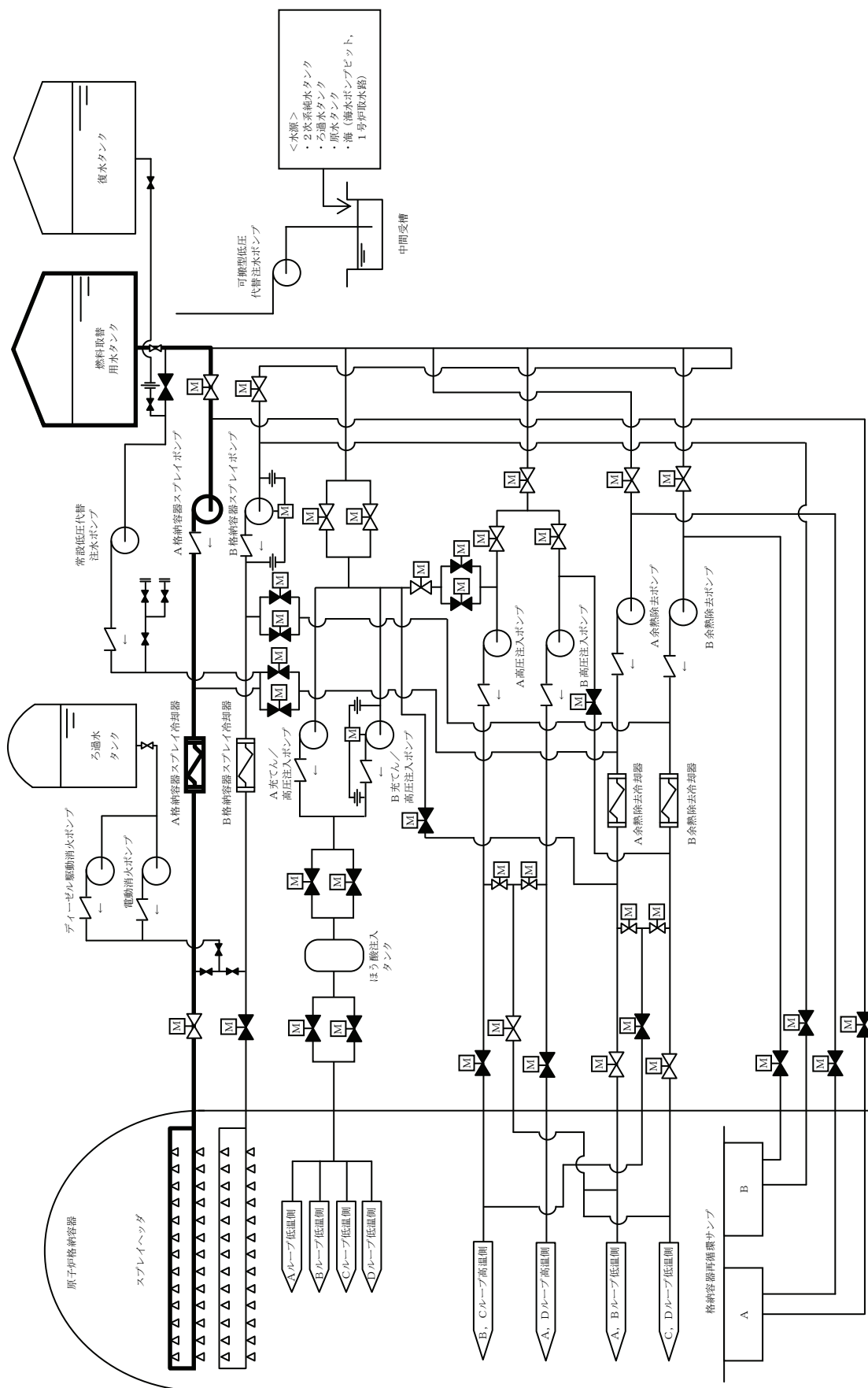
第1. 4. 26図 格納容器隔離弁の閉止（1次冷却材ポンプ隔離弁等閉止操作）タイム
チャート



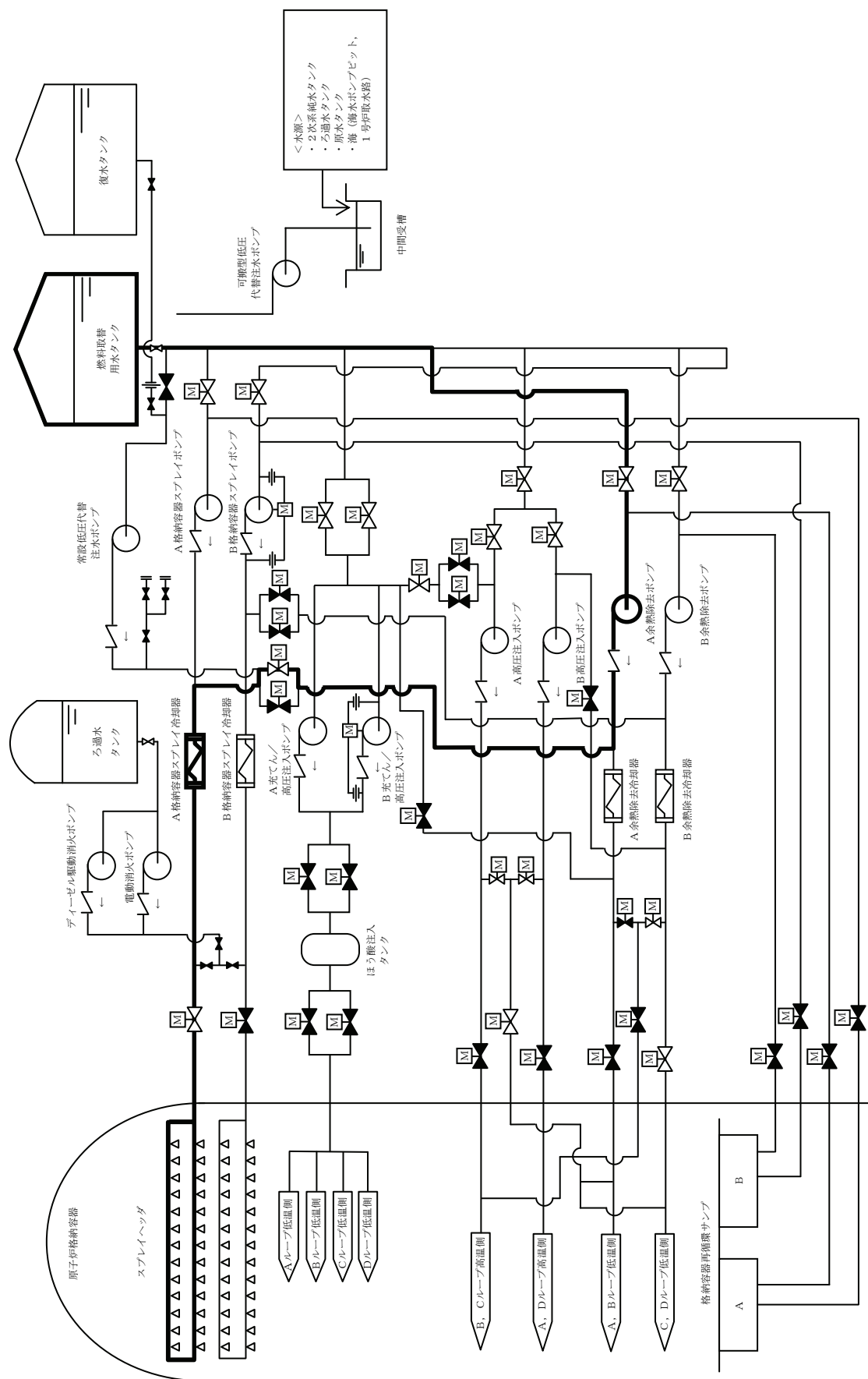
第 1.4.27 図 非常用炉心冷却設備による炉心注水機能喪失に対する対応手順 (サポート系故障：代替炉心注水)



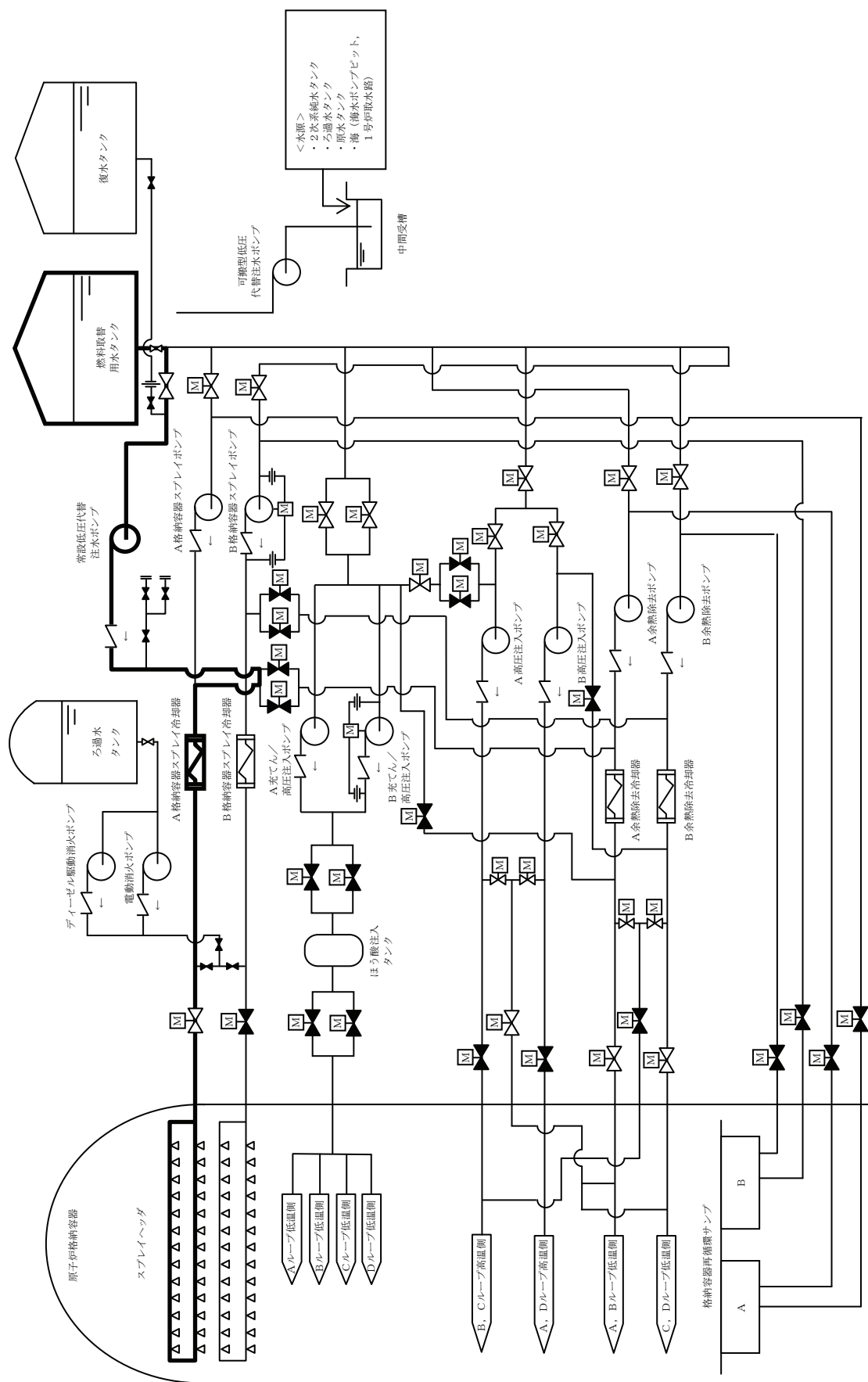
第1. 4. 28図 非常用炉心冷却設備による炉心注水機能喪失に対する対応手順
(サポート系故障：代替再循環)

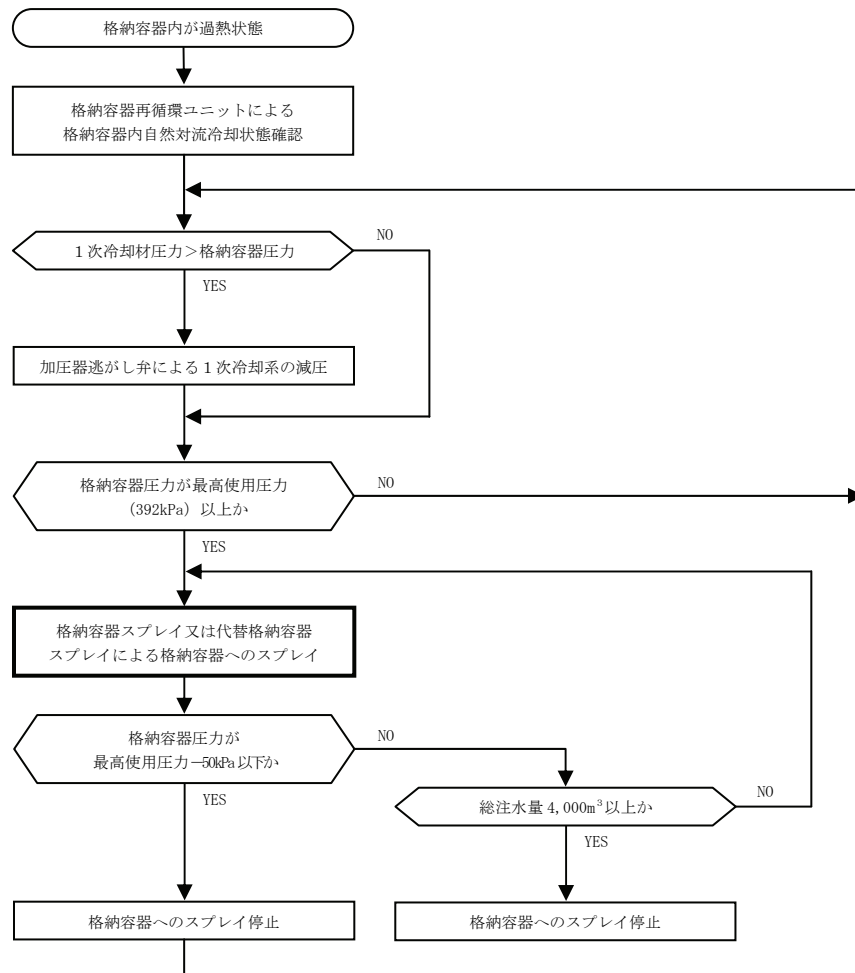
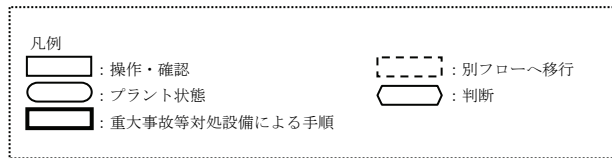


第 1. 4. 29 図 溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 概略系統（格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ）

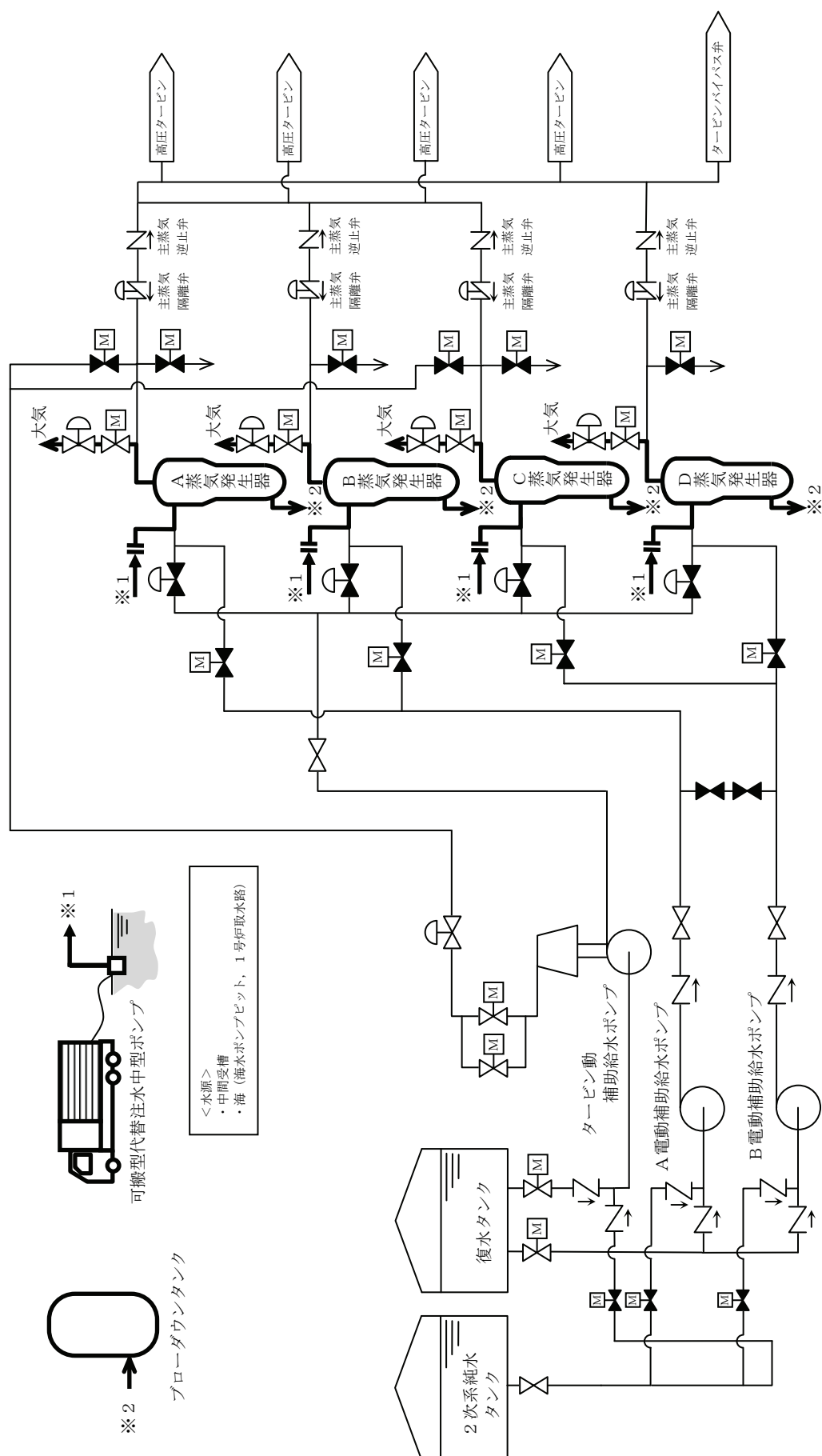


第1.4.30図 溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 概略系統(余熱除去ポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替格納容器スプレイ)



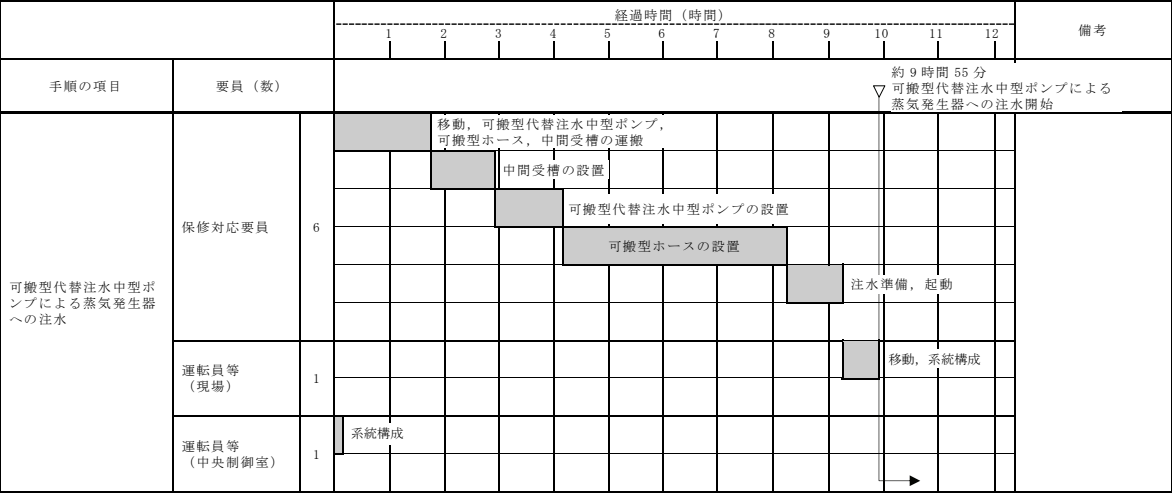


第1. 4. 32図 溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の対応手順

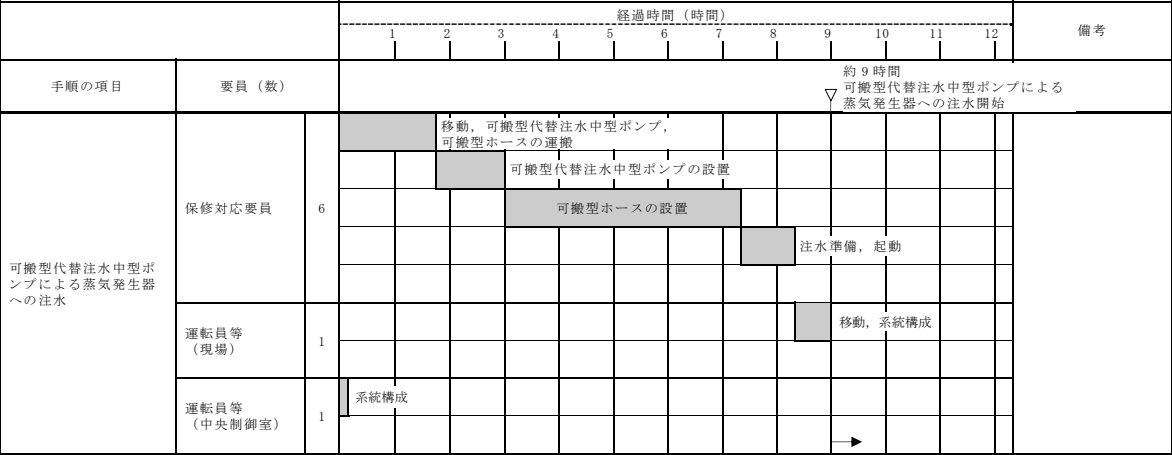


第 1.4.34 図 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水 概略系統

○水源が中間受槽の場合



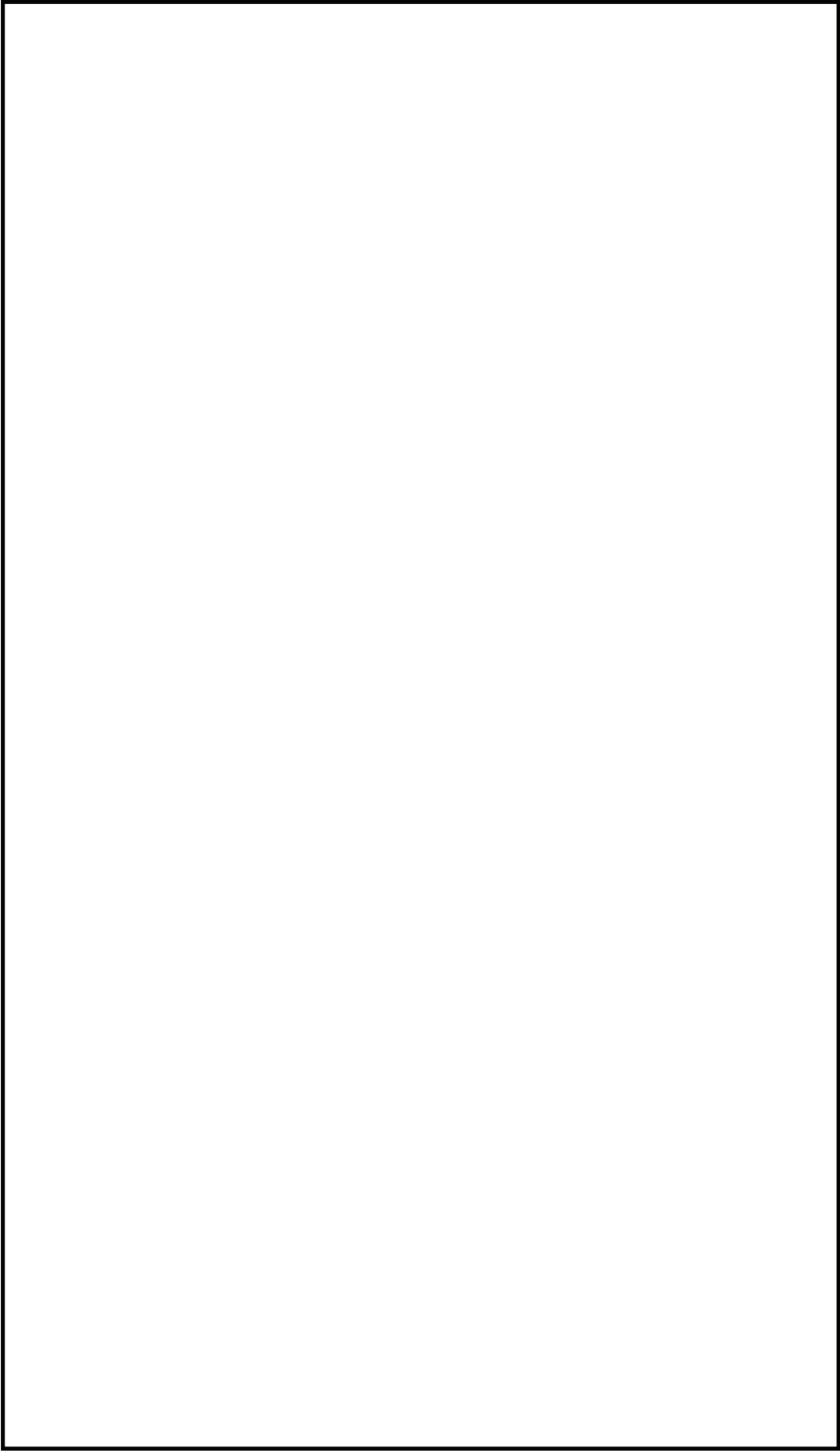
○水源が海（海水ポンプピット， 1 号炉取水路）の場合



第 1. 4. 35 図 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水手順
タイムチャート

第 1.4.36 図 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水のホース布設ルート図 (1/4)

は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1. 4. 36 図 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水のホース布設ルート図 (2/4)

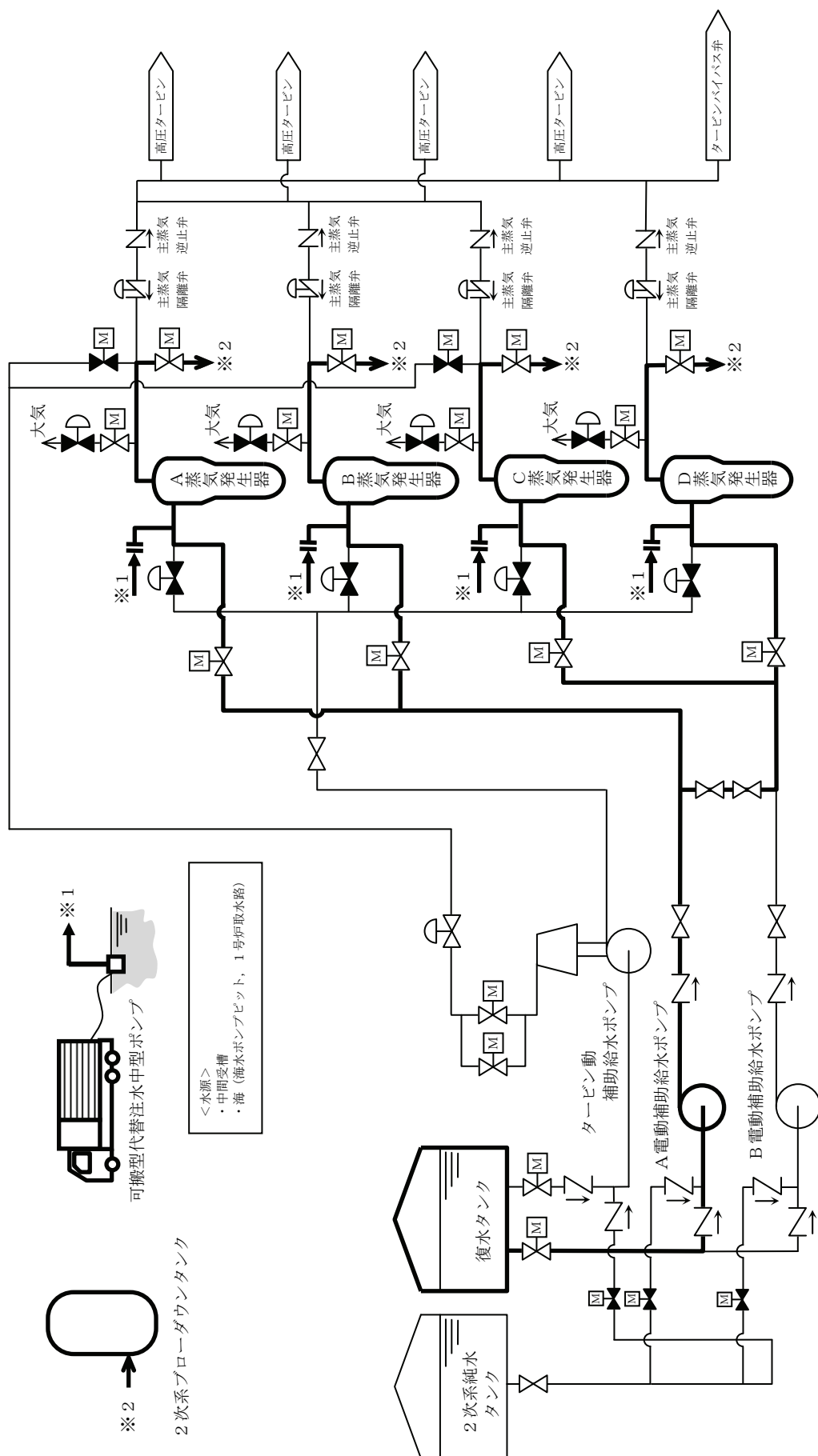
は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

第 1.4.36 図 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水のホース布設ルート図 (3/4)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

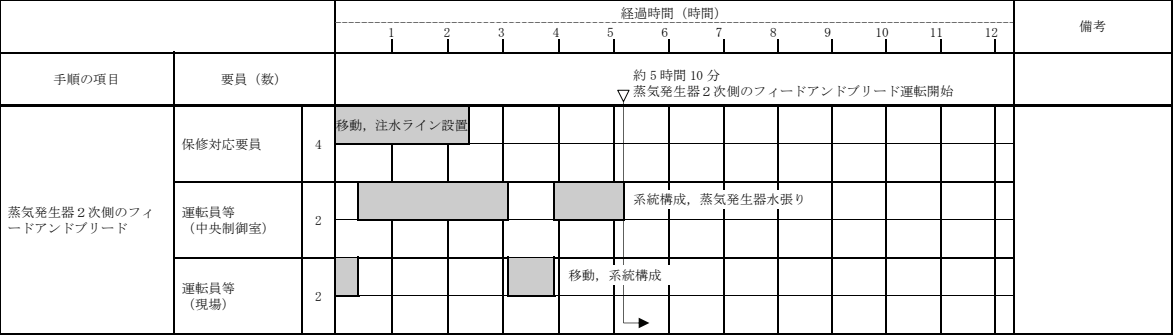
第 1. 4. 36 図 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水のホース布設ルート図 (4/4)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

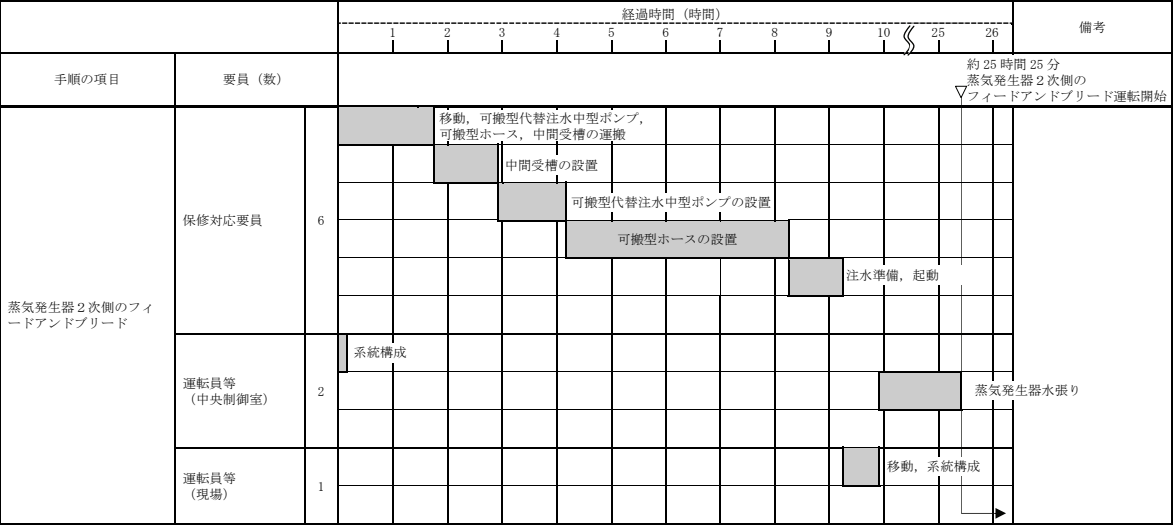


第 1.4.37 図 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード 概略系統

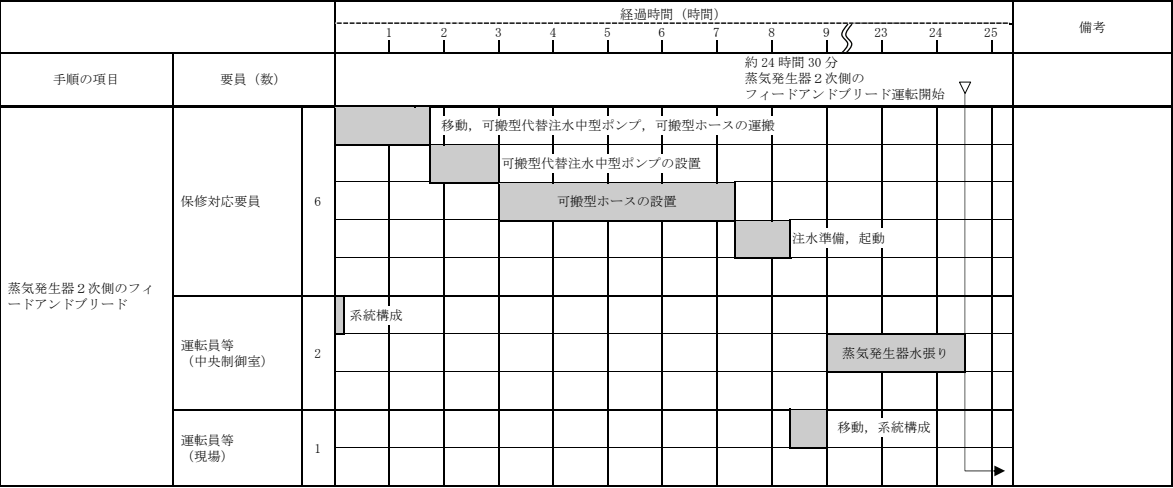
○電動補助給水ポンプ使用時



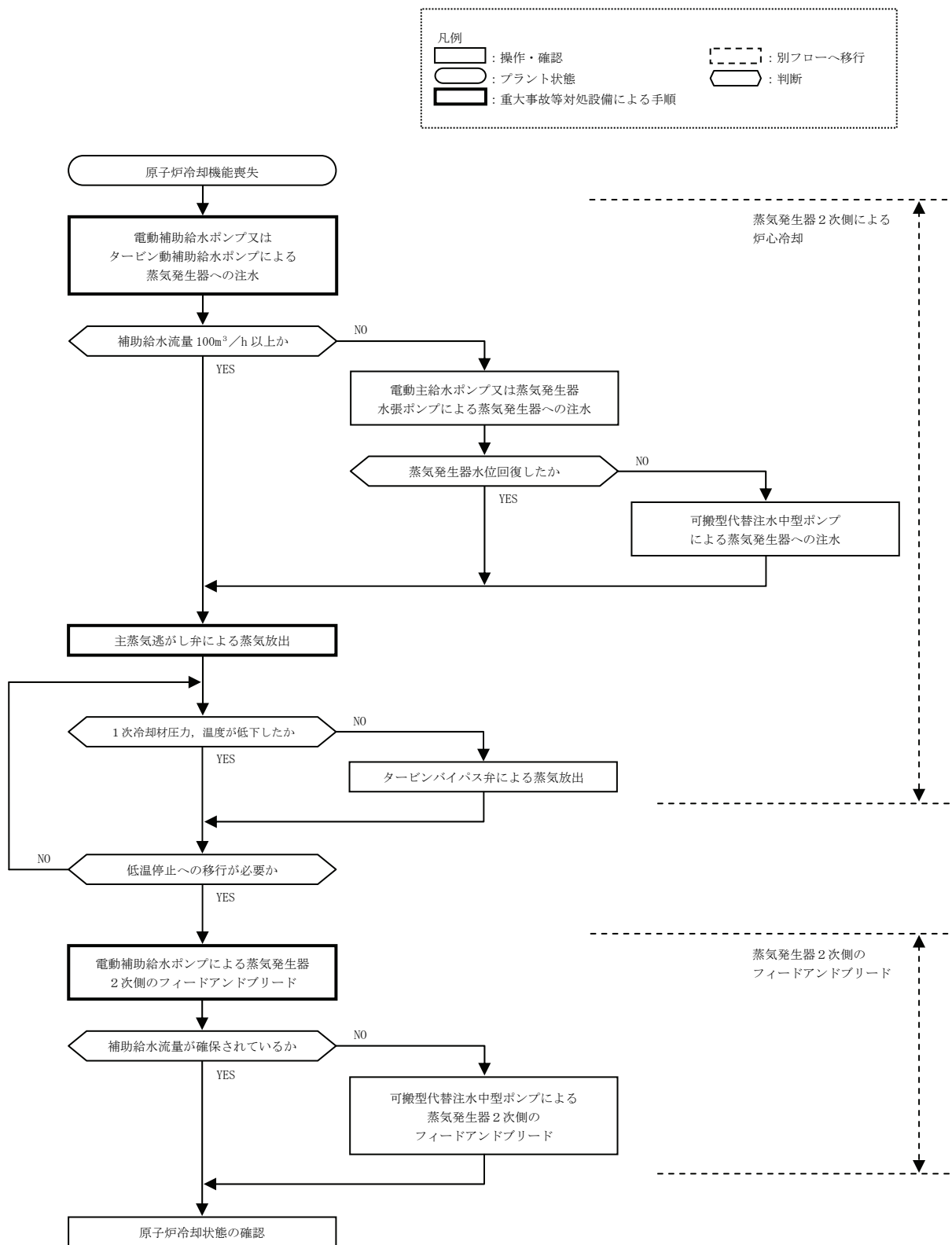
○可搬型代替注水中型ポンプ使用時（水源が中間受槽の場合）



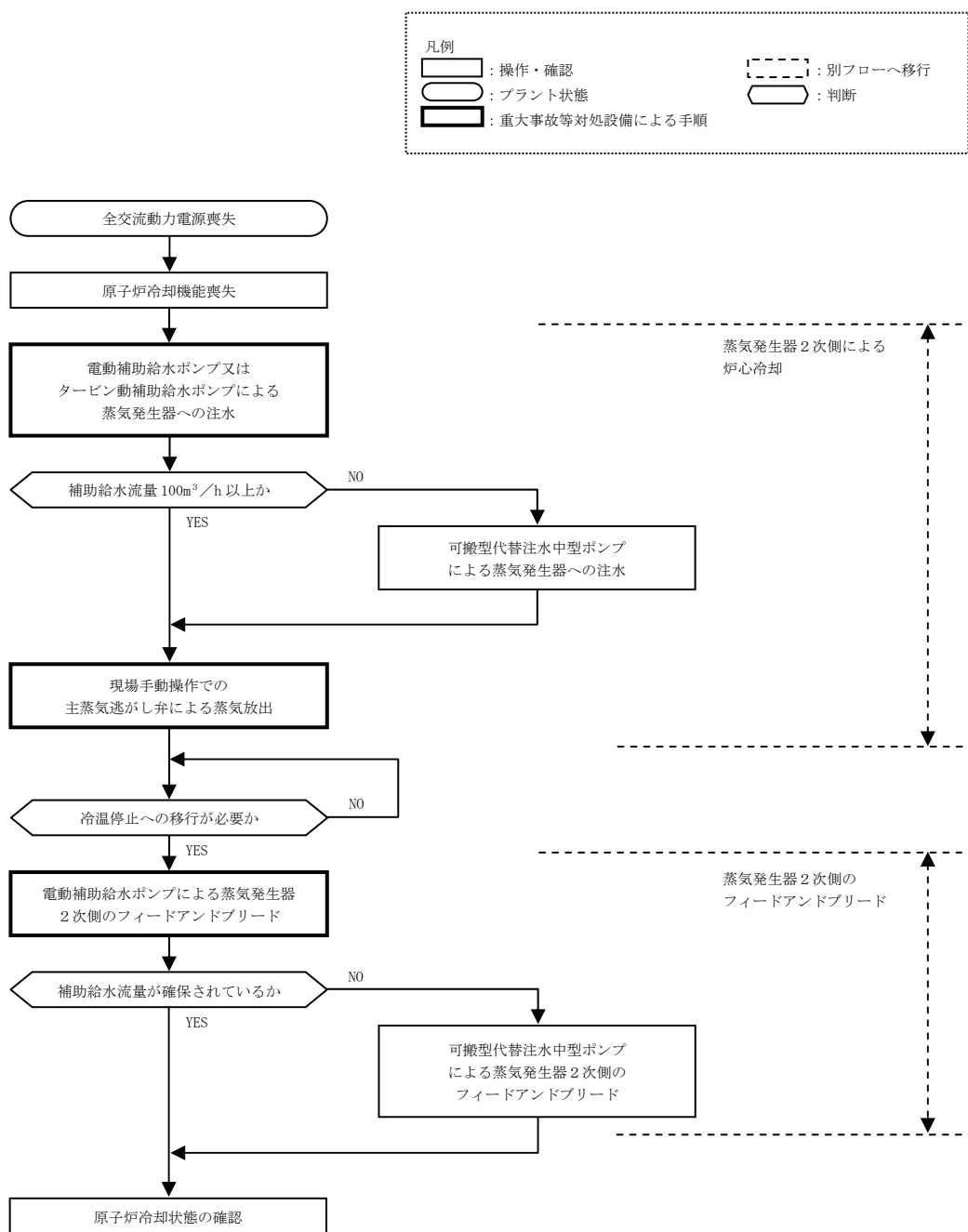
○可搬型代替注水中型ポンプ使用時（水源が海（海水ポンプピット，1号炉取水路）の場合）



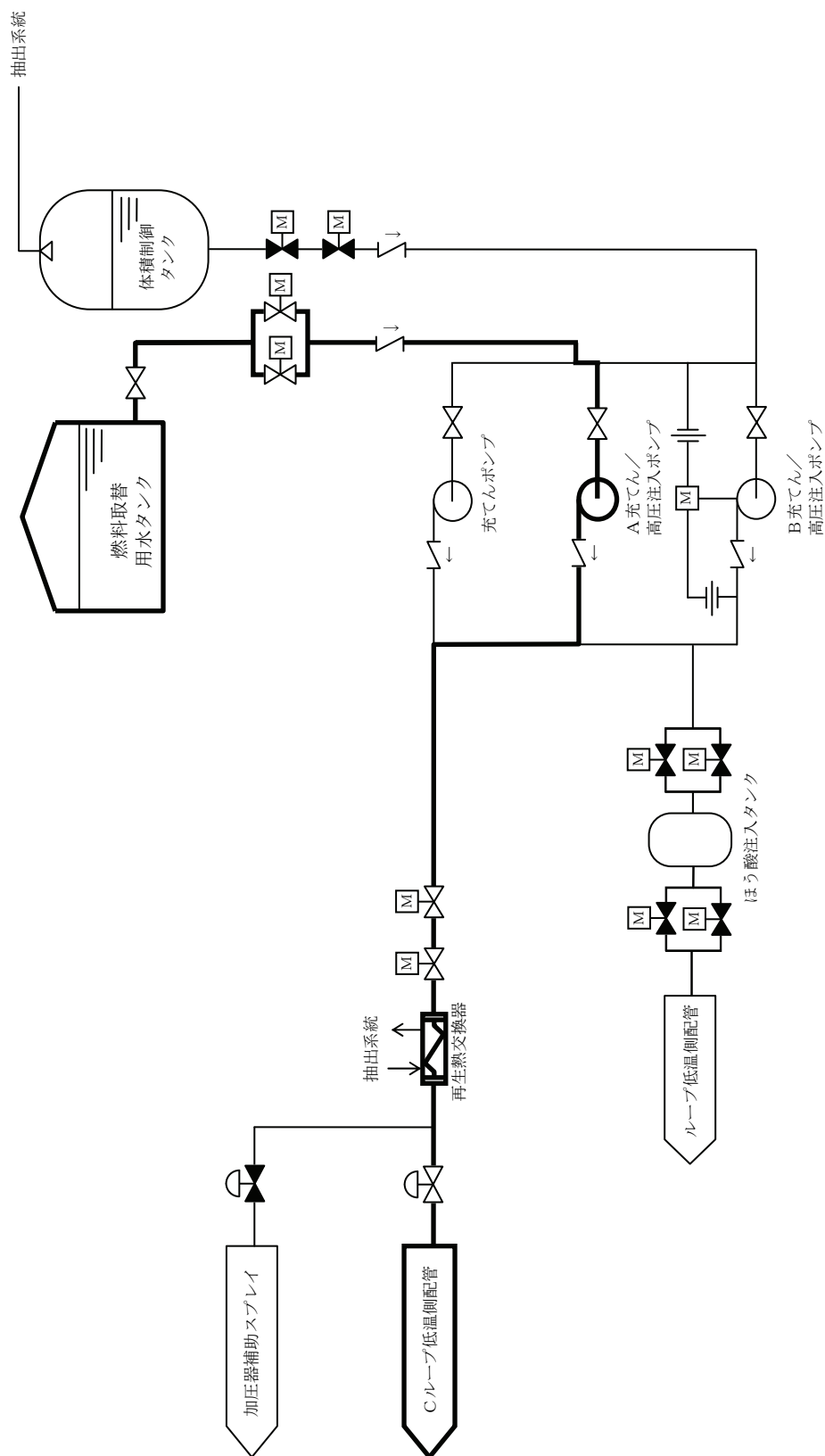
第1. 4. 38図 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード手順タイムチャート



第1. 4. 39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時の対応手順（フロントライン系故障）



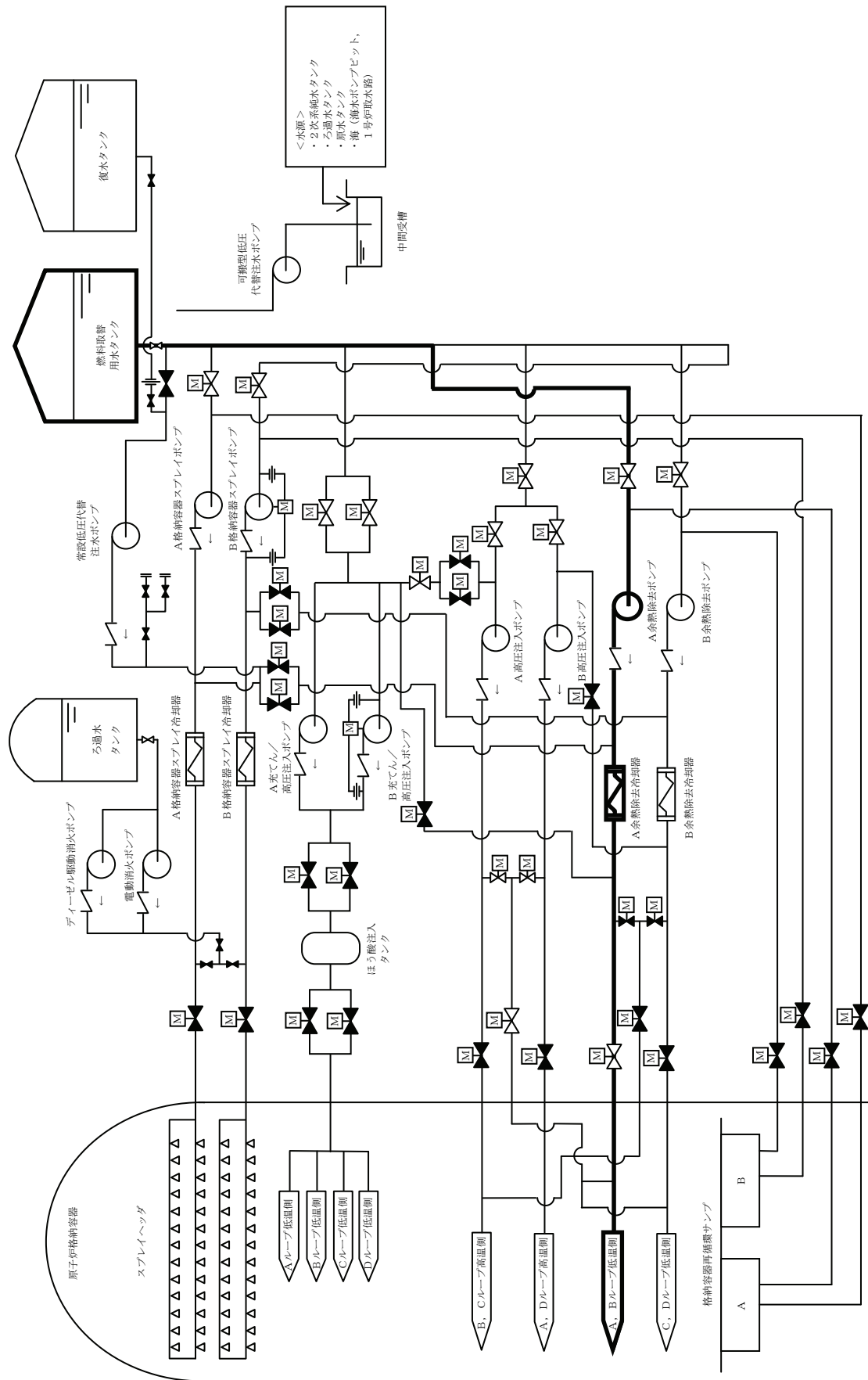
第1. 4. 40図 1次冷却材喪失事象が発生していない場合の全交流動力電源喪失時の対応手順（サポート系故障）



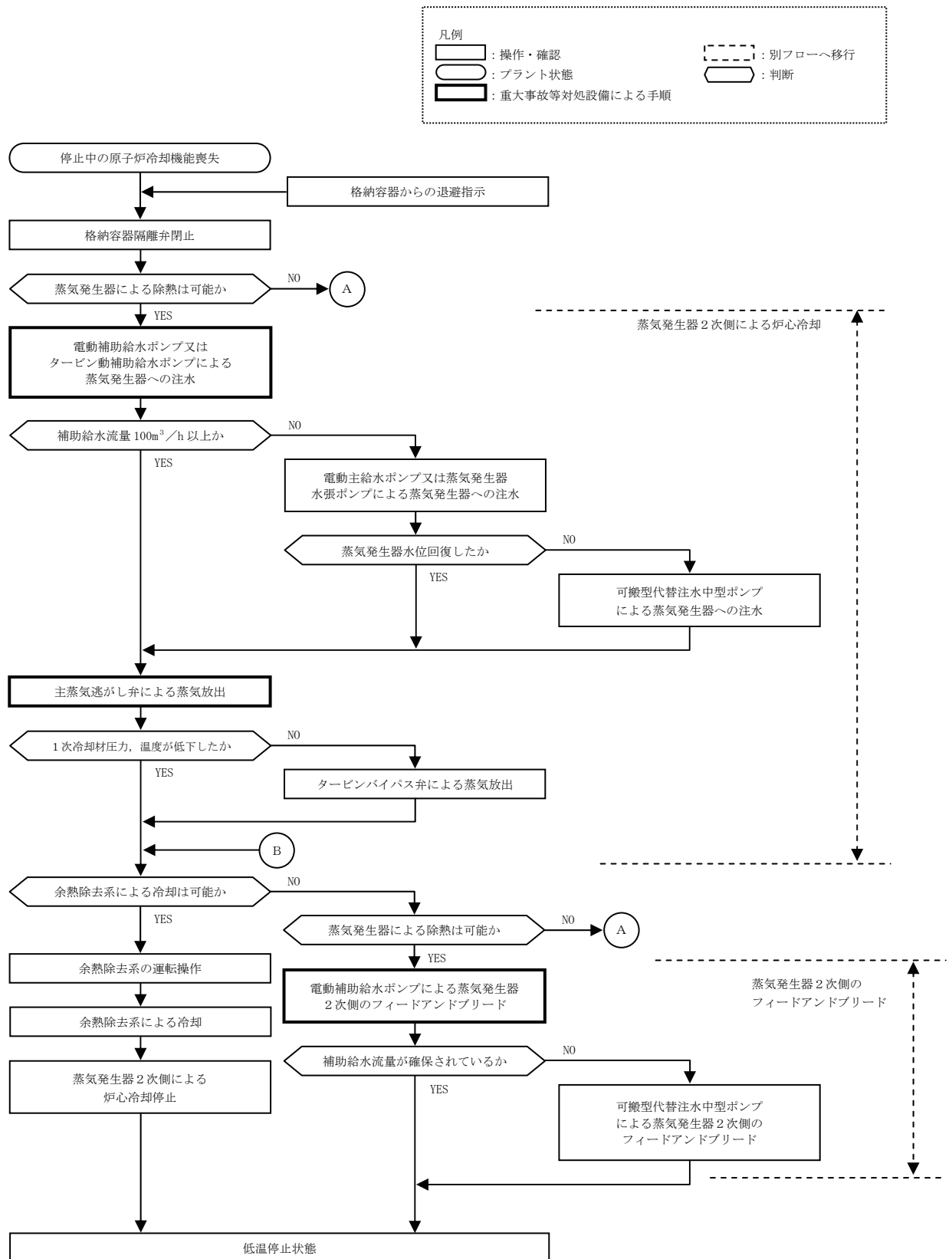
第 1.4.41 図 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水 概略系統

			経過時間（分）										備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目	要員（数）		▽ 約 18 分 蓄圧タンクによる炉心注水										
蓄圧タンクによる炉心注水	運転員等 （中央制御室）	1					中央制御室操作						
	運転員等 （現場）	1					移動、電源対応						

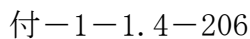
第1. 4. 44図 蓄圧タンクによる炉心注水手順タイムチャート



第 1. 4. 45 図 燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水 概略系統



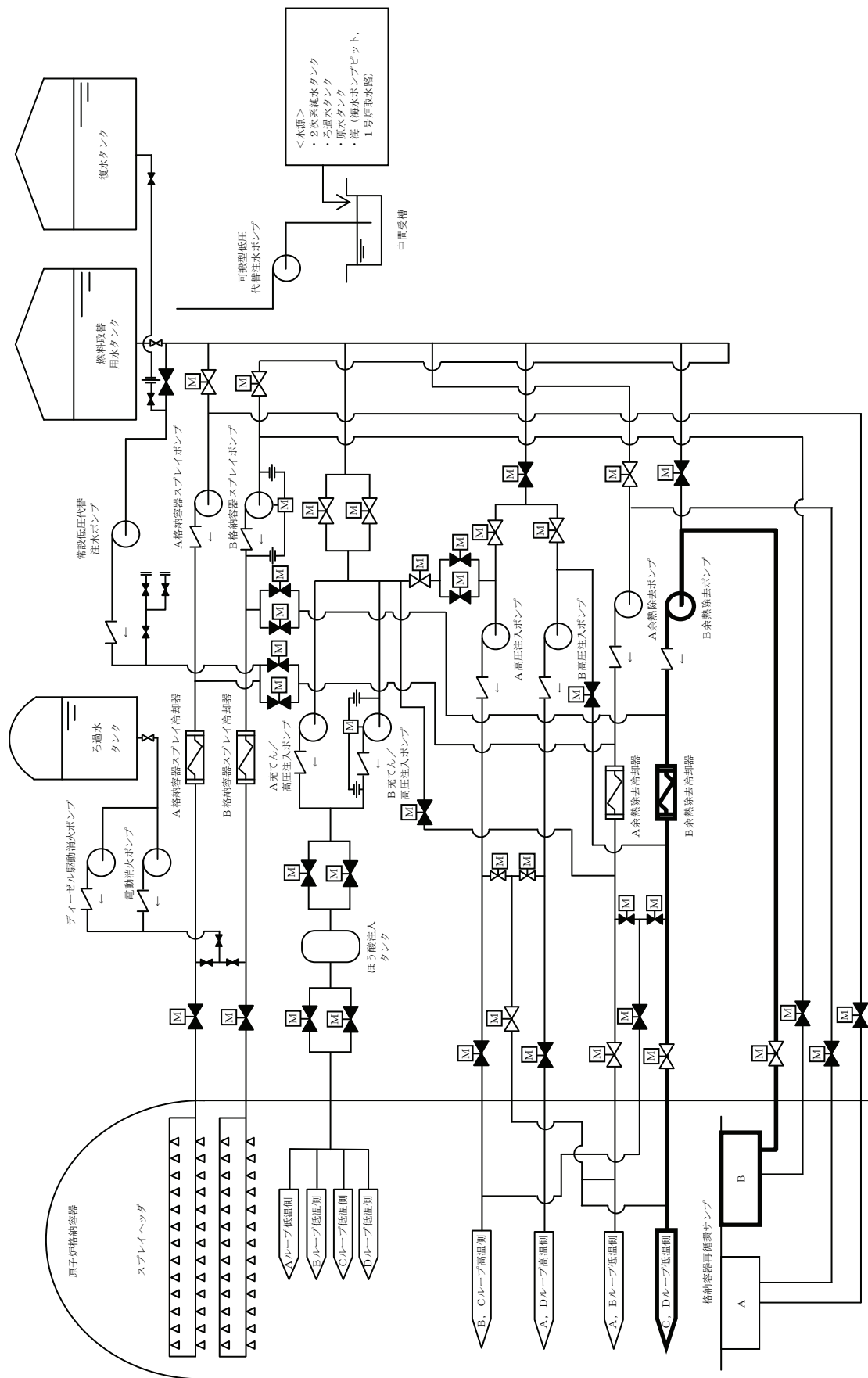
第1.4.46図 停止中の原子炉補機冷却機能喪失に対する対応手順
(フロントライン系故障) (1/2)



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 (フロントライン系故障) (2/2)

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 25 分 ▽ 燃料取替用水タンクからの 重力注水による代替炉心注水										
燃料取替用水タンクからの 重力注水による代替炉心注 水	運転員等 （現場）	1				移動、弁操作							

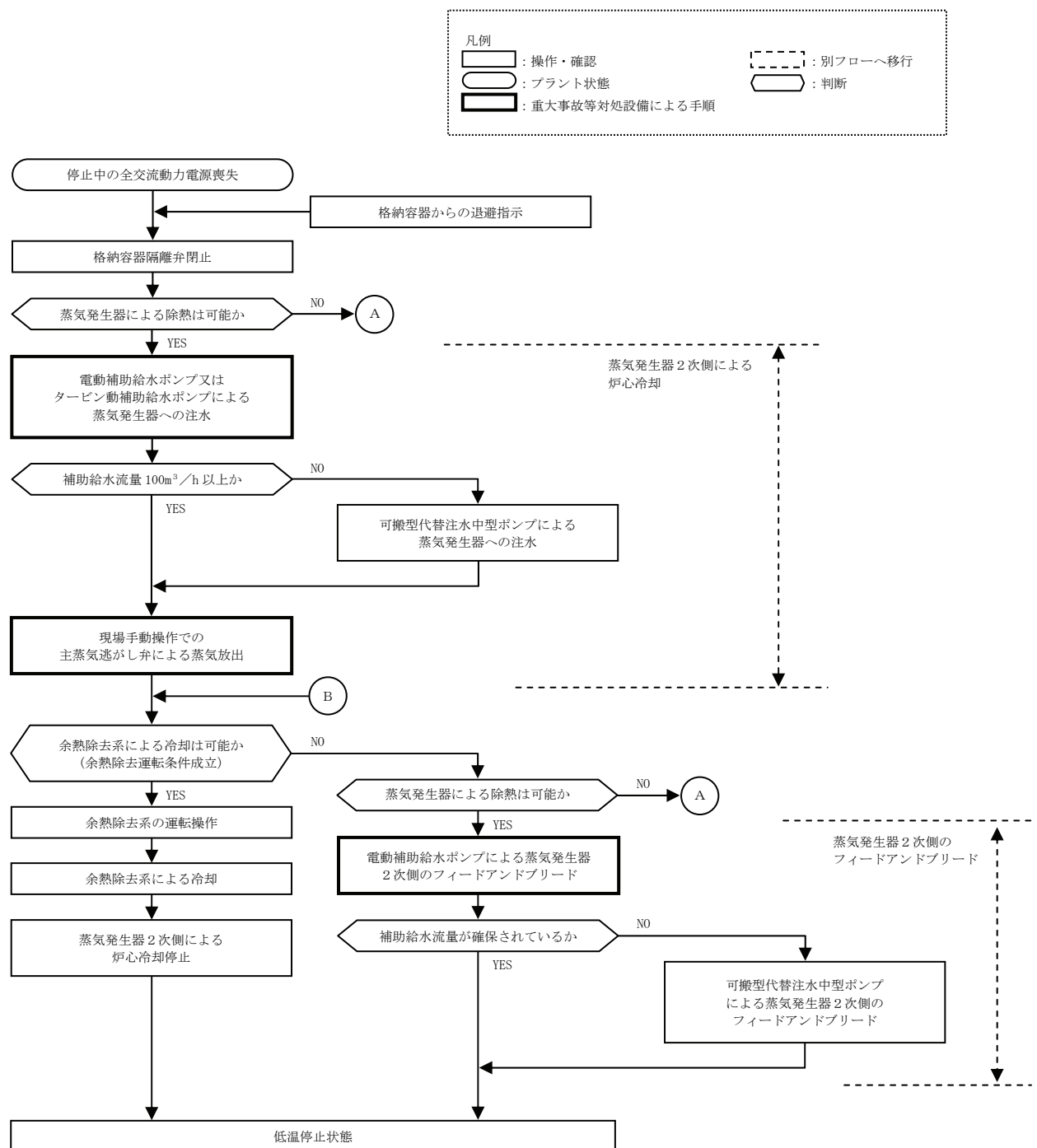
第1. 4. 47図 燃料取替用水タンクからの重力注水による代替炉心注水手順タイム
チャート



第1.4.48図 B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替循環運転 概略系統

			経過時間 (分)										備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目	要員 (数)		▽ 約 10 分 B 余熱除去ポンプ (海水冷却) による低圧代替再循環運転開始										
B 余熱除去ポンプ (海水冷却) による低圧代替再循環運転	運転員等 (中央制御室)	1			系統構成, 起動								
					▶								

第1. 4. 49図 B 余熱除去ポンプ (海水冷却) による低圧代替再循環運転手順
タイムチャート



第1.4.50図 停止中の全交流動力電源喪失に対する対応手順（サポート系故障）（1/2）

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

< 目 次 >

1.5.1 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. フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - b. サポート系故障時の対応手段及び設備
 - c. 手順等

1.5.2 重大事故等時の手順等

1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等

- (1) 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. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水
 - c. 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水
- (2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）
 - a. 現場手動操作での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. 所内用空気圧縮機による代替制御用空気供給
- (3) 格納容器内自然対流冷却
 - a. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた A, B 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
- (4) 代替補機冷却
 - a. 可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

(6) 優先順位

1.5.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 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. 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水

(2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

a. 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

b. 窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復

c. コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復

d. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた B 制御用空気圧縮機（海水冷却）の機能回復

(3) 格納容器内自然対流冷却

a. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた A, B 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

(4) 代替補機冷却

a. 可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

(6) 優先順位

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送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 「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（１） 炉心損傷防止

- a) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンク（UHS）の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系（RHR）の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による２次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能は、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能である。

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の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.5.1 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

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する必要がある。最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備として、原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプを設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、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、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.5.1図）（以下、付録1.5において「機能喪失原因対策分析」という。）

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

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや

全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第四十八条及び「技術基準規則」第六十三条（以下、付録1.5において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系の故障として、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備の故障を想定する。また、サポート系の故障として、全交流動力電源喪失を想定する。

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，重大事故等対処設備，多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.5.1表，第1.5.2表に示す。

a．フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備の故障等により，最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，蒸気発生器2次側への注水設備及び蒸気放出設備を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手段がある。

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
- ・ 復水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 電動主給水ポンプ
- ・ 蒸気発生器水張ポンプ
- ・ 脱気器タンク
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

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（手動）
- ・ タービンバイパス弁
- ・ 所内用空気圧縮機

最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備の故障等により，原子炉格納容器内で発生した熱を最終ヒートシンクへ輸送できない場合は，格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する手段がある。

格納容器内自然対流冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A，B 格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）

- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、補機冷却水を確保するため、海水を使用した代替補機冷却の手段がある。

代替補機冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、蒸気発生器２次側による炉心冷却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、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁（手動）は、重大事故等対処設備と位置付ける。格納容器内自然対流冷却で使用する設備のうち、A、B格納容器再循環ユニット、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）、タンクローリは、重大事故等対処設備と位置付ける。代替補機冷却で使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）、タンクローリは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

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、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、最終ヒートシンクへ熱を輸送で

きない場合においても、炉心及び原子炉格納容器内を冷却できるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・電動主給水ポンプ，蒸気発生器水張ポンプ及び脱気器タンク

常用系電源が健全で脱気器タンクの保有水があれば，電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ（以下，付録1.5において「補助給水ポンプ」という。）の代替手段として有効である。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリ

可搬型ホース，可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬，接続作業に時間を要し，蒸気発生器のドライアウトまでには間に合わないが，補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。

- ・タービンバイパス弁

常用系電源及び復水器真空が健全であれば，主蒸気逃がし弁（手動）の代替手段として有効である。

- ・所内用空気圧縮機

常用系電源が健全であれば，制御用空気喪失時に所内用空気圧縮機から代替制御用空気が供給され，主蒸気逃がし弁の制御用空気として使用できるため有効である。

b. サポート系故障時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

全交流動力電源が喪失し最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は，蒸気発生器2次側への注水設備及び蒸気放出設備を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する

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。

- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・電動補助給水ポンプ
- ・空冷式非常用発電機
- ・復水タンク
- ・蒸気発生器
- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・タンクローリ
- ・可搬型燃料給油ポンプ

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（手動）
- ・窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）
- ・主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ
- ・B 制御用空気圧縮機（海水冷却）
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・タンクローリ

全交流動力電源が喪失し最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合

は、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内を冷却する手段がある。

格納容器内自然対流冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A， B 格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

全交流動力電源が喪失し原子炉補機冷却機能喪失した場合は、補機冷却水を確保するため、海水を使用した代替補機冷却を行う手段がある。

代替補機冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却で使用する設備のうち、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、可搬型燃料給油ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁（手動）は、重大事故等対処設備と位置付ける。

格納容器内自然対流冷却で使用する設備のうち、A，B 格納容器再

循環ユニット，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）），燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリは，重大事故等対処設備と位置付ける。代替補機冷却で使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリは，いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。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，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，全交流動力電源が喪失し最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合においても，炉心及び原子炉格納容器内を冷却できるため，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリ

可搬型ホース及び可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬，接続作業に時間を要し，蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが，補助給水ポンプの代替手段として2次冷却系による長期的な事故収束手段として有効である。

- ・窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）

使用時間に制限があるものの，現場の環境が悪化した場合でも主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり，運転員等の負担軽減となる。

- ・主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ

駆動用電源は必要であるが，現場の環境が悪化した場合でも主

蒸気逃がし弁を中央制御室から継続的に遠隔操作することが可能となり、運転員等の負担軽減となる。

- ・ B 制御用空気圧縮機（海水冷却），可搬型代替注水大型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリ

可搬型代替注水大型ポンプを用いて補機冷却水を通水するまでに時間を要するが，B 制御用空気圧縮機の機能回復により，主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔操作することが可能となり，運転員等の負担軽減となる。

c．手順等

上記の a．及び b．により選定した対応手段に係る手順を整備する。

また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第1.5.3表，第1.5.4表）

これらの手順は，運転員等^{※2}及び保修対応要員^{※3}の対応として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等に定める。（第1.5.1表，第1.5.2表）

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※3 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1.5.2 重大事故等時の手順等

1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等

(1) 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

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプの起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。このとき、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室で電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合において、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

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注水操作は、中央制御室での遠隔起動が可能であり、通常の運転操作により対応する。

b. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できない場合に、脱気器タンク水を常用系設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

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おいて、外部電源により所内常用母線が受電されており、蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンクの水位が確保されている場

合。

(b) 操作手順

電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水操作は，中央制御室での遠隔起動が可能であり，通常の運転操作により対応する。

c. 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できず，さらに電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合に可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

水源は中間受槽又は海（海水ポンプピット，1号炉取水路）を使用する。中間受槽への供給は，淡水である2次系純水タンク，ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。

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

電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプの故障等により，蒸気発生器への注水を蒸気発生器水位にて確認できない場合。

(b) 操作手順

操作手順は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

a. 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

原子炉補機冷却海水ポンプ，原子炉補機冷却水ポンプの故障等により，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において，制御用空気圧縮機が機能喪失した場合は，主蒸気逃がし弁を現場での手動によ

る開操作にて蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

また、常用系設備である所内用空気圧縮機から代替制御用空気が主蒸気逃がし弁へ供給された場合は、中央制御室にて開操作し蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合において、原子炉停止後に蒸気発生器への注水を補助給水流量等により確認できた場合。

(b) 操作手順

主蒸気逃がし弁を現場手動操作により開弁する操作手順は、「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」にて整備する。

代替制御用空気が供給された場合の主蒸気逃がし弁の開操作は、中央制御室で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。

b. タービンバイパス弁による蒸気放出

主蒸気逃がし弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場合に、常用系設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開弁し、蒸気発生器からの蒸気放出を行う手順を整備する。

(a) 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おいて、外部電源により所内常用母線が受電されており、2 次冷却系の設備が運転中であり復水器の真空度が維持されている場合。

(b) 操作手順

タービンバイパス弁の開操作は、中央制御室で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。

c．所内用空気圧縮機による代替制御用空気供給

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により，制御用空気圧縮機の機能が喪失した場合は，所内用空気圧縮機により代替制御用空気を供給する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において，制御用空気圧縮機が運転できない場合。

(b) 操作手順

所内用空気圧縮機による代替制御用空気を供給する手順は以下のとおり。

- i) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に所内用空気系から制御用空気系への供給のための系統構成を指示する。
- ii) 運転員等は，現場にて制御用空気系での準備操作を実施するとともに，所内用空気系からの隔離弁を開とし，制御用空気系への供給を開始する。
- iii) 運転員等は，中央制御室にて制御用空気供給母管圧力指示が回復したことを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は，運転員等 1 名により作業を実施し所要時間は，約 40 分と想定する。

(3) 格納容器内自然対流冷却

- a．可搬型代替注水大型ポンプを用いた A，B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し、1次冷却材喪失事象が発生した場合、可搬型代替注水大型ポンプを用いてA、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「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。

(4) 代替補機冷却

a. 可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、可搬型代替注水大型ポンプにより、B 高圧注入ポンプ、B 余熱除去ポンプ及びB 制御用空気圧縮機に補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能を回復する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が原子炉補機冷却水流量等にて確認できない場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水する手順は以下

のとおり。概略系統を第1.5.2図に、タイムチャートを第1.5.3図に示す。

なお、可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水後に行うB余熱除去ポンプ及びB高圧注入ポンプによる高圧代替再循環運転操作の手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて準備する。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に可搬型代替注水大型ポンプによるB高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ及びB制御用空気圧縮機への海水通水準備作業と系統構成を指示する。
- ii) 運転員等は、中央制御室及び現場にて可搬型代替注水大型ポンプによるB高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ及びB制御用空気圧縮機への海水通水のため、必要な系統構成及び海水通水に不要な箇所を切り離すための系統構成を実施する。
- iii) 保修対応要員は、現場にて可搬型代替注水大型ポンプの配置、ホースの展張、接続及びA系海水母管と原子炉補機冷却水系を接続するディスタンスピースの取替えを実施する。
- iv) 運転員等は、現場にて保修対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの接続完了及びA系海水母管と原子炉補機冷却水系を接続するディスタンスピースの取替え完了を確認し、接続後の系統構成を実施する。
- v) 発電長は、海水による補機冷却水通水が可能となれば、運転員等及び保修対応要員に対し、可搬型代替注水大型ポンプの起動及び海水通水の開始を指示する。
- vi) 保修対応要員は、現場で可搬型代替注水大型ポンプを起動し、起

動状態を確認後、運転員等に連絡する。

vii) 運転員等は、可搬型代替注水大型ポンプ起動後、現場でB 高圧注入ポンプ、B 余熱除去ポンプ及びB 制御用空気圧縮機の補機冷却水流量計にて冷却水が通水されていることを確認する。

viii) 保修対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水大型ポンプは約3.5時間の運転が可能。）

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 2 名及び保修対応要員 14 名により作業を実施し所要時間は、約 13 時間 5 分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。ディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

復水タンクの枯渇時の補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

B 余熱除去ポンプ及びB 高圧注入ポンプによる高圧代替再循環運転操作の手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子

炉を冷却するための手順等」にて整備する。

操作の判断，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」にて整備する。

(6) 優先順位

フロントライン系故障時に，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段である蒸気発生器 2 次側による炉心冷却のための蒸気発生器へ注水する優先順位は，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，電動主給水ポンプ，蒸気発生器水張ポンプ，可搬型代替注水中型ポンプの順である。補助給水ポンプの使用は，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において，外部電源又はディーゼル発電機がある場合は，電動補助給水ポンプを優先し，電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。常用系設備である電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプの使用は，ポンプ容量の大きい電動主給水ポンプを優先し，電動主給水ポンプが使用できなければ蒸気発生器水張ポンプを使用する。電動主給水ポンプ，蒸気発生器水張ポンプが使用できない場合は，可搬型代替注水中型ポンプを使用する。

可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器注水の水源は，淡水を優先して使用する。使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.5.4図に示す。

1.5.2.2 サポート系故障時の手順等

(1) 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

全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行うため、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

なお、電動補助給水ポンプは空冷式非常用発電機からの受電後に使用可能となる。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、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おいて、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

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注水操作は、中央制御室での遠隔起動が可能であり、通常の運転操作により対応する。

b. 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できない場合に可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

水源は中間受槽又は海（海水ポンプピット、1 号炉取水路）を使用する。中間受槽への供給は、淡水である 2 次系純水タンク、ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。

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

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

量等にて確認できない場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

a. 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出

全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、主蒸気逃がし弁を現場で手動により開とし、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。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失し、中央制御室にて主蒸気逃がし弁の開操作を実施しても、主蒸気ライン圧力等が低下しない場合において、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る場合。

(b) 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」にて整備する。

b. 窒素ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失した場合に、窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作するための手順を整備する。

この手順は、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気／主給水配管破断等により現場の環境が悪化したときに、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合にも使用する。なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷の防止を図れる。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気喪失が継続する場合において、現場手動による主蒸気逃がし弁の開操作後、中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合。

(b) 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」にて整備する。

c. コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサにより駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作するための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気喪失が継続する場合において、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ駆動用の代替電源が確保されている場合。

(b) 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」にて整備する。

d. 可搬型代替注水大型ポンプを用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）の機能回復

全交流動力電源喪失により、原子炉補機冷却機能が喪失した場合、可搬型代替注水大型ポンプにより、B制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して機能を回復する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、長期的にB制御用空気圧縮機の起動が必要と判断した場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却水通水操作は、
1.5.2.1(4) a. (b)と同様。なお、B制御用空気圧縮機の補機冷却海水通水による機能回復は、中央制御室で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。

(3) 格納容器内自然対流冷却

- a. 可搬型代替注水大型ポンプを用いたA，B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

全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、原子炉格納容器内において発生した熱を最終ヒートシンクへ輸送する必要がある場合は、可搬型代替注水大型ポンプでの格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「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。

(4) 代替補機冷却

- a. 可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水

運転中又は運転停止中において、全交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、可搬型代替注水大型ポンプにより、B高压注入ポンプ、B余熱除去ポンプ及びB制御用空気圧縮機に補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能を回復する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時、中央制御室からディーゼル発電機が起動で

きず早期の電源回復不能と判断した場合。

(b) 操作手順

1.5.2.1(4) a. (b)と同様。

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

代替電源設備により給電する手順及び空冷式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」にて整備する。

復水タンクの枯渇時の補給手順、その他の水源確保に関する手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

操作の判断、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」にて整備する。

(6) 優先順位

全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の対応手段である蒸気発生器2次側による炉心冷却のための蒸気発生器へ注水する優先順位は、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、可搬型代替注水中型ポンプの順である。空冷式非常用発電機からの受電前は、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。空冷式非常用発電機から受電後は、タービン動補助給水ポンプを運転可能な限り使用し、その後、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。補助給水ポンプが使用できない場合は、可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器への注水を行う。

可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器注水の水源は、淡水を優先して使用する。使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱は、現場での手動による

主蒸気逃がし弁開操作により行う。また、制御用空気の喪失が継続する場合に、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合は、窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）による主蒸気逃がし弁の開操作を行う。代替電源が確保できる場合は、主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサにより継続的に中央制御室から遠隔操作を実施する。なお、長期的に中央制御室からの遠隔操作が必要で、かつ可搬型代替注水大型ポンプを用いたB制御用空気圧縮機（海水冷却）の運転が可能となった場合は、制御用空気系を回復し主蒸気逃がし弁の開操作を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.5.5図に示す。

第1.5.1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
(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手順	対応設備		整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	原子炉補機冷却海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ	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	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
			タービン動補助給水ポンプ		
			復水タンク		
			蒸気発生器		
			電動主給水ポンプ	多様性拡張設備	
			蒸気発生器水張ポンプ		
			脱気器タンク		
			可搬型代替注水中型ポンプ※2		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※3		
			タンクローリ※3		
		蒸気発生器2次側による 炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）※4	重大事故等 対処設備	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
			タービンバイパス弁	多様性 拡張設備	
			所内用空気圧縮機		
		格納容器内 自然対流冷却	A， B 格納容器再循環ユニット※5	重大事故等 対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			可搬型代替注水大型ポンプ※5		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））※5		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※6		
			タンクローリ※6		
		代替補機冷却	可搬型代替注水大型ポンプ（補機冷却海水通水）※7	重大事故等 対処設備	
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※6		
			タンクローリ※6		

※1：ディーゼル発電機等により給電する。

※2：手順は，「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※3：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。燃料補給の手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」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，「1.7 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。

※6：可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。燃料補給の手順は，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※7：可搬型代替注水大型ポンプにより補機冷却海水を通水する補機は，「B 高圧注入ポンプ，B 余熱除去ポンプ，B 制御用空気圧縮機」である。

第1.5.2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
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手順	対応設備	整備する手順書の分類	
サポート系故障時	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）	タービン動補助給水ポンプ※2	重大事故等対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			電動補助給水ポンプ※2		
			空冷式非常用発電機※1		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※3		
			可搬型燃料給油ポンプ※3		
			復水タンク		
			蒸気発生器		
			可搬型代替注水中型ポンプ※4	多様性拡張設備	
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※5		
			タンクローリ※5		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）※2	重大事故等対処設備	
			窒素ポンペ（主蒸気逃がし弁用）※2	多様性拡張設備	
			主蒸気逃がし弁空気供給コンプレッサ※2		
			B制御用空気圧縮機（海水冷却）		
			可搬型代替注水大型ポンプ		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※6		
			タンクローリ※6		
		格納容器内自然対流冷却	A， B格納容器再循環ユニット※7	重大事故等対処設備	
			可搬型代替注水大型ポンプ※7		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））※7		
			燃料油貯蔵タンク※6		
			タンクローリ※6		
		代替補機冷却	可搬型代替注水大型ポンプ（補機冷却海水通水）※8	重大事故等対処設備	
			燃料油貯蔵タンク※6		
			タンクローリ※6		

※1：代替電源設備により電源確保する。手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：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。

※3：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)を使用する。燃料補給の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※5：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク(北側)又は燃料油貯蔵タンク(南側)を使用する。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。

※6：可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク(北側)又は燃料油貯蔵タンク(南側)を使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※7：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書等」にて整備する。

※8：可搬型代替注水大型ポンプにより補機冷却海水を通水する補機は、「B高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ、B制御用空気圧縮機」である。

第1.5.3表 重大事故等対処に係る監視計器

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

監視計器一覧 (1/5)

対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等 (1) 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	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量計 ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		蒸気発生器除熱機能	・蒸気発生器水位計（広域） ・蒸気発生器水位計（狭域）
		水源	・復水タンク水位計
	操作	—	—
b. 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	電源	・6.6kV2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計
		蒸気発生器除熱機能	・蒸気発生器水位計（広域） ・蒸気発生器水位計（狭域） ・補助給水流量計
		水源	・脱気器タンク水位計
	操作	—	—
c. 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	蒸気発生器除熱機能	・蒸気発生器水位計（広域） ・蒸気発生器水位計（狭域）
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	

監視計器一覧 (2/5)

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
1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等 (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）			
a. 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	判断基準	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量計 ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		蒸気発生器除熱機能	・主蒸気ライン圧力計
			・蒸気発生器水位計（広域）
			・蒸気発生器水位計（狭域）
			・補助給水流量計
	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」にて整備する。	
b. タービンバイパス弁による蒸気放出	判断基準	電源	・6.6kV2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計
		原子炉圧力容器内の温度	・1次冷却材高温側温度計（広域） ・1次冷却材低温側温度計（広域）
			・1次冷却材圧力計
		蒸気発生器除熱機能	・主蒸気ライン圧力計
			・蒸気発生器水位計（広域）
			・蒸気発生器水位計（狭域）
			・復水器真空度計
	操作	—	—
c. 所内用空気圧縮機による代替制御用空気供給	判断基準	補機監視機能	・制御用空気供給母管圧力計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計 ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
			・制御用空気供給母管圧力計
	操作	補機監視機能	・制御用空気供給母管圧力計

監視計器一覧 (3/5)

対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等 (3) 格納容器内自然対流冷却			
a. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた A, B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	補機監視機能	- 原子炉補機冷却水供給母管流量計 - 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
	操作	「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。	
1.5.2.1 フロントライン系故障時の手順等 (4) 代替補機冷却			
a. 可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水	判断基準	補機監視機能	- 原子炉補機冷却水供給母管流量計 - 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
	操作	補機冷却	B 高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量計
			B 高圧注入ポンプ補機冷却水流量計
			B 余熱除去ポンプ電動機補機冷却水流量計
			B 余熱除去ポンプ補機冷却水流量計
			B 制御用空気圧縮装置圧縮機補機冷却水流量計
			B 制御用空気圧縮装置後置冷却器補機冷却水流量指示スイッチ
1.5.2.2 サポート系故障時の手順等 (1) 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	電源	6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計
	判断基準	蒸気発生器除熱機能	蒸気発生器水位計（広域）
			蒸気発生器水位計（狭域）
			補助給水流量計
	判断基準	水源	復水タンク水位計
	操作	—	—
b. 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	蒸気発生器除熱機能	- 蒸気発生器水位計（広域） - 蒸気発生器水位計（狭域） - 補助給水流量計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	

監視計器一覧（4／5）

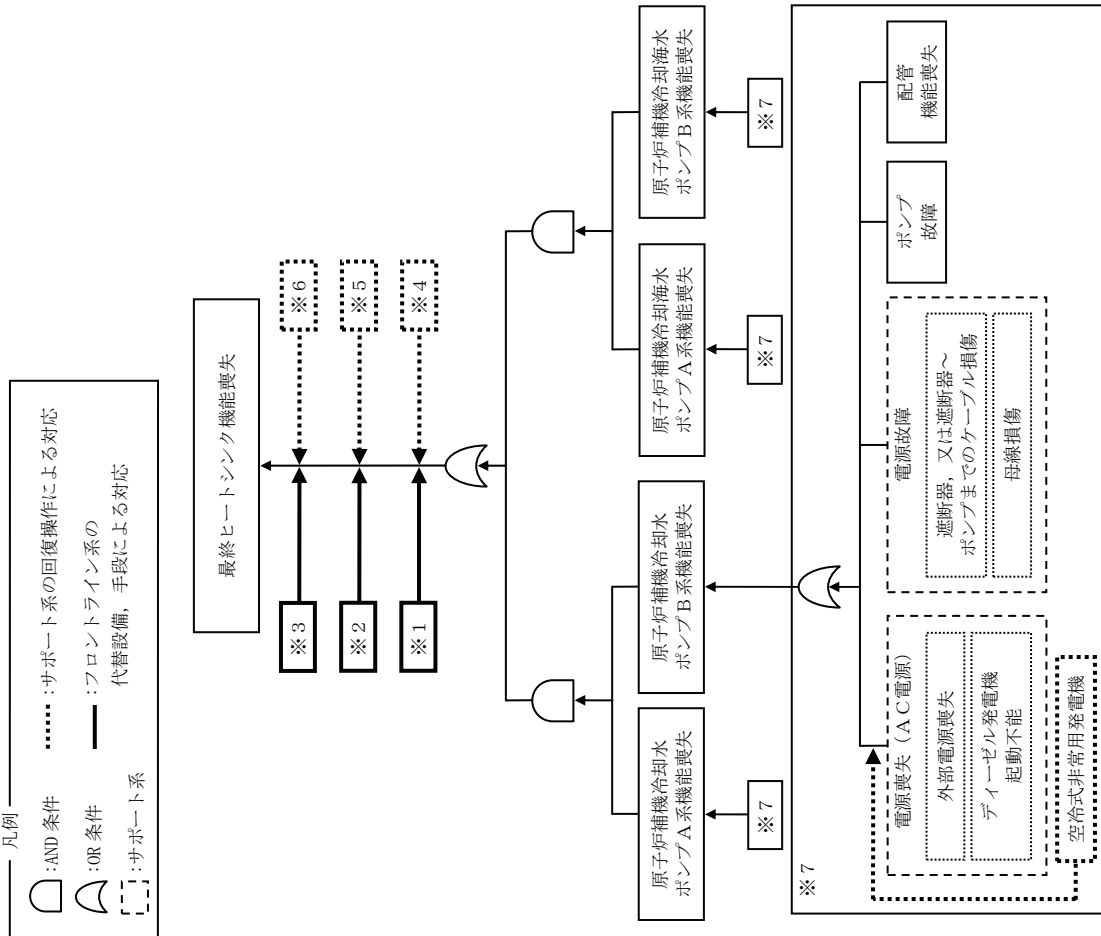
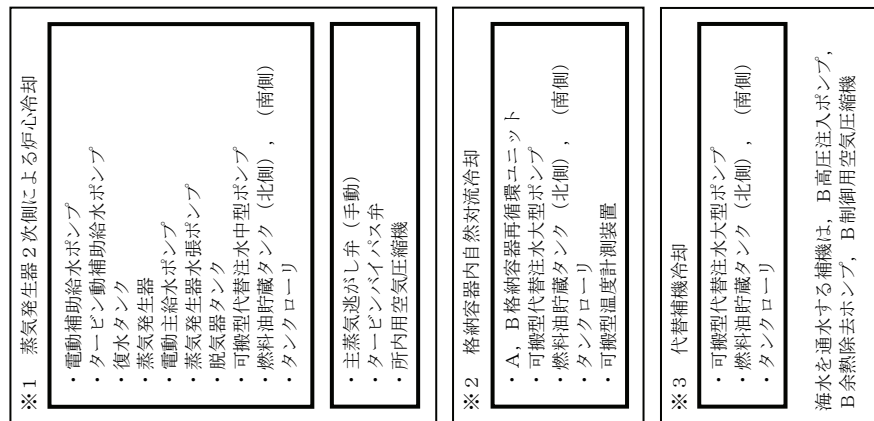
対応手段		重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視計器
1.5.2.2 サポート系故障時の手順等 (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）			
a. 現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	判断基準	補機監視機能	・制御用空気供給母管圧力計
		蒸気発生器除熱機能	・主蒸気ライン圧力計
			・蒸気発生器水位計（広域）
			・蒸気発生器水位計（狭域）
	操作	「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。	
b. 窒素ポンプによる主蒸気逃がし弁の機能回復	判断基準	補機監視機能	・制御用空気供給母管圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・加圧器水位計
		蒸気発生器除熱機能	・主蒸気ライン圧力計
			・蒸気発生器水位計（広域）
			・蒸気発生器水位計（狭域）
	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」にて整備する。	
c. コンプレッサによる主蒸気逃がし弁の機能回復	判断基準	補機監視機能	・制御用空気供給母管圧力計
		原子炉圧力容器内の水位	・加圧器水位計
		蒸気発生器除熱機能	・主蒸気ライン圧力計
			・蒸気発生器水位計（広域）
			・蒸気発生器水位計（狭域）
			・補助給水流量計
	電源	・空冷式非常用発電機電力計，周波数計 （空冷式非常用発電機遠隔起動装置）	
	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」にて整備する。	

監視計器一覧（5／5）

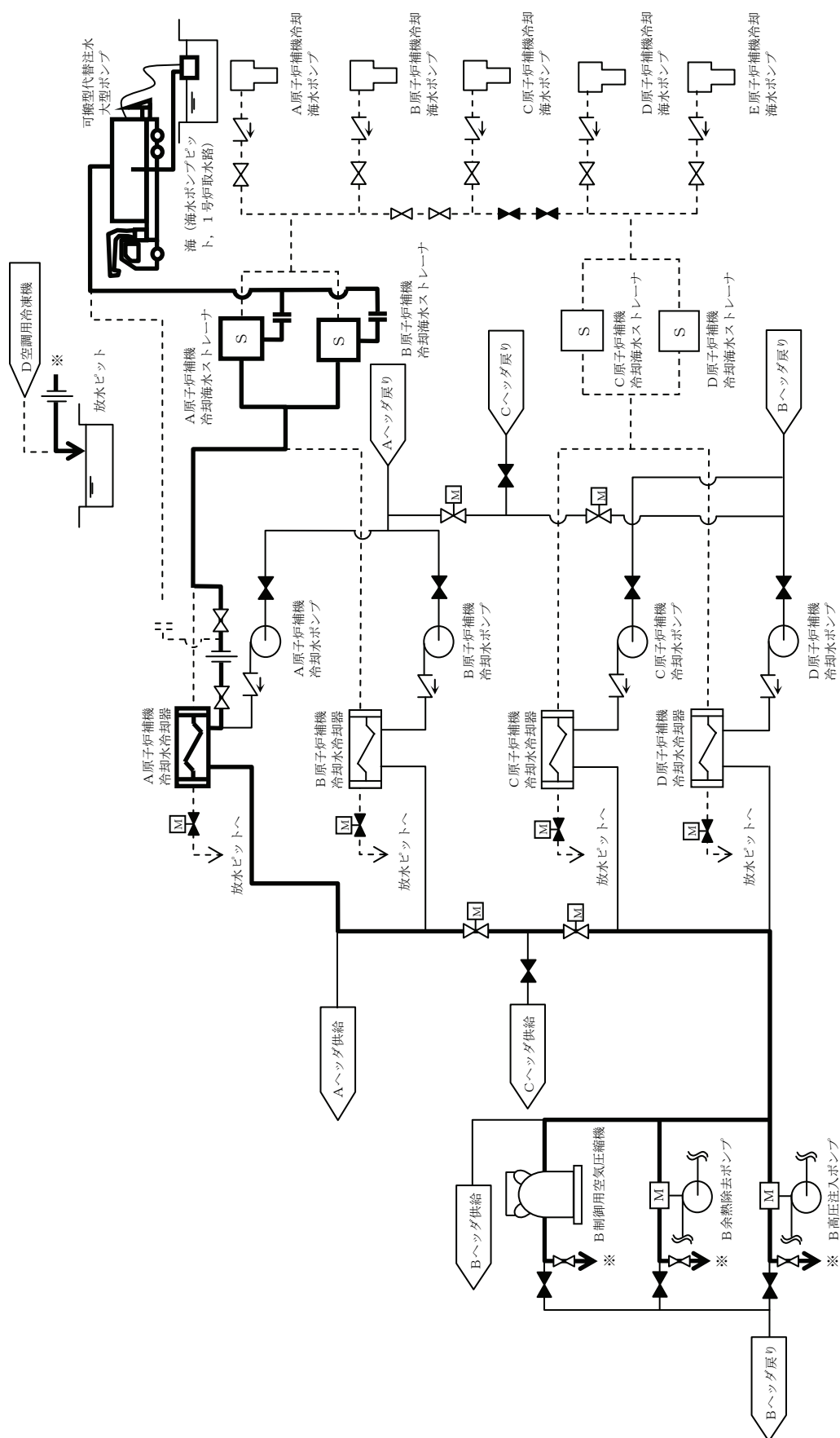
対応手段		重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視計器
1.5.2.2 サポート系故障時の手順等 (2) 蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）			
d. 可搬型代替注水大型ポンプを用いたＢ制御用空気圧縮機（海水冷却）の機能回復	判断基準	補機監視機能	・制御用空気供給母管圧力計
	操作	1.5.2.1(4) a. (b)と同様。	
1.5.2.2 サポート系故障時の手順等 (3) 格納容器内自然対流冷却			
a. 可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量計 ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		電源	・6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計 ・2A, 2B ディーゼル発電機電圧計
			「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。
	1.5.2.2 サポート系故障時の手順等 (4) 代替補機冷却		
a. 可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水	判断基準	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量計 ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		電源	・6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計 ・2A, 2B ディーゼル発電機電圧計
			1.5.2.1(4) a. (b)と同様。

第 1.5.4 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

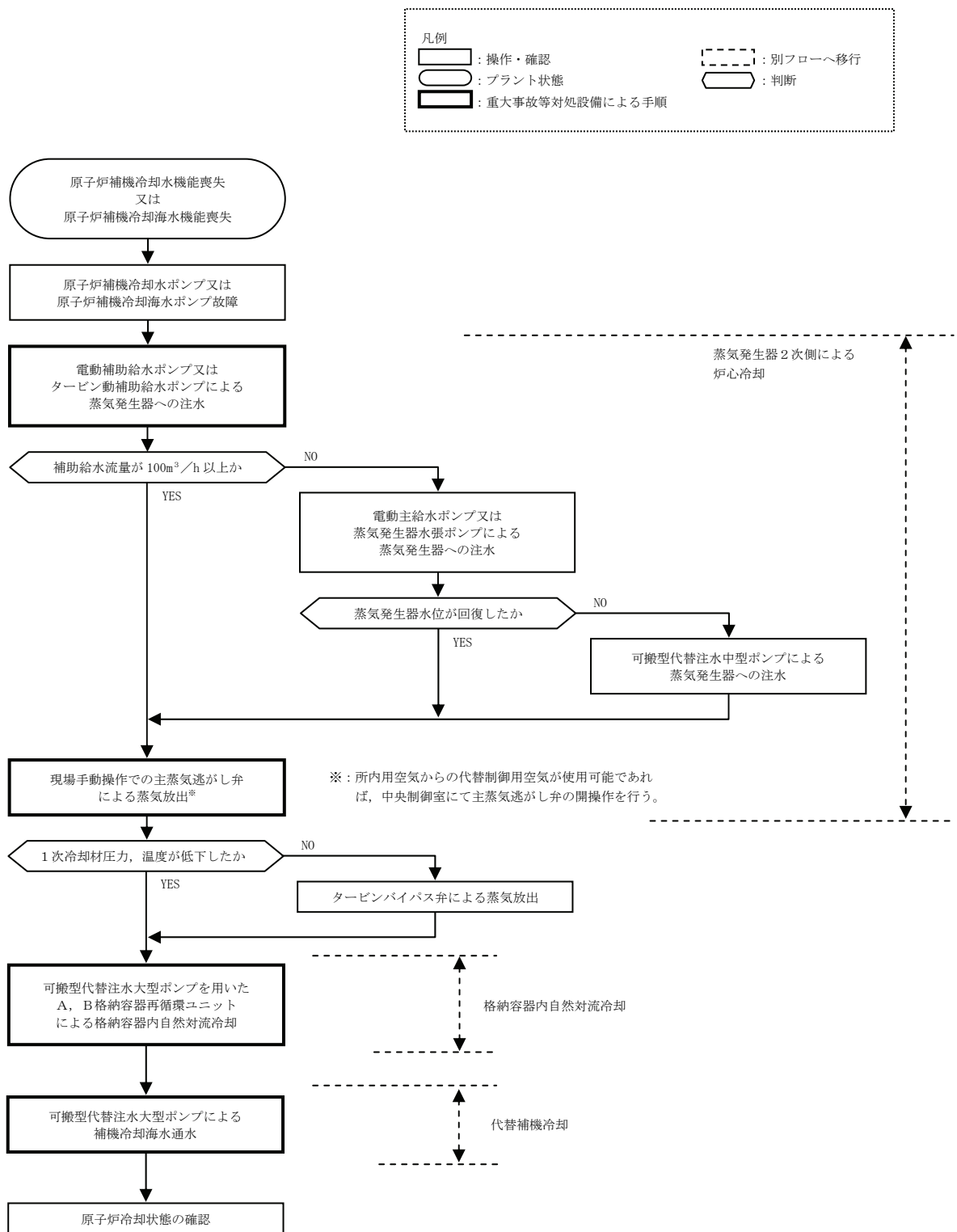
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.5】 最終ヒートシンクへ熱を 輸送するための手順等	A 電動補助給水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ



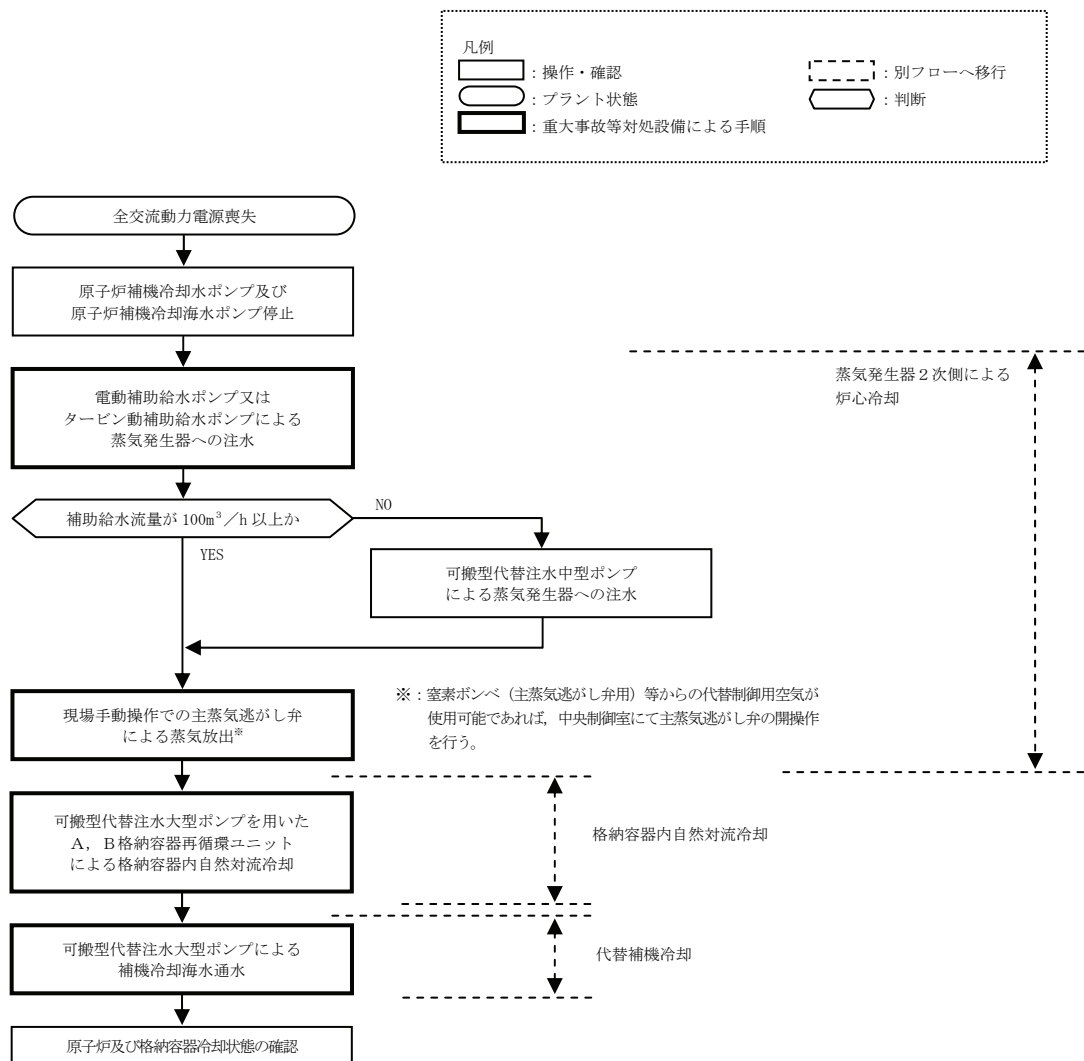
第 1.5.1 図 機能喪失原因対策分析



第1.5.2 図 可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水 概略系統



第 1.5.4 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能喪失に対する対応手順
(フロンライン系故障時)



第 1.5.5 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能喪失に対する対応手順
(サポート系故障)

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.6.1 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. 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内の冷却
 - (a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備
 - (b) サポート系故障時の対応手段及び設備
 - b. 格納容器破損を防止するための格納容器内の冷却
 - c. 手順等

1.6.2 重大事故等時の手順等

1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内冷却の手順等

- (1) フロントライン系故障時の手順等
 - a. 格納容器内自然対流冷却
 - (a) A, B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
 - b. 代替格納容器スプレイ
 - (a) 余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替格納容器スプレイ
 - (b) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - (c) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - (d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - c. その他の手順項目にて考慮する手順
 - d. 優先順位
- (2) サポート系故障時の手順等

a．格納容器内自然対流冷却

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプを用いた A，B 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

b．代替格納容器スプレー

- (a) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレー
- (b) B 格納容器スプレーポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレー
- (c) ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレー
- (d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレー

c．その他の手順項目にて考慮する手順

d．優先順位

1.6.2.2 格納容器破損を防止するための格納容器内冷却の手順等

(1) フロントライン系故障時の手順等

a．格納容器内自然対流冷却

- (a) A，B 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

b．代替格納容器スプレー

- (a) 余熱除去ポンプ（RHR S－CSS タイライン使用）による代替格納容器スプレー
- (b) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレー
- (c) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレー
- (d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレー

c．その他の手順項目にて考慮する手順

d．優先順位

(2) サポート系故障時の手順等

a. 格納容器内自然対流冷却

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプを用いた A, B 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

b. 代替格納容器スプレイ

- (a) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
- (b) B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ
- (c) ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ
- (d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

c. その他の手順項目にて考慮する手順

d. 優先順位

1.6.2.3 炉心及び格納容器内への注水時における格納容器内の水位及び注水量の管理

1.6.2.4 燃料の補給手順等

- (1) 可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給
- a. 手順着手の判断基準
- b. 操作手順
- c. 操作の成立性

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器の冷却等

- a) 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器の冷却等

- a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損

を防止するため、格納容器スプレイ代替注水設備により、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下、付録1.6において「格納容器」という。）内の冷却機能は、格納容器スプレイ設備による冷却機能である。この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させ、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.6.1 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、格納容器内の圧力及び温度を低下させる必要がある。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる必要がある。格納容器内を冷却するための設計基準事故対処設備として、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、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、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.6.1図）（以下、付録1.6において「機能喪失原因対策分析」という。）

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

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第四十九条及び「技術基準規則」第六十四条（以下、付録1.6において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、フロントライン系の故障として、1次冷却材喪失事象時における格納容器スプレイ設備の故障を想定する。また、サポート系の故障として、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失を想定する。対応手段の選定に当たっては、炉心損傷前と炉心損傷後の「技術的能力審査基準」、「基準規則」要求を考慮する。

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.6.1表から第1.6.4表に示す。

a. 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内の冷却

(a) フロントライン系故障時の対応手段及び設備

i) 対応手段

格納容器内を冷却する設備の故障等により，格納容器内の冷却機能が喪失した場合は，格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手段がある。

格納容器内自然対流冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A， B 格納容器再循環ユニット
- ・ A， B 原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ A， B 原子炉補機冷却水冷却器
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク
- ・ 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）
- ・ A， B， C 原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））
- ・ A， B 格納容器再循環ファン

格納容器内を冷却する設備の故障等により，格納容器内の冷却機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する手段がある。

代替格納容器スプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・ 余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）
- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 電動消火ポンプ
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ

- ・ろ過水タンク
- ・可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・タンクローリ

ii) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備対応手段

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、格納容器内自然対流冷却で使用する A, B 格納容器再循環ユニット, A, B 原子炉補機冷却水ポンプ, A, B 原子炉補機冷却水冷却器, 原子炉補機冷却水サージタンク, 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）, A, B 原子炉補機冷却海水ポンプ及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は重大事故等対処設備と位置付ける。代替格納容器スプレイで使用する余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）, 常設低圧代替注水ポンプ, 燃料取替用水タンク及び復水タンクは, いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

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, 「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により, 格納容器へスプレイし, 格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても, 格納容器内を冷却できるため, 以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて, その理由を示す。

- ・ A, B 格納容器再循環ファン

格納容器内温度が高い場合や格納容器内に漏えいした蒸気の影響により運転できない場合もあり得るが, 空気を強制的

に循環できることから、格納容器再循環ユニットにより効率的に冷却することが可能である。

- ・電動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンク

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。

- ・可搬型低圧代替注水ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリ

可搬型ホース及び可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，接続作業に時間を要するが，水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。

- ・C原子炉補機冷却海水ポンプ

C原子炉補機冷却海水ポンプの電源を2A非常用高圧母線より受電している場合は，A又はB原子炉補機冷却海水ポンプの代替手段として有効である。

(b) サポート系故障時の対応手段及び設備

i) 対応手段

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し，格納容器内の冷却機能が喪失した場合は，格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手段がある。

格納容器内自然対流冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・タンクローリ

- ・ A， B 格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する手段がある。

代替格納容器スプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）
- ・ よう素除去薬品タンク
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ タンクローリ
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

ii) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備対応手段

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，代替格納容器スプレイで使用する常設低圧代替注水ポンプ，空冷式非常用発電機，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），可搬型燃料給油ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクは，いずれも重大事故等対処設

備と位置付ける。格納容器内自然対流冷却で使用する可搬型代替注水大型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリ，A，B格納容器再循環ユニット及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は，重大事故等対処設備と位置付ける。

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，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により格納容器へスプレイし，格納容器内を冷却する設備が使用できない場合においても，格納容器内を冷却できるため，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）

重大事故等対処設備である常設低圧代替注水ポンプのバックアップであり，運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが，流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。

- ・ よう素除去薬品タンク

他の代替格納容器スプレイ設備では使用できないものの，格納容器内での放射性物質濃度を低減させる機能を有しており，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を運転すれば，薬品を注入することができることから有効である。

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンク

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。

- ・可搬型低圧代替注水ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリ

可搬型ホース及び可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，接続作業に時間を要するが，水源を特定しない代替手段として有効である。

b．格納容器破損を防止するための格納容器内の冷却

炉心損傷後におけるフロントライン系故障時の対応手段として，格納容器内を冷却する設備の故障等により，格納容器冷却機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレーにより格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させる手段と格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手段があり，炉心の著しい損傷防止のための格納容器内を冷却する対応手段と同様である。また，その対応手段に使用する設備についても，A，B格納容器再循環ファンを除く全ての設備と同様であり，機能喪失原因対策分析の結果により選定した重大事故等対処設備と多様性拡張設備についても同様である。

また，サポート系故障時の対応手段として，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失により格納容器冷却機能が喪失した場合は，代替格納容器スプレーにより格納容器内を冷却及び放射性物質の濃度を低下させる手段と格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手段があり，炉心の著しい損傷防止のための格納容器内を冷却する対応手段と同様である。その対応手段に使用する設備及び機能喪失原因対策分析の結果により選定した重大事故等対処設備と多様性拡張設備についても，炉心損傷前に格納容器を冷却する対応手段と同様である。

c．手順等

上記の a．及び b．により選定した対応手段に係る手順を整備する。

また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備を整備する。（第1.6.5表，第1.6.6表）

これらの手順は、運転員等^{※2}及び保修対応要員^{※3}の対応として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等に定める。（第1.6.1表から第1.6.4表）

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※3 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1.6.2 重大事故等時の手順等

1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内冷却の手順等

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 格納容器内自然対流冷却

(a) A，B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

格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器再循環ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。また、格納容器雰囲気の状態に応じて、A，B格納容器再循環ファンが運転可能であれば運転する手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動圧力設定値（195kPa[gage]）以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等で確認できない場合、又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認でき

ない場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「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。

A, B 格納容器再循環ファンの起動操作は、中央制御室で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。

b. 代替格納容器スプレイ

(a) 余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、余熱除去ポンプから R H R S－C S S タイラインを経由し、燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.6.2図に、タイムチャートを第1.6.3図に示す。

i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替格納容器

スプレイの準備作業と系統構成を指示する。

- ロ) 運転員等は、余熱除去ポンプが運転中の場合、中央制御室で代替格納容器スプレイの系統構成に必要な余熱除去ポンプを停止する。
- ハ) 運転員等は、燃料取替用水タンク水位が確保されていることを確認する。
- ニ) 運転員等は、現場で余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替格納容器スプレイの系統構成に必要な連絡弁の電源を投入する。
- ホ) 運転員等は、中央制御室でR H R S－C S Sタイラインを使用するための系統構成を実施する。
- ヘ) 発電長は、余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替格納容器スプレイが可能となれば、運転員等に代替格納容器スプレイ開始を指示する。
- ト) 運転員等は、中央制御室で余熱除去ポンプを起動し、代替格納容器スプレイが開始されたことを確認する。
- チ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力計及び温度計の指示低下や格納容器スプレイ積算流量計等により、格納容器が冷却状態であること及び余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）の運転状態に異常がないことを継続して確認する。
- リ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力が通常運転圧力まで低下したことを確認すれば、一旦代替格納容器スプレイを停止し、その後、最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開する。
なお、燃料取替用水タンク水位等の収支により格納容器への注水量を把握し、約4,000m³になれば代替格納容器スプレイを停止す

る。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名により作業を実施し、所要時間は約20分と想定する。

円滑に作業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。

格納容器内の冷却を目的とした代替格納容器スプレーを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレーを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば代替格納容器スプレーを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(b) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレー

格納容器スプレーポンプ及び余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）の故障等により、格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレーする手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）の故障等により、格納容器へのスプレーを格納容器スプレー流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレーするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.6.4図に，タイムチャートを第1.6.5図に示す。

- i) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は，中央制御室及び現場で，他の系統と連絡する弁について系統構成を行う。
- ハ) 運転員等は，重大事故等対処用専用低圧母線による給電が必要な場合，現場で重大事故等対処用専用電源盤の受電遮断器の投入操作を実施する。
- ニ) 発電長は，常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイが可能となれば，運転員等に代替格納容器スプレイ開始を指示する。
- ホ) 運転員等は，中央制御室にて常設低圧代替注水ポンプを起動し，代替格納容器スプレイが開始されたことを確認する。
- ヘ) 運転員等は，中央制御室及び現場で格納容器圧力計及び温度計の指示低下や常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等により，格納容器が冷却状態であること及び常設低圧代替注水ポンプの運転状態に異常がないことを確認する。
- ト) 運転員等は，中央制御室で格納容器圧力が通常運転圧力まで低下したことを確認すれば，一旦代替格納容器スプレイを停止し，その後，最高使用圧力となれば格納容器スプレイを再開する。なお，常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量及び燃料取替用水タン

ク水位等の収支により格納容器への注水量を把握し、約4,000m³になれば代替格納容器スプレイを停止する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等2名により作業を実施する。現場における対応は運転員の場合、約34分、重大事故等対策要員のうち運転対応要員の場合、約59分と想定する。

円滑に作業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。

格納容器内の冷却を目的とした代替格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

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

常設低圧代替注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。ただし、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプは、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

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ常設低

圧代替注水ポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要なる過水タンクの水位が確保されており，重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく，消火用として電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.6.6図に，タイムチャートを第1.6.7図に示す。

- イ) 発電長は，発電所災害対策本部と連絡を密にし，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は，中央制御室及び現場にて電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより代替格納容器スプレイを行うための系統構成を実施する。
- ハ) 発電長は，電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ操作を運転員等に指示する。
- ニ) 運転員等は，中央制御室にて電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し，代替格納容器スプレイを開始する。
- ホ) 運転員等は，中央制御室で格納容器圧力計及び温度計の指示低下や代替注水消火水流量（AM）等により，格納容器が冷却状態であることを継続して確認する。
- ヘ) 運転員等は，中央制御室で格納容器圧力が通常運転圧力まで低

下したことを確認すれば，一旦代替格納容器スプレイを停止し，その後，最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開する。なお，代替注水消火水流量（AM）及びろ過水タンク水位等の収支により格納容器への注水量を把握し，約4,000m³になれば代替格納容器スプレイを停止する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名，現場における対応は運転員等2名にて実施し，所要時間については約35分と想定する。

円滑に作業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。

格納容器内の冷却を目的とした代替格納容器スプレイを行う場合は，格納容器内への注水量の制限があることから，格納容器へスプレイを行っている際に，格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば代替格納容器スプレイを停止し，格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

常設低圧代替注水ポンプ，電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプが使用できない場合に，可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする手順を整備する。

使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク，ろ過水タンク等から，使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ常設低

圧代替注水ポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを常設低圧代替注水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

可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.6.8図に，タイムチャートを第1.6.9図に示す。

- イ) 発電長は，発電所災害対策本部と連絡を密にし，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員に可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は，中央制御室と現場で可搬型低圧代替注水ポンプ設置前の系統構成を行う。
- ハ) 保修対応要員は，可搬型低圧代替注水ポンプの保管場所へ移動し，中間受槽，使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。
- ニ) 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型低圧代替注水ポンプから接続口まで布設し，接続口に接続する。
- ホ) 運転員等は，可搬型低圧代替注水ポンプの現場で保修対応要員による可搬型低圧代替注水ポンプ設置等の作業と並行し，他の系統と連絡する弁について系統構成を行う。
- ヘ) 保修対応要員は，中間受槽を設置し，可搬型ホースを可搬型低圧代替注水ポンプと接続後，中間受槽に可搬型ホース吸込口を設置する。
- ト) 発電長は，電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ手段を失った場合に，可搬型低圧代替注

水ポンプによる代替格納容器スプレイが可能となれば、運転員等及び保守対応要員に代替格納容器スプレイ開始を指示する。

- チ) 保守対応要員は、中間受槽へ水張りが完了していることを確認し可搬型低圧代替注水ポンプを現場で起動する。
- リ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力計及び温度計の指示低下や常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等により、格納容器が冷却状態であること及び可搬型低圧代替注水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。
- ヌ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力が通常運転圧力まで低下したことを確認すれば、一旦代替格納容器スプレイを停止し、その後、最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開する。
なお、常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計及びろ過水タンク水位等の収支により格納容器への注水量を把握し、約4,000m³になれば代替格納容器スプレイを停止する。
- ル) 保守対応要員は、可搬型低圧代替注水ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型低圧代替注水ポンプは約1.5時間の運転が可能。）

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名及び保守対応要員6名により作業を実施し、所要時間は約9時間30分と想定する。

円滑に作業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。格納容器内の冷却を目的とした代替格納容器スプレイを行う場

合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

c. その他の手順項目にて考慮する手順

A, B 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」にて整備する。

1 次冷却材喪失事象の発生に伴い、炉心損傷の兆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」、熔融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順、可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする際の間受槽への補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順及び格納容器圧力計が故障等により監視できない場合の格納容器圧力を推定する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

d. 優先順位

フロントライン系故障時に、格納容器内の冷却機能が喪失している場合、継続的な冷却実施の観点並びに格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却による手段を優先する。また、格納容器の雰囲気の状態に応じて運転可能であればA, B 格納容器再循環ファンを起動する。

さらに、格納容器内自然対流冷却の手段が使用できるまでの間に、格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上となった場合は代替格納容器スプレイを行う。

代替格納容器スプレイの優先順位は、余熱除去ポンプ（RHR S-CSSタイライン使用）、常設低圧代替注水ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型低圧代替注水ポンプの順で使用する。

詳細には、余熱除去ポンプ（RHR S-CSSタイライン使用）が使用できなければ、常設低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする。常設低圧代替注水ポンプが使用できない場合は、常用電源が使用可能であれば電動消火ポンプを使用し、電動消火ポンプが使用できなければディーゼル駆動消火ポンプを使用する。電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる格納容器へのスプレイが実施できない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプを使用し格納容器へスプレイを行う。この操作での水源は淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には海水を使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.6.10図に示す。

(2) サポート系故障時の手順等

a. 格納容器内自然対流冷却

(a) 可搬型代替注水大型ポンプを用いたA、B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

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、可搬型代替注水大型ポンプを用いたA、B格納容器再循環ユニットでの格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時，１次冷却材喪失事象が発生した場合。

ii) 操作手順

操作手順は，「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。

b. 代替格納容器スプレイ

(a) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し，格納容器内の冷却機能が喪失した場合に，常設低圧代替注水ポンプにより，燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として，燃料取替用水タンクが使用できない場合は，復水タンクを使用する。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時，１次冷却材喪失事象により格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

1.6.2.1(1) b. (b) ii) と同様。

(b) B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生した場合において，常設低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイができない場合に，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により，燃料取替用水タンク水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器へスプレイす

る手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ常設低圧代替注水ポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等により確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク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（自己冷却）による代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.6.12図に，タイムチャートを第1.6.13図に示す。

- i) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員にB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ操作の準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は，中央制御室及び現場でB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）運転準備のため，安全注入系の弁や原子炉補機冷却水系の弁等を隔離する。
- ハ) 保修対応要員は，現場でB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）系統構成のため，ディスタンスピースの取替えを実施する。
- ニ) 運転員等は，現場でディスタンスピースの取替え完了後に，格納容器スプレイ系の弁を操作し，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）冷却水の系統構成を行う。
- ホ) 運転員等は，中央制御室及び現場でB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）起動準備のため，他の系統と連絡する弁の閉止状態を確認した後，格納容器スプレイラインの弁を開とする。

- へ) 発電長は、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイが可能となれば、運転員等に代替格納容器スプレイ開始を指示する。
- ト) 運転員等は、中央制御室でB格納容器スプレイポンプを起動し、ポンプ起動後に冷却水流量等により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格納容器スプレイ積算流量計により、格納容器スプレイ流量が確保されたことを確認する。
- フ) 運転員等は、中央制御室及び現場で格納容器圧力計及び温度計の指示低下やB格納容器スプレイポンプ出口圧力等により、格納容器が冷却状態であること及び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を継続して確認する。
- リ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力が通常運転圧力まで低下したことを確認すれば、一旦代替格納容器スプレイを停止し、その後、最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開する。なお、B格納容器スプレイ積算流量及び燃料取替用水タンク水位等の収支により格納容器への注水量を把握し、約4,000m³になれば代替格納容器スプレイを停止する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名及び保守対応要員2名により作業を実施し、所要時間は約120分と想定する。

円滑に作業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。ディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

格納容器内の冷却を目的とした代替格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(c) ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生した場合において、常設低圧代替注水ポンプ及びB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による格納容器へスプレイができない場合に、常用設備であるディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。ただし、ディーゼル駆動消火ポンプは、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

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ積算流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要なるろ過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用としてディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

1.6.2.1(1) b. (c) ii)と同様。ただし、電動消火ポンプは電源がなく起動できないため除く。

(d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生した場合にお

いて、常設低圧代替注水ポンプ、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）及びディーゼル駆動消火ポンプによる格納容器スプレイに失敗した場合に、可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする手順を整備する。

使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水タンク等から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ積算流量等にて確認できない場合。

ii) 操作手順

1.6.2.1(1) b. (d) ii)と同様。

c. その他の手順項目にて考慮する手順

1次冷却材喪失事象の発生に伴い、炉心損傷の兆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溶融炉心を冷却するための手順等」、溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプを用いたA、B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」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順、可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする際の中間受槽への補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順及び空冷式非常用

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」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順及び格納容器圧力計が故障等により監視できない場合の格納容器圧力を推定する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

d. 優先順位

サポート系故障時に格納容器内の冷却機能が喪失している場合、継続的な冷却実施の観点並びに格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレーよりも格納容器内自然対流冷却による手段を優先させる。ただし、格納容器内自然対流冷却の手段では、可搬型代替注水大型ポンプを使用するため準備に時間がかかることから、使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上に達した場合は代替格納容器スプレーを実施する。

代替格納容器スプレーの優先順位は、常設低圧代替注水ポンプ、B格納容器スプレーポンプ（自己冷却）、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型低圧代替注水ポンプの順で使用する。

詳細には、常設低圧代替注水ポンプによる格納容器へのスプレーが使用できない場合は、B格納容器スプレーポンプ（自己冷却）を優先して使用する。B格納容器スプレーポンプ（自己冷却）からの格納容器へのスプレー手段を失った場合は、ディーゼル駆動消火ポンプを使用する。ディーゼル駆動消火ポンプによる格納容器へのスプレーができない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレーを行う。この操作での水源は淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には海水から使用する。

代替格納容器スプレーの対応設備により、格納容器へスプレー中に原

子炉への注水が同時に必要になった場合、原子炉への注水はB充てん／
高圧注入ポンプ（自己冷却）により行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.6.14図に示す。

1.6.2.2 格納容器破損を防止するための格納容器内冷却の手順等

(1) フロントライン系故障時の手順等

a. 格納容器内自然対流冷却

(a) A, B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器再循環ユニット等により、格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動圧力設定値（195kPa[gage]）

以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「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。

b. 代替格納容器スプレイ

(a) 余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替

格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、余熱除去ポンプからR H R S－C S Sタイラインを経由し、燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.6.2図に、タイムチャートを第1.6.3図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替格納容器スプレイの準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は、余熱除去ポンプが運転中の場合、中央制御室で代替格納容器スプレイの系統構成に必要な余熱除去ポンプを停止する。
- ハ) 運転員等は、燃料取替用水タンク水位が確保されていることを確認する。
- ニ) 運転員等は、現場で余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替格納容器スプレイの系統構成に必要な連絡

弁の電源を投入する。

- ホ) 運転員等は、中央制御室でR H R S－C S Sタイラインを使用するための系統構成を実施する。
- ヘ) 発電長は、余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替格納容器スプレーが可能となれば、運転員等に代替格納容器スプレー開始を指示する。
- ト) 運転員等は、中央制御室で余熱除去ポンプを起動し、代替格納容器スプレーが開始されたことを確認する。
- チ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力計及び温度計の指示低下や格納容器スプレー積算流量計等により、格納容器が冷却状態であること及び余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）の運転状態に異常がないことを継続して確認する。
- リ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば、一旦代替格納容器スプレーを停止し、その後、最高使用圧力となれば代替格納容器スプレーを再開する。なお、燃料取替用水タンク水位等の収支により格納容器への注水量を把握し、約4,000m³になれば代替格納容器スプレーを停止する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名により作業を実施し、所要時間は約20分と想定する。

円滑に作業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。

放射性物質の濃度低下については、格納容器スプレーポンプが故

障した場合、よう素除去薬品タンクが使用できないものの、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、100%のジルコニウム－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。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置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、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。

格納容器内の冷却を目的とした代替格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(b) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプ及び余熱除去ポンプ（RHR S－CSSタイライン使用）の故障等により、格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、常設低圧代替注水ポンプから燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）の故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.6.4図に、タイムチャートを第1.6.5図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は、中央制御室及び現場で他の系統と連絡する弁について系統構成を行う。
- ハ) 運転員等は、重大事故等対処用専用低圧母線による給電が必要な場合、現場で重大事故等対処用専用電源盤の受電遮断器の投入操作を実施する。
- ニ) 発電長は、常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイが可能となれば、運転員等に代替格納容器スプレイ開始を指示する。
- ホ) 運転員等は、中央制御室にて常設低圧代替注水ポンプを起動し、代替格納容器スプレイが開始されたことを確認する。
- ヘ) 運転員等は、中央制御室及び現場で格納容器圧力計及び温度計の指示低下や常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等により、格納容器が冷却状態であること及び常設低圧代替注水ポンプの運転

状態に異常がないことを継続して確認する。

ト) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば、一旦代替格納容器スプレイを停止し、その後、最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開する。なお、常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量及び燃料取替用水タンク水位等の収支により格納容器への注水量を把握し、約4,000m³になれば代替格納容器スプレイを停止する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等2名により作業を実施する。現場における対応は運転員の場合、約34分、重大事故等対策要員のうち運転対応要員の場合、約59分と想定する。

円滑に作業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。放射性物質の濃度低下については、格納容器スプレイポンプが故障した場合、よう素除去薬品タンクが使用できないものの、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、100%のジルコニウム－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。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置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、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。

格納容器内の冷却を目的とした代替格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設低圧代替注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。ただし、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプは、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

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ常設低圧代替注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要なるろ過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用として電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.6.6図に、

タイムチャートを第1.6.7図に示す。

- イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の系統構成を指示する。
 - ロ) 運転員等は、中央制御室及び現場にて電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより、代替格納容器スプレイを行うための系統構成を実施する。
 - ハ) 発電長は、電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ操作を運転員等に指示する。
 - ニ) 運転員等は、中央制御室にて電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、代替格納容器スプレイを開始する。
 - ホ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力計及び温度計の指示低下及び代替注水消火水流量（AM）等により、格納容器が冷却状態であることを継続して確認する。
 - ヘ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば、一旦代替格納容器スプレイを停止し、その後、最高使用圧力となれば格納容器スプレイを再開する。なお、代替注水消火水流量（AM）及びろ過水タンク水位等の収支により格納容器への注水量を把握し、約4,000m³になれば代替格納容器スプレイを停止する。
- iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等2名にて実施し、所要時間については約35分と想定する。

円滑に作業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。

放射性物質の濃度低下については、格納容器スプレイポンプが故障した場合、よう素除去薬品タンクが使用できないものの、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、100%のジルコニウム－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。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置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、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。

格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

常設低圧代替注水ポンプ、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプが使用できない場合に、可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする手順を整備する。

使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水タンク等から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ常設低圧代替注水ポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを常設低圧代替注水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

可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.6.8図に，タイムチャートを第1.6.9図に示す。

イ) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員に可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ準備作業と系統構成を指示する。

ロ) 運転員等は，中央制御室及び現場で可搬型低圧代替注水ポンプ設置前の系統構成を行う。

ハ) 保修対応要員は，可搬型低圧代替注水ポンプの保管場所へ移動し，中間受槽，使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。

ニ) 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型低圧代替注水ポンプから接続口まで布設し，接続口に接続する。

ホ) 運転員等は，可搬型低圧代替注水ポンプの現場で，保修対応要員による可搬型低圧代替注水ポンプ設置等の作業と並行し，他の系統と連絡する弁について系統構成を行う。

ヘ) 保修対応要員は，中間受槽を設置し，可搬型ホースを可搬型低圧代替注水ポンプと接続後，中間受槽に可搬型ホース吸込口を設置する。

ト) 発電長は，電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによ

る代替格納容器スプレイ手段を失った場合に、可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイが可能となれば、運転員等及び保守対応要員に代替格納容器スプレイ開始を指示する。

㌺) 保守対応要員は、中間受槽へ水張りが完了していることを確認し可搬型低圧代替注水ポンプを現場で起動する。

㌻) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力計及び温度計の指示低下や常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等により、格納容器が冷却状態であること及び可搬型低圧代替注水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。

㌼) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば、一旦代替格納容器スプレイを停止し、その後、最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開する。なお、常設低圧代替注水ポンプ及びろ過水タンク水位等の収支により格納容器への注水量を把握し、約4,000m³になれば代替格納容器スプレイを停止する。

㌽) 保守対応要員は、可搬型低圧代替注水ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型低圧代替注水ポンプは約1.5時間の運転が可能。）

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名及び保守対応要員6名により作業を実施し、所要時間は約9時間30分と想定する。

円滑に作業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。

放射性物質の濃度低下については、格納容器スプレイポンプが故障した場合、よう素除去薬品タンクが使用できないものの、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、100%のジルコニウム－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。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置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、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。

格納容器内の冷却を目的とした代替格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

c. その他の手順項目にて考慮する手順

A, B 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」にて整備する。

熔融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

可搬型格納容器水素濃度計測装置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」
にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順，可搬型低圧代替注
水ポンプにより格納容器へスプレイする際の中間受槽への補給手順は，
「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順及び格納容器圧力計が
故障等により監視できない場合の格納容器圧力を推定する手順は，
「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

d. 優先順位

炉心の著しい損傷が発生した場合にフロントライン系故障により，格
納容器内の冷却機能が喪失している場合，継続的な冷却実施の観点並び
に格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から，
代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却による手段を優先
する。また，格納容器内自然対流冷却の手段が使用できるまでの間に，
格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上に達した場合は代替
格納容器スプレイを行う。

代替格納容器スプレイの優先順位は，余熱除去ポンプ（RHR S-C
SSタイライン使用），常設低圧代替注水ポンプ，電動消火ポンプ，デ
ィーゼル駆動消火ポンプ，可搬型低圧代替注水ポンプの順で使用する。

詳細には，余熱除去ポンプ（RHR S-C SSタイライン使用）が使用
できなければ常設低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする。
常設低圧代替注水ポンプが使用できない場合は，常用電源が使用可能で
あれば電動消火ポンプを使用し，電動消火ポンプが使用できなければデ
ィーゼル駆動消火ポンプを使用する。電動消火ポンプ及びディーゼル駆

動消火ポンプによる格納容器へのスプレイが実施できない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプを使用し格納容器へスプレイを行う。この操作での水源は淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には海水を使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.6.11図に示す。

(2) サポート系故障時の手順等

a. 格納容器内自然対流冷却

- (a) 可搬型代替注水大型ポンプを用いた A, B 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

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、格納容器スプレイポンプの機能が喪失した場合は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた A, B 格納容器再循環ユニットでの格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生した場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「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。

b. 代替格納容器スプレイ

- (a) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷が発生した場合、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時、格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

1. 6. 2. 2(1) b. (b) ii) と同様。

(b) B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイができない場合に、B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により、燃料取替用水タンク水及びよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器へスプレイする手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ常設低圧代替注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等により確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク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（自己冷却）による代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.6.12図に，タイムチャートを第1.6.13図に示す。

- i) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員にB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による格納容器スプレイ操作の準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は，中央制御室及び現場にてB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）運転準備のため，安全注入系の弁や原子炉補機冷却水系の弁等を隔離する。
- ハ) 保修対応要員は，現場でB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）系統構成のため，ディスタンスピースの取替えを実施する。
- ニ) 運転員等は，現場でディスタンスピースの取替え完了後に，格納容器スプレイ系の弁を操作し，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）冷却水の系統構成を行う。
- ホ) 運転員等は，中央制御室及び現場でB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）起動準備のため，他の系統と連絡する弁の閉止状態を確認した後，格納容器スプレイラインの弁を開とする。
- ヘ) 発電長は，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による格納容器内スプレイが可能となれば，運転員等に代替格納容器スプレイ開始を指示する。
- ト) 運転員等は，中央制御室でB格納容器スプレイポンプを起動し，ポンプ起動後に冷却水流量等により，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格納容器スプレイ積算流量計により格納容器スプレイ流量が確保されたことを確認する。

チ) 運転員等は、中央制御室及び現場で格納容器圧力計及び温度計の指示低下やB格納容器スプレイポンプ出口圧力等により、格納容器が冷却状態であること及び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を継続して確認する。

リ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば、一旦代替格納容器スプレイを停止し、その後、最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開する。なお、B格納容器スプレイ積算流量及び燃料取替用水タンク水位等の収支により格納容器への注水量を把握し、約4,000m³になれば代替格納容器スプレイを停止する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名及び保修対応要員2名により作業を実施し、所要時間は約120分と想定する。

円滑に作業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。ディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

放射性物質の濃度低下については、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。さらに、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を用いてよう素除去薬品タンクの薬品を格納容器へスプレイすることにより低下させる。

炉心損傷後の格納容器減圧操作については、格納容器圧力が最高

使用圧力から50kPa低下すれば停止する手順とすることで、100%のジルコニウム－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。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置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、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。

また、格納容器破損防止手段として代替格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約4,000m³）に達すれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(c) ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ

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

ただし、ディーゼル駆動消火ポンプは、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

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ積算流量等で確認できない場合において、格納容器へスプレイ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、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消

火用としてディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

1.6.2.2(1) b. (c) ii)と同様。ただし、電動消火ポンプは電源がなく起動できないため除く。

(d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設低圧代替注水ポンプ、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）及びディーゼル駆動消火ポンプによる格納容器スプレイに失敗した場合に、可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする手順を整備する。

使用可能な淡水がある場合は2次系純水タンク、ろ過水タンク等から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ積算流量等にて確認できない場合。

ii) 操作手順

1.6.2.2(1) b. (d) ii)と同様。

c. その他の手順項目にて考慮する手順

熔融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプを用いたA、B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」にて整備する。

可搬型格納容器水素濃度計測装置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」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順，可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする際の間受槽への補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の代替電源確保に関する手順及び空冷式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」にて整備する。

操作の判断，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」にて整備する。

d. 優先順位

炉心の著しい損傷が発生した場合にサポート系故障により，格納容器内の冷却機能が喪失している場合，継続的な冷却実施の観点並びに格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から，代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却による手段を優先させる。ただし，格納容器内自然対流冷却の手段では，可搬型代替注水大型ポンプを使用するため準備に時間がかかることから，使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上に達した場合は代替格納容器スプレイを実施する。

代替格納容器スプレイの優先順位は，常設低圧代替注水ポンプ，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却），ディーゼル駆動消火ポンプ，可搬型低圧代替注水ポンプの順で使用する。

詳細には，常設低圧代替注水ポンプによる格納容器へのスプレイが使用できない場合は，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を優先して

使用する。B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）からの格納容器へのスプレイ手段を失った場合は、ディーゼル駆動消火ポンプを使用する。ディーゼル駆動消火ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプを使用し格納容器へスプレイを行う。この操作での水源は淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には海水を使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.6.14図及び第1.6.15図に示す。

1.6.2.3 炉心及び格納容器内への注水時における格納容器内の水位及び注水量の管理

炉心及び格納容器へ注水を行う場合、重要機器及び重要計器の水没を防止するため、格納容器内の水位及び注水量を管理する必要がある。炉心及び格納容器への注水開始から格納容器再循環サンプ水位計の上限である総注水量約3,300m³までは、格納容器再循環サンプ水位計にて注水量を把握するとともに、ほう酸注入ライン流量計、高圧注入ポンプ出口流量計、余熱除去流量計等の流量と注水時間から算出した炉心への注水量、格納容器スプレイ積算流量計又は常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計及び代替注水消火水流量（AM）の積算値により算出した格納容器への注水量の和から総注水量を算出し把握する。その後の格納容器内冷却時に注水を停止する総注水量約4,000m³までの注水量は、炉心注水量と格納容器注水量の和から総注水量を算出することで把握し、あわせて格納容器水位監視装置にて総注水量約4,000m³を確認する。

格納容器内への注水時に漏えいがあった場合は、漏えい先のタンク水位やサンプ水位等により格納容器外への漏えいを確認し、漏えい箇所の隔離を行う。また、格納容器内への注水量と格納容器外への漏えい量を比較し格納容

器内の水位を推定する。

格納容器外への漏えいには、注水ラインから別系統への漏えい、格納容器貫通配管又は貫通部からアニュラス、原子炉建屋又は原子炉補助建屋への漏えい等が考えられる。

1.6.2.4 燃料の補給手順等

可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを運転する場合には、燃料補給が必要となる。重大事故等対処設備である燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）からタンクローリへ給油し、可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへ補給する手順を整備する。

- (1) 可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給

可搬型低圧代替注水ポンプは、燃料油貯蔵タンク（北側）からタンクローリへ給油し、可搬型低圧代替注水ポンプへ補給する。

可搬型代替注水大型ポンプは、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）からタンクローリへ給油し、可搬型代替注水大型ポンプへ補給する。

a. 手順着手の判断基準

可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの運転が必要と判断した場合、及び運転開始後については、定格負荷運転時における給油作業着手間隔※⁴に達した場合。

※4 定格負荷運転時における各設備の給油作業着手間隔は以下のとおり。

- ・可搬型低圧代替注水ポンプ: 前回の給油作業完了後ただちに給油

作業開始

- ・可搬型代替注水大型ポンプ:運転開始後約2.0時間後に給油作業着手（その後約3.5時間毎に給油作業に着手）

b. 操作手順

可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給の手順の概要は以下のとおりである。また、概略図を第1.6.16図に、タイムチャートを第1.6.17図に、アクセスルートを第1.6.18図に示す。

- 発電所災害対策本部は、保修対応要員に燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）からタンクローリへの給油及びタンクローリから可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給を指示する。
- 保修対応要員は、可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給作業の準備を行う。
- 保修対応要員は、タンクローリを保管エリアから燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）に移動させ、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）からタンクローリへの燃料の給油を行う。
- 保修対応要員は、タンクローリを可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの横に移動させ、燃料の補給を行う。
- 保修対応要員は、タンクローリの油量を確認し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合、以降(c), (d)を繰り返し燃料の補給を実施する。

c. 操作の成立性

上記の現場における対応は保修対応要員3名にて実施し、所要時間は、可搬型低圧代替注水ポンプについては初回の燃料補給作業を約105分、2

回目以降の燃料補給作業を約85分、可搬型代替注水大型ポンプについては約125分と想定する。

可搬型低圧代替注水ポンプの燃料消費率は、約41.11/hであり、起動から燃料の枯渇までの時間は約1.5時間と想定しており、枯渇までに燃料（軽油）補給を実施する。

また、可搬型代替注水大型ポンプの燃料消費率は、約1921/hであり、起動から燃料の枯渇までの時間は約3.5時間と想定しており、枯渇までに燃料（軽油）補給を実施する。

なお、重大事故等発生後7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」に示す燃料（軽油）も含め、燃料油貯蔵タンク（北側）（約39k1）又は燃料油貯蔵タンク（南側）（約39k1）を管理する。

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

第 1.6.1 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
(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

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		整備する手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク※1	格納容器内自然対流冷却	A，B格納容器再循環ユニット※2	重大事故等 対処設備	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
			A，B原子炉補機冷却水ポンプ ※2※3		
			A，B原子炉補機冷却水冷却器※2		
			原子炉補機冷却水サージタンク※2		
			窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージ タンク用）※2		
			A，B原子炉補機冷却海水ポンプ ※2※3		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユ ニット入口温度／出口温度（SA）） ※2		
			C原子炉補機冷却海水ポンプ※2※3	多 様性 拡張 設備	
			A，B格納容器再循環ファン		
		代替格納容器 スプレイ	余熱除去ポンプ（RHRS－CSSタイ ライン使用）※3	重大事故等 対処設備	発電所災害対策本部にて使用す る手順
			常設低圧代替注水ポンプ※3		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ	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		
			可搬型低圧代替注水ポンプ※4		
			燃料油貯蔵タンク（北側）※5		
			タンクローリ※5		

※1：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」にて整備する。

※2：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。

※3：ディーゼル発電機等により給電する。

※4：可搬型低圧代替注水ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水をスプレイする。手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※5：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給に使用する。

第 1.6.2 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
(炉心損傷前のサポート系故障時)

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		整備する手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源※ 1 原子炉補機冷却設備	格納容器内自然対流冷却	可搬型代替注水大型ポンプ※ 2	重大事故等対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 3		
			タンクローリ※ 3		
			A，B 格納容器再循環ユニット※ 2		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））※ 2		
		代替格納容器スプレイ	常設低圧代替注水ポンプ	重大事故等対処設備	
			空冷式非常用発電機※ 1		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 4		
			可搬型燃料給油ポンプ※ 4		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク	多様性拡張設備	
			B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）		
			よう素除去薬品タンク		
			ディーゼル駆動消火ポンプ		
			ろ過水タンク		
			可搬型低圧代替注水ポンプ※ 5		
			燃料油貯蔵タンク（北側）※ 3		
			タンクローリ※ 3		

※ 1：代替電源設備により電源確保する。手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※ 2：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。

※ 3：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）を使用する。可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。

※ 4：空冷式非常用発電機の燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

※ 5：可搬型低圧代替注水ポンプは，中間受槽を経由し淡水若しくは海水をスプレイする。手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

第 1.6.3 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

(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

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		整備する手順書の分類	
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク※ 1	格納容器内自然対流冷却	A, B 格納容器再循環ユニット※ 2	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順	
			A, B 原子炉補機冷却水ポンプ ※ 2 ※ 3			
			A, B 原子炉補機冷却水冷却器※ 2			
			原子炉補機冷却水サージタンク※ 2			
			窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）※ 2			
			A, B 原子炉補機冷却海水ポンプ ※ 2 ※ 3			
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））※ 2			
		C 原子炉補機冷却海水ポンプ	拡張設備 多様性	発電所災害対策本部にて使用する手順		
		代替格納容器スプレイ	余熱除去ポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）※ 3			重大事故等 対処設備
			常設低圧代替注水ポンプ※ 3			
			燃料取替用水タンク			
			復水タンク			多様性 拡張設備
			電動消火ポンプ			
			ディーゼル駆動消火ポンプ			
			ろ過水タンク			
			可搬型低圧代替注水ポンプ※ 4			
			燃料油貯蔵タンク（北側）※ 5			
			タンクローリ※ 5			

※ 1：手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※ 2：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。

※ 3：ディーゼル発電機等により給電する。

※ 4：可搬型低圧代替注水ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水をスプレイする。手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※ 5：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給に使用する。

第 1.6.4 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

(炉心損傷後のサポート系故障時)

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		整備する手順書の分類
サ ポ ー ト 系 故 障 時	全交流動力電源※ 1 原子炉補機冷却設備	格納容器内自然対流冷却	可搬型代替注水大型ポンプ※ 2	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順 発電所災害対策本部にて使用する手順
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 3		
			タンクローリ※ 3		
			A， B 格納容器再循環ユニット※ 2		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））※ 2		
		代替格納容器スプレイ	常設低圧代替注水ポンプ	重大事故等対処設備	
			空冷式非常用発電機※ 1		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 4		
			可搬型燃料給油ポンプ※ 4		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク	多様性拡張設備	
			B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）		
			よう素除去薬品タンク		
			ディーゼル駆動消火ポンプ		
			ろ過水タンク		
			可搬型低圧代替注水ポンプ※ 5		
			燃料油貯蔵タンク（北側）※ 3		
			タンクローリ※ 3		

※ 1：代替電源設備により電源確保する。手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※ 2：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。

※ 3：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）を使用する。可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。

※ 4：空冷式非常用発電機の燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

※ 5：可搬型低圧代替注水ポンプは，中間受槽を経由し淡水若しくは海水をスプレイする。手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

第1.6.5表 重大事故等対処に係る監視計器

1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等

監視計器一覧 (1/9)

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内冷却の手順等 (1) フロントライン系故障時の手順等 a. 格納容器内自然対流冷却		
(a) A, B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	原子炉格納容器内の温度
		原子炉格納容器内の圧力
		原子炉格納容器への注水量
	操作	「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。
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内冷却の手順等 (1) フロントライン系故障時の手順等 b. 代替格納容器スプレイ		
(a) 余熱除去ポンプ (RHS-CSSタイライン使用) による代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度
		原子炉格納容器内の圧力
		原子炉格納容器内の水位
		原子炉格納容器への注水量
		水源
	操作	原子炉格納容器内の温度
		原子炉格納容器内の圧力
		原子炉格納容器内の水位
		原子炉格納容器への注水量
		水源
		補機監視機能

監視計器一覧 (2/9)

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. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内冷却の手順等 (1) フロントライン系故障時の手順等 b. 代替格納容器スプレイ			
(b) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計 (A M)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域)
		原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計 ・ 復水タンク水位計
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計 (A M)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域) ・ 原子炉格納容器水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ A 格納容器スプレイ積算流量計 ・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計 ・ 復水タンク水位計
		補機監視機能	・ 常設低圧代替注水ポンプ出口圧力計
(c) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計 (A M)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域)
		原子炉格納容器への注水量	・ A 格納容器スプレイ積算流量計 ・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		水源	・ ろ過水タンク水位計
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計 (A M)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域) ・ 原子炉格納容器水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ 代替注水消火水流量計 (A M)
		水源	・ ろ過水タンク水位計
		補機監視機能	・ 水消火ポンプ出口母管圧力計

監視計器一覧 (3/9)

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. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内冷却の手順等					
(1) フロントライン系故障時の手順等					
b. 代替格納容器スプレイ					
(d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計		
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計		
			・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）		
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）		
	操作	原子炉格納容器への注水量	・ Ａ格納容器スプレイ積算流量計		
			・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計		
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計		
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計		
			・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）		
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）		
			・ 原子炉格納容器水位監視装置		
		原子炉格納容器への注水量	・ Ａ格納容器スプレイ積算流量計		
	・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計				
	・ 代替注水消火水流量計（ＡＭ）				
1. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内冷却の手順等					
(2) サポート系故障時の手順等					
a. 格納容器内自然対流冷却					
(a) 可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	電源	・ 6.6kV2A，2B，2C1，2C2，2D1，2D2母線受電電圧計		
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計		
			・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計		
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計		
	原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計			
		・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）			
	操作	「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。			

監視計器一覧 (4/9)

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
1.6.2.1 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内冷却の手順等 (2) サポート系故障時の手順等 b. 代替格納容器スプレイ			
(a) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計
			・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位計 (広域)
		原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ積算流量計
	操作	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 復水タンク水位計
(b) B 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位計 (広域)
		原子炉格納容器への注水量	・ A 格納容器スプレイ積算流量計
			・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位計 (広域)
			・ 原子炉格納容器水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ B 格納容器スプレイ積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機冷却	・ B 格納容器スプレイポンプ電動機補機冷却水流量計
			・ B 格納容器スプレイポンプ補機冷却水流量計
		補機監視機能	・ B 格納容器スプレイポンプ出口圧力計

監視計器一覧 (5/9)

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. 6. 2. 1 炉心の著しい損傷防止のための格納容器内冷却の手順等 (2) サポート系故障時の手順等 b. 代替格納容器スプレイ					
(c)ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ		判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計	
			原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計	
				・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）	
			原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）	
			原子炉格納容器への注水量	・ B 格納容器スプレイ積算流量計	
		水源	・ ろ過水タンク水位計		
		操作	1. 6. 2. 1(1) b.（c）ii）と同様。		
(d)可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ		判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計	
			原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計	
				・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）	
			原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）	
		原子炉格納容器への注水量	・ B 格納容器スプレイ積算流量計		
		操作	1. 6. 2. 1(1) b.（d）ii）と同様。		
1. 6. 2. 2 格納容器破損を防止するための格納容器内冷却の手順等 (1) フロントライン系故障時の手順等 a. 格納容器内自然対流冷却					
(a) A，B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却		判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計	
			原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計	
				・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）	
		原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ積算流量計		
		操作	「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。		

監視計器一覧 (6/9)

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
1.6.2.2 格納容器破損を防止するための格納容器内冷却の手順等 (1) フロントライン系故障時の手順等 b. 代替格納容器スプレイ			
(a) 余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン 使用）による代替格 納容器スプレイ	判 断 基 準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器への注水 量	・ 格納容器スプレイ積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
	操 作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域） ・ 原子炉格納容器水位監視装置
		原子炉格納容器への注水 量	・ 格納容器スプレイ積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能	・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
(b) 常設低圧代替注水ポン プによる代替格納容器 スプレイ	判 断 基 準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器への注水 量	・ 格納容器スプレイ積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計 ・ 復水タンク水位計
	操 作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域） ・ 原子炉格納容器水位監視装置
		原子炉格納容器への注水 量	・ A 格納容器スプレイ積算流量計 ・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計 ・ 復水タンク水位計
		補機監視機能	・ 常設低圧代替注水ポンプ出口圧力計

監視計器一覧 (7/9)

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
1.6.2.2 格納容器破損を防止するための格納容器内冷却の手順等 (1) フロントライン系故障時の手順等 b. 代替格納容器スプレイ			
(c) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域)
		原子炉格納容器への注水量	・ A 格納容器スプレイ積算流量計 ・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		水源	・ ろ過水タンク水位計
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域) ・ 原子炉格納容器水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ 代替注水消火水流量計 (AM)
		水源	・ ろ過水タンク水位計
		補機監視機能	・ 水消火ポンプ出口母管圧力計
(d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域)
		原子炉格納容器への注水量	・ A 格納容器スプレイ積算流量計 ・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計 ・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域) ・ 原子炉格納容器水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ A 格納容器スプレイ積算流量計 ・ 代替注水消火水流量計 (AM) ・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計

監視計器一覧 (8/9)

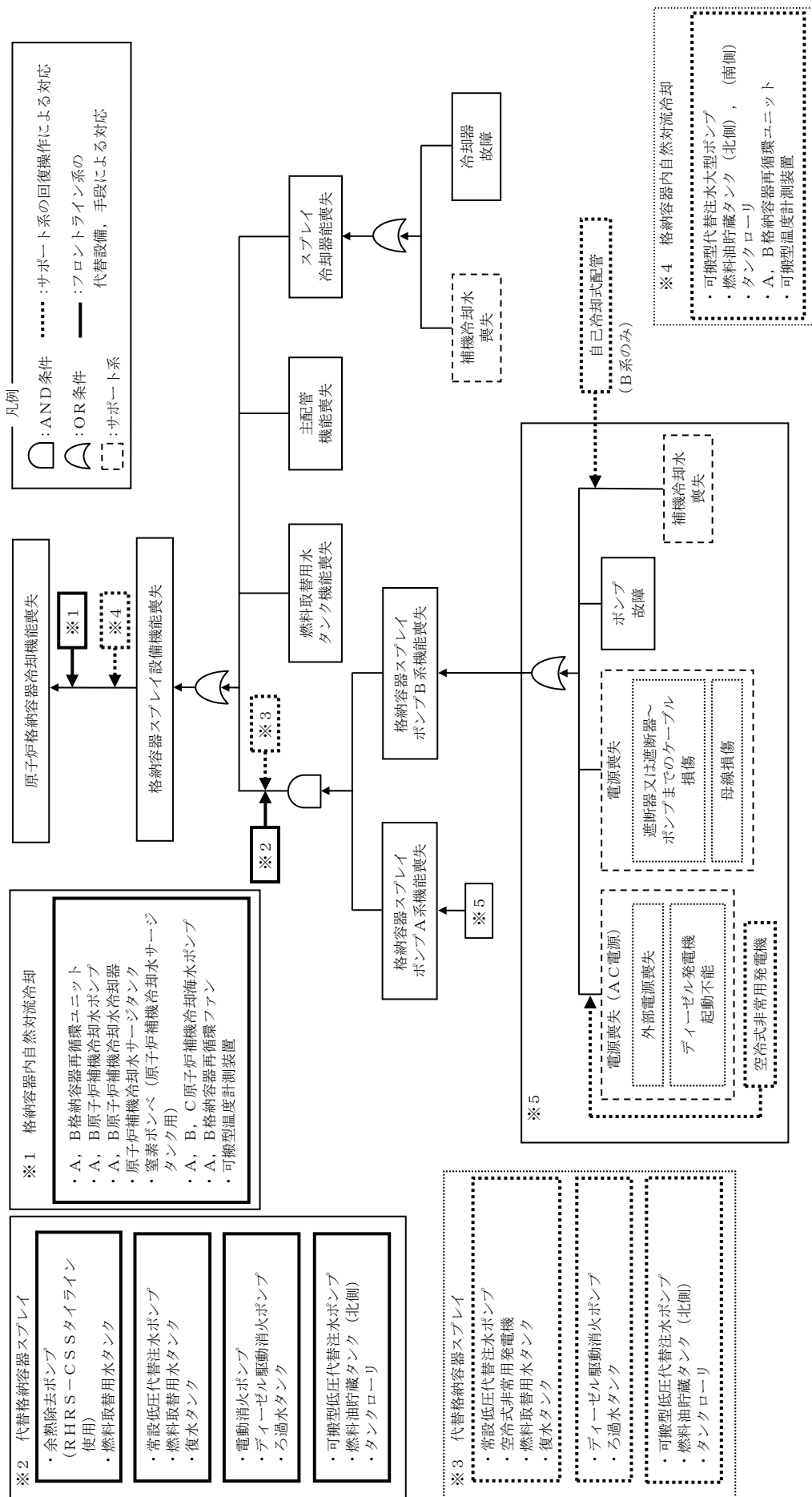
対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目		監視計器	
1.6.2.2 格納容器破損を防止するための格納容器内冷却の手順等 (2) サポート系故障時の手順等 a. 格納容器内自然対流冷却					
(a)可搬型代替注水大型ポンプを用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計		
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計		
				・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計	
	操作	「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。			
1.6.2.2 格納容器破損を防止するための格納容器内冷却の手順等 (2) サポート系故障時の手順等 b. 代替格納容器スプレー					
(a)常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレー	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計		
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計		
			・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計		
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計		
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計		
			・ 原子炉格納容器圧力計（AM）		
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位計（広域）		
	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計			
		・ 復水タンク水位計			
		操作	1.6.2.2(1) b. (b) ii) と同様。		
(b) B 格納容器スプレーポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレー	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計		
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計		
			・ 原子炉格納容器圧力計（AM）		
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位計（広域）		
		原子炉格納容器への注水量	・ A 格納容器スプレー積算流量計		
			・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計		
	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計			
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計		
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計		
			・ 原子炉格納容器圧力計（AM）		
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位計（広域）		
			・ 原子炉格納容器水位監視装置		
		原子炉格納容器への注水量	・ B 格納容器スプレー積算流量計		
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計		
		補機冷却	・ B 格納容器スプレーポンプ電動機補機冷却水流量計		
・ B 格納容器スプレーポンプ補機冷却水流量計					
補機監視機能	・ B 格納容器スプレーポンプ出口圧力計				

監視計器一覽 (9/9)

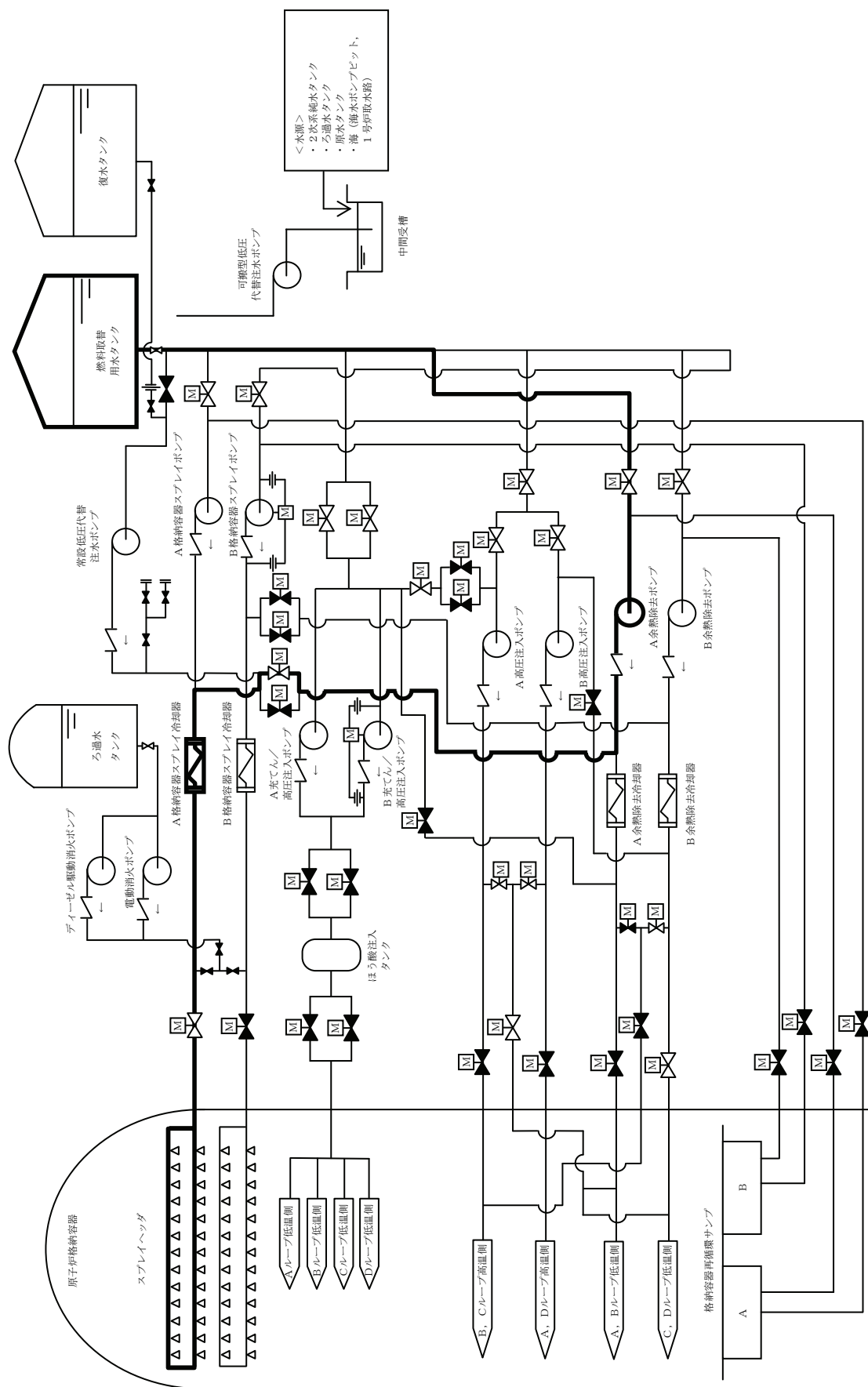
対応手段	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目		監視計器
1. 6. 2. 2 格納容器破損を防止するための格納容器内冷却の手順等 (2) サポート系故障時の手順等 b. 代替格納容器スプレイ			
(c)ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器への注水量	・ B 格納容器スプレイ積算流量計
	水源	・ ろ過水タンク水位計	
	操作	1. 6. 2. 2(1) b.（c）ii）と同様。	
(d)可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器への注水量	・ B 格納容器スプレイ積算流量計
	操作	1. 6. 2. 2(1) b.（d）ii）と同様。	

第 1.6.6 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.6】 原子炉格納容器内の冷却 等のための手順等	常設低圧代替注水ポンプ	重大事故等対処用専用低圧母線
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	A 余熱除去ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 余熱除去ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 原子炉補機冷却水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 原子炉補機冷却水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	A 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 A 非常用高圧母線



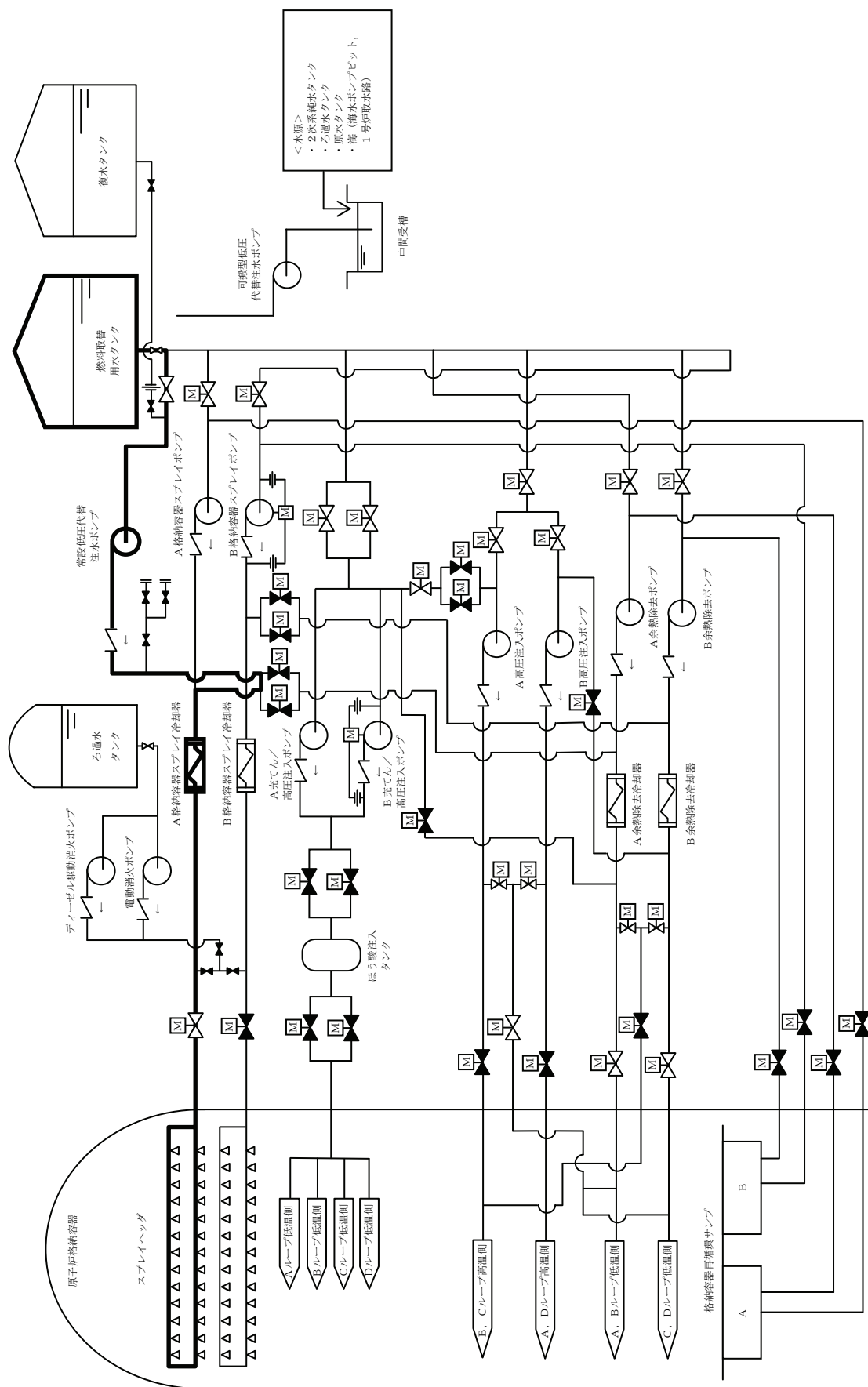
第 1.6.1 図 機能喪失原因対策分析



第 1.6.2 図 余熱除去ポンプ（RHR S-CSS タイプライン使用）による代替格納容器スプレイ 概略系統

			経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員 (数)		約 20 分 余熱除去ポンプ (R H R S - C S S タイライン使用) による代替格納容器スプレイ ▽										
余熱除去ポンプ (R H R S - C S S タイライン使用) による代替格納容器スプレイ	運転員等 (現場)	1	■		系統構成								
	運転員等 (中央制御室)	1		■	系統構成・起動								
					→								

第1.6.3図 余熱除去ポンプ（R H R S - C S S タイライン使用）による代替格納容器スプレイ手順タイムチャート



第1.6.4図 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 概略系統

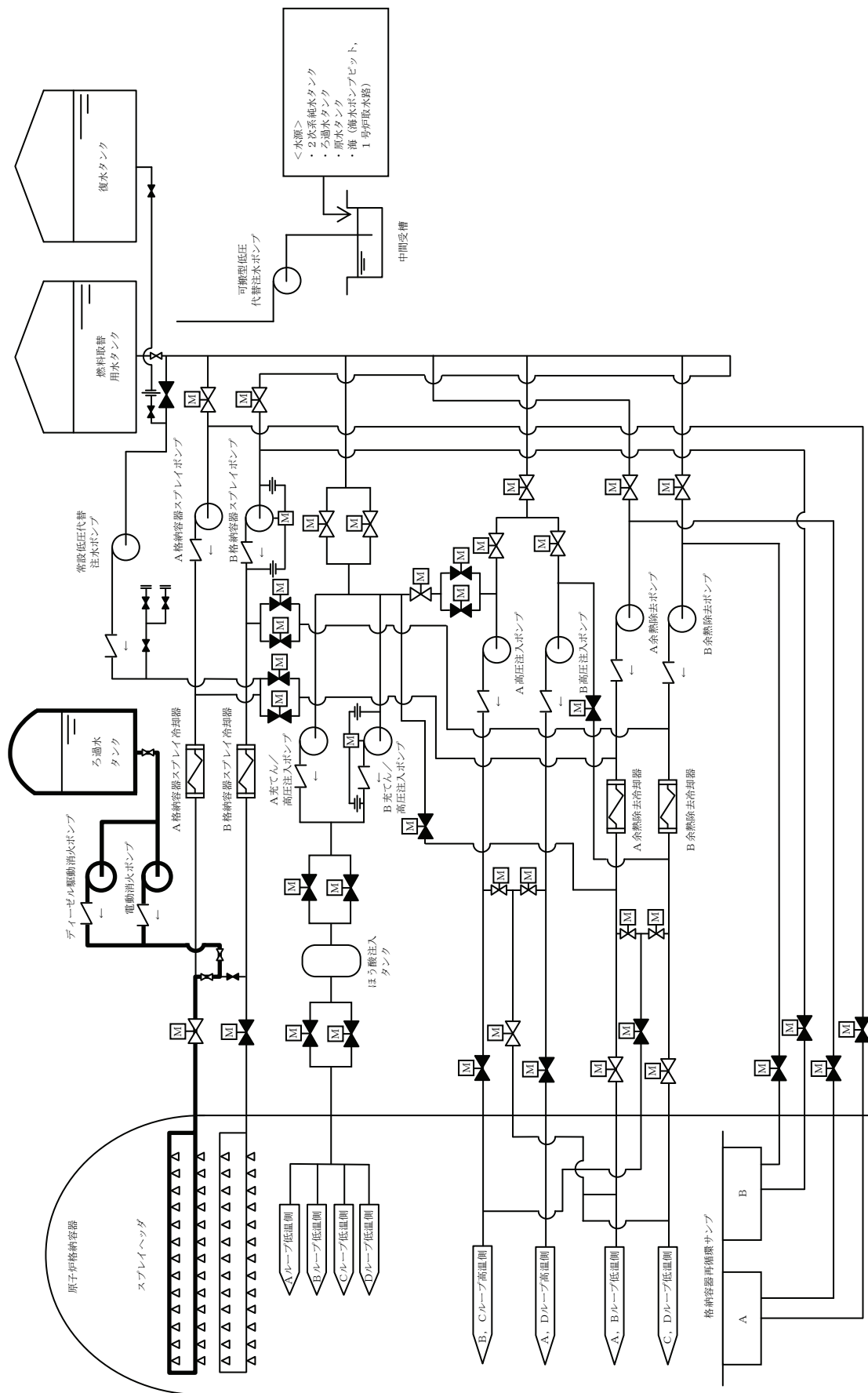
○運転員が系統構成する場合

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		▽ 約 34 分 常設低圧代替注水ポンプによる 代替格納容器スプレイ										
常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等 （現場）	2	移動，系統構成										
	運転員等 （中央制御室）	1	系統構成			起動操作							

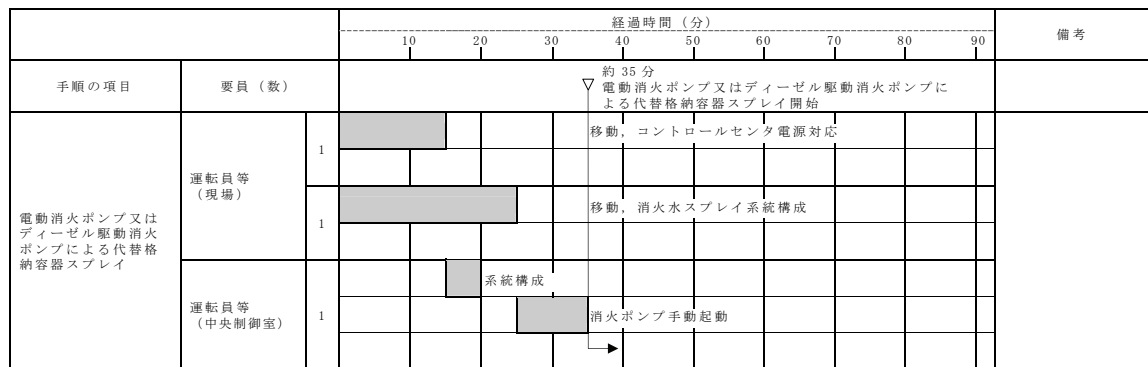
○重大事故等対策要員のうち運転対応要員が系統構成する場合

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 59 分 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ ▽										
常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等（現場）	2	移動，系統構成										
	運転員等（中央制御室）	1	系統構成							起動操作			

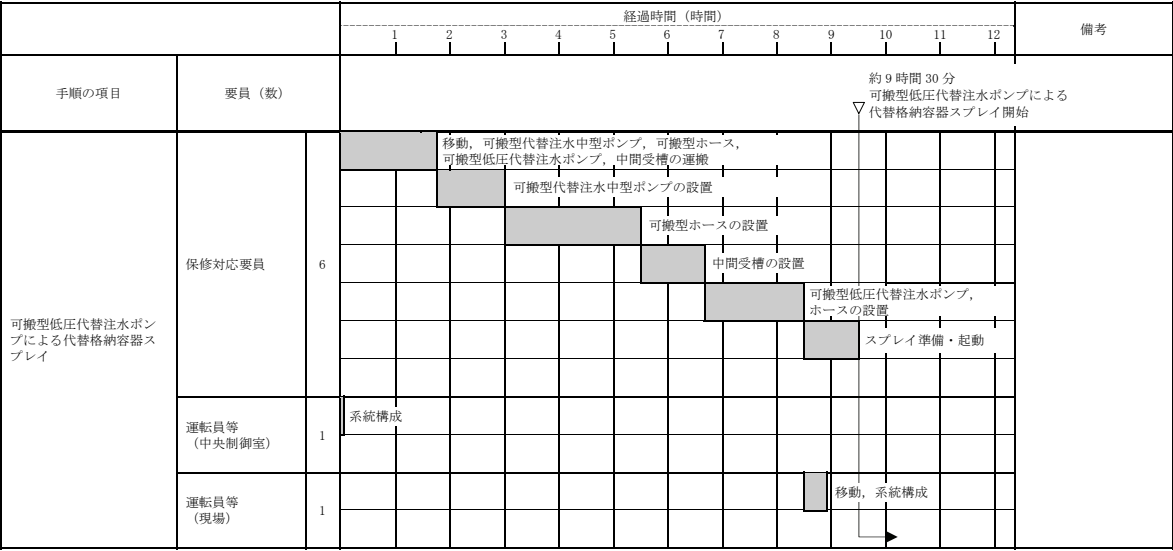
第 1.6.5 図 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順タイムチャート



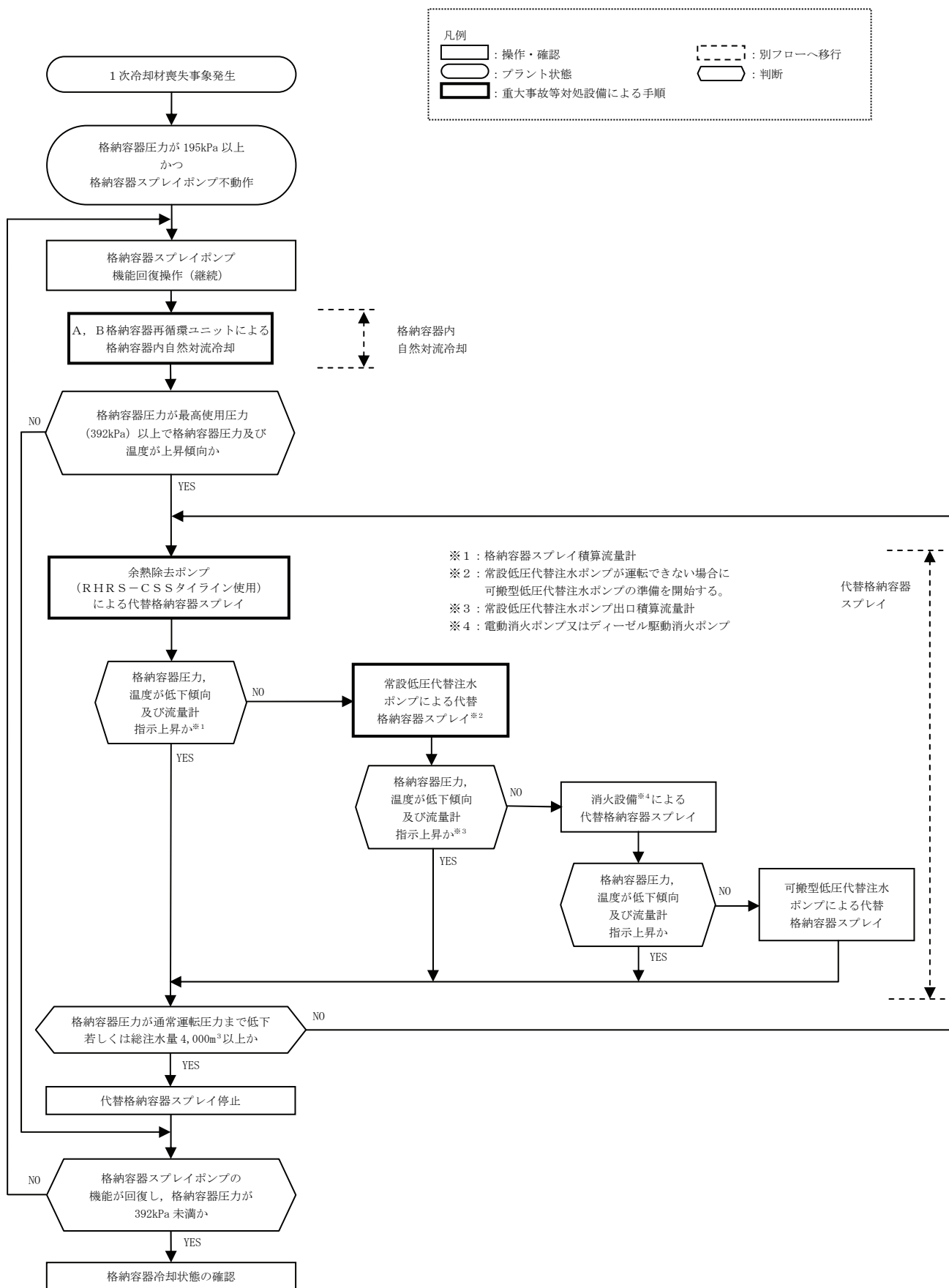
第 1.6.6 図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ 概略系統



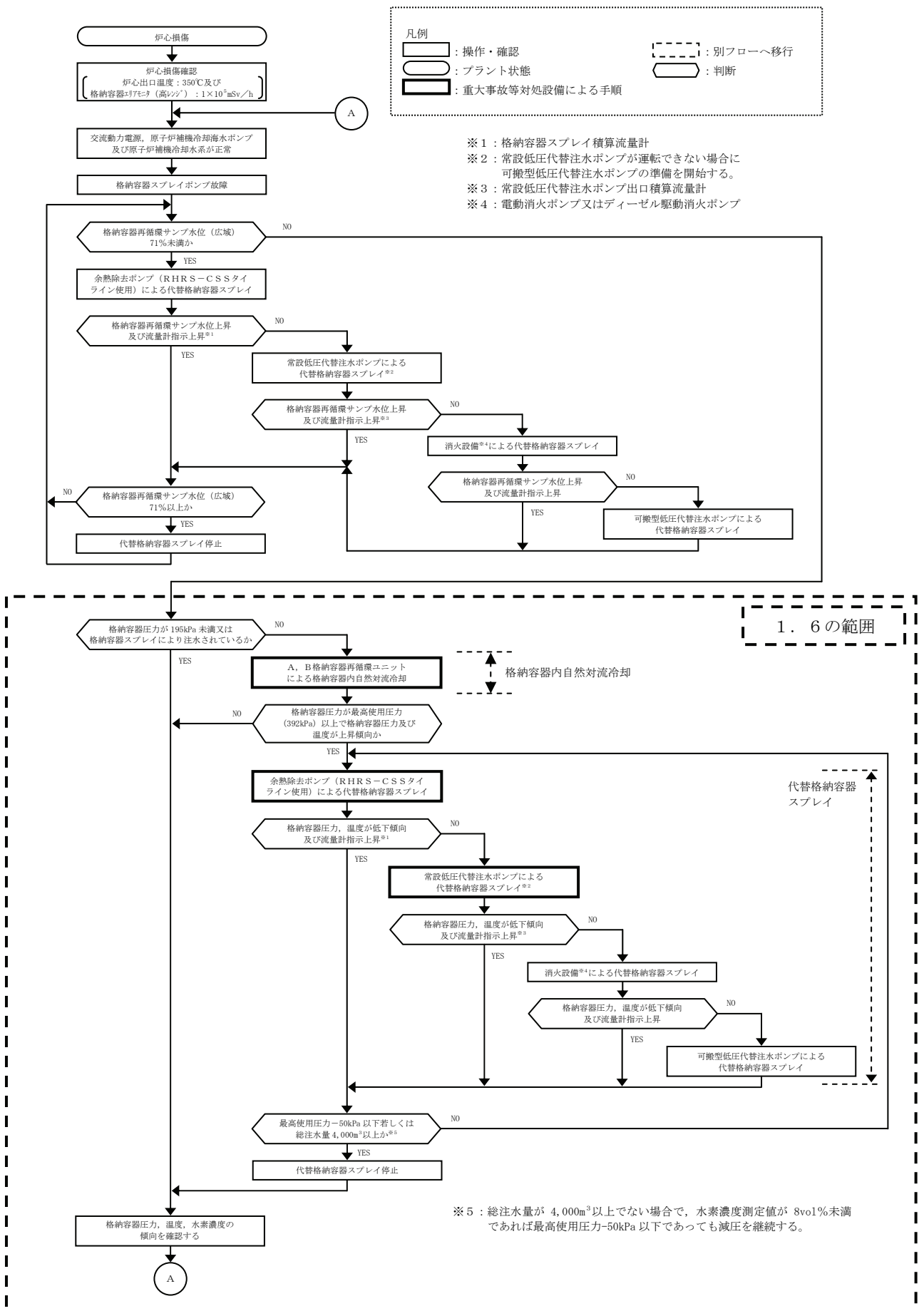
第 1. 6. 7 図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレー手順タイムチャート



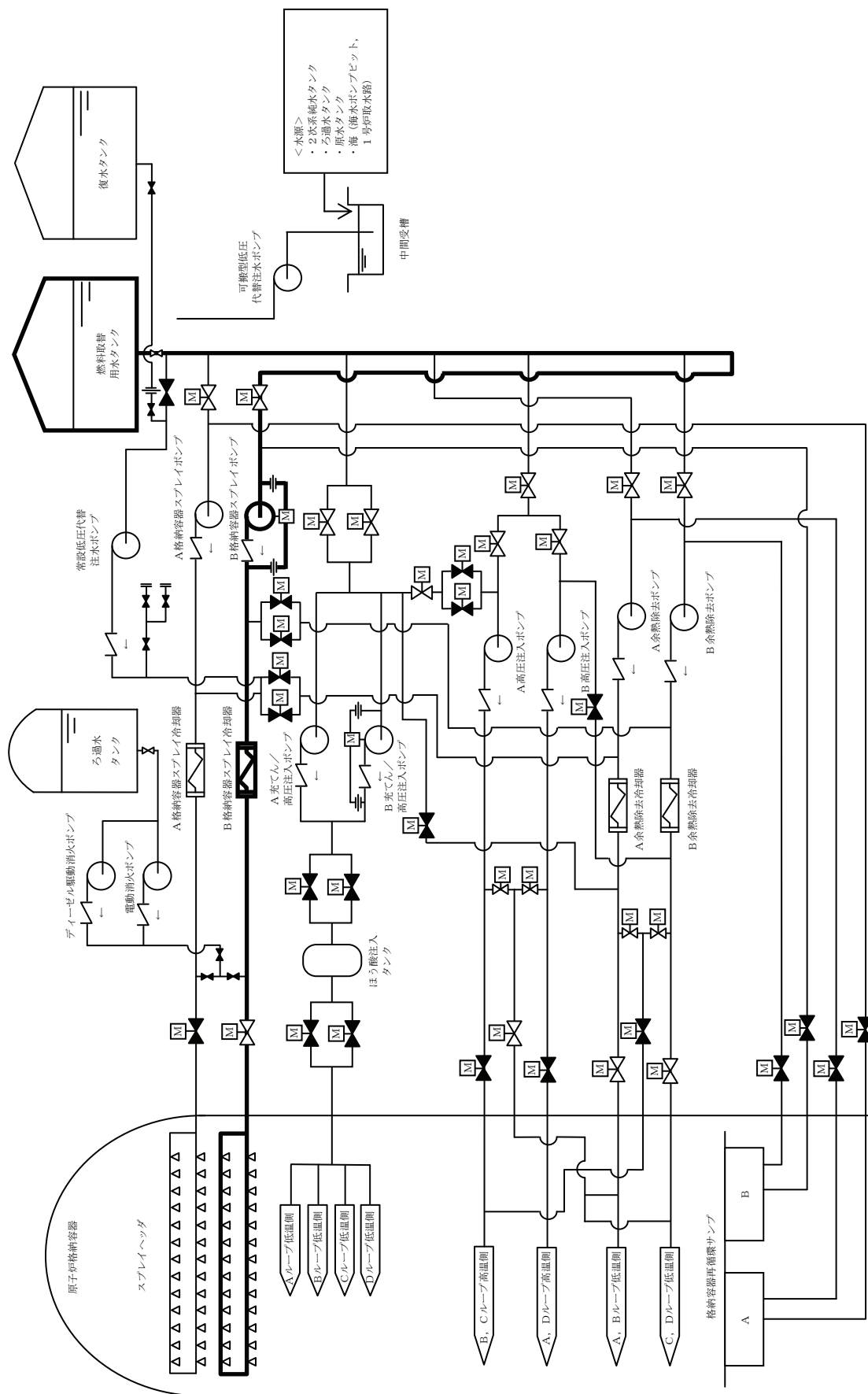
第 1.6.9 図 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順タイムチャート



第 1.6.10 図 原子炉格納容器内の冷却機能喪失に対する対応手順
(フロントライン系故障) (炉心損傷前)



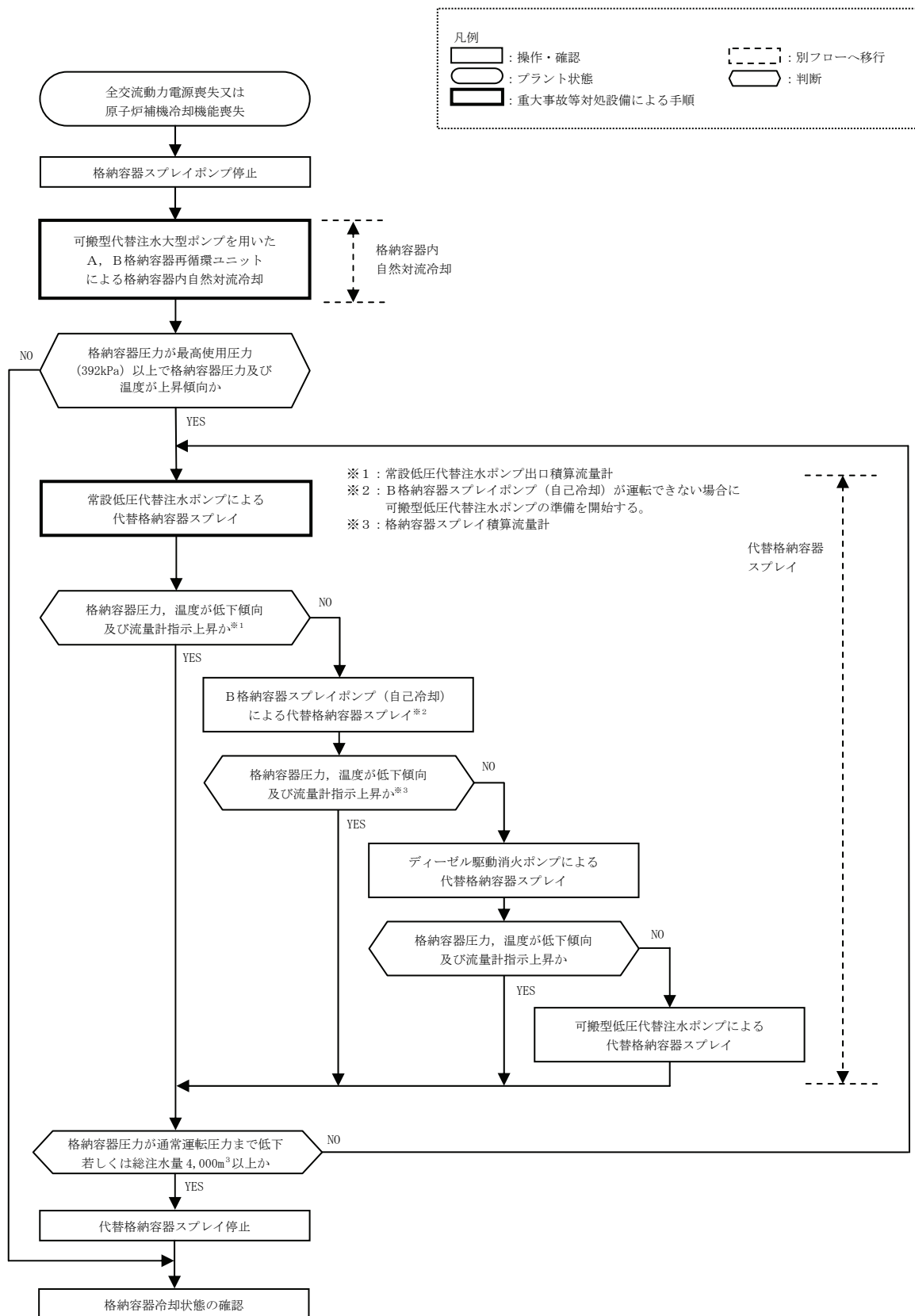
第 1. 6. 11 図 原子炉格納容器内の冷却機能喪失に対する対応手順
（フロントライン系故障）（炉心損傷後）



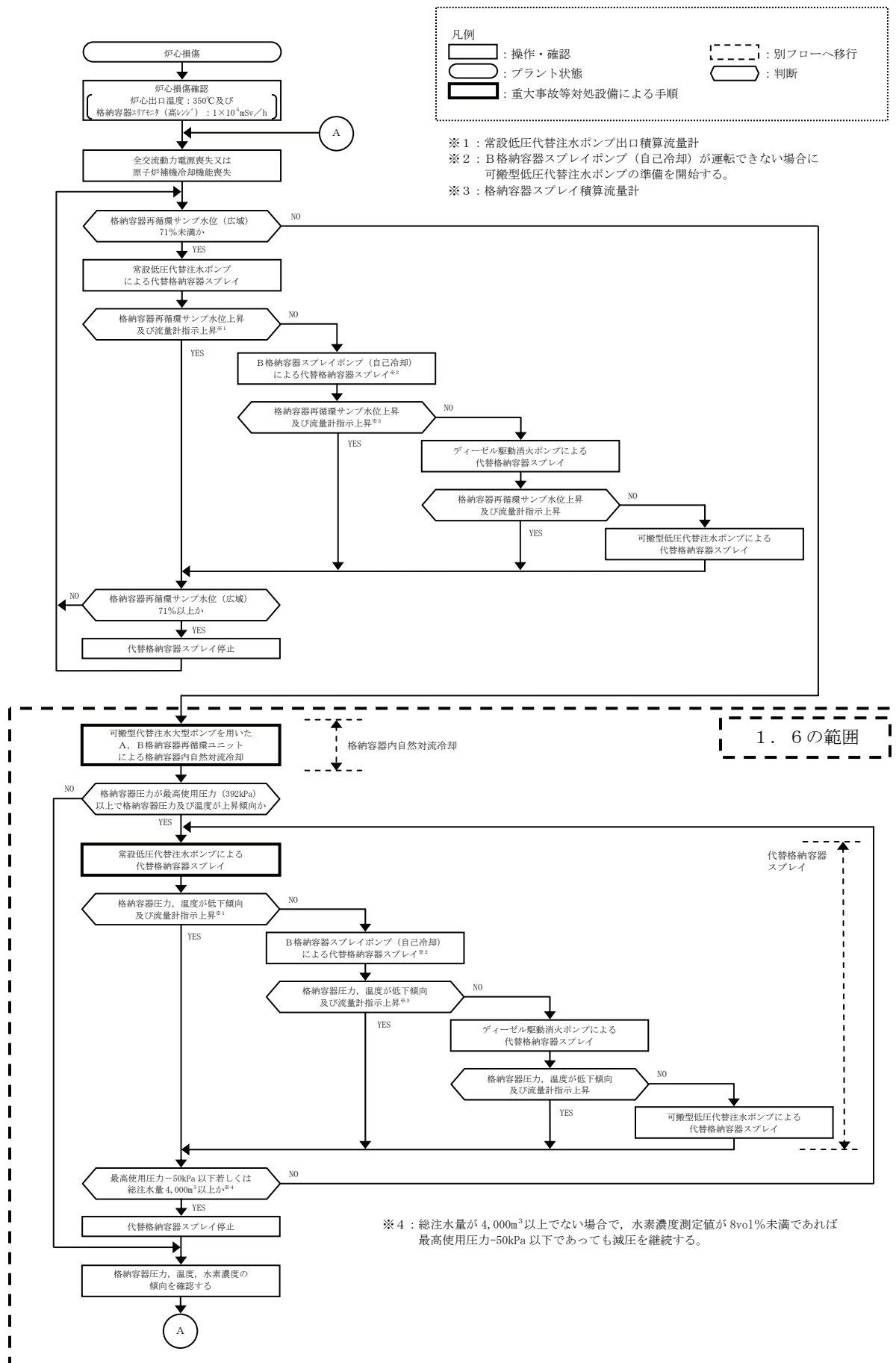
第 1.6.12 図 B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による格納容器スプレイ 概略系統

			経過時間 (分)										備考
			20	40	60	80	100	120	140	160	180		
手順の項目		要員 (数)	約 120 分 B格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ ▽										
B格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ	保守対応要員	2	移動, ディスタンスピース取替え										
	運転員等 (現場)	1							移動, 系統構成				
	運転員等 (中央制御室)	1		系統構成									

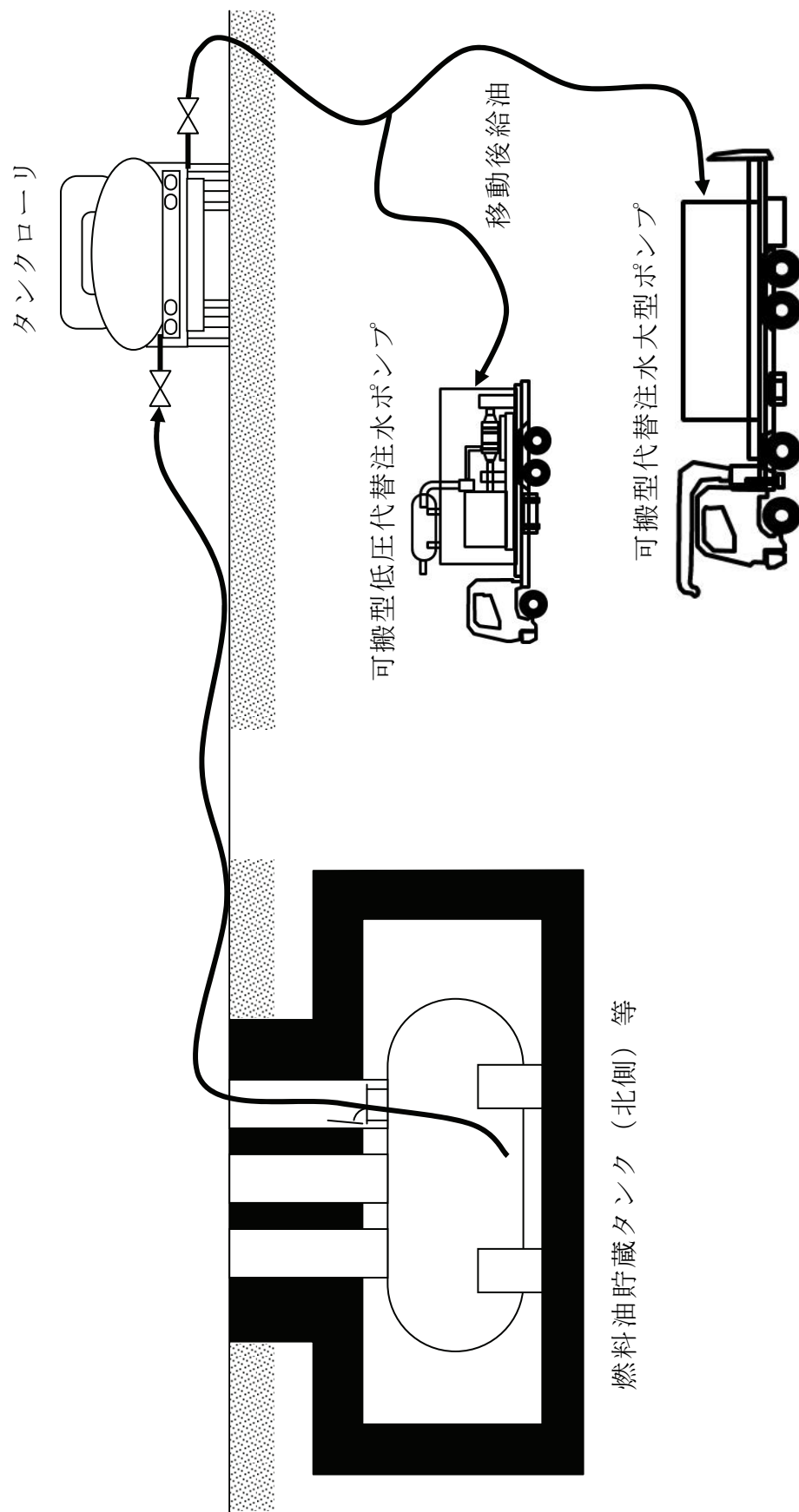
第 1.6.13 図 B 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ手順タイムチャート



第 1.6.14 図 原子炉格納容器内の冷却機能喪失に対する対応手順
(サポート系故障) (炉心損傷前)

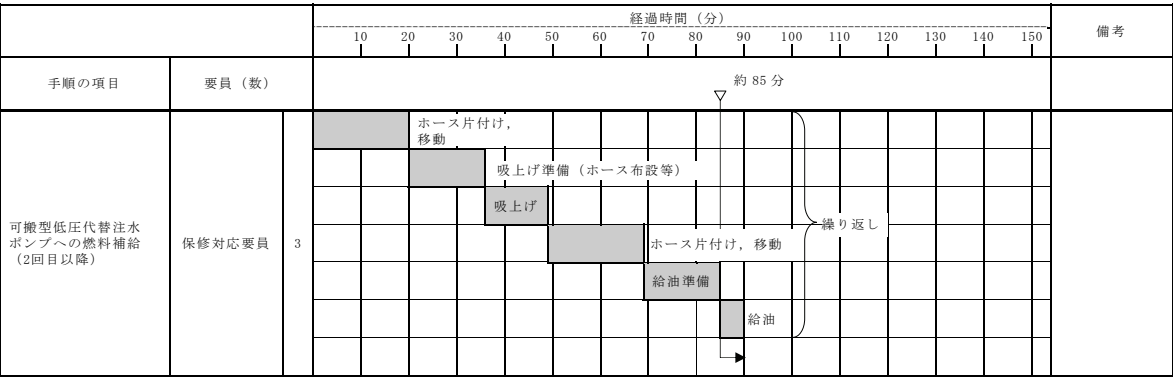
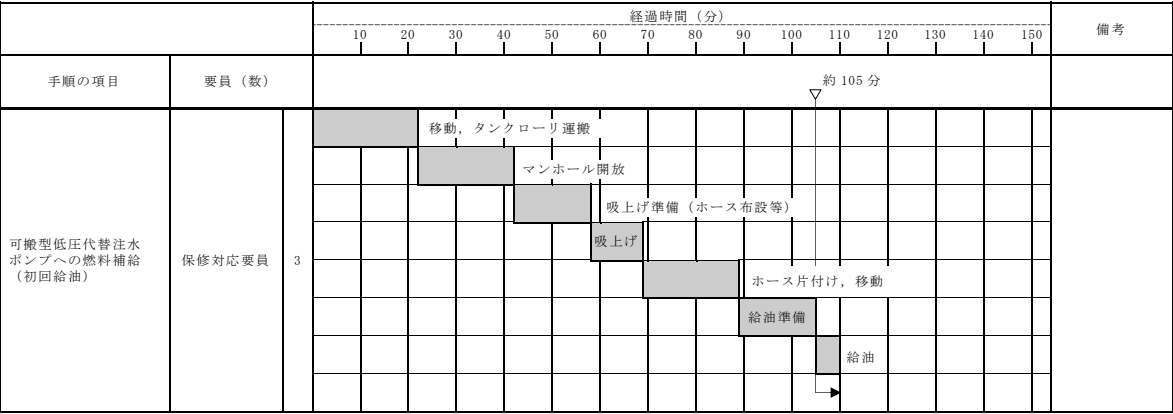


第 1.6.15 図 原子炉格納容器内の冷却機能喪失に対する対応手順
（サポート系故障）（炉心損傷後）

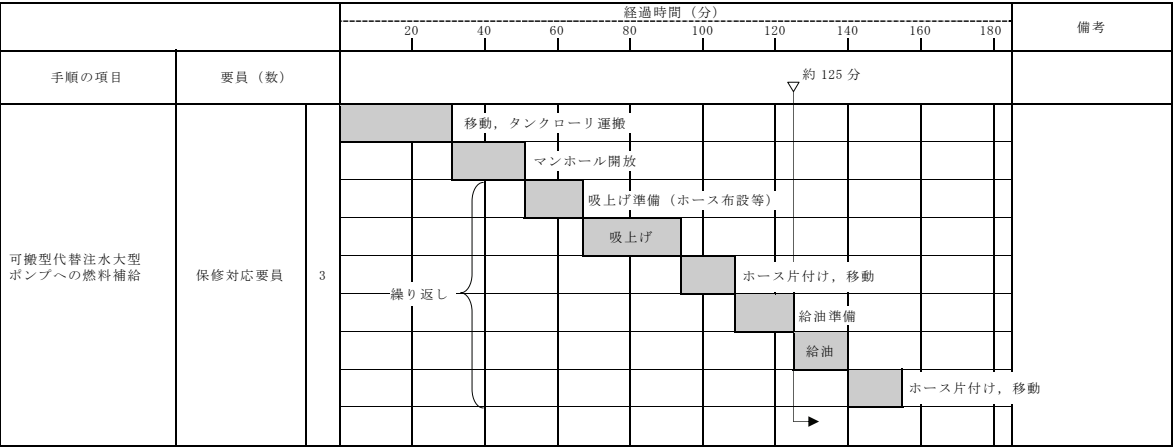


第 1.6.16 図 可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給 概略図

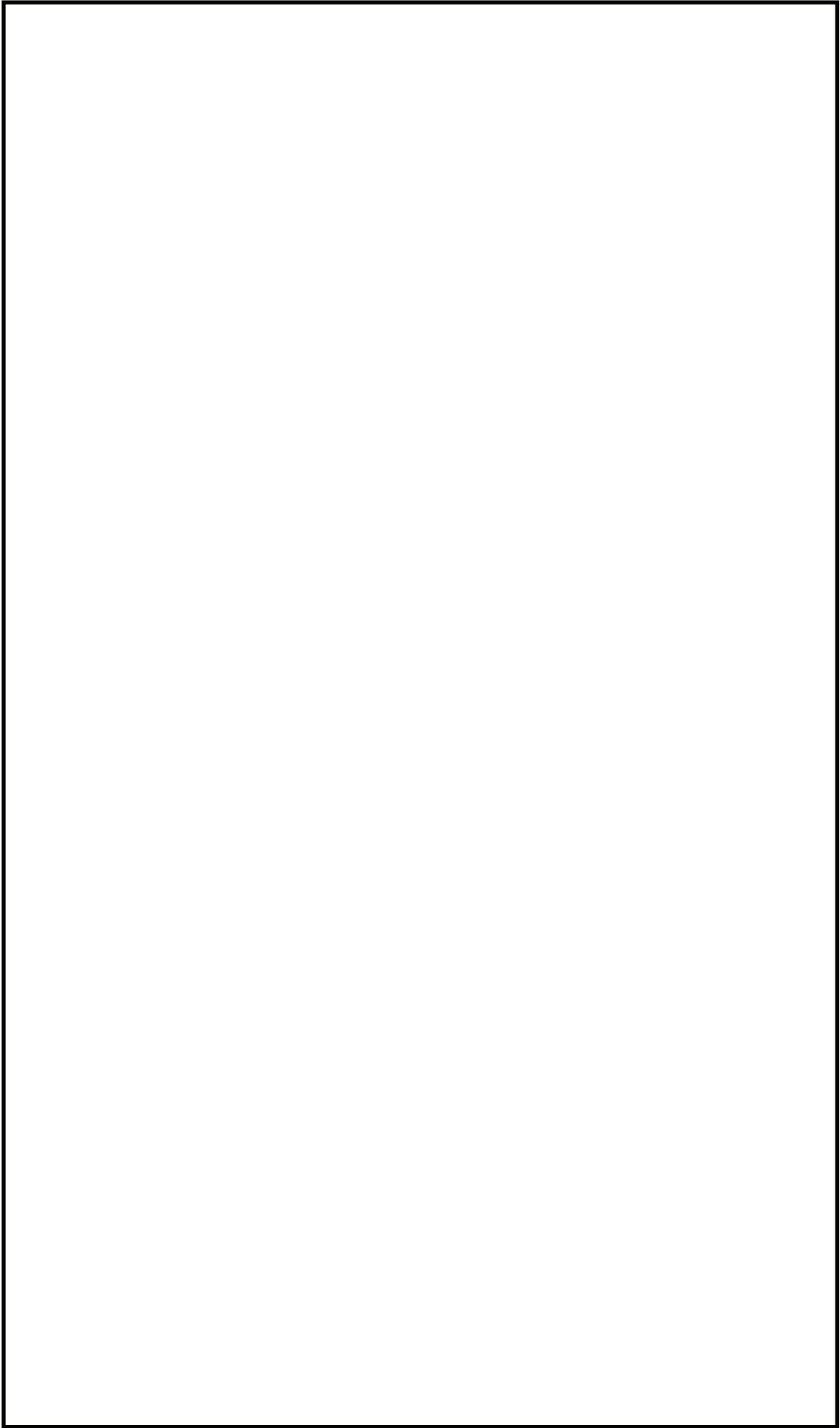
○可搬型低圧代替注水ポンプへの燃料補給



○可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給



第 1.6.17 図 可搬型低圧代替注水ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給手順タイムチャート



第 1. 6. 18 図 燃料給油アクセスルート

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

< 目 次 >

1.7.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備
 - b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備
 - c. 手順等

1.7.2 重大事故等時の手順等

1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等

- (1) 格納容器内自然対流冷却
 - a. A, B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
- (2) 格納容器スプレイ
 - a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ
- (3) 代替格納容器スプレイ
 - a. 余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替格納容器スプレイ
 - b. 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - c. 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - d. 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
- (4) その他の手順項目にて考慮する手順
- (5) 優先順位

1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

- (1) 格納容器内自然対流冷却

- a. 可搬型代替注水大型ポンプを用いたA, B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
- (2) 代替格納容器スプレイ
 - a. 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - b. B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ
 - c. ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - d. 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
- (3) その他の手順項目にて考慮する手順
- (4) 優先順位

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止

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

(2) 悪影響防止

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

(3) 現場操作等

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

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

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

(4) 放射線防護

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下、付録 1.7 において「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.7.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

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

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

格納容器再循環ユニットを用いた対応手段の他に、同等以上の効果を有する対応手段並びに重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及

び多様性拡張設備※¹を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第五十条及び「技術基準規則」第六十五条（以下、付録 1.7 において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は空冷式非常用発電機により給電する。

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」からの要求により選定した重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第 1.7.1 表に示す。

a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

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

格納容器内自然対流冷却で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A, B 格納容器再循環ユニット
- ・ A, B 原子炉補機冷却水ポンプ

- ・ A， B 原子炉補機冷却水冷却器
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク
- ・ 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）
- ・ A， B， C 原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））

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

格納容器スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

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

代替格納容器スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）
- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 電動消火ポンプ
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）

- ・タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

格納容器内自然対流冷却に使用する設備のうち、A、B格納容器再循環ユニット、A、B原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）、A、B原子炉補機冷却海水ポンプ及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））は、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

格納容器スプレイに使用する設備のうち、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

代替格納容器スプレイに使用する設備のうち、余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）、常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により、格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・電動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンク

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。

- ・可搬型低圧代替注水ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、タンクローリ

可搬型ホース、可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬、接続作業に時間を要するが、水源を特定せずに使用できる代替手段として

有効である。

- ・ C 原子炉補機冷却海水ポンプ

C 原子炉補機冷却海水ポンプの電源を 2 A 非常用高圧母線より受電している場合は，A 又は B 原子炉補機冷却海水ポンプの代替手段として有効である。

b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

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

格納容器内自然対流冷却に使用する設備は以下のとおり。

- ・ A，B 格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

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

代替格納容器スプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料取替用水タンク

- ・ 復水タンク
- ・ B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ タンクローリ
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

格納容器内自然対流冷却に使用する設備のうち，A，B 格納容器再循環ユニット，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）），燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリは，いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

代替格納容器スプレイに使用する設備のうち，常設低圧代替注水ポンプ，空冷式非常用発電機，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），可搬型燃料給油ポンプ，燃料取替用水タンク及び復水タンクは，いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能であることから，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）

重大事故等対処設備である常設低圧代替注水ポンプのバックアップであり，運転不能を判断してからの準備となるので系統構成

に時間を要するが、流量が大きく高い減圧効果が見込めることから有効である。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンク

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。

- ・可搬型低圧代替注水ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、タンクローリ

可搬型ホース、可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬、接続作業に時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効である。

c. 手順等

上記の a. 及び b. により選定した対応手段に係る手順を整備する。

また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第 1.7.2 表、第 1.7.3 表）

全交流動力電源喪失時において、空冷式非常用発電機を接続することにより、事故対応を行う手順を整備する。

これらの手順は、運転員等※²及び保修対応要員※³の対応として、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等に定める。（第 1.7.1 表）

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※3 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1.7.2 重大事故等時の手順等

1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等

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

(1) 格納容器内自然対流冷却

a. A, B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において, A, B 格納容器再循環ユニット等により格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動圧力設定値 (195kPa[gage]) 以上, かつ格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。

(b) 操作手順

A, B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.7.1 図に, タイムチャートを第 1.7.2 図に示す。

- i) 発電長は, 手順着手の判断基準に基づき, 運転員等及び保修対応要員に A, B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の準備作業と系統構成を指示する。
- ii) 運転員等は, 原子炉補機冷却水ポンプの運転状態を確認し, 中央制御室及び現場で原子炉補機冷却水系を加圧するための系統構成を行う。
- iii) 運転員等は, 原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため, 現場で窒素ポンベ (原子炉補機冷却水サージタンク用) により, 原子炉補機冷却水サージタンクを 0.3MPa[gage]まで加圧する。
- iv) 保修対応要員は, A, B 格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に冷却状態監視のため, 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)) を取り付ける。
- v) 発電長は, 原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば, A, B 格

格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水開始を指示する。

- vi) 運転員等は、中央制御室にて A, B 格納容器再循環ユニット冷却水入口弁及び出口弁の開弁により, A, B 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開始する。
- vii) 運転員等は、現場で A, B 格納容器再循環ユニットの冷却水出口弁が全開したタイミングで当該弁の電源を切とし, 開弁状態を保持する。
- viii) 運転員等は、中央制御室にて格納容器圧力及び温度の低下により格納容器内が冷却されていることを継続して確認する。また、現場にて可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））により, A, B 格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し, 格納容器再循環ユニットが冷却状態であることを記録計により確認する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名, 現場における対応は運転員等 1 名及び保修対応要員 2 名により作業を実施し, 所要時間については約 55 分と想定する。

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

(2) 格納容器スプレイ

a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において, 格納容器内の圧力及び温度を低下させるために, 格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ格納容器スプレイポンプが起動していない場合において，格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。

- i) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器スプレイポンプの手動起動を指示する。
- ii) 運転員等は，中央制御室で格納容器スプレイポンプを手動起動し，格納容器スプレイが開始されたことを確認する。
- iii) 運転員等は，格納容器スプレイ流量及び格納容器圧力，温度の監視により，格納容器が冷却状態にあること及び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継続して確認する。
- iv) 運転員等は，中央制御室で格納容器圧力が最高使用圧力から 50kPa 低下したことを確認すれば，一旦格納容器スプレイを停止し，その後，最高使用圧力となれば格納容器スプレイを再開する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名で実施する。操作については，中央制御室で通常の運転操作にて対応が可能である。

炉心損傷後の格納容器減圧操作については，格納容器圧力が最高使用圧力から 50kPa 低下すれば停止する手順とすることで，100%のジルコニウム-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。また，水素濃度は，可搬型格納容器水素濃度計測装置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、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。

格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さ（約 4,000m³）に達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(3) 代替格納容器スプレイ

a. 余熱除去ポンプ（RHR S－CSS タイライン使用）による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器内の減圧及び冷却機能が喪失した場合、格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、余熱除去ポンプ（RHR S－CSS タイライン使用）により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

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

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

b. 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ余熱除去ポンプ（RHR S－C S S タイライン使用）の故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

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

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

c. 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合に、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

ただし、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプは、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ常設低圧代替注水ポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において，格納容器へスプレイするために必要なる過水タンクの水位が確保されており，重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく，消火用として電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

(b) 操作手順

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

なお，操作に係る移動経路，操作場所に高線量の区域はない。

d. 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

常設低圧代替注水ポンプ，電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプが使用できない場合に，可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする手順を整備する。

水源は，淡水である2次系純水タンク，ろ過水タンク等を使用する。
使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ常設低圧代替注水ポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等にて確認できない場合。

(b) 操作手順

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

なお，操作に係る移動経路，操作場所に高線量の区域はない。

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型低圧代替注水ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給の手順並びに炉心及び格納容器への注水時における格納容器内の水位及び注水量の管理については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

可搬型格納容器水素濃度計測装置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」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順、可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする際の間受槽への補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順及び格納容器圧力計が使用できない場合の格納容器圧力を推定する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(5) 優先順位

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合において、炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段として、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイの3つの手段がある。この手段のうち、継続的な冷却実施の観点並びに格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。また、格納容器内自然対流冷却が使用できるまでの間に、格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上となった場合は、格納容器内の圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを行い、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイができない場合は、代替格納容器スプレイを行う。

代替格納容器スプレイの優先順位は、余熱除去ポンプ（RHR S－C S S タイライン使用）、常設低圧代替注水ポンプ、電動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型低圧代替注水ポンプの順で使用する。

可搬型低圧代替注水ポンプは、常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイが使用できなければ準備を開始し、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に使用する。この操作での水源は淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には海水を用いる。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.7.3 図に示す。

1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

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

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

(1) 格納容器内自然対流冷却

- a. 可搬型代替注水大型ポンプを用いた A、B 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

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、可搬型代替注水大型ポンプを用いた A、B 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行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失が発生した場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプを用いた A，B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順の概要は以下のとおり。また，概略系統を第 1.7.4 図に，タイムチャートを第 1.7.5 図に，ホース布設ルートを第 1.7.6 図に示す。

- i) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員に，可搬型代替注水大型ポンプによる A，B 格納容器再循環ユニットへの海水通水準備作業と系統構成を指示する。
- ii) 運転員等は，中央制御室及び現場にて可搬型代替注水大型ポンプの接続のための系統構成を実施する。
- iii) 保修対応要員は，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所へ移動し，使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所へ移動させる。
- iv) 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型代替注水大型ポンプから海水供給先まで敷設し接続する。
- v) 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型代替注水大型ポンプ及び海水供給接続口と接続後，海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）に可搬型代替注水大型ポンプの取水部を水面より低く，着底しない位置に設置する。
- vi) 保修対応要員は，A 系海水母管と原子炉補機冷却水系を接続するディスタンスピースの取替えを実施する。
- vii) 運転員等は，現場で可搬型代替注水大型ポンプによる A，B 格納容器再循環ユニットへの海水通水のための系統構成を実施する。
- viii) 保修対応要員は，A，B 格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に冷却状態監視のため，可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））を取り付ける。

- ix) 運転員等は、現場で保修対応要員に可搬型代替注水大型ポンプの海水通水準備完了及びA系海水母管と原子炉補機冷却水系を接続するディスタンスピースの取替え完了を確認し、接続後の系統構成を実施する。
- x) 発電長は、可搬型代替注水大型ポンプによる海水通水の準備が完了すれば、運転員等及び保修対応要員にA、B格納容器再循環ユニットへ可搬型代替注水大型ポンプによる海水通水開始を指示する。
- xi) 保修対応要員は、現場で可搬型代替注水大型ポンプを起動し、起動状態を確認後、可搬型代替注水大型ポンプが起動したことを発電長に報告する。
- xii) 運転員等は、現場にてA、B格納容器再循環ユニットの手動弁を開とし海水通水を開始するとともに、現場で可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））の指示により、A、B格納容器再循環ユニットに海水が通水されていることを確認する。
- x iii) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力及び温度の低下により格納容器内が冷却されていることを継続して確認する。また、現場で適宜、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））により、A、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットによる格納容器の冷却状態を記録計により確認する。
- x iv) 保修対応要員は、可搬型代替注水大型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水大型ポンプは約3.5時間の運転が可能。）

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名，現場における対応は運転員等 2 名及び保守対応要員 16 名により作業を実施し，所要時間は約 13 時間 35 分と想定する。

円滑に作業できるように移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。操作に係る移動経路，操作場所に高線量の区域はない。また，可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

ディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように，作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で，炉心の著しい損傷が発生した場合に，格納容器内の圧力及び温度を低下させるため，常設低圧代替注水ポンプから燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は，復水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時，格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上，かつ格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

- b. B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ
- 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設低圧代替注水ポンプにより、格納容器へスプレイができない場合に、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により、燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつ常設低圧代替注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイが常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

- c. ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設低圧代替注水ポンプ及びB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイにより格納容器圧力が低下しない場合、ディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

ただし、ディーゼル駆動消火ポンプは、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ積算流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要なる過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用としてディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

d. 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、常設低圧代替注水ポンプ、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）及びディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイにより格納容器圧力が低下しない場合に、可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする手順を整備する。

水源は、淡水である2次系純水タンク、ろ過水タンク等を使用する。使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上、かつB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ積算流量等にて確認できない場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型低圧代替注水ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給の手順並びに炉心及び格納容器への注水時における格納容器内の水位及び注水量の管理については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

可搬型格納容器水素濃度計測装置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」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順、可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする際の中間受槽への補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の空冷式非常用発電機による電源確保等に関する手順及び空冷式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」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順及び格納容器圧力計が使用できない場合の格納容器圧力を推定する手段は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

(4) 優先順位

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段として、代替格納容器スプレイと可搬型代替注水大型ポンプを用い

た格納容器内自然対流冷却の２つの手段がある。この手段のうち，継続的な冷却実施の観点並びに格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から，代替格納容器スプレイよりも可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却を優先するが，格納容器内自然対流冷却は準備に時間を要することから，この間に格納容器圧力が最高使用圧力（392kPa[gage]）以上に達した場合は，代替格納容器スプレイを行う。格納容器内自然対流冷却を開始すれば格納容器圧力を監視し，状況に応じて代替格納容器スプレイを行う。

代替格納容器スプレイの優先順位は，常設低圧代替注水ポンプ，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却），ディーゼル駆動消火ポンプ，可搬型低圧代替注水ポンプの順で使用する。

詳細には，常設低圧代替注水ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合は，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を優先して使用する。B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）からの格納容器へのスプレイ手段を失った場合は，ディーゼル駆動消火ポンプを使用する。可搬型低圧代替注水ポンプは，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイの手段を失った場合に準備を開始し，ディーゼル駆動消火ポンプにより格納容器へスプレイできない場合に使用する。この操作での水源は，淡水を用いる手段を優先し，それができない場合には海水を用いる。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.7.7 図に示す。

第1.7.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類		
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	—	格納容器内自然対流冷却	A, B 格納容器再循環ユニット	重大事故等対応設備	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順		
			A, B 原子炉補機冷却水ポンプ※ 1				
			A, B 原子炉補機冷却水冷却器				
			原子炉補機冷却水サージタンク				
			窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）				
			A, B 原子炉補機冷却海水ポンプ※ 1				
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））				
			C 原子炉補機冷却海水ポンプ※ 1	拡張設備		多様性	
		格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ※ 1	重大事故等対応設備		発電所災害対策本部にて使用する手順	
			燃料取替用水タンク				
		代替格納容器スプレイ	余熱除去ポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）※ 1	重大事故等対応設備			
			常設低圧代替注水ポンプ※ 1				
			燃料取替用水タンク				
			復水タンク				
			電動消火ポンプ	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				
可搬型低圧代替注水ポンプ※ 2							
燃料油貯蔵タンク（北側）※ 3							
タンクローリ※ 3							
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能 喪失	—	格納容器内自然対流冷却	A, B 格納容器再循環ユニット	重大事故等対応設備	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順		
			可搬型代替注水大型ポンプ				
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））				
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 3				
			タンクローリ※ 3				
		代替格納容器スプレイ	常設低圧代替注水ポンプ			多様性拡張設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			空冷式非常用発電機※ 4				
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 5				
			可搬型燃料給油ポンプ※ 5				
			燃料取替用水タンク				
			復水タンク				
			B 格納容器スプレイ ポンプ（自己冷却）				
			ディーゼル駆動消火ポンプ				
			ろ過水タンク				
			可搬型低圧代替注水ポンプ※ 2				
			燃料油貯蔵タンク（北側）※ 3				
タンクローリ※ 3							

※1：ディーゼル発電機等により給電する。

※2：可搬型低圧代替注水ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水をスプレイする。手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（北側）を使用する。可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：代替電源設備により電源確保する。手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

監視計器一覧 (1/4)

対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 (1) 格納容器内自然対流冷却			
a. A, B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
	原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ積算流量計	
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計 (AM)
原子炉格納容器内の冷却	・ 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (SA))		
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 (2) 格納容器スプレイ			
a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域)
		原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ積算流量計
	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計	
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計 (AM)
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計 (広域)
			・ 原子炉格納容器水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ積算流量計
水源		・ 燃料取替用水タンク水位計	
補機監視機能	・ 格納容器スプレイポンプ出口圧力計		

監視計器一覽 (2/4)

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目		監視計器
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 (3) 代替格納容器スプレイ			
a. 余熱除去ポンプ（RHR S－C S Sタイライン 使用）による代替格納容 器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計
			・原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の冷却	・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット 入口温度／出口温度（S A））
		原子炉格納容器への注水 量	・格納容器スプレイ積算流量計
	水源	・燃料取替用水タンク水位計	
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
b. 常設低圧代替注水ポン プによる代替格納容器 スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計
			・原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器への注水 量	・格納容器スプレイ積算流量計
	水源	・燃料取替用水タンク水位計	
		・復水タンク水位計	
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		
c. 電動消火ポンプ又はデ ィーゼル駆動消火ポン プによる代替格納容器 スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計
			・原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器への注水 量	・A格納容器スプレイ積算流量計
	・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計		
	水源	・ろ過水タンク水位計	
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。		

監視計器一覧 (3/4)

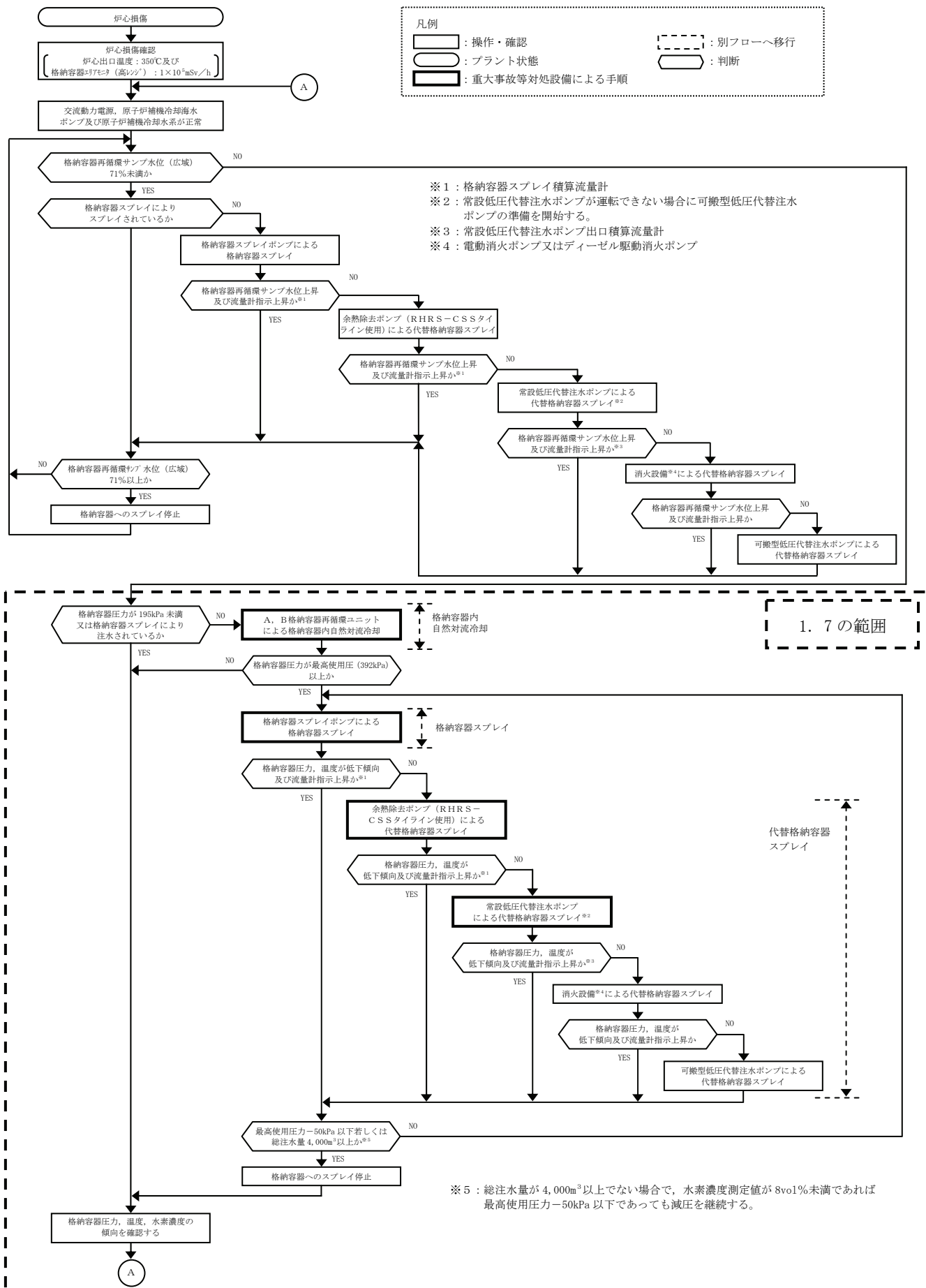
対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目		監視計器	
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 (3) 代替格納容器スプレイ					
d. 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計		
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計		
			・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）		
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）		
	原子炉格納容器への注水量	・ Ａ格納容器スプレイ積算流量計			
		・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計			
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (1) 格納容器内自然対流冷却					
a. 可搬型代替注水大型ポンプを用いたＡ，Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計		
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計		
			・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）		
		電源	・ 6.6kV2A，2B，2C1，2C2，2D1，2D2 母線受電電圧計		
	補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計			
		・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計			
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計		
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計		
・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）					
	原子炉格納容器内の冷却	・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（ＳＡ））			
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ					
a. 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計		
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計		
			・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）		
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）		
		電源	・ 6.6kV2A，2B，2C1，2C2，2D1，2D2 母線受電電圧計		
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計		
	・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計				
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計		
		・ 復水タンク水位計			
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。			

監視計器一覧（4／4）

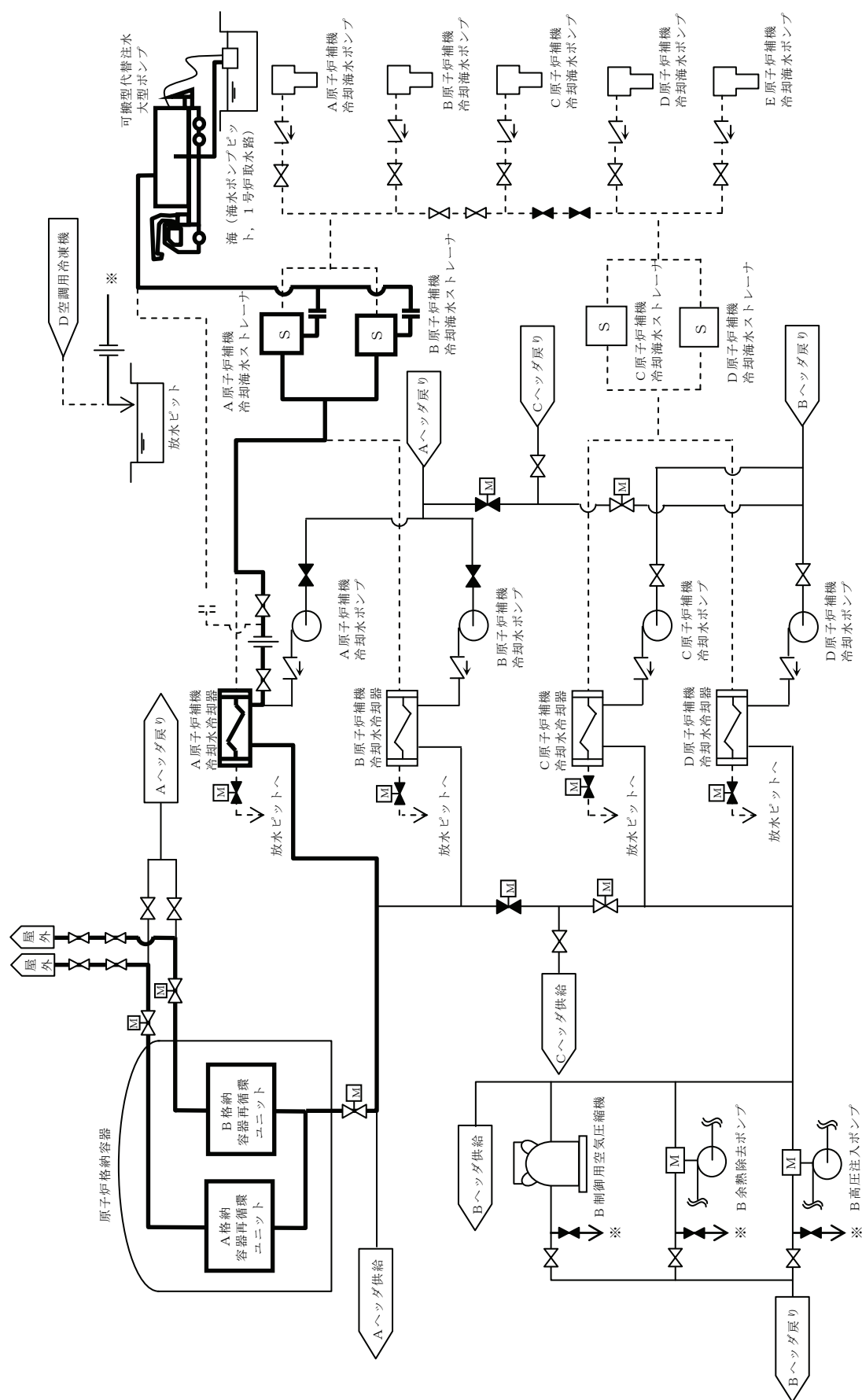
対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ			
b. B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 ・原子炉格納容器圧力計（AM）
		原子炉格納容器内の水位	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器への注水量	・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計 ・A 格納容器スプレイ積算流量計
		水源	・燃料取替用水タンク水位計
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
c. ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 ・原子炉格納容器圧力計（AM）
		原子炉格納容器内の水位	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器への注水量	・B 格納容器スプレイ積算流量計
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	
d. 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 ・原子炉格納容器圧力計（AM）
		原子炉格納容器内の水位	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）
	操作	原子炉格納容器への注水量	・B 格納容器スプレイ積算流量計
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。	

第 1.7.3 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	常設低圧代替注水ポンプ	重大事故等対処用専用低圧母線
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	A 格納容器スプレイポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 格納容器スプレイポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 余熱除去ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 余熱除去ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 原子炉補機冷却水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 原子炉補機冷却水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	A 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 A 非常用高圧母線



第 1.7.3 図 格納容器の過圧破損防止に対する対応手順
（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合）



第 1.7.4 図 可搬型代替注水大型ポンプを用いた A, B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却概略系統

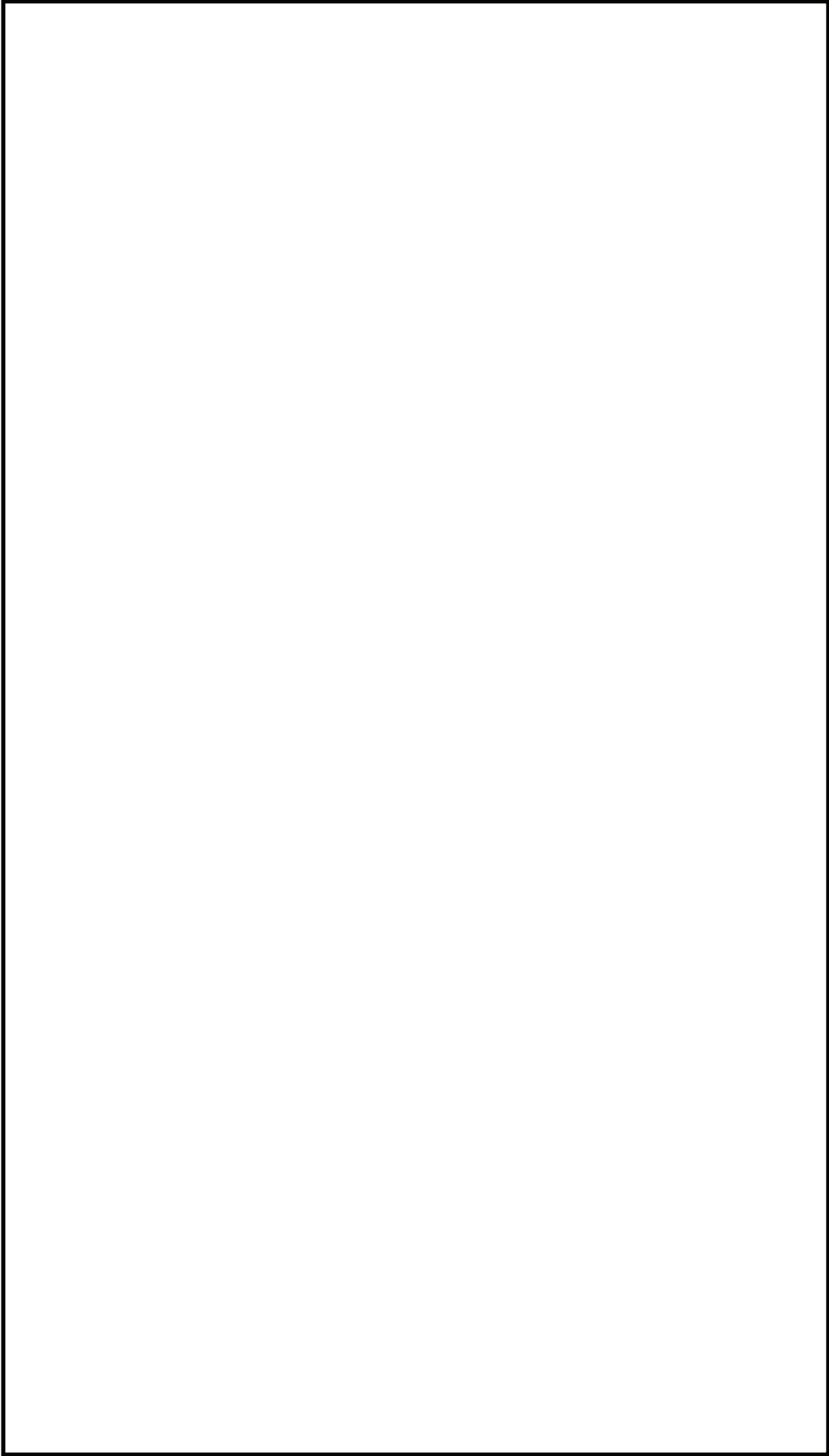
		経過時間 (時間)															備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15		
手順の項目	要員 (数)	約 13 時間 35 分 ▽ 可搬型代替注水大型ポンプによる A、B 格納容器再循環ユニットへの海水通水開始																
可搬型代替注水大型ポンプを用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	保守対応要員	8		移動、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型ホースの運搬														
				可搬型代替注水大型ポンプの設置														
				可搬型ホースの設置														
	6		移動、ディスタンスピース取替え															
	2		移動、可搬型温度計取付け															
	運転員等 (現場)	2																移動、系統構成
	運転員等 (中央制御室)	1		系統構成														

第 1.7.5 図 可搬型代替注水大型ポンプを用いたA、B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タイムチャート



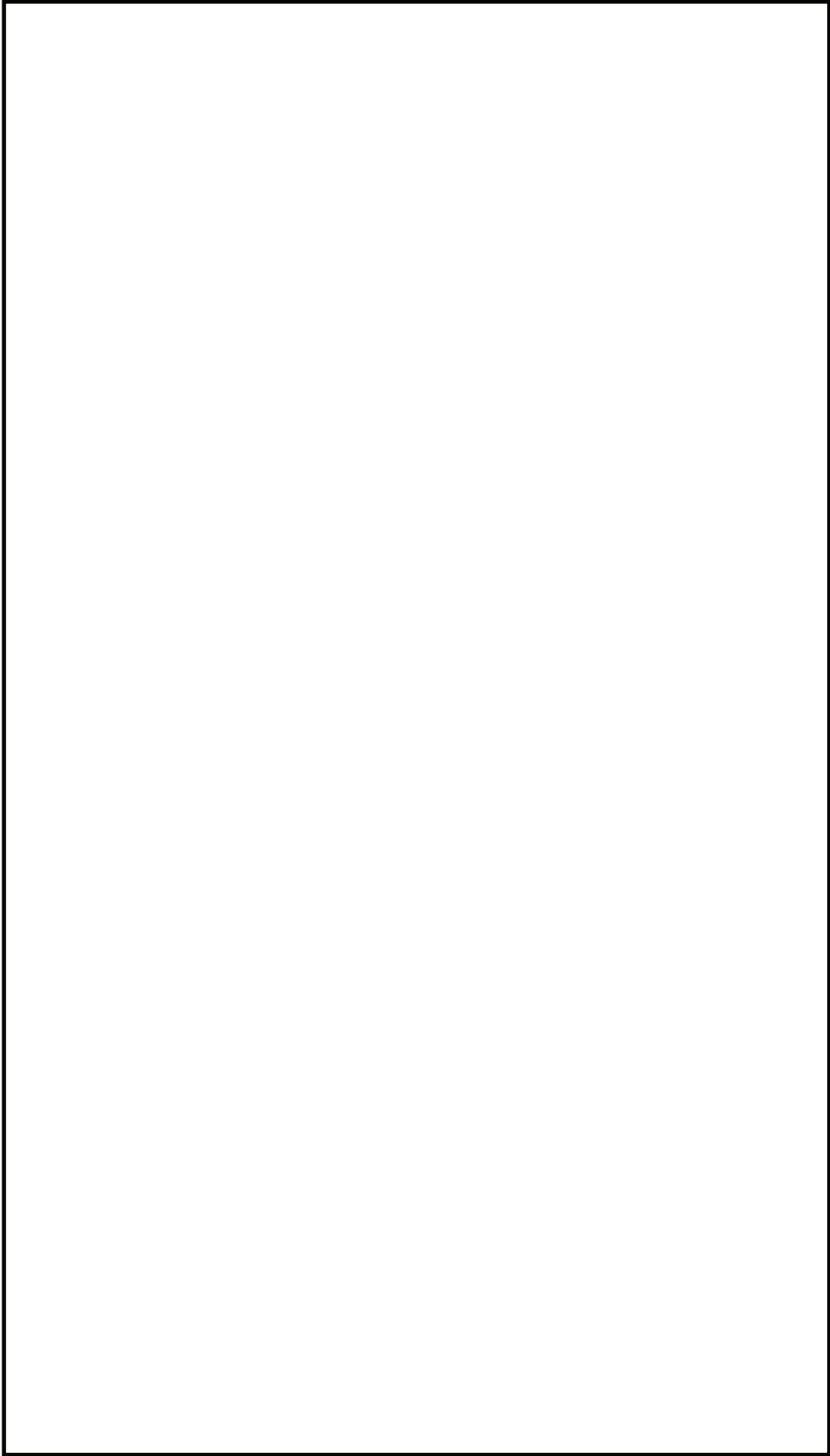
第1.7.6図 ホース布設ルート (1/3)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



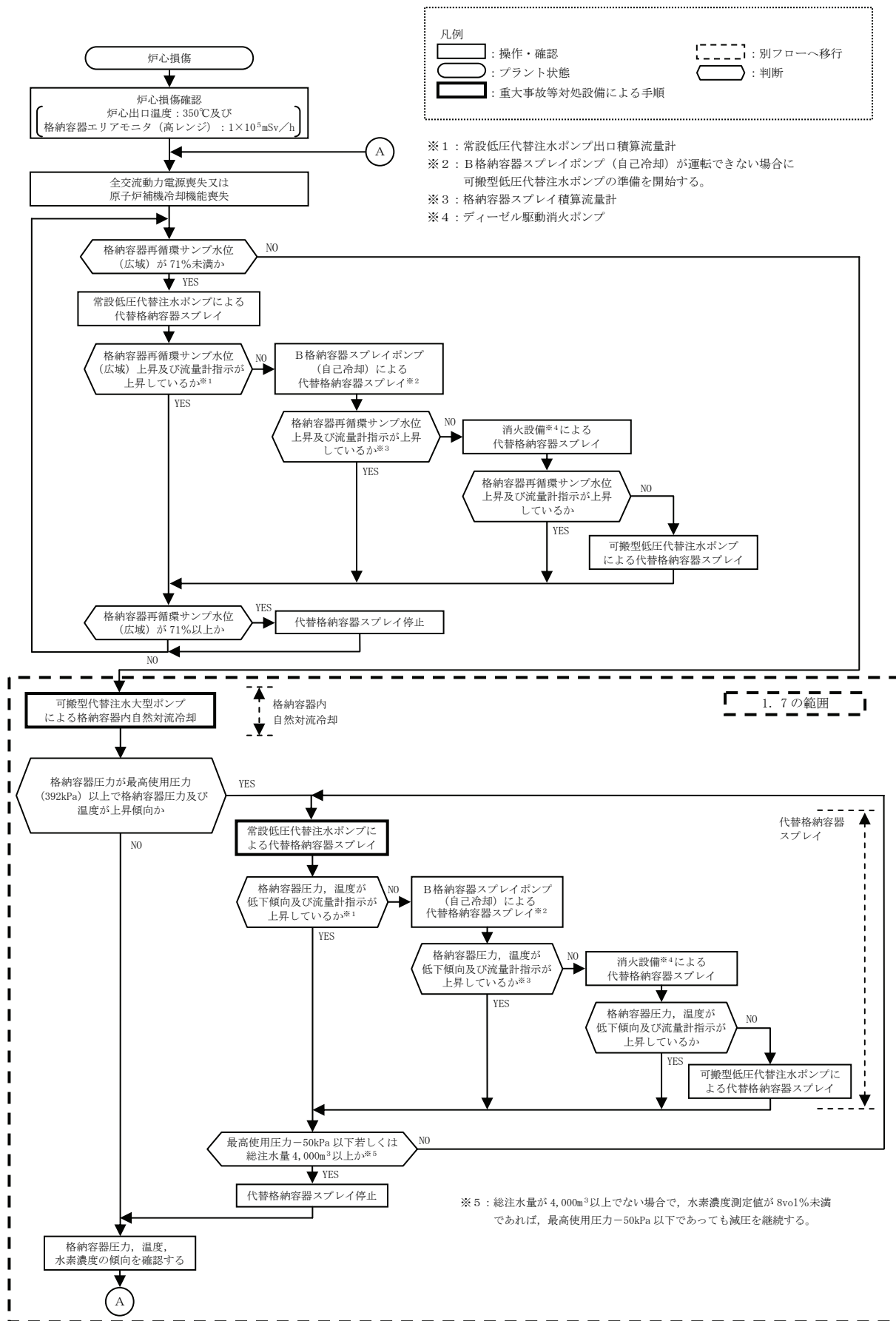
第1.7.6図 ホース布設ルート (2/3)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第1.7.6図 ホース布設ルート (3/3)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1.7.7 図 格納容器の過圧破損防止に対する対応手順
（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時）

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

< 目 次 >

1.8.1 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. 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備

(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備

b. 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備

(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備

c. 手順等

1.8.2 重大事故等時の手順等

1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却手順等

(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等

a. 格納容器スプレイ

(a) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

b. 代替格納容器スプレイ

(a) 余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替格納容器スプレイ

(b) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

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

- (d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
- c. その他の手順項目にて考慮する手順
- d. 優先順位
- (2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等
 - a. 代替格納容器スプレイ
 - (a) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - (b) B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ
 - (c) ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - (d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ
 - b. その他の手順項目にて考慮する手順
 - c. 優先順位

1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等

- (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等
 - a. 炉心注水
 - (a) 充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水
 - (b) 充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注水
 - b. 代替炉心注水
 - (a) 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替炉心注水
 - (b) 充てんポンプによる代替炉心注水
 - (c) 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水
 - (d) 電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) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水
 - c. その他の手順項目にて考慮する手順
 - d. 優先順位
- (2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等
- a. 代替炉心注水
 - (a) B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水
 - (b) 常設低圧代替注水ポンプ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）（R H R S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水
 - (d) ディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水
 - (e) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水
 - b. その他の手順項目にて考慮する手順
 - c. 優先順位

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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 「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。

なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

（１） 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

- a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（２） 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

- a) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下、付録 1.8 において「格納容器」という。）の破損を防止するため、溶融炉心・コンクリート相互作用（M C C I）の抑制及び溶融炉心が拡がり格納容器バウンダリへの接触を防止することにより、溶融し格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための対処設備を整備している。

また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため原子炉を冷却するための対処設備を整備している。

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。

1.8.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）による格納容器の破損を防止するために、格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止する必要がある。

格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却及び熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

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

格納容器スプレイ設備及び安全注入設備による対応手段の他に、格納容器スプレイ設備及び安全注入設備が有する機能を代替することができる対応手段並びに重大事故等対処設備を選定する。

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

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第五十一条及び「技術基準規則」第六十六条（以下、付録 1.8 において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合又は喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電機により給電する。

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」からの要求により選定した対応手段と、その対応時に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第 1.8.1 表、第 1.8.2 表に示す。

a. 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却

(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備

i) 対応手段

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、設計基準事故対処設備による格納容器スプレイにより格納容器ヘスプレイする手段がある。

格納容器スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水タンク

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、代替格納容器スプレイにより格納容器ヘスプレイする手段がある。

代替格納容器スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）
- ・常設低圧代替注水ポンプ
- ・燃料取替用水タンク
- ・復水タンク

- ・電動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・タンクローリ

ii) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

格納容器スプレイに使用する設備のうち、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

代替格納容器スプレイに使用する設備のうち、余熱除去ポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）、常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・電動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンク
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。
- ・可搬型低圧代替注水ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリ

可搬型ホース及び可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，接続作業に時間を要するものの，水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。

(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備

i) 対応手段

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、代替格納容器スプレイにより格納容器へスプレイする手段がある。

代替格納容器スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ タンクローリ
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

ii) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

代替格納容器スプレイに使用する設備のうち、常設低圧代替注水ポンプ、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、可搬型燃料給油ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により格納容器下部に落下した熔融

炉心を冷却することが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）

重大事故等対処設備である常設低圧代替注水ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので系統構成に時間を要するが、格納容器へのスプレイ流量が大きいことから有効である。

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンク

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。

- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリ

可搬型ホース及び可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬、接続作業に時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。

b. 溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止

(a) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備

i) 対応手段

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、設計基準事故対処設備による炉心注水により溶融炉心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／高圧注入ポンプ
- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 余熱除去ポンプ

- ・燃料取替用水タンク

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、代替炉心注水により熔融炉心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。

- ・格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）
- ・充てんポンプ
- ・常設低圧代替注水ポンプ
- ・燃料取替用水タンク
- ・復水タンク
- ・電動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・タンクローリ

ii) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

炉心注水に使用する設備のうち、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクは、重大事故等対処設備と位置付ける。

代替炉心注水に使用する設備のうち、格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）、常設低圧代替注水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により、熔融炉心の格納容器下部への

落下を遅延又は防止することが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 充てんポンプ

常用系電源及び化学体積制御系のラインが健全であれば、充てん／高圧注入ポンプの代替手段として有効である。

- ・ 電動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンク

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。

- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリ

可搬型ホース及び可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，接続作業に時間を要するものの，水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。

(b) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備

i) 対応手段

炉心の著しい損傷が発生した場合において，熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，代替炉心注水により熔融炉心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。

- ・ B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）
- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク

- ・ B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S タイライン使用）
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ タンクローリ
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

ii) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

代替炉心注水に使用する設備のうち、B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、常設低圧代替注水ポンプ、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、可搬型燃料給油ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止することが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S－C S S タイライン使用）

重大事故等対処設備である常設低圧代替注水ポンプのバックアップであり、運転不能を判断してからの準備となるので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。

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ及びろ過水タンク

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。

- ・可搬型低圧代替注水ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリ

可搬型ホース及び可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬、接続作業に時間を要するものの、水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。

c. 手順等

上記の a. 及び b. により選定した対応手段に係る手順を整備する。
また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第 1.8.3 表，第 1.8.4 表）

全交流動力電源喪失時において、空冷式非常用発電機を接続することにより、事故対応を行う手順を整備する。

これらの手順は、運転員等^{※2}及び保修対応要員^{※3}の対応として、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等に定める。（第 1.8.1 表，第 1.8.2 表）

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※3 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1.8.2 重大事故等時の手順等

1.8.2.1 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却手順等

- (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

a. 格納容器スプレイ

(a) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%未満）において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。また、概略系統を第 1.8.1 図に示す。

- イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器スプレイポンプの作動状況等を確認し、格納容器スプレイポンプが起動可能であり、かつ不動作であれば起動するよう指示する。
- ロ) 運転員等は、格納容器スプレイ信号を手動で発信させ、格納容器スプレイポンプが起動したことを確認する。
- ハ) 運転員等は、格納容器スプレイポンプの起動台数、格納容器スプレイ積算流量、格納容器圧力及び温度の監視により、格納容器へスプレイされていることを確認する。
- ニ) 運転員等は、格納容器へのスプレイに伴う溶融炉心冷却のため、原子炉下部キャビティ水位を水位監視装置の動作により確認し、その後は、格納容器再循環サンプ水位計指示上昇により、確実に格納容器へスプレイされていることを確認する。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保するため、格納容器再循環サンプ水

位にて十分な水位が確保されたこと（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%以上）を確認した場合は、格納容器スプレイポンプを停止し、その後は、格納容器再循環サンプ水位を維持する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名で実施する。操作については、中央制御室で通常の運転操作にて対応する。

運転中の定期的な巡視において、原子炉下部キャビティ連通穴の周辺に閉塞が無いことを目視にて確認する。

b. 代替格納容器スプレイ

(a) 余熱除去ポンプ（RHR S-CSSタイライン使用）による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための格納容器へのスプレイ機能が喪失した場合に、余熱除去ポンプ（RHR S-CSSタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、熔融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%未満）に、格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

余熱除去ポンプ（RHR S-CSSタイライン使用）による代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.8.2

図に、タイムチャートを第 1.8.3 図に示す。

- イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替格納容器スプレイの準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は、余熱除去ポンプが運転中の場合、中央制御室で余熱除去ポンプを停止する。
- ハ) 運転員等は、燃料取替用水タンク水位が確保されていることを確認する。
- ニ) 運転員等は、現場で余熱除去ポンプによる代替格納容器スプレイの系統構成に必要な弁の電源を投入する。
- ホ) 運転員等は、中央制御室で R H R S－C S S タイラインを使用するための系統構成を実施する。
- ヘ) 発電長は、余熱除去ポンプによる代替格納容器スプレイが可能となれば、運転員等に余熱除去ポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替格納容器スプレイ開始を指示する。
- ト) 運転員等は、中央制御室で余熱除去ポンプを起動し、格納容器スプレイ積算流量及び格納容器圧力、温度の監視により代替格納容器スプレイが開始されたことを確認する。
- チ) 運転員等は、代替格納容器スプレイに伴う溶融炉心冷却のため、原子炉下部キャビティ水位を水位監視装置の動作により確認し、その後は、格納容器再循環サンプ水位計指示上昇により、確実にスプレイされていることを確認する。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保するため、格納容器再循環サンプ水位にて十分な水位が確保されたこと（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%以上）を確保した場合は、余熱除去ポンプを停止することで代替

格納容器スプレイを停止する。その後は、格納容器再循環サンプ水位を維持する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 1 名により作業を実施し、所要時間は約 20 分と想定する。

円滑に作業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。

(b) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための格納容器へのスプレイ機能が喪失した場合に、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

i) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、熔融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%未満）に、余熱除去ポンプ（RHR S-CSS タイライン使用）の故障等により、格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.8.4 図に、タイムチャートを第

1.8.5 図に示す。

- イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイの準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は、中央制御室及び現場で他の系統と連絡する弁について系統構成を行う。
- ハ) 運転員等は、重大事故等対処用専用低圧母線による給電が必要な場合、現場で重大事故等対処用専用電源盤の受電遮断器の投入操作を実施する。
- ニ) 発電長は、常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイが可能となれば、運転員等に代替格納容器スプレイ開始を指示する。
- ホ) 運転員等は、中央制御室にて常設低圧代替注水ポンプを起動し、代替格納容器スプレイが開始されたことを確認する。
- ヘ) 運転員等は、中央制御室及び現場で格納容器圧力計及び温度計の指示低下や常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等により、格納容器が冷却状態にあること及び常設低圧代替注水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。
- ト) 運転員等は、代替格納容器スプレイに伴い、溶融炉心冷却のため原子炉下部キャビティ水位を水位監視装置の動作により確認し、その後は、格納容器再循環サンプ水位計指示上昇により確実にスプレイされていることを確認する。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保するため、格納容器再循環サンプ水位にて十分な水位が確保されたこと（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%以上）を確認した場合は、常設低圧代替注水ポンプを停止し、

その後は、格納容器再循環サンプ水位を維持する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 2 名により作業を実施する。現場における対応は運転員の場合、約 34 分、重大事故等対策要員のうち運転対応要員の場合、約 59 分と想定する。

円滑に作業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。

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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための格納容器へのスプレイ機能が喪失した場合に、電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

ただし、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプは、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

炉心が損傷し、熔融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%未満）に、常設低圧代替注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイ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、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

として電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.8.6 図に、タイムチャートを第 1.8.7 図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は、中央制御室及び現場にて電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプにより代替格納容器スプレイを行うための系統構成を実施する。
- ハ) 発電長は、電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ操作を運転員等に指示する。
- ニ) 運転員等は、中央制御室にて電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動し、代替格納容器スプレイを開始する。
- ホ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力計及び温度計の指示低下や代替注水消火水流量（AM）等により、格納容器が冷却状態にあること、及び電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプの運転状況に異常がないことを継続して確認する。
- ヘ) 運転員等は、代替格納容器スプレイに伴い、溶融炉心冷却のため原子炉下部キャビティ水位を水位監視装置の動作により確認し、その後は、格納容器再循環サンプ水位計指示上昇により確実にスプレイされていることを確認する。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保するため、格納容器再循環サンプ水位にて十

分な水位が確保されたこと（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%以上）を確認した場合は，電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを停止し，その後は，格納容器再循環サンプ水位を維持する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名，現場における対応は運転員等 2 名にて実施し，所要時間については約 35 分と想定する。

円滑に作業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。

(d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための格納容器へのスプレイ機能が喪失した場合に，可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする手順を整備する。

使用可能な淡水がある場合は，2 次系純水タンク，ろ過水タンク等から，使用可能な淡水がない場合は，海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し，熔融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%未満）に，常設低圧代替注水ポンプの故障等により，格納容器へのスプレイを常設低圧代替注水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

可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順の

概要は以下のとおり。概略系統を第 1.8.8 図に，タイムチャートを第 1.8.9 図に示す。

- イ) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員に可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は，中央制御室及び現場で可搬型低圧代替注水ポンプ設置前の系統構成を行う。
- ハ) 保修対応要員は，可搬型低圧代替注水ポンプの保管場所へ移動し，中間受槽，使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。
- ニ) 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型低圧代替注水ポンプから接続口まで布設し，接続口に接続する。
- ホ) 運転員等は，可搬型低圧代替注水ポンプの現場で，保修対応要員による可搬型低圧代替注水ポンプ設置等の作業と並行して，他の系統と連絡する弁について系統構成を行う。
- ヘ) 保修対応要員は，中間受槽を設置し，可搬型ホースを可搬型低圧代替注水ポンプと接続後，中間受槽に可搬型ホース吸込口を設置する。
- ト) 発電長は，電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ手段を失った場合に，可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイが可能となれば，運転員等及び保修対応要員に代替格納容器スプレイ開始を指示する。
- チ) 保修対応要員は，中間受槽へ水張りが完了していることを確認し，可搬型低圧代替注水ポンプを現場で起動する。
- リ) 運転員等は，中央制御室で格納容器圧力計及び温度計の指示低

下や常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計等により、格納容器が冷却状態であること及び可搬型低圧代替注水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。

ヌ) 保守対応要員は、可搬型低圧代替注水ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。(燃料を給油しない場合、可搬型低圧代替注水ポンプは約 1.5 時間の運転が可能。)

ル) 運転員等は、代替格納容器スプレイに伴い、溶融炉心冷却のため原子炉下部キャビティ水位を水位監視装置の動作により確認し、その後は、格納容器再循環サンプ水位計指示上昇により確実にスプレイされていることを確認する。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保するため、格納容器再循環サンプ水位にて十分な水位が確保されたこと（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%以上）を確認した場合は、可搬型低圧代替注水ポンプを停止し、その後は、格納容器再循環サンプ水位を維持する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 1 名及び保守対応要員 6 名により作業を実施し、所要時間は約 9 時間 30 分と想定する。

円滑に作業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。

c. その他の手順項目にて考慮する手順

溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順

等」にて整備する。

格納容器内の冷却手順，可搬型低圧代替注水ポンプへの燃料補給の手順並びに炉心及び格納容器内への注水時における格納容器内の水位及び注水量の管理については，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順，可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレーする際の間受槽への補給手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断，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」にて整備する。

d. 優先順位

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合，格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する手段として，重大事故等対処設備であり中央制御室にて短時間で実施できる格納容器スプレーを優先する。次に重大事故等対処設備である余熱除去ポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）を優先し，余熱除去ポンプ（RHR S－C S Sタイライン使用）が使用できない場合は，常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレーを実施する。常設低圧代替注水ポンプが使用できない場合は，可搬型低圧代替注水ポンプの使用準備を開始するとともに，電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレーを行う。この場合，常用電源が使用可能であれば電動消火ポンプを使用し，電動消火ポンプが使用できなければディーゼル駆動消火ポンプを使用する。電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレーができない場合は，可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレーを行う。この操作の水源は，淡水を用いる手段を優先し，それ

ができない場合には、海水を使用する。

以上の格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対応手順のフローチャートを第 1.8.10 図に示す。

(2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している状態で、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

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

a. 代替格納容器スプレイ

(a) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

なお、全交流動力電源喪失時に 1 次冷却材喪失事象（大破断）が同時に発生した場合は、炉心損傷に至る可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）による格納容器破損を防止するため、常設低圧代替注水ポンプの注水先を格納容器とし、空冷式非常用発電機より受電すれば、原子炉下部キャビティに注水する。その後は、B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行い、炉心を冷却する。

また、常設低圧代替注水ポンプにより原子炉へ注水を実施していた

場合に炉心損傷が発生した場合は、常設低圧代替注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切替え、原子炉下部キャビティに注水する。その後は、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行い、炉心を冷却する。

i) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に、熔融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%未満）において、格納容器へスプレーするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレーの手順は、1.8.2.1(1) b. (b) ii)と同様。

常設低圧代替注水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ーを行う手順の概要は以下のとおり。

- イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、常設低圧代替注水ポンプによる炉心注水を確認し、運転員等に常設低圧代替注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替えることを指示する。
- ロ) 運転員等は、中央制御室にて常設低圧代替注水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ーが開始されたことを確認する。
- ハ) 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力計及び温度計の指示低下や、常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等により、格納容器が冷却状態であること、及び常設低圧代替注水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。

ニ) 運転員等は、代替格納容器スプレイに伴い、溶融炉心冷却のため原子炉下部キャビティ水位を水位監視装置の動作により確認し、その後は、格納容器再循環サンプ水位計指示上昇により確実にスプレイされていることを確認する。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保するため、格納容器再循環サンプ水位にて十分な水位が確保されたこと（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%以上）を確認した場合は、常設低圧代替注水ポンプを停止し、その後は、格納容器再循環サンプ水位を維持する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名で実施し、速やかに対応可能である。

(b) B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却する場合に、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%未満）に、常設低圧代替注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイが常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク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（自己冷却）による代替格納容器スプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.8.11 図に，タイムチャートを第 1.8.12 図に示す。

- イ) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員にB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ操作の準備作業と系統構成を指示する。
- ロ) 運転員等は，中央制御室及び現場でB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）運転準備のため，安全注入系の弁や原子炉補機冷却水系の弁等を隔離する。
- ハ) 保修対応要員は，現場でB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）ディスタンスピースの取替えを実施する。
- ニ) 運転員等は，現場でディスタンスピースの取替え完了後に，格納容器スプレイ系の弁を操作し，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）冷却水の系統構成を行う。
- ホ) 運転員等は，中央制御室及び現場でB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）起動準備のため，他の系統と連絡する弁の閉止状態を確認した後，格納容器スプレイラインの弁を開とする。
- ヘ) 発電長は，B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイが可能となれば，運転員等に代替格納容器スプレイ開始を指示する。
- ト) 運転員等は，中央制御室でB格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を起動後に冷却水流量等により，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格納容器スプレイ積算流量計により，格納容器スプレイ流量が確保されたことを確認する。
- チ) 運転員等は，中央制御室及び現場で格納容器圧力計及び温度計

の指示低下やB格納容器スプレイポンプ出口圧力等により、格納容器が冷却状態にあること及び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を継続して確認する。

- り) 運転員等は、代替格納容器スプレイに伴い、溶融炉心冷却のため原子炉下部キャビティ水位を水位監視装置の動作により確認し、その後は、格納容器再循環サンプ水位計指示上昇により確実にスプレイされていることを確認する。溶融炉心を冠水するために十分な水位を確保するため、格納容器再循環サンプ水位にて十分な水位が確保されたこと（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%以上）を確認した場合は、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を停止し、その後は、水位を維持する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名及び保修対応要員2名により作業を実施し、所要時間は約120分と想定する。

円滑に作業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。ディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(c) ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した炉心を冷却する場合に、常用設備であるディーゼル駆動消火ポンプにより、ろ過水タンク水を格納容器ヘスプレイする手順を整備する。

ただし、ディーゼル駆動消火ポンプは、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

炉心が損傷し、溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプル水位（広域）71%未満）に、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ積算流量等にて確認できない場合において、格納容器へスプレイするために必要なる過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用としてディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

1.8.2.1(1) b. (c) ii)と同様。ただし、電動消火ポンプは電源がなく起動できないため除く。

(d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に、炉心の著しい損傷が発生し、格納容器下部に落下した炉心を冷却する場合に、可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする手順を整備する。

使用可能な淡水がある場合は、2次系純水タンク、ろ過水タンク等から、使用可能な淡水がない場合は、海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、溶融炉心が冠水するために十分な水位がない場合（格納容器再循環サンプル水位（広域）71%未満）に、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ積算流量等にて確認できない場合。

ii) 操作手順

1.8.2.1(1) b. (d) ii)と同様。

b. その他の手順項目にて考慮する手順

常設低圧代替注水ポンプによる炉心損傷前の代替炉心注水及び溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

格納容器内の冷却手順，可搬型低圧代替注水ポンプへの燃料補給の手順，並びに炉心及び格納容器内への注水時における格納容器内の水位及び注水量の管理については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順，可搬型低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイする際の間受槽への補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の空冷式非常用発電機により電源確保等に関する手順及び空冷式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」にて整備する。

操作の判断，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」にて整備する。

c. 優先順位

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に，炉心の著しい損傷が発生し，格納容器下部に落下した炉心を冷却する場合，格納容器へのスプレイは重大事故等対処設備である常設低圧代替注水ポンプを優先して使用する。常設低圧代替注水ポンプにより代替炉心注水を実施していた場合に炉心損傷が発生した場合は，常設低圧代替注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替えることにより格納容器へのスプレイ

を行う。

常設低圧代替注水ポンプにより格納容器へスプレイできない場合は、B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）を使用する。B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により格納容器へスプレイできない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプの使用準備を行うとともに、ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。この操作の水源は、淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には海水を使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.8.13 図に示す。

1.8.2.2 溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止の手順等

(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等

炉心の著しい損傷が発生し、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

a. 炉心注水

- (a) 充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより、高圧又は低圧注入ラインを使用し、燃料取替用水タンク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

炉心が損傷し、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.8.14 図に示す。

イ) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる炉心注水を指示する。

ロ) 運転員等は，中央制御室にて充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプを起動し，原子炉への注水を開始する。

ハ) 運転員等は，中央制御室にて充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプからの炉心注水により，炉心が冷却状態にあることを確認する。

iii) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は，運転員等1名により作業を実施する。操作については，中央制御室で通常の運転操作にて対応する。

- (b) 充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注水
- 炉心の著しい損傷が発生した場合において，溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して，燃料取替用水タンク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

炉心が損傷し，格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）の故障等により，原子炉への注水が余熱除去ライン流

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タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注水は、中央制御室で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 1.8.15 図に示す。

b. 代替炉心注水

(a) 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）により燃料取替用水タンク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

炉心が損傷し、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入がほう酸注入ライン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タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(b) 充てんポンプによる代替炉心注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、充てんポンプにより燃料取替用水タンク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

炉心が損傷し、充てん／高圧注入ポンプの故障等により、充てんラインを使用した原子炉への注水が充てんライン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タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(c) 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

i) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、充てんポンプの故障等により、充てんラインを使用した原子炉への注水が充てんライン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タンク等の水位が確保されており、常設低圧代替注水ポンプを代替格納容器スプレイに使用していない場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(d) 電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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常用設備である電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。

ただし、電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプは、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

炉心が損傷し、常設低圧代替注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が常設低圧代替注水ポンプ出口積算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、電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを代替格納容器スプレイに使用していない場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(e) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬型低圧代替注水ポンプにより原子炉へ注水する手順を整備する。

使用可能な淡水がある場合は、2次系純水タンク、ろ過水タンク等から、使用可能な淡水がない場合は、海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、常設低圧代替注水ポンプの故障等により、原子炉への注水が常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量等にて確認でき

ない場合において、可搬型低圧代替注水ポンプを代替格納容器スプレイに使用していない場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

c. その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型低圧代替注水ポンプへの燃料補給の手順並びに炉心及び格納容器内への注水時における格納容器内の水位及び注水量の管理については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順、可搬型低圧代替注水ポンプにより原子炉へ注水する際の間受槽への補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

操作の判断、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」にて整備する。

d. 優先順位

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するための手段として、中央制御室からの操作により早期に運転可能な、充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプの使用を優先する。充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水ができない場合は、格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水を行う。格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを用いて炉心注水する。常用系電源が健全な場合は、充てんポンプにより充てんラインを用いて代替炉心注水する。充てんラインによる

炉心注水が使用できない場合には、常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水を行う。常設低圧代替注水ポンプが使用できない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプの使用準備を開始するとともに、電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を行う。この場合、常用電源が使用可能であれば電動消火ポンプを使用し、電動消火ポンプが使用できなければディーゼル駆動消火ポンプを使用する。電動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水を行う。この操作の水源は、淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には、海水を使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.8.10 図に示す。

(2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

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

a. 代替炉心注水

(a) B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

全交流動力電源喪失時に常設低圧代替注水ポンプにより代替格納容器スプレイを実施している場合の代替炉心注水は、B 充てん／高圧

注入ポンプ（自己冷却）のみが使用可能である。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に炉心が損傷した場合において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(b) 常設低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常設低圧代替注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する手順を整備する。

常設低圧代替注水ポンプの水源として、燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に炉心が損傷し、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の故障等により、原子炉への注水を充てんライン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タンク等の水位が確保されており、常設低圧代替注水ポンプを代替格納容器スプレイに使用していない場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(c) B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHR S－CSSタイラ

イン使用) による代替炉心注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHR S-CSSタイライン使用)により、燃料取替用水タンク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

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に炉心が損傷し、常設低圧代替注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を常設低圧代替注水ポンプ出口積算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タンクの水位が確保されており、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を代替格納容器スプレイに使用していない場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(d) ディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、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。

ただし、ディーゼル駆動消火ポンプは、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

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に炉心が損傷し、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHR S-CSSタ

イライン使用)の故障等により、原子炉への注水を余熱除去ライン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、ディーゼル駆動消火ポンプを代替格納容器スプレイに使用しておらず、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がなく、消火用としてディーゼル駆動消火ポンプの必要がない場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

(e) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、可搬型低圧代替注水ポンプにより原子炉へ注水する手順を整備する。

使用可能な淡水がある場合は、2次系純水タンク、ろ過水タンク等から、使用可能な淡水がない場合は、海水を使用する。

i) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に炉心が損傷し、B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHR S-CSSタイライン使用)の故障等により、原子炉への注水を余熱除去ライン流量等にて確認できない場合において、可搬型低圧代替注水ポンプを代替格納容器スプレイに使用していない場合。

ii) 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

b. その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型低圧代替注水ポンプへの燃料補給の手順、並びに炉心及び格納容器内への注水時における格納容器内の水位及び注水量の管理については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

燃料取替用水タンクの枯渇又は破損時の対応手順、可搬型低圧代替注水ポンプにより原子炉へ注水する際の中間受槽への補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

全交流動力電源喪失時の空冷式非常用発電機により電源確保等に関する手順及び空冷式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」にて整備する。

操作の判断、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」にて整備する。

c. 優先順位

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失時に、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するための代替炉心注水は、重大事故等対処設備であるB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の使用を優先する。次に、代替格納容器スプレイを行っていない場合は常設低圧代替注水ポンプを使用する。常設低圧代替注水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（自己冷却）（R H R S－C S Sタイライン使用）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）（R H R S－C S Sタイライン使用）が使用できない場合には、可搬型低圧代替注水ポンプの使用準備を開始するとともに、ディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水を行う。ディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水ができない場合は、可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水を行う。この操作の水源は、淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には、海水を使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.8.13 図に示す。

第1.8.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順
(原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却)

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		整備する手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	—	ス 格 納 容 器 ス プ レ イ	格納容器スプレイポンプ※1	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順
			燃料取替用水タンク		
		代替格納容器スプレイ	余熱除去ポンプ（RHRS－CSSタイライン使用）※1		
			常設低圧代替注水ポンプ※1		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ	多様性拡張設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			ディーゼル駆動消火ポンプ		
			ろ過水タンク		
			可搬型低圧代替注水ポンプ※2		
			燃料油貯蔵タンク（北側）※3		
			タンクローリ※3		
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	代替格納容器スプレイ	常設低圧代替注水ポンプ	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順
			空冷式非常用発電機※4		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※5		
			可搬型燃料給油ポンプ※5		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク	多様性拡張設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			B格納容器スプレイポンプ（自己冷却）		
			ディーゼル駆動消火ポンプ		
			ろ過水タンク		
			可搬型低圧代替注水ポンプ※2		
			燃料油貯蔵タンク（北側）※3		
			タンクローリ※3		

※1：ディーゼル発電機等により給電する。

※2：可搬型低圧代替注水ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水をスプレイする。手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※3：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：代替電源設備により電源確保する。手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第1.8.2表 重大事故等における対応手段と整備する手順
(熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止)

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		整備する手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	—	炉心注水	充てん／高圧注入ポンプ※ 1	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷が発生した 場合に対処する手順
			高圧注入ポンプ※ 1		
			余熱除去ポンプ※ 1		
			燃料取替用水タンク		
		代替炉心注水	格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSSタイライン 使用）※ 1	多様性 拡張設備	
			燃料取替用水タンク		
			充てんポンプ	重大事故等 対処設備	
			常設低圧代替注水ポンプ※ 1		
			燃料取替用水タンク	多様性拡張設備	
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル駆動消火ポンプ		
			ろ過水タンク		
			可搬型低圧代替注水ポンプ※ 2		
			燃料油貯蔵タンク（北側）※ 3	発電所災害対策本部にて使用 する手順	
			タンクローリ※ 3		
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能 喪失	—	代替炉心注水	B 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）	重大事故等 対処設備	炉心の著しい損傷が発生した 場合に対処する手順
			常設低圧代替注水ポンプ		
			空冷式非常用発電機※ 4		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 5		
			可搬型燃料給油ポンプ※ 5		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－ CSSタイライン使用）		
		ディーゼル駆動消火ポンプ			
		ろ過水タンク			
		可搬型低圧代替注水ポンプ※ 2			
		燃料油貯蔵タンク（北側）※ 3			
		タンクローリ※ 3			

※1：ディーゼル発電機等により給電する。

※2：可搬型低圧代替注水ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注水する。手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※3：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：代替電源設備により電源確保する。手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク(ディーゼル発電機用)を使用する。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。

第 1.8.3 表 重大事故等対処に係る監視計器

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

監視計器一覧 (1/10)

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却手順等 (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 a. 格納容器スプレイ			
(a) 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
			・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（ＡＭ）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
			・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能	・ 格納容器スプレイポンプ出口圧力計

監視計器一覧（2／10）

対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却手順等 (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 b. 代替格納容器スプレイ			
(a) 余熱除去ポンプ（RHS-CSSタイライン使用）による代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（AM）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
			・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ積算流量計
	操作	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
			・ 格納容器圧力計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力計（AM）
			・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器内の水位	・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
			・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
(b) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力計（AM）
			・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器内の水位	・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
			・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ積算流量計
	操作	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		水源	・ 復水タンク水位計
			・ 復水タンク水位計
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
			・ 格納容器圧力計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力計（AM）
			・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		原子炉格納容器内の水位	・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
			・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ A格納容器スプレイ積算流量計
			・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 復水タンク水位計
		補機監視機能	・ 常設低圧代替注水ポンプ出口圧力計

監視計器一覧 (3/10)

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却手順等 (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 b. 代替格納容器スプレイ		
(c) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度
		・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力
		・格納容器圧力計 ・原子炉格納容器圧力計 (A M)
		原子炉格納容器内の水位
		・格納容器再循環サンプ水位計 (広域) ・原子炉下部キャビティ水位監視装置
	操作	原子炉格納容器への注水量
		・A 格納容器スプレイ積算流量計 ・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		水源
		・ろ過水タンク水位計
		原子炉格納容器内の温度
		・格納容器内温度計
(d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度
		・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力
		・格納容器圧力計 ・原子炉格納容器圧力計 (A M)
		原子炉格納容器内の水位
		・格納容器再循環サンプ水位計 (広域) ・原子炉下部キャビティ水位監視装置
	操作	原子炉格納容器への注水量
		・A 格納容器スプレイ積算流量計 ・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		原子炉格納容器内の温度
		・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力
		・格納容器圧力計 ・原子炉格納容器圧力計 (A M)
		原子炉格納容器内の水位
		・格納容器再循環サンプ水位計 (広域) ・原子炉下部キャビティ水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量
		・A 格納容器スプレイ積算流量計 ・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計

監視計器一覧（4／10）

対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却手順等 (2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 a. 代替格納容器スプレイ			
(a) 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計
			・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
			・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 復水タンク水位計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
			・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量	・ A 格納容器スプレイ積算流量計
			・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 復水タンク水位計
		補機監視機能	・ 常設低圧代替注水ポンプ出口圧力計

監視計器一覧（5／10）

対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却手順等 (2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 a. 代替格納容器スプレイ		
(b) B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度
		・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力
		・格納容器圧力計
		・原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位
		・格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		・原子炉下部キャビティ水位監視装置
	操作	原子炉格納容器への注水量
		・A 格納容器スプレイ積算流量計
		・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		水源
		・燃料取替用水タンク水位計
		原子炉格納容器内の温度
		・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力
		・格納容器圧力計
		・原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位
		・格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		・原子炉下部キャビティ水位監視装置
		原子炉格納容器への注水量
		・B 格納容器スプレイ積算流量計
		水源
		・燃料取替用水タンク水位計
		補機冷却
		・B 格納容器スプレイポンプ電動機補機冷却水流量計
		・B 格納容器スプレイポンプ補機冷却水流量計
		補機監視機能
		・B 格納容器スプレイポンプ出口圧力計
(c) ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度
		・格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力
		・格納容器圧力計
		・原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位
		・格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		・原子炉下部キャビティ水位監視装置
	操作	原子炉格納容器への注水量
		・B 格納容器スプレイ積算流量計
		水源
		・ろ過水タンク水位計
		1.8.2.1(1) b. (c) ii) と同様。

監視計器一覧（6／10）

対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.8.2.1 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却手順等 (2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 a. 代替格納容器スプレイ			
(d) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域） ・ 原子炉下部キャビティ水位監視装置
	操作	原子炉格納容器への注水量	・ B 格納容器スプレイ積算流量計
1.8.2.2 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等 (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 a. 炉心注水			
(a) 充てん／高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度計
		原子炉格納容器内の圧力	・ 格納容器圧力計
			・ 原子炉格納容器圧力計（A M）
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位計（広域）
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
		原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ ほう酸注入ライン流量計
			・ 余熱除去ライン流量計
			・ 高圧注入ポンプ出口流量計
		補機監視機能	・ 充てん／高圧注入ポンプ出口圧力計
			・ 余熱除去ポンプ出口圧力計
			・ 高圧注入ポンプ出口圧力計

監視計器一覧（7／10）

対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等 (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 a. 炉心注水			
(b) 充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを使用した炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 余熱除去ライン流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
	操作	—	—
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等 (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 b. 代替炉心注水			
(a) 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ ほう酸注入ライン流量計
			・ 高圧注入ポンプ出口流量計
			・ 余熱除去ライン流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
(b) 充てん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	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 充てんライン流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	

監視計器一覧（8／10）

対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等 (1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の手順等 b. 代替炉心注水			
(c) 常設低圧代替注水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	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 充てんライン流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 復水タンク水位計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
(d) 電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	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ A 余熱除去ライン流量計
			・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
		水源	・ ろ過水タンク水位計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
(e) 可搬型低圧代替注水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	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ A 余熱除去ライン流量計
			・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	

監視計器一覧（9／10）

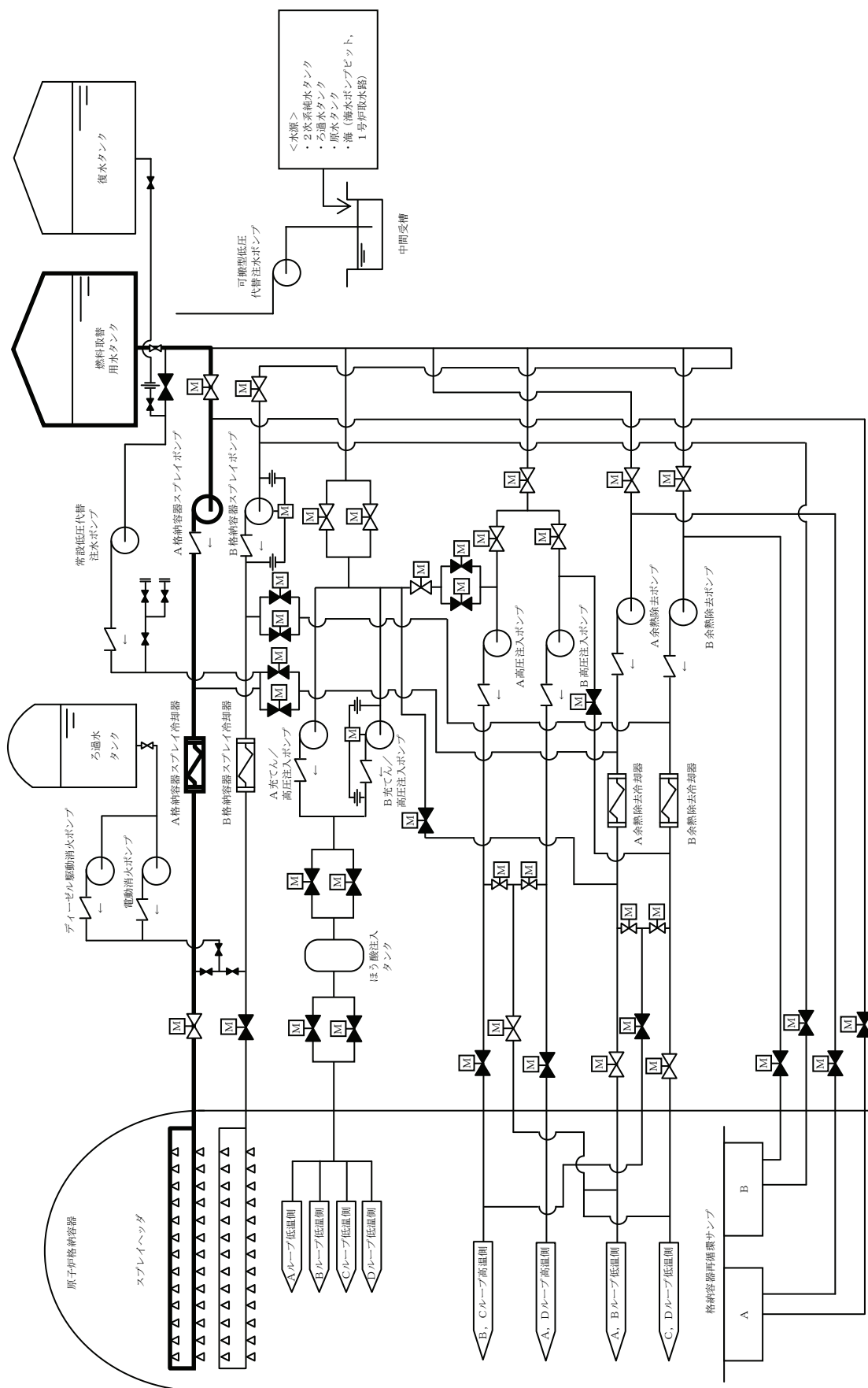
対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等 (2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水			
(a) B 充てん／高压注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計
		補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量計
			・ 原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
		「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」にて整備する。	
(b) 常設低圧代替注水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	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ 充てんライン流量計
		水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 復水タンク水位計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
(c) B 格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・ 加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・ A 余熱除去ライン流量計
			・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計
	操作	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
		「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」にて整備する。	

監視計器一覧（10／10）

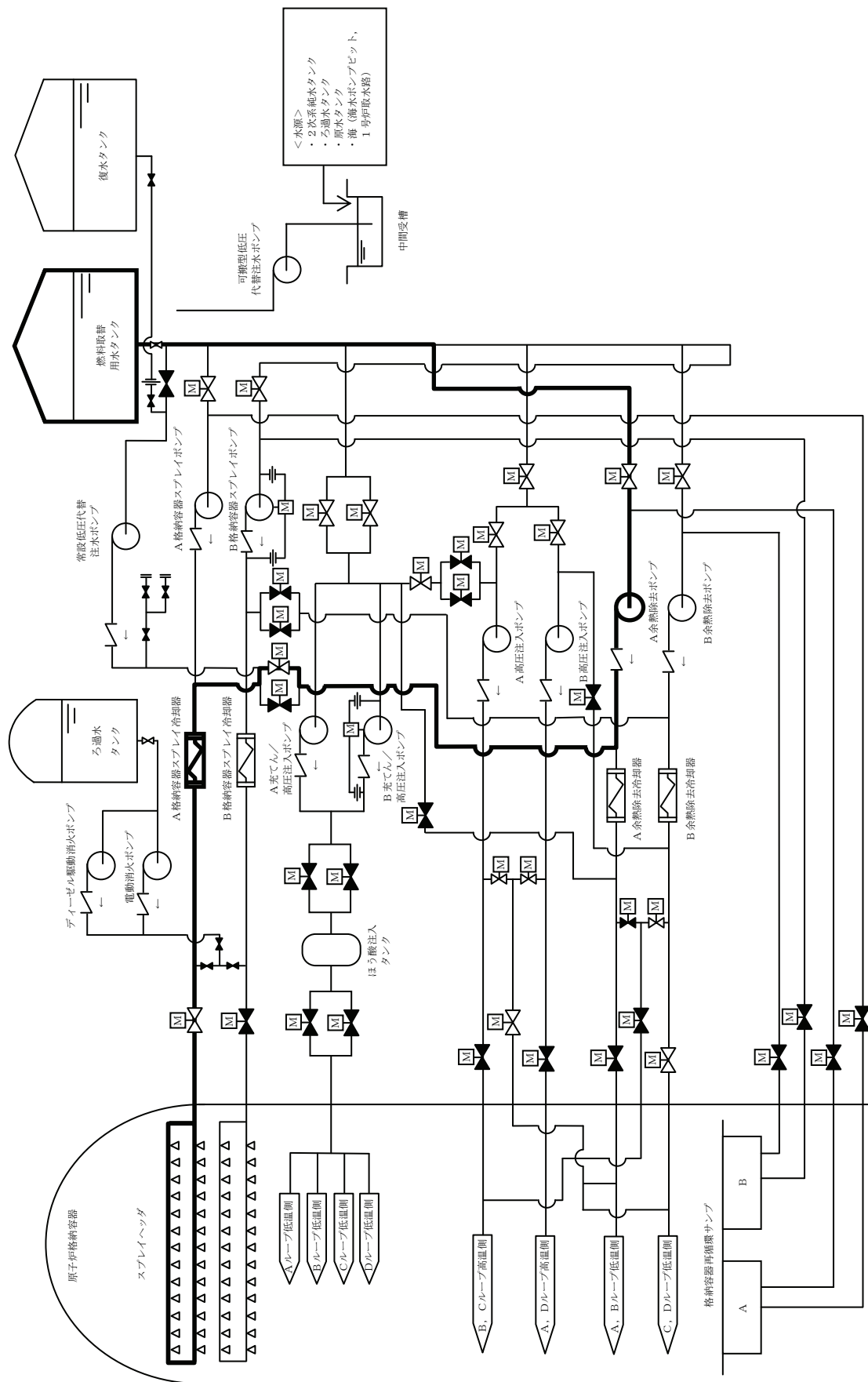
対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.8.2.2 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止の手順等 (2) 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 a. 代替炉心注水			
(d)ディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・B余熱除去ライン流量計
		水源	・ろ過水タンク水位計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
(e)可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計
		原子炉圧力容器内の水位	・加圧器水位計
		原子炉圧力容器への注水量	・B余熱除去ライン流量計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	

第 1.8.4 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【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	常設低圧代替注水ポンプ	重大事故等対処用専用低圧母線
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	A 充てん／高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 充てん／高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 格納容器スプレイポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 格納容器スプレイポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 余熱除去ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 余熱除去ポンプ	2 B 非常用高圧母線



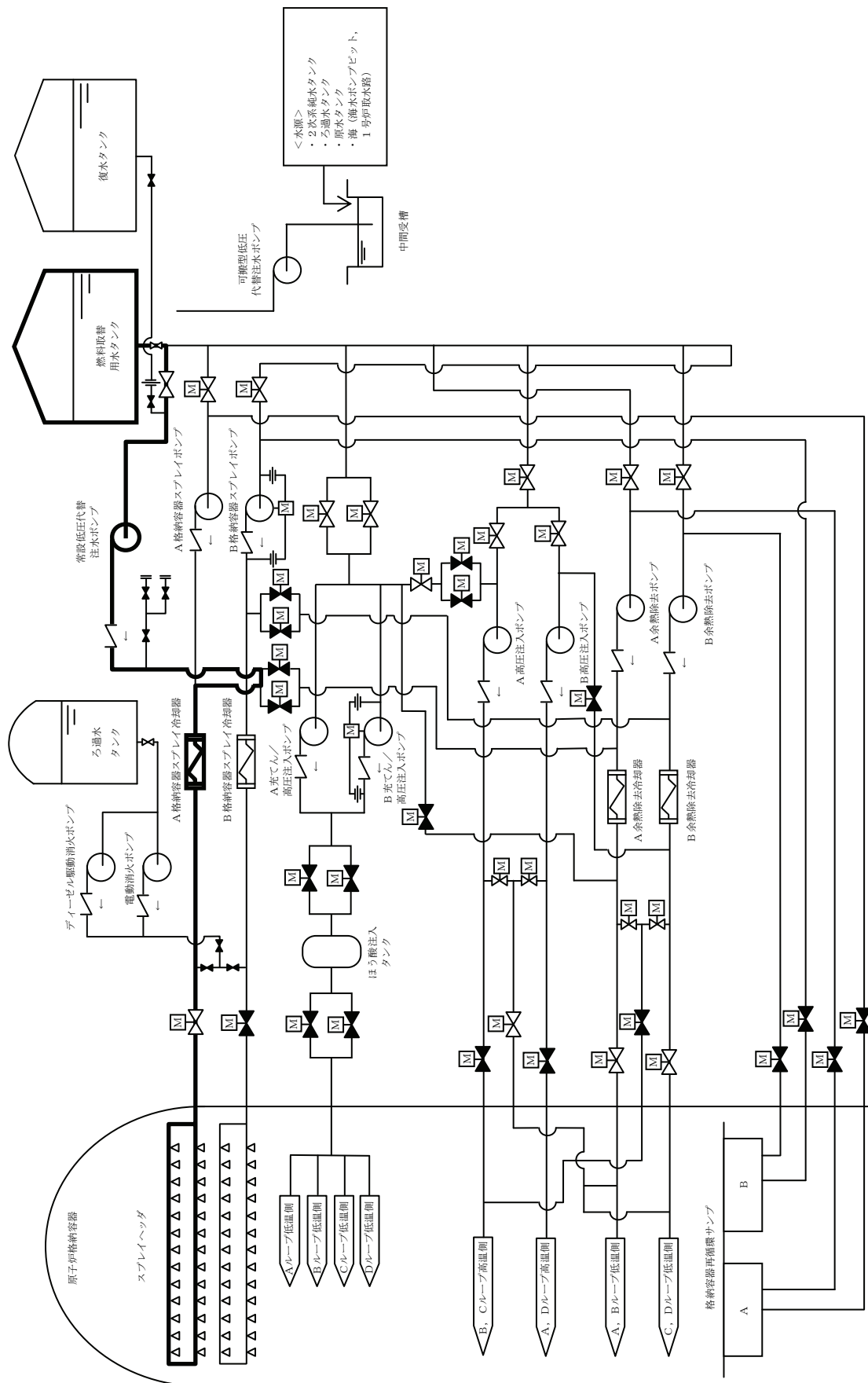
第 1.8.1 図 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 概略系統



第 1.8.2 図 余熱除去ポンプ（RHR S-CSS タイライン使用）による代替格納容器スプレイ 概略系統

			経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員 (数)		約 20 分 余熱除去ポンプ (R H R S - C S S タイライン使用) ▽ による代替格納容器スプレイ										
余熱除去ポンプ (R H R S - C S S タイライン使用) による代替格納容器スプレイ	運転員等 (現場)	1											
	運転員等 (中央制御室)	1											

第1.8.3図 余熱除去ポンプ (R H R S - C S S タイライン使用) による代替格納容器スプレイ手順タイムチャート



第 1.8.4 図 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 概略系統

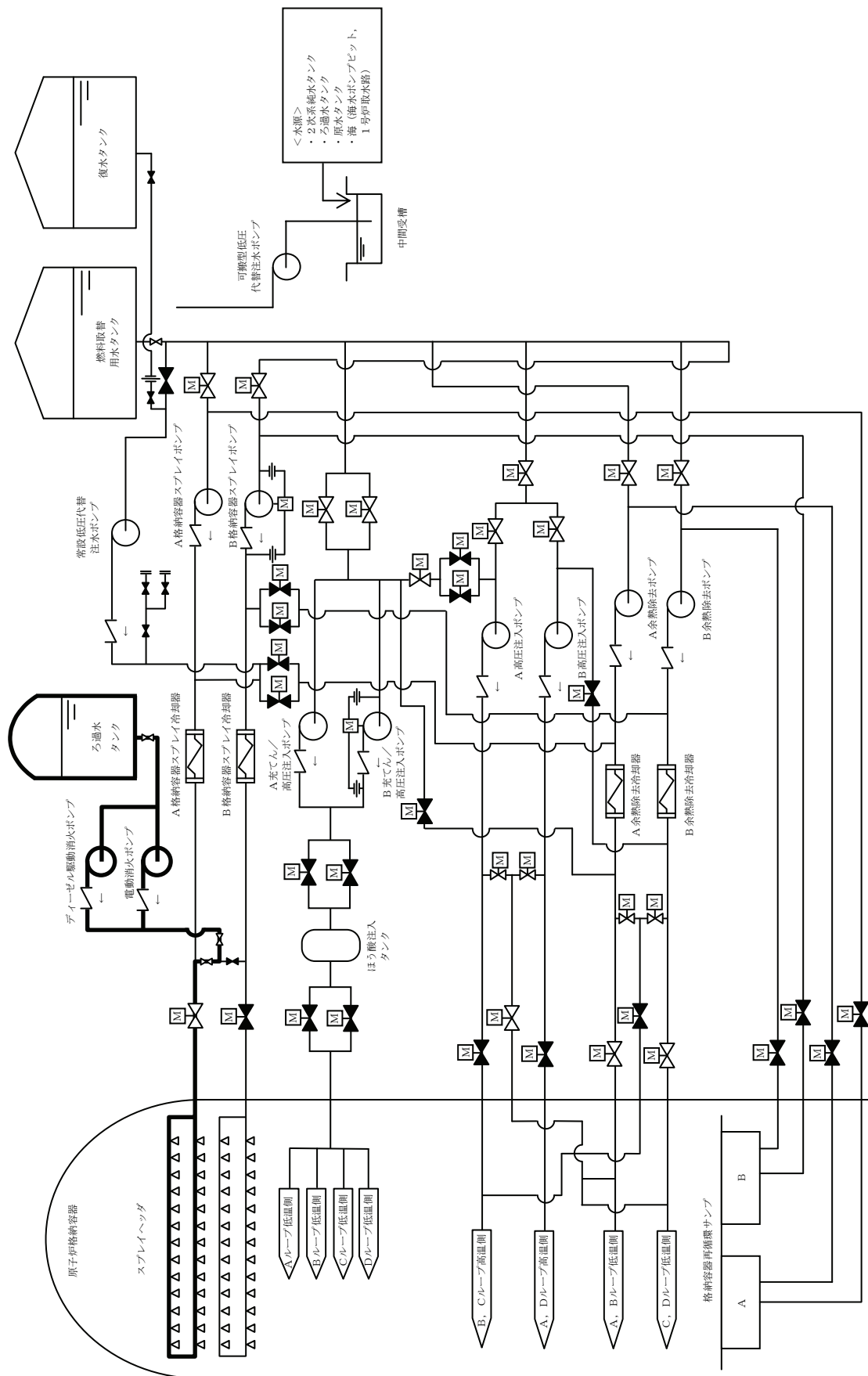
○運転員が系統構成する場合

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 34 分 常設低圧代替注水ポンプによる 代替格納容器スプレイ										
常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等 （現場）	2	移動，系統構成										
	運転員等 （中央制御室）	1	系統構成										

○重大事故等対策要員のうち運転対応要員が系統構成する場合

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 59 分 常設低圧代替注水ポンプによる 代替格納容器スプレイ										
常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等 （現場）	2	移動，系統構成										
	運転員等 （中央制御室）	1	系統構成										

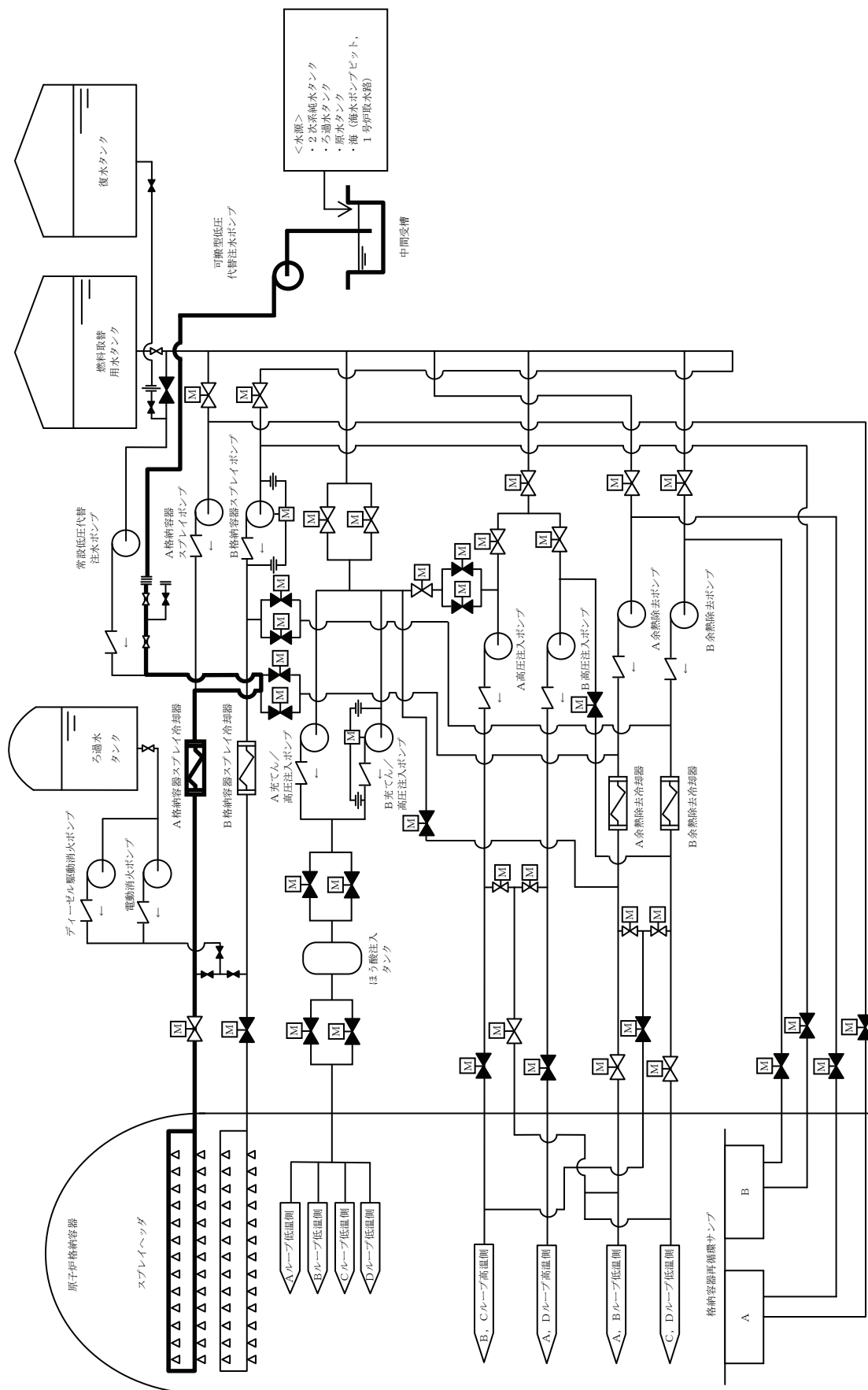
第 1.8.5 図 常設低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順タイムチャート



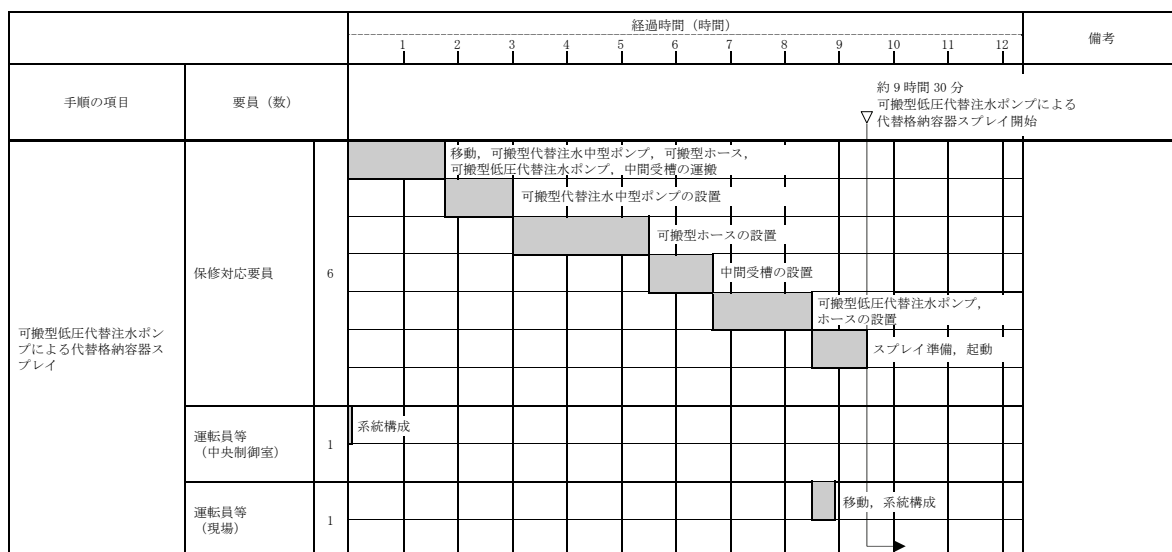
第 1.8.6 図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレー 概略系統

		経過時間（分）										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）	約 35 分 ▽ 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ開始										
電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	運転員等（現場）	1										
	1											
	運転員等（中央制御室）	1										

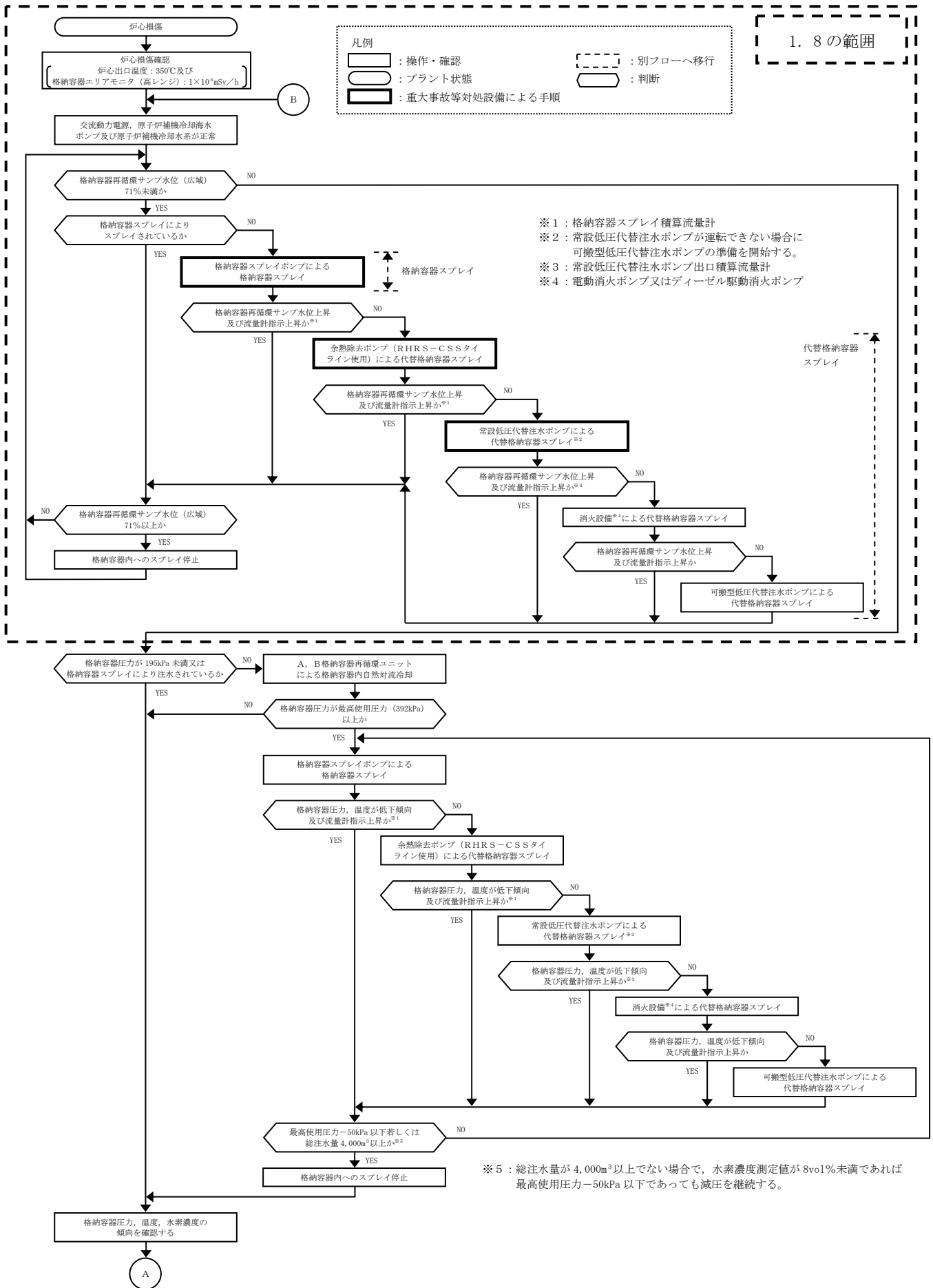
第 1.8.7 図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ手順タイムチャート



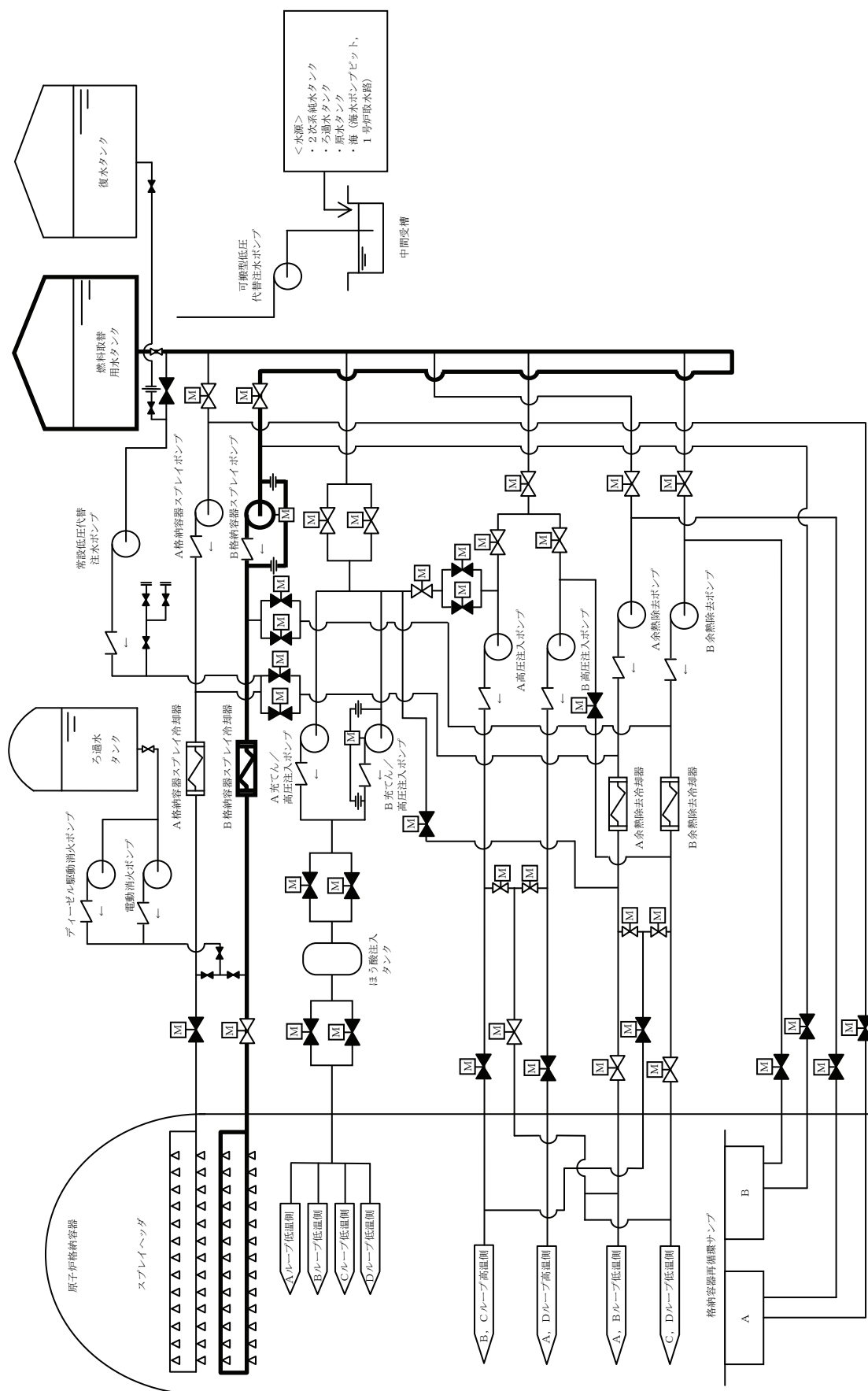
第 1.8.8 図 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 概略系統



第 1.8.9 図 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ手順タイムチャート

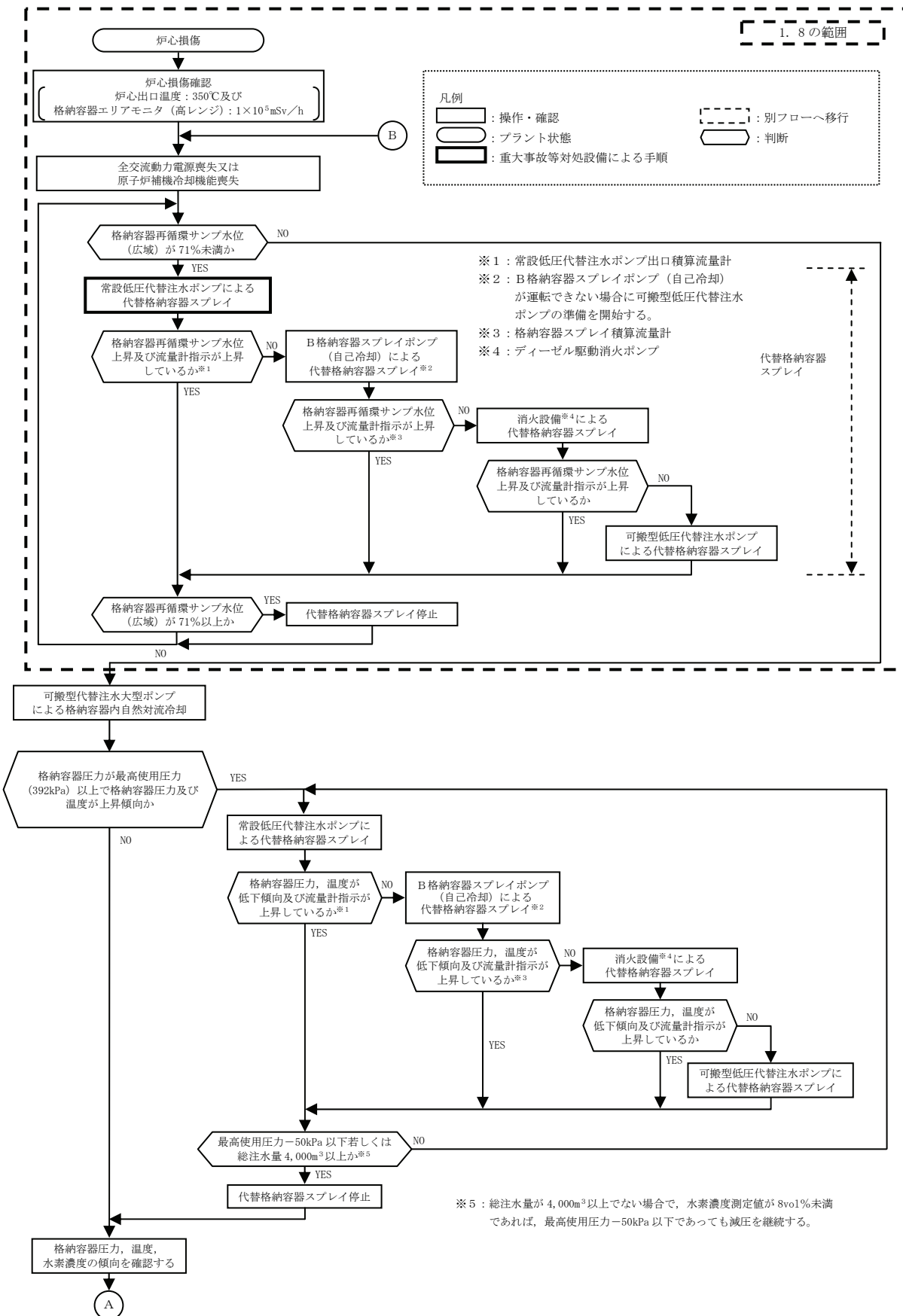


第 1.8.10 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対応手順（1/2）
（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全）

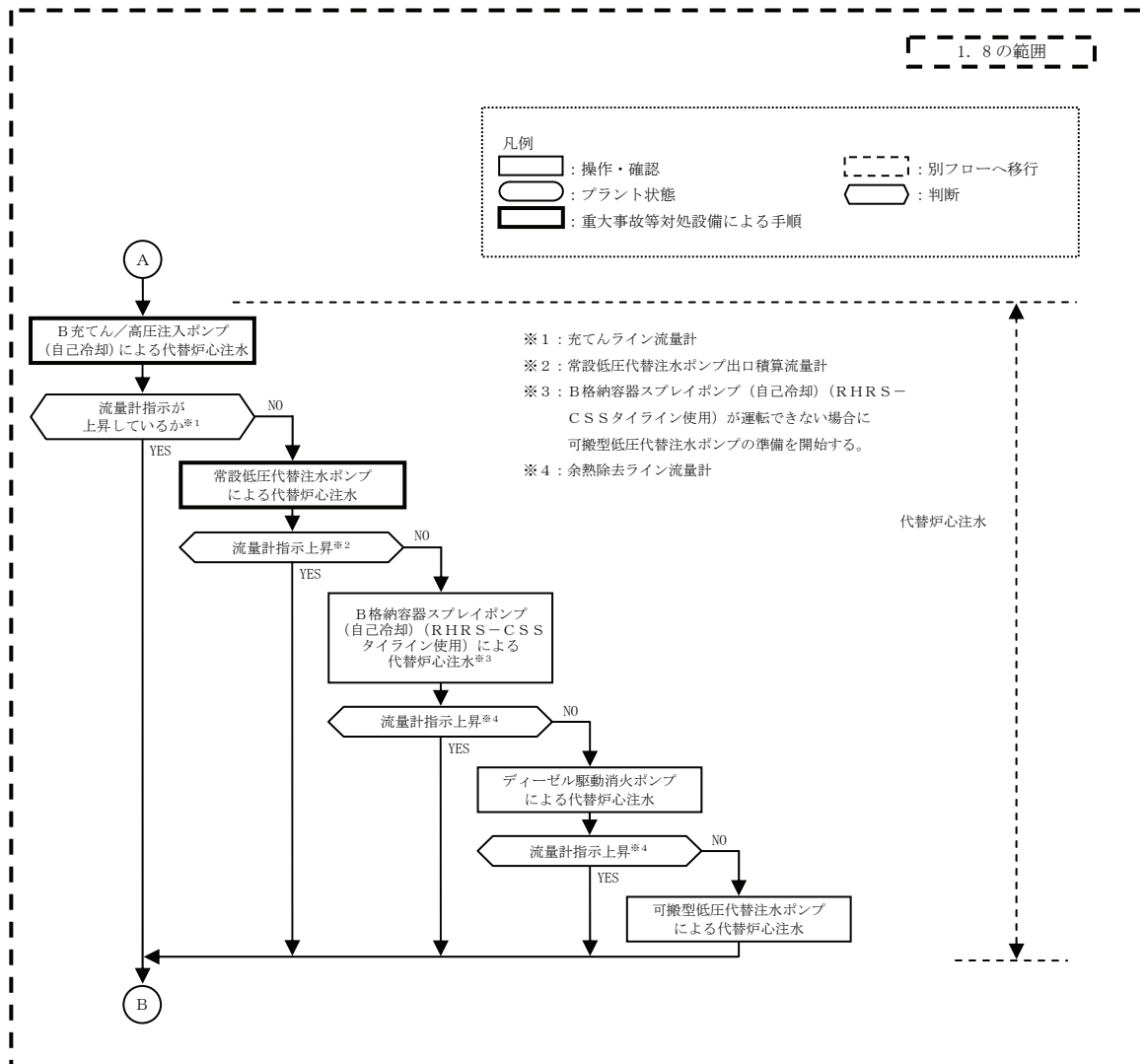


			経過時間 (分)										備考
			20	40	60	80	100	120	140	160	180		
手順の項目	要員 (数)		約 120 分 B 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ ▽										
B 格納容器スプレイポン プ (自己冷却) による代替 格納容器スプレイ	保守対応要員	2	移動, ディスタンスピース取替え										
	運転員等 (現場)	1											
	運転員等 (中央制御室)	1											

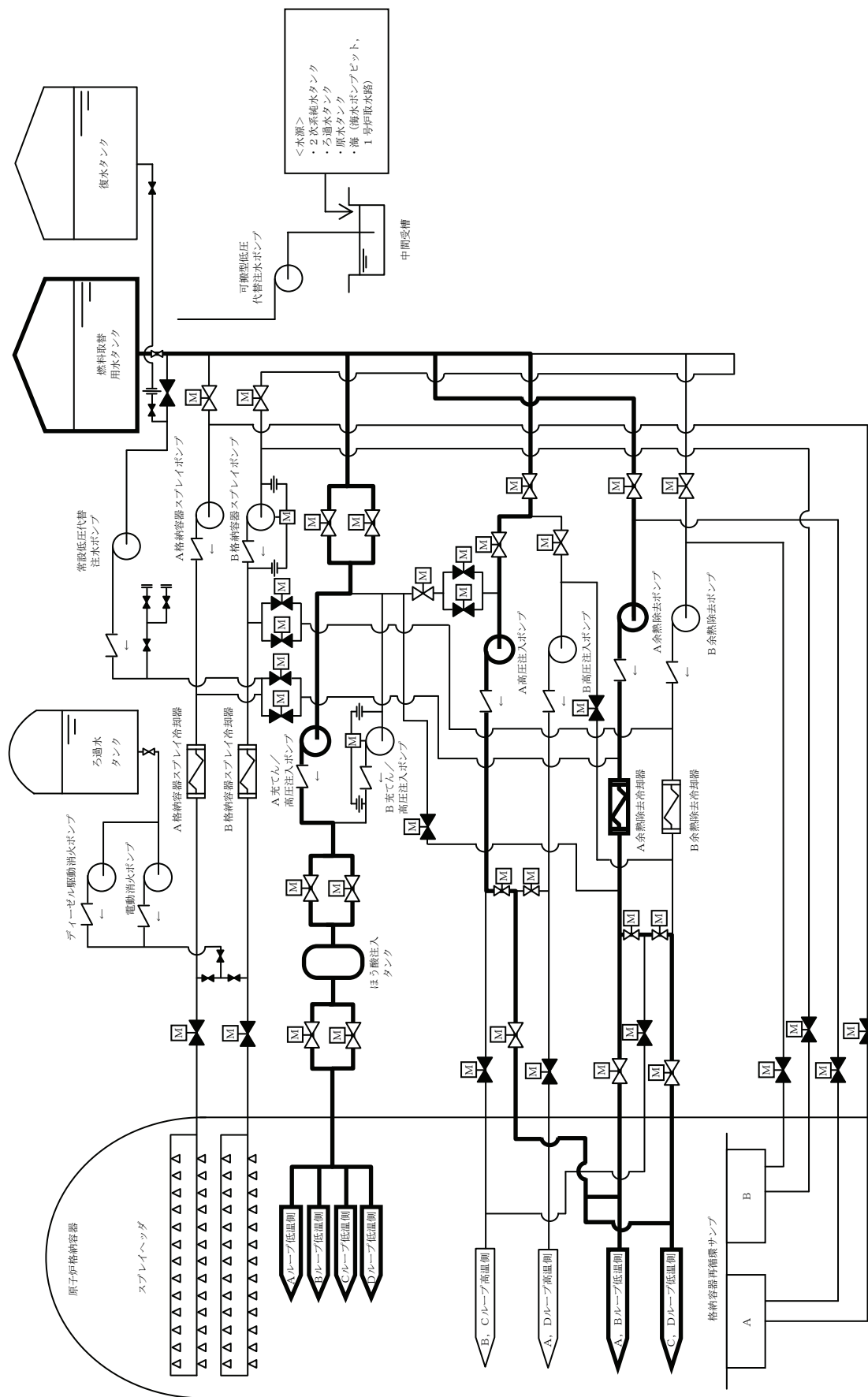
第 1.8.12 図 B 格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ手順タイムチャート



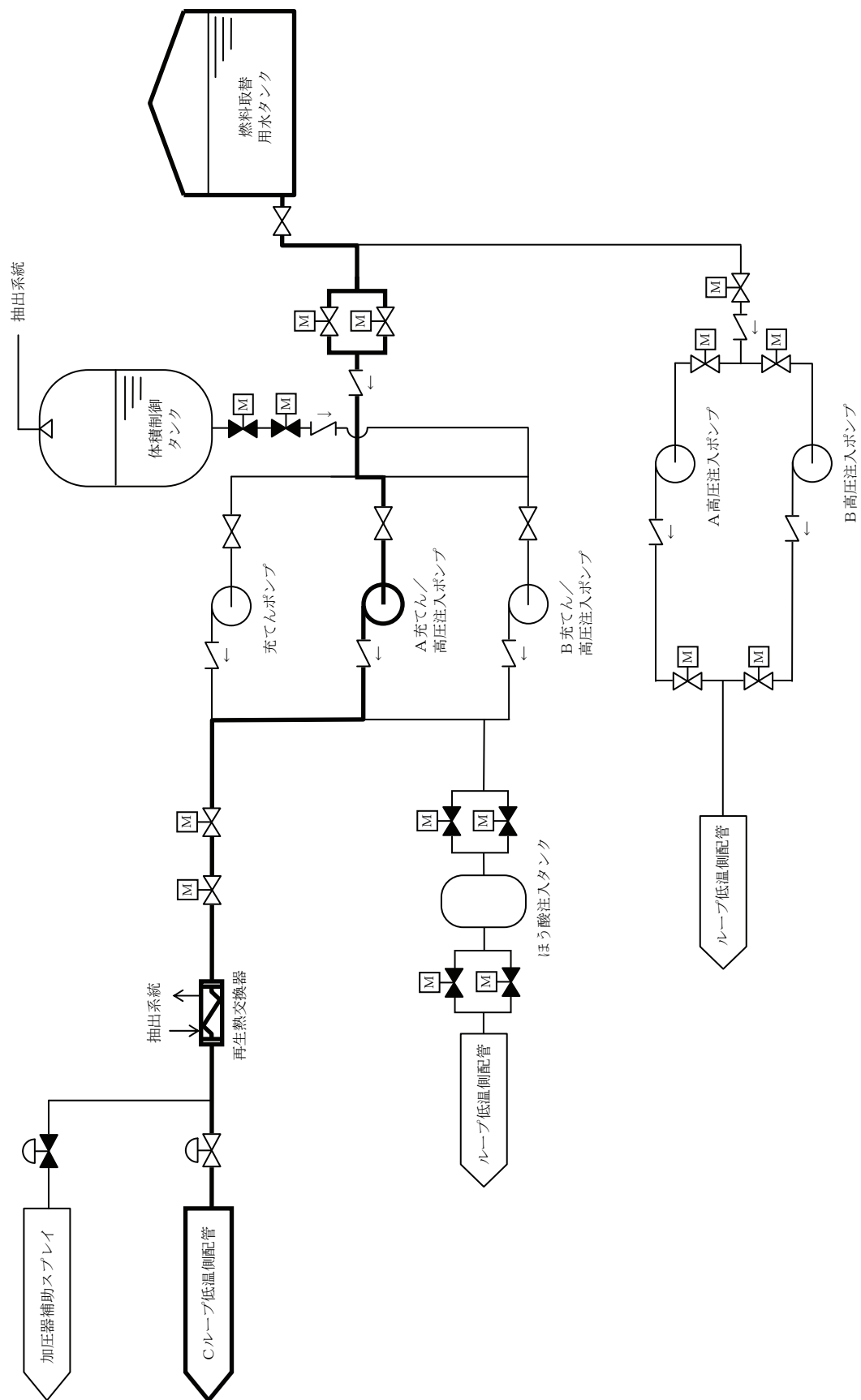
第 1. 8. 13 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対応手順（1／2）
（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失）



第 1. 8. 13 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための対応手順（2／2）
（全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失）



第 1.8.14 図 充てん/高圧注入ポンプ、高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプによる高圧又は低圧注入ラインを使用した炉心注水概略系統



第 1.8.15 図 充電/高圧注入ポンプによる充電ラインを使用した炉心注水 概略系統

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

< 目 次 >

1.9.1 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. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による格納容器の破損を防止する対応手段及び設備

b. 手順等

1.9.2 重大事故等時の手順等

1.9.2.1 水素濃度低減のための手順等

(1) 水素濃度低減

a. 静的触媒式水素再結合装置

b. 電気式水素燃焼装置

(2) 水素濃度監視

a. 可搬型格納容器水素濃度計測装置

b. ガス分析計

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

(4) 優先順位

1.9.2.2 水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

（１） BWR

a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（２） PWRのうち必要な原子炉

a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

（３） BWR及びPWR共通

a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器（以下、付録1.9において「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するため、水素濃度制御を行う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。

1.9.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素の水素爆発による格納容器の破損を防止するための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に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第五十二条及び「技術基準規則」第六十七条（以下、付録1.9において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.9.1表に示す。

a. 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による格納容器の破損を防止する対応手段及び設備

(a) 対応手段

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解等により格納容器内に発生する水素を、水素濃度制御設備により低減し、水素爆発による格納容器の破損を防止する手段がある。また、水素濃度低減で使用する設備について全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段についても整備する。

水素濃度低減で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 静的触媒式水素再結合装置
- ・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・ 電気式水素燃焼装置
- ・ 電気式水素燃焼装置動作監視装置
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解等により発生する水

素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり水素濃度監視設備により測定し、監視する手段がある。また、水素濃度監視で使用する設備について、全交流動力電源又は直流電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段についても整備する。

水素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型格納容器水素濃度計測装置
- ・可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ
- ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置
- ・空冷式非常用発電機
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・タンクローリ
- ・可搬型燃料給油ポンプ
- ・ガス分析計
- ・窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される水素濃度低減に使用する設備のうち、静的触媒式水素再結合装置、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置、電気式水素燃焼装置、電気式水素燃焼装置動作監視装置、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

また、水素濃度監視に使用する設備のうち、可搬型格納容器水素濃

度計測装置，可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ，可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置，空冷式非常用発電機，可搬型代替注水大型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），タンクローリ，可搬型燃料給油ポンプ及び窒素ボンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）は，いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，水素爆発による格納容器の破損を防止することが可能であることから，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ガス分析計

事故初期の放射線量が高い環境下での測定が困難であり，中央制御室での連続監視はできないが，可搬型格納容器水素濃度計測装置の代替手段として有効である。

b．手順等

上記の a．により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第1.9.2表，第1.9.3表）

これらの手順は，運転員等^{※2}，保修対応要員^{※3}及び放射線管理班^{※4}の対応として，炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等に定める。（第1.9.1表）

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※3 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

※ 4 放射線管理班：発電所災害対策本部要員のうち放射線管理班内の化学分析を行う要員をいう。

1.9.2 重大事故等時の手順等

1.9.2.1 水素濃度低減のための手順等

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応等により発生する水素を除去し、格納容器内の水素濃度を低減させるため、以下の手段を用いた手順を整備する。

(1) 水素濃度低減

a. 静的触媒式水素再結合装置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の動作状況を確認する手順を整備する。

ジルコニウム－水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解等により長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去し、濃度低減を継続的に図るため、静的触媒式水素再結合装置を格納容器内に5基設置している。

静的触媒式水素再結合装置は電源等の動力源を必要としない静的な装置であり、格納容器内の水素濃度上昇にしたがって自動的に触媒反応するため、運転員等による準備や起動操作は不要である。

静的触媒式水素再結合装置による水素濃度低減状態については、水素再結合反応時の温度上昇により確認する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心の損傷が発生したことを、炉心出口温度等により確認した場合。

(b) 操作手順

静的触媒式水素再結合装置の動作状況を確認する手順の概要は以下のとおり。装置の概要を第1.9.1図、第1.9.2図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に静的触媒式水素再結合装置の動作状況の確認を指示する。
- ii) 運転員等は、中央制御室で静的触媒式水素再結合装置の動作状況を、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。また、直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から静的触媒式水素再結合装置動作監視装置に給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の指示値を確認する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名で実施する。なお、この対応については、中央制御室で対応可能であり、運転員等による準備や起動操作はない。

b. 電気式水素燃焼装置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応により短期的に発生する水素及び水の放射線分解等により長期的に緩やかに発生し続ける水素を除去し、格納容器内の水素濃度を低減させるために、電気式水素燃焼装置による水素濃度低減を行う手順を整備する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の水素濃度低減を進めるための更なる水素濃度低減設備として、電気式水素燃焼装置を格納容器内に合計14個（うち予備1個（格納容器ドーム部頂部付近））を設置する。

電気式水素燃焼装置は、生成した水素が格納容器内に拡散して蓄積する前に、水素を強制的に燃焼できるよう、水素放出が想定される箇所に

加え、その隣接区画あるいは水素の主要な通過経路に設置している。仮にこれらの電気式水素燃焼装置によって処理できず、格納容器ドーム部頂部に水素が滞留又は成層化した場合においても、早期段階から確実に処理するために、格納容器ドーム部頂部付近に予備1個を設置する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時において、全ての高圧注入系機能が喪失した場合。

(b) 操作手順

電気式水素燃焼装置により水素濃度を低減する手順の概要は以下のとおり。装置の概要を第1.9.3図、第1.9.4図に示す。

- i) 発電長は、発電所災害対策本部と連絡を密にし、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に電気式水素燃焼装置の起動を指示する。
- ii) 運転員等は、中央制御室にて速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。また、全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電機からの受電後、速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。
- iii) 運転員等は、中央制御室で電気式水素燃焼装置の動作状況を電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。
また、直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から電気式水素燃焼装置動作監視装置に給電されていることを確認後、電気式水素燃焼装置動作監視装置の指示値を確認する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名により実施する。電気式水素燃焼装置は、中央制御室から速やかに起動する。

(2) 水素濃度監視

a. 可搬型格納容器水素濃度計測装置

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で、格納容器内の水素濃度を中央制御室にて連続監視することができるよう可搬型格納容器水素濃度計測装置を設置しており、この装置を使用して水素濃度監視を行う手順を整備する。全交流動力電源喪失時においては、空冷式非常用発電機からの受電後に操作を実施する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心出口温度計指示が350℃に到達した場合、又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時において、全ての高圧注入系機能が喪失した場合。

(b) 操作手順

可搬型格納容器水素濃度計測装置により水素濃度を監視する手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.9.5図、第1.9.6図に、タイムチャートを第1.9.7図に示す。

i) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の操作手順

イ) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視の準備作業と系統構成を指示する。

ロ) 運転員等は、中央制御室及び現場で可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視のための系統構成を実施する。

ハ) 運転員等は、中央制御室にて可搬型水素濃度計測装置の電源を投入する。

ニ) 保修対応要員は、現場で可搬型格納容器水素濃度計測装置及び

可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置の保管場所へ移動し，所定の場所へ運搬，設置し，接続作業を実施する。

ホ) 運転員等は，現場で格納容器隔離弁の開操作を実施し，水素濃度監視の系統構成を実施する。

ハ) 発電長は，可搬型格納容器水素濃度計測装置による計測準備ができれば，運転員等及び保修対応要員に水素濃度測定開始を指示する。

ト) 保修対応要員は，現場で可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動する。

チ) 保修対応要員は，現場で可搬型水素濃度計測装置出入口弁を開弁する。

リ) 運転員等は，中央制御室で5分間パージ後に，中央制御室にて格納容器内の水素濃度を確認する。

ii) 全交流動力電源が喪失した場合の操作手順

イ) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員に可搬型格納容器水素濃度計測装置による，水素濃度監視の準備作業と系統構成を指示する。

ロ) 運転員等は，中央制御室及び現場で空冷式非常用発電機からの受電後，可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視の系統構成を実施する。

ハ) 運転員等は，中央制御室にて可搬型水素濃度計測装置の電源を投入する。

ニ) 保修対応要員は，現場で可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ接続の系統構成を実施する。

ホ) 保修対応要員は，現場で可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却

ポンプの接続及び可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ起動操作を実施する。

- へ) 保守対応要員は、現場で可搬型格納容器水素濃度計測装置及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置の保管場所へ移動し、所定の場所へ運搬、設置し、接続作業を実施する。
- ト) 保守対応要員は、現場で代替空気（窒素）供給に係る系統構成を行う。
- チ) 保守対応要員は、現場で窒素ポンベの接続を行い、代替空気（窒素）を供給する。
- リ) 運転員等は、現場で格納容器隔離弁の開操作を実施し、水素濃度監視の系統構成を実施する。
- ヌ) 発電長は、可搬型格納容器水素濃度計測装置による計測準備ができれば、運転員等及び保守対応要員に水素濃度測定を開始を指示する。
- ル) 保守対応要員は、現場で可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動する。
- ヲ) 保守対応要員は、現場で可搬型水素濃度計測装置出入口弁を開弁する。
- リ) 運転員等は、中央制御室で5分間パージ後に中央制御室にて格納容器内の水素濃度を確認する。また、直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から可搬型格納容器水素濃度計測装置に給電されていることを確認後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の指示値を確認する。
- カ) 運転員等は、24時間以内に可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水が行われていることを確認後、ガスサンプリング

冷却器の冷却水を可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプから、海水通水に切り替える。

(c) 操作の成立性

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合の中央制御室における対応は、運転員等1名、現場における対応は運転員等1名及び保修対応要員2名により作業を実施し、所要時間は約90分と想定する。

全交流動力電源が喪失した場合の中央制御室における対応は、運転員等1名、現場における対応は運転員等1名及び保修対応要員2名により作業を実施し、所要時間は約130分と想定する。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、可搬型照明や通信設備等を整備する。可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等の接続作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

b. ガス分析計

事故時の格納容器内の水素濃度を監視するための設備として、試料採取管に格納容器雰囲気ガスを採取し、放射化学室にて手分析により間欠的に水素濃度を監視するガス分析計を設置している。ガス分析計は、全交流動力電源喪失時においても、空冷式非常用発電機から給電可能である。

炉心損傷が発生した場合において、可搬型格納容器水素濃度計測装置による監視ができない場合に、ガス分析計による水素濃度の監視を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷が発生し、可搬型格納容器水素濃度計測装置による監視が

できない場合において、現場の放射線量が低下し、現場操作が可能となった場合。

(b) 操作手順

ガス分析計による水素濃度を監視する手順の概要は以下のとおり。
概略系統を第1.9.6図、第1.9.8図に、タイムチャートを第1.9.9図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保守対応要員にガス分析計による水素濃度監視の準備作業と系統構成を指示する。
- ii) 運転員等は、中央制御室及び現場でガス分析計による水素濃度監視の作業準備と系統構成を行う。
- iii) 発電長は、ガス分析計による水素濃度測定が可能となれば、放射線管理班に試料採取管にて格納容器雰囲気ガスの採取開始を指示する。
- iv) 放射線管理班は、現場で試料採取管にて格納容器雰囲気ガスを採取する。
- v) 放射線管理班は、現場にて採取した格納容器雰囲気ガスの水素濃度をガス分析計により監視し、結果を発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は、運転員等1名、現場における対応は、運転員等1名、保守対応要員2名及び放射線管理班1名により作業を実施し、所要時間は約197分と想定する。（全交流動力電源及び原子炉補機冷却水機能喪失時は、所要時間は約237分と想定する。）

円滑に作業できるように移動経路を確保し、可搬型照明や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。

なお、ガス分析計による分析作業は、試料採取管に鉛遮蔽があること及び分析用のガスが少量であることから、被ばく評価上も問題ないが、実作業においては線量率が低いことを確認し作業を実施する。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

ガスサンプリング冷却器への海水通水前の可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水の手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整理する。

可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理する。

操作の判断、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」にて整備する。

(4) 優先順位

炉心の著しい損傷が発生している場合の水素濃度低減及び水素濃度監視手段として、以上の手段を用いて格納容器内における水素爆発による格納容器の破損の防止を図る。

水素濃度低減について、静的触媒式水素再結合装置は、電源等の動力源を必要としない静的な装置であり、格納容器内の水素濃度上昇にしたがい自動的に触媒反応するものであることから必然的に優先する。また、電気式水素燃焼装置は、更なる水素濃度低減を図るために手動にて起動する。

水素濃度監視の優先順位は、格納容器水素濃度を中央制御室で連続的に監視可能である可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視を優先する。可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度測定ができない場合にガス分析計による水素濃度監視を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.9.10図に示す。

1.9.2.2 水素濃度を低減させる設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

炉心の著しい損傷が発生し，全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に，水素爆発による格納容器の破損を防止するため，代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備へ給電する手順を整備する。

代替電源設備により給電する手順及び空冷式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」にて整備する。

第1.9.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順

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		整備する手順書の分類
—	—	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	重大事故等対処設備	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順 発電所災害対策本部にて使用する手順
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置※ 1		
			電気式水素燃焼装置※ 1		
			電気式水素燃焼装置動作監視装置※ 1		
			空冷式非常用発電機※ 2		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 4		
			可搬型燃料給油ポンプ※ 4		
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置※ 1	重大事故等対処設備	
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ※ 1		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置※ 1		
			空冷式非常用発電機※ 2		
			可搬型代替注水大型ポンプ		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側），（ディーゼル発電機用）※ 3※ 4		
			タンクローリ※ 3		
			可搬型燃料給油ポンプ※ 4		
			窒素ポンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）		
			ガス分析計	拡張設備 多様性	

※1：ディーゼル発電機等により給電する。

※2：代替電源設備により電源確保する。手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。燃料補給の手順は，「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：空冷式非常用発電機の燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第1.9.2表 重大事故等対応に係る監視計器

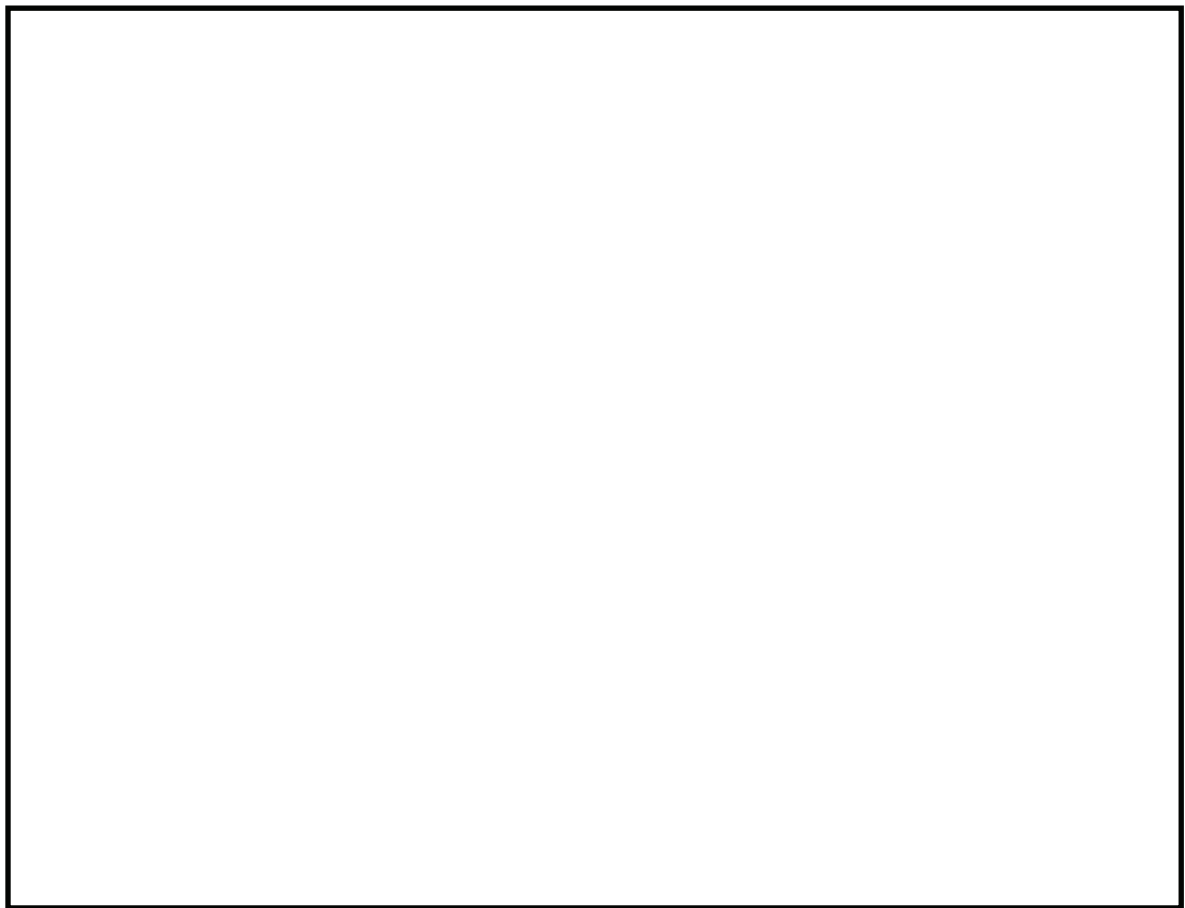
1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

監視計器一覧

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
1.9.2.1 水素濃度低減のための手順等 (1) 水素濃度低減			
a. 静的触媒式水素再結合装置	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器エリアモニタ（高レンジ）
	操作	補機監視機能	・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
b. 電気式水素燃焼装置	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計
		原子炉圧力容器への注水量	・ほう酸注入ライン流量計
			・高圧注入ポンプ出口流量計
		補機監視機能	・高圧注入ポンプ出口圧力計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器エリアモニタ（高レンジ）
	操作	補機監視機能	・電気式水素燃焼装置動作監視装置
1.9.2.1 水素濃度低減のための手順等 (2) 水素濃度監視			
a. 可搬型格納容器水素濃度計測装置	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計
		原子炉圧力容器への注水量	・ほう酸注入ライン流量計
			・高圧注入ポンプ出口流量計
		補機監視機能	・高圧注入ポンプ出口圧力計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器エリアモニタ（高レンジ）
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	・可搬型格納容器水素濃度計測装置
b. ガス分析計	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器エリアモニタ（高レンジ）
		原子炉格納容器内の水素濃度	・可搬型格納容器水素濃度計測装置
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	・ガス分析計（手分析値）

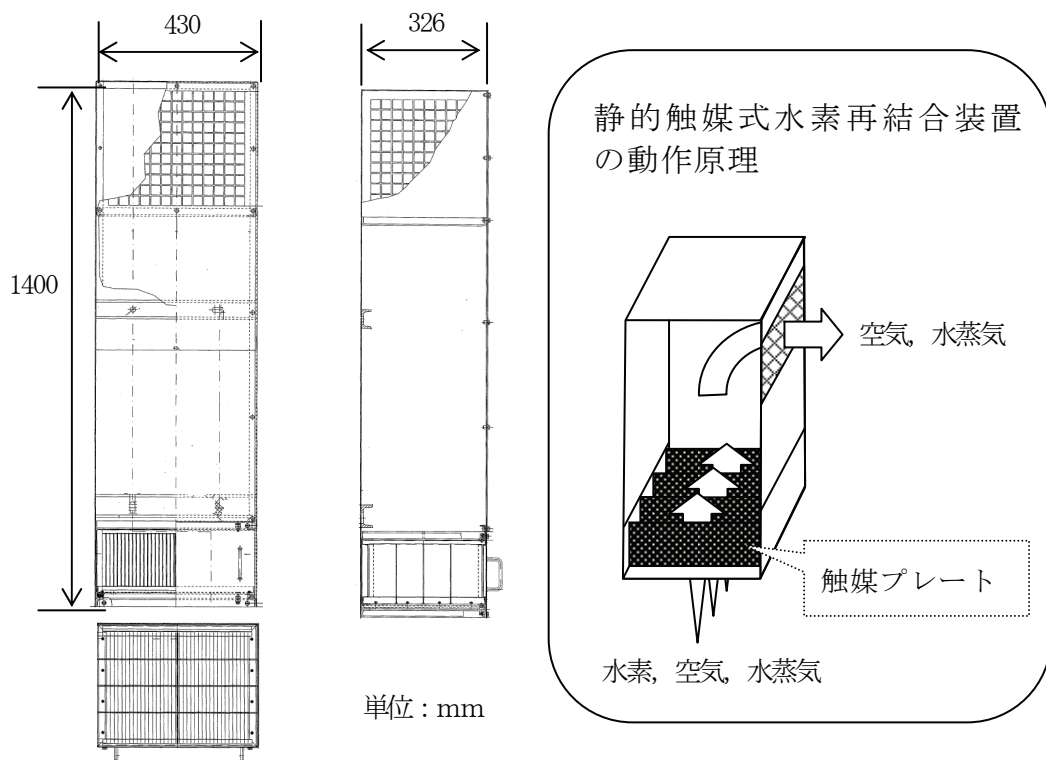
第1.9.3表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【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	可搬型ガスサンプリング 冷却器用冷却ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	可搬型代替ガスサンプリング 圧縮装置	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	電気式水素燃焼装置	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	電気式水素燃焼装置動作監視装置	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	可搬型格納容器水素濃度計測装置	重大事故等対処用 専用計器用交流母線

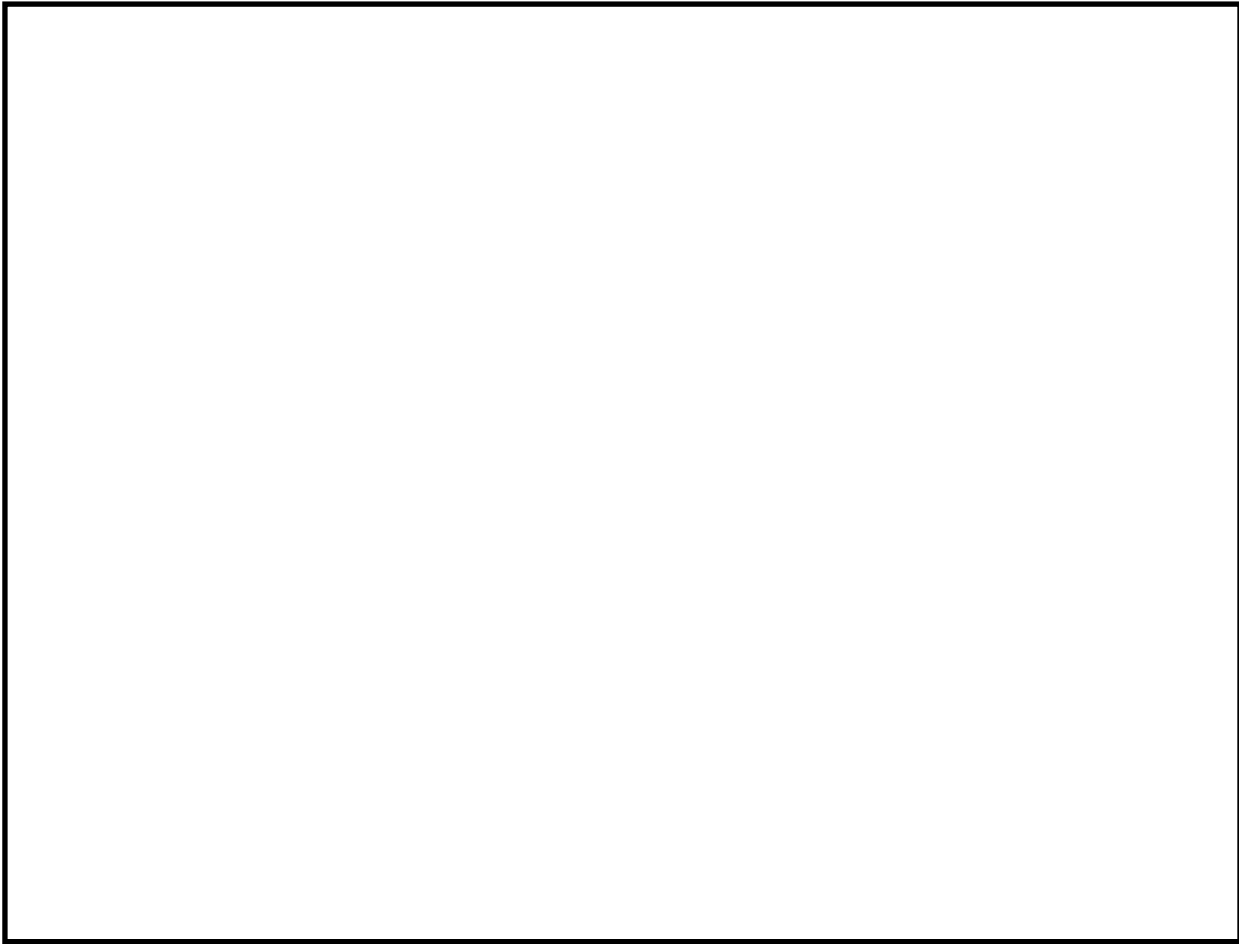


第1.9.1図 静的触媒式水素再結合装置位置概略図

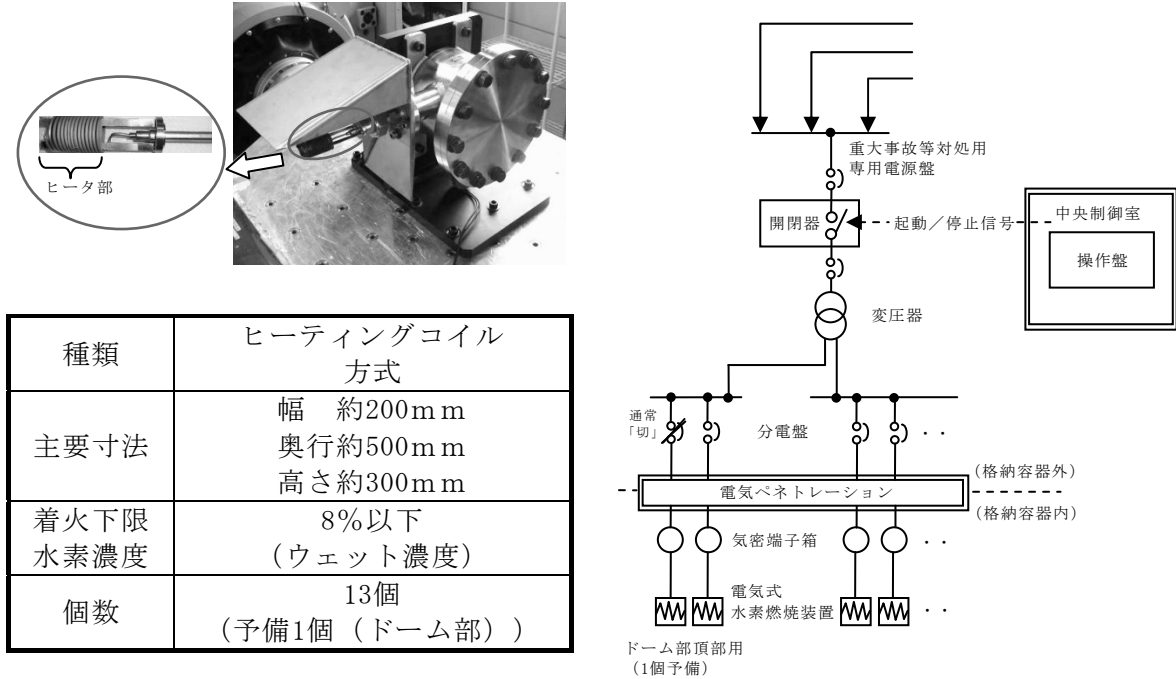
は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第1.9.2図 静的触媒式水素再結合装置外形図

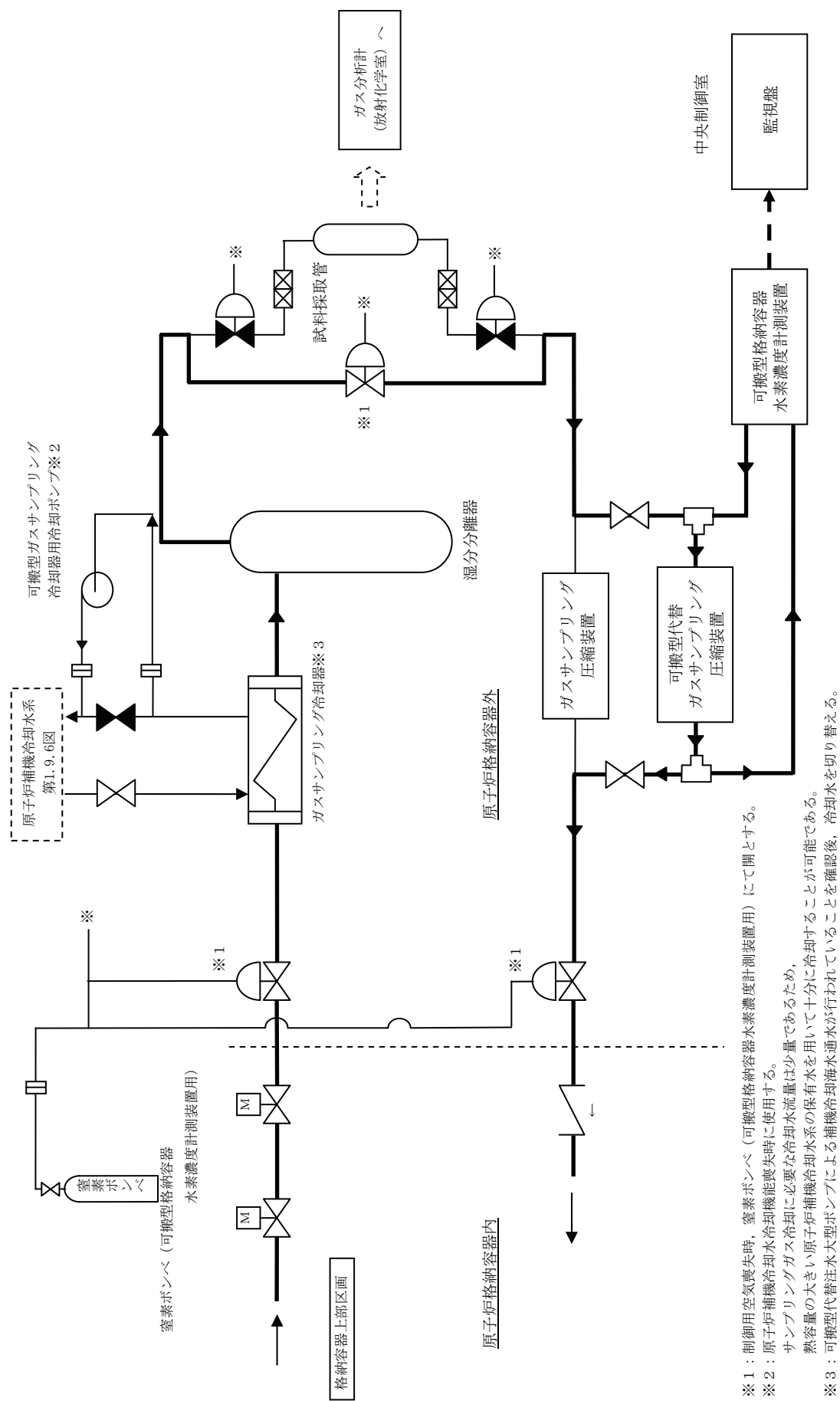


第1.9.3図 電気式水素燃焼装置設置位置概略図

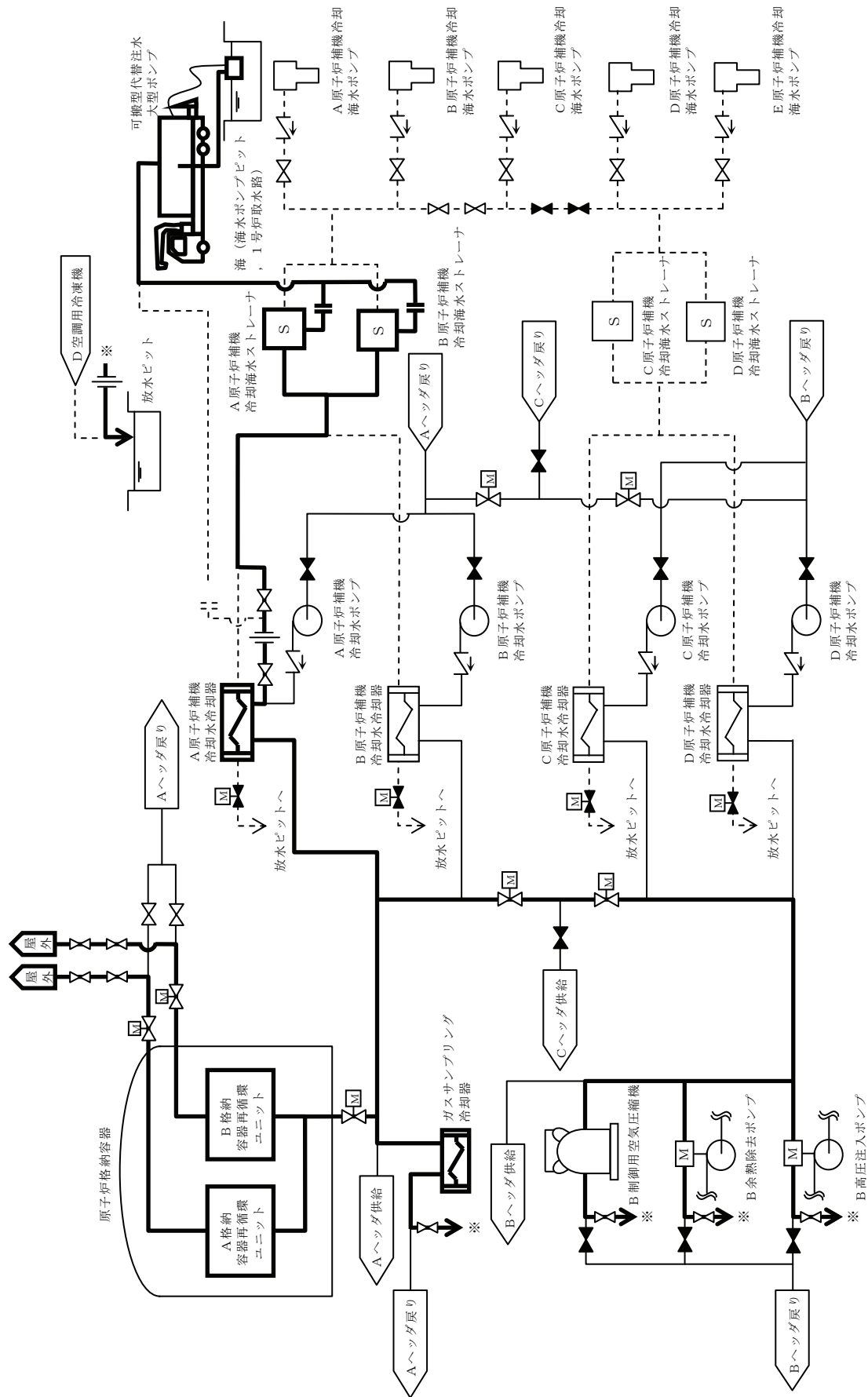


第1.9.4図 電気式水素燃焼装置外形図

は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1.9.5 図 可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視



		経過時間（分）										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	要員（数）	約90分※ 可搬型格納容器水素濃度計測装置による 原子炉格納容器の水素濃度測定可能										▽	
可搬型格納容器水素濃度計測装置による原子炉格納容器水素濃度監視	保守対応要員	2	移動										
			可搬型代替ガスサンプリング 圧縮装置接続										
			可搬型水素濃度計接続										
			系統構成										
			可搬型代替ガスサンプリング 圧縮装置起動（ガスバーge含む）										
	運転員等 （現場）	1	電源操作（移動含む）										
			系統構成（移動含む）										
			格納容器隔離弁「開」操作										
	運転員等 （中央制御室）	1	可搬型水素濃度計電源操作										
			系統構成										

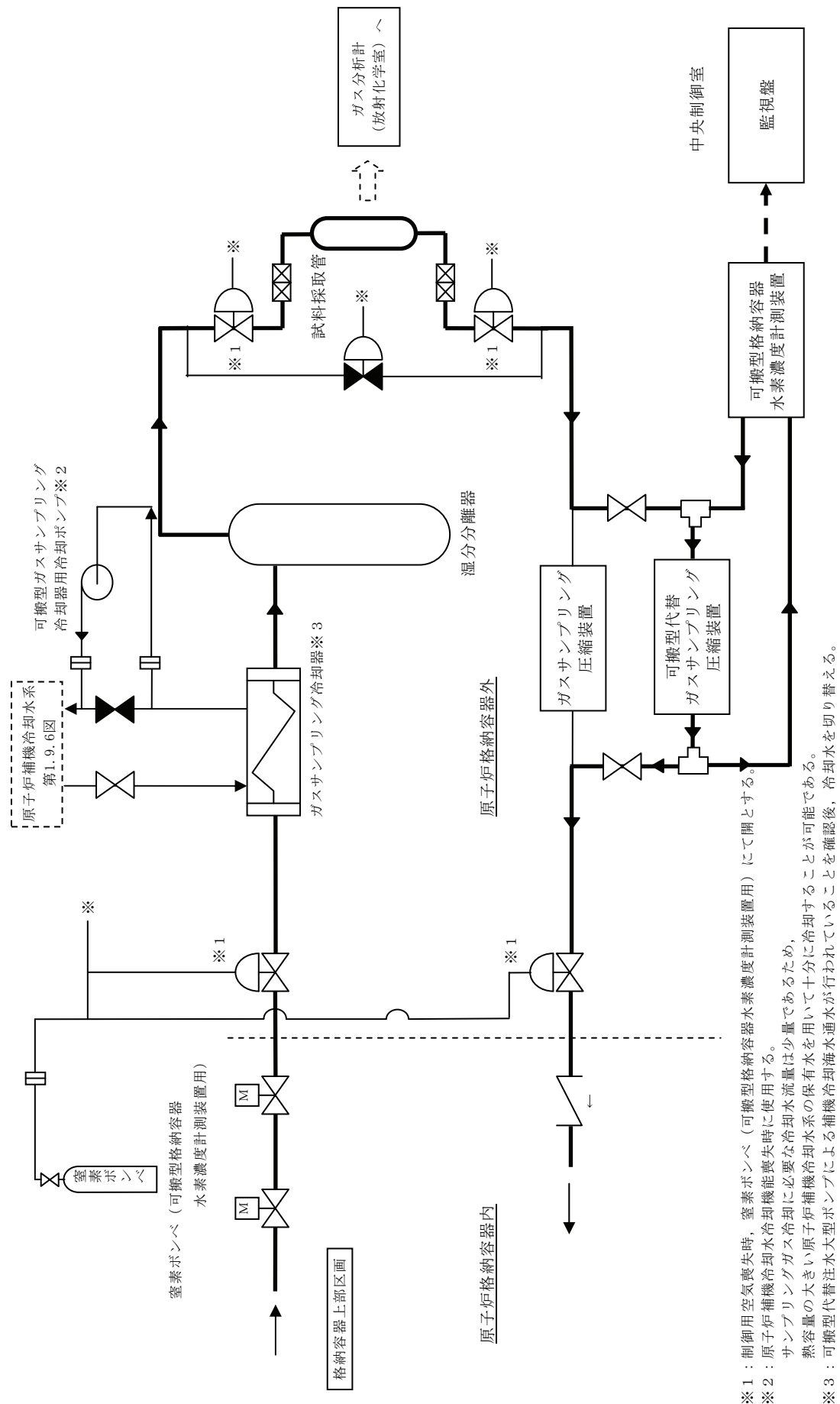
※：炉心出口温度上昇時，該当操作開始からの時間

		経過時間（分）										経過時間（時間）						備考
		20	40	60	80	100	120	140	160	180	200	22	23	24	25	26		
手順の項目	要員（数）	約130分※1 可搬型格納容器水素濃度計測装置による 原子炉格納容器の水素濃度測定可能										約25時間21分 可搬型代替注水大型ポンプ によるガスサンプリング冷却 器への海水通水開始※2						
可搬型格納容器水素濃度計測装置による 原子炉格納容器水素濃度監視 【全交流動力電源喪失時】	保守対応要員	2	移動															
			代替空気供給操作															
			可搬型ガスサンプリング冷却器用 冷却ポンプ系統構成、接続、起動															
			可搬型代替ガスサンプリング 圧縮装置接続															
			可搬型水素濃度計 接続、系統構成															
			可搬型代替ガスサンプリング 圧縮装置起動（ガスバーج含む）															
									可搬型ガスサンプリング冷却器 冷水ポンプ停止（移動含む）									
	運転員等 （現場）	1	電源操作（移動含む）															
			系統構成（移動含む）															
			格納容器隔離弁「開」操作															
			移動式大容量ポンプ車によるガスサンプリング 冷却器への海水通水（移動含む）※2															
	運転員等 （中央制御室）	1	可搬型水素濃度計電源操作															
			系統構成															

※1：全交流動力電源喪失時，空冷式非常用発電機から受電後，該当操作開始からの時間

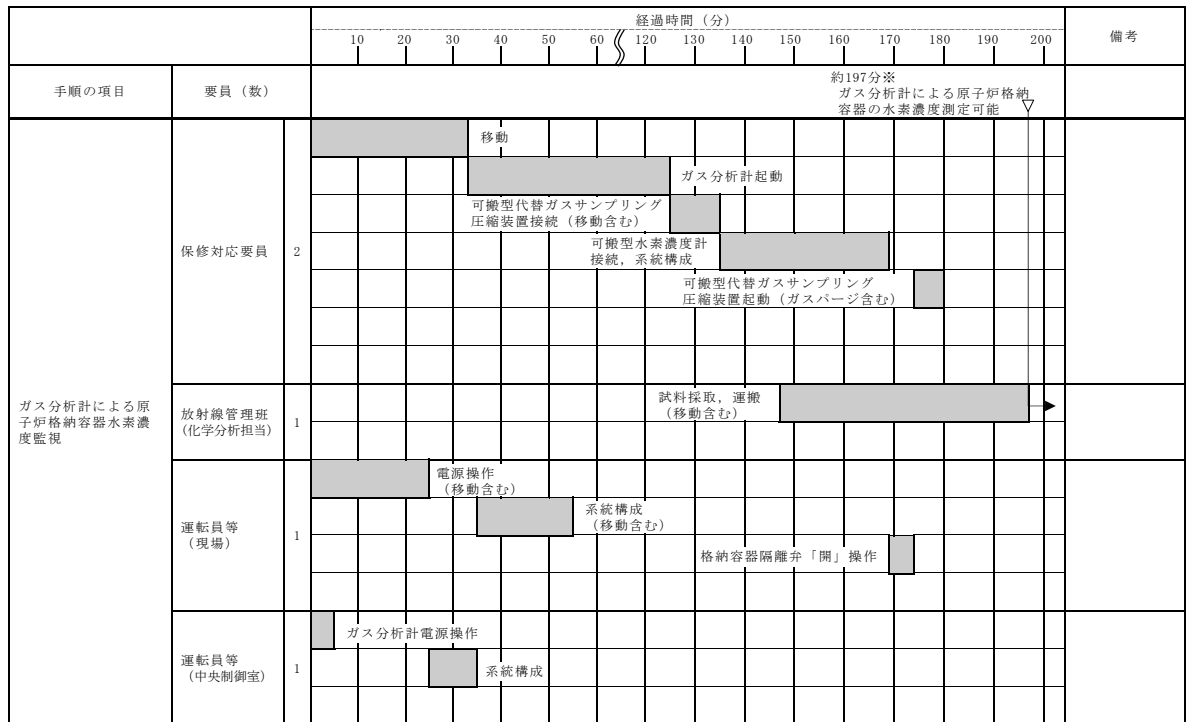
※2：可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプの起動後，24時間までに実施する。

第1.9.7図 可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視タイムチャート

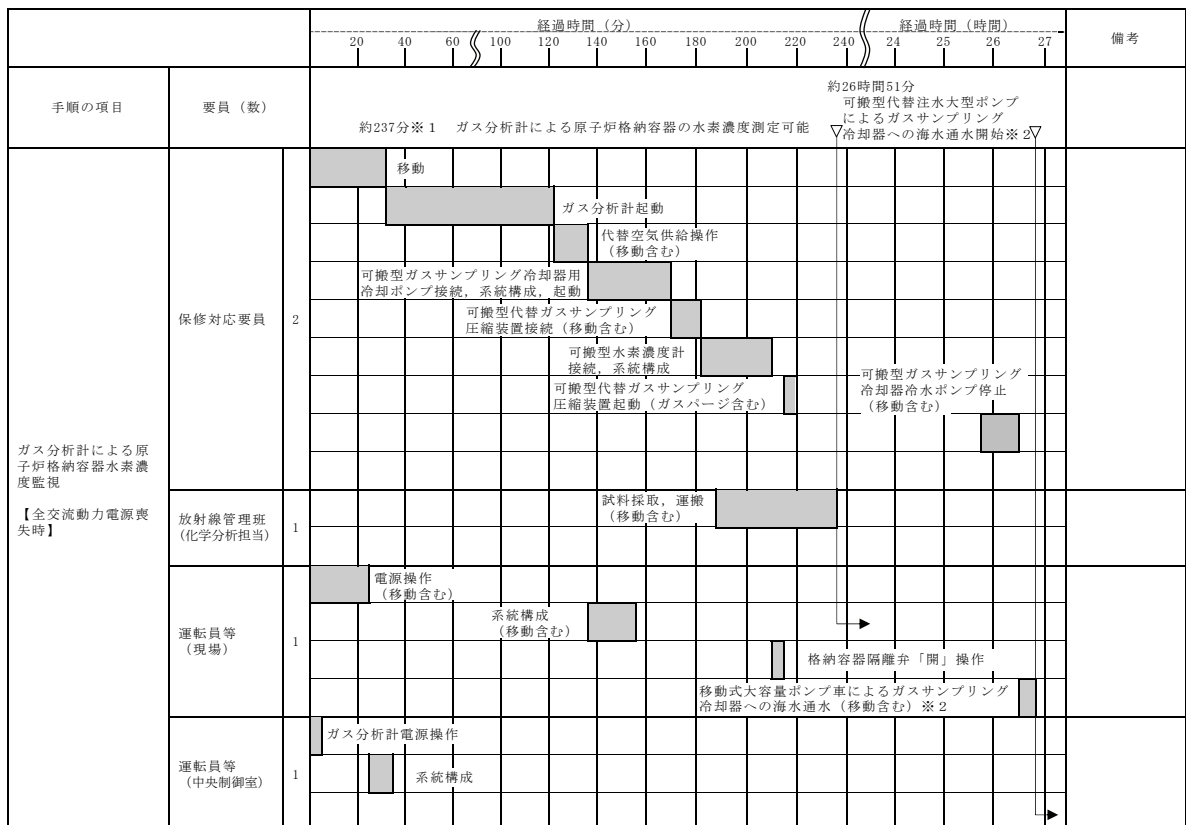


※1：制御用空気喪失時、窒素ポンプ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）にて開とする。
 ※2：原子炉補機冷却水冷却機能喪失時に使用する。
 サンプリグガス冷却に必要な冷却水流量は少量であるため、
 熱容量の大きい原子炉補機冷却水の保有水を用いて十分に冷却することが可能である。
 ※3：可搬型代替注水大型ポンプによる補機冷却海水通水が行われていることを確認後、冷却水を切り替える。

第1.9.8図 ガス分析計による水素濃度監視



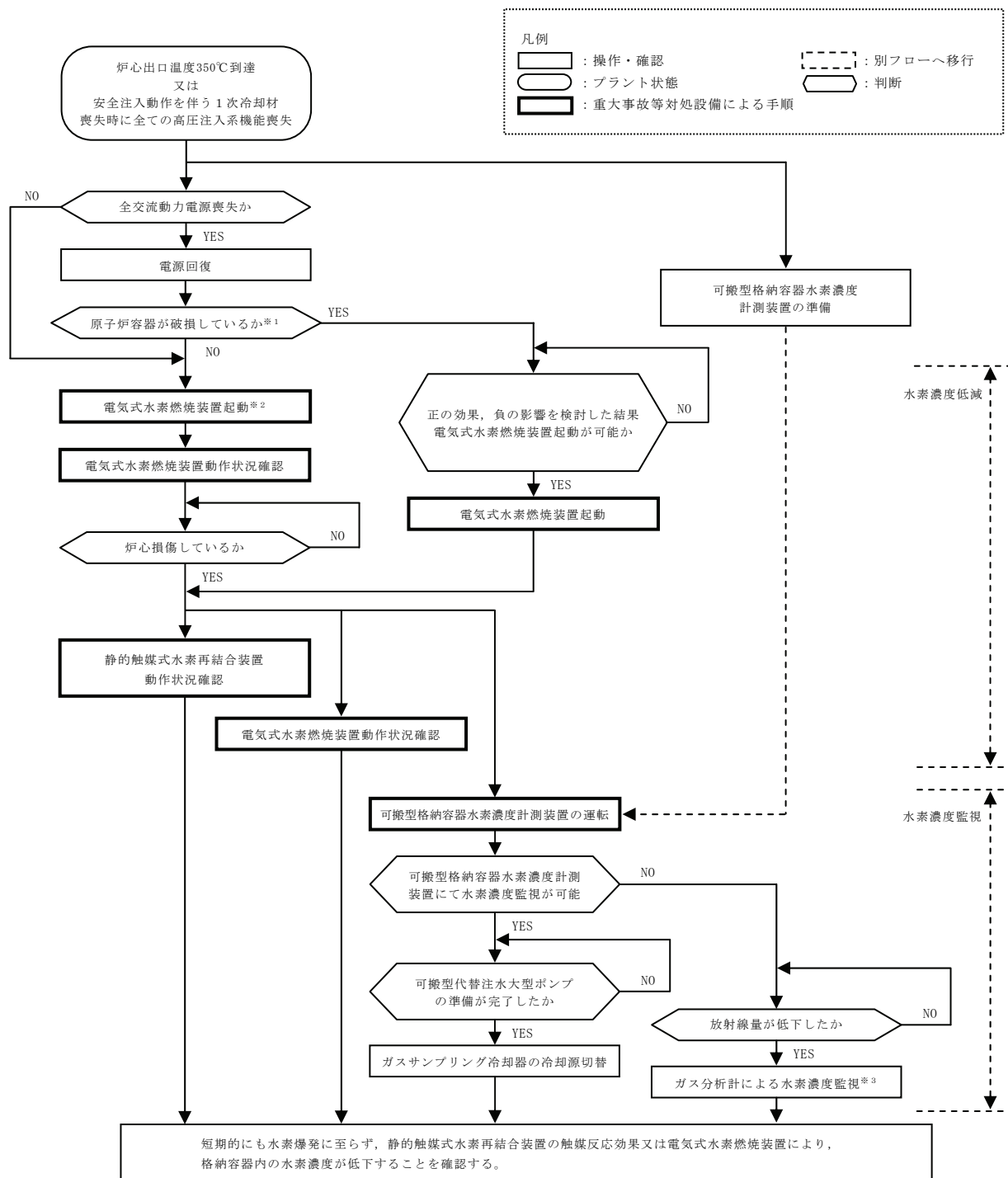
※：炉心出口温度上昇時，該当操作開始からの時間



※1：全交流動力電源喪失時，空冷式非常用発電機から受電後，該当操作開始からの時間

※2：可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプの起動後，24時間までに実施する。

第 1.9.9 図 ガス分析計による水素濃度監視手順 タイムチャート



※1 全交流動力電源喪失時に、炉心出口温度350℃に到達した場合は、受電後速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。起動が遅れ、炉心出口温度350℃到達から60分を超えている場合には、発電所災害対策本部と連絡を密にし、電気式水素燃焼装置を起動する。

※2 交流動力電源健全時は、炉心出口温度350℃到達後速やかに起動する。格納容器スプレイポンプによるスプレイ操作を実施している場合であり、かつ事象発生時から1時間を超えている場合には、電気式水素燃焼装置の起動に先立ち、発電所災害対策本部と連絡を密にし、起動が可能な確認する。

※3 可搬型格納容器水素濃度計測装置が使用不可の場合は、ガス分析計にて測定する。

第1.9.10図 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対応手順

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

< 目 次 >

1.10.1 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. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対応手段と設備
 - b. 手順等

1.10.2 重大事故等時の手順等

1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手順等

- (1) 水素排出（アニュラス空気浄化設備）
 - a. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合の操作手順
 - b. 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合の操作手順
- (2) 水素濃度監視
 - a. アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度測定
 - b. 可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定
- (3) その他の手順項目にて考慮する手順
- (4) 優先順位

1.10.2.2 アニュラス空気浄化設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

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

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、水素濃度制御設備又は水素排出設備により、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 水素爆発による損傷を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、付録1.10において「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1. 10. 1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内で発生した水素が貫通部から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合に、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための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に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第五十三条及び「技術基準規則」第六十八条（以下、付録 1. 10 において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」からの要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1. 10. 1表に示す。

a. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する対応手段と設備

(a) 対応手段

炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉建屋等の水素爆発による

損傷を防止するため、水素を排出する手段がある。また、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備からアニュラス空気浄化設備の電源を確保する。

水素排出で使用する設備は以下のとおり。

- ・アニュラス空気浄化ファン
- ・アニュラス空気浄化フィルタユニット
- ・窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）
- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・可搬型燃料給油ポンプ

炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素濃度が変動する可能性がある範囲で、アニュラス内の水素濃度を推定し、監視する手段がある。

水素濃度測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・アニュラス水素濃度計測装置
- ・可搬型格納容器水素濃度計測装置
- ・可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ
- ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置
- ・窒素ポンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・タンクローリ
- ・空冷式非常用発電機
- ・可搬型燃料給油ポンプ

- ・格納容器エリアモニタ（高レンジ）
- ・排気筒ガスモニタ（高レンジ）

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される水素排出に使用する設備のうち、アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット、窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。また、水素濃度監視に使用する設備のうち、アニュラス水素濃度計測装置、格納容器エリアモニタ（高レンジ）、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは、重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止できるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・可搬型格納容器水素濃度計測装置、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置、窒素ポンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリ

機器の運搬、接続作業に時間を要するが、健全であればアニュラスの水素濃度測定の代替手段として有効である。

- ・排気筒ガスモニタ（高レンジ）

耐震性を有していないものの、健全であれば中央制御室にて指示の確認ができるため有効である。

b. 手順等

上記の a. における対応手段に係る手順を整備する。また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。

（第1.10.2表，第1.10.3表）

これらの手順は、運転員等^{※2}及び保修対応要員^{※3}の対応として、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等に定める。（第1.10.1表）

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※3 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1.10.2 重大事故等時の手順等

1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手順等

(1) 水素排出（アニュラス空気浄化設備）

炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合において、アニュラス空気浄化ファンを運転しアニュラス内の水素を含むガスを放射性物質低減機能を有するアニュラス空気浄化フィルタユニットを通して屋外へ排気する手順を整備する。

また、全交流動力電源が喪失した場合においても、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）から窒素を供給する。さらに代替電源設備である空冷式非常用発電機から受電した後、

アニュラス空気浄化ファンを運転する手順を整備する。

なお、重大事故等時においてアニュラス空気浄化ファンにより、アニュラス空気浄化フィルタユニットを通して排気を行うことで、アニュラス内の放射性物質を低減し、被ばく低減を図る。

操作手順については、交流動力電源及び直流電源が健全な場合と、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に分けて記載する。

a. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合の操作手順

(a) 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合。

(b) 操作手順

アニュラス空気浄化設備の運転により水素を排出する手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.10.1図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等によりアニュラス空気浄化ファンの非常用炉心冷却設備作動信号発信による自動起動確認を指示する。自動起動していない場合は、手動起動を指示する。
- ii) 運転員等は、アニュラス空気浄化ファンの自動起動を確認する。自動起動していない場合は、手動起動を行う。
- iii) 運転員等は、中央制御室でアニュラス空気浄化ファンの運転確認を実施し、アニュラス内圧力計にて、アニュラス内圧力が低下することを確認する。
- iv) 発電長は、炉心出口温度計等により、炉心損傷と判断すれば、運転員等によりアニュラス空気浄化ファンの運転確認を指示する。
- v) 運転員等は、中央制御室でアニュラス空気浄化ファンの運転確認を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名で実施する。操作については、中央制御室で通常の運転操作にて対応が可能である。

b. 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合の操作手順

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合。

(b) 操作手順

全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、代替電源設備である空冷式非常用発電機による受電後、アニュラス空気浄化設備の運転により水素を排出する手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.10.1図に、タイムチャートを第1.10.2図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に代替空気（窒素）を用いたアニュラス空気浄化設備の運転による水素排出の系統構成を指示する。
- ii) 保修対応要員は、現場で代替空気（窒素）供給に係る系統構成を行う。
- iii) 保修対応要員は、現場で窒素ポンベの接続を行い代替空気（窒素）を供給する。
- iv) 運転員等は、中央制御室でアニュラス空気浄化ファン起動前の系統構成を実施する。
- v) 発電長は、代替空気（窒素）を用いたアニュラス空気浄化設備の運転が可能となれば、運転員等にあニュラス空気浄化ファンの起動を指示する。
- vi) 運転員等は、中央制御室でアニュラス空気浄化ファンを起動する。

vii) 運転員等は、中央制御室にて直流電源より受電しているアニュラス排気弁、アニュラス全量排気弁、アニュラス少量排気弁及びアニュラス戻り弁が自動で開弁することを確認する。

viii) 運転員等は、中央制御室でアニュラス空気浄化ファンの運転確認を実施し、アニュラス内圧力計にて、アニュラス内圧力が低下することを確認する。

ix) 発電長は、炉心損傷と判断すれば、再度運転員等にもアニュラス空気浄化ファンの運転確認を指示する。

x) 運転員等は、中央制御室でアニュラス空気浄化ファンの運転確認を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は保守対応要員2名により作業を実施し、所要時間は約49分と想定する。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、可搬型照明や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。

(2) 水素濃度監視

a. アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度測定

炉心の著しい損傷が発生し、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合において、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度を測定し、監視する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心出口温度等により、炉心の損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度監視を実施する手順の概要は以下のとおり。アニュラス水素濃度計測装置の概略系統を第1.10.3図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等によりアニュラス水素濃度計測装置によるアニュラス内の水素濃度監視を指示する。
- ii) 運転員等は、アニュラス水素濃度計測装置によるアニュラス内の水素濃度監視を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は、運転員等1名により実施する。操作については、中央制御室で対応可能であり、運転員等による準備及び起動操作はない。

b. 可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定

炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素が格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合において、可搬型格納容器水素濃度計測装置等により格納容器内の水素濃度測定を行い、アニュラス内の水素濃度を推定し、監視する手順を整備する。

アニュラス水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する必要がある場合に、想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる必要がある。

(a) 手順着手の判断基準

炉心出口温度等により炉心の損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

可搬型格納容器水素濃度計測装置を用いた格納容器内水素濃度から、アニュラス内の水素濃度を推定する手順の概要は以下のとおり。

- i) 発電長は、炉心出口温度等により、炉心損傷を判断した時刻を確認する。
- ii) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に可搬型格納容器水素濃度計測装置を用いたアニュラス水素濃度推定を指示する。
- iii) 運転員等は、炉心損傷判断からの経過時間と格納容器内水素濃度の測定値、格納容器圧力、格納容器再循環サンプ水位（広域）、原子炉下部キャビティ水位監視装置、水素処理設備（静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置）の動作状況及びアニュラス空気浄化系の動作状況を確認する。
- iv) 運転員等は、格納容器エリアモニタ（高レンジ）と排気筒ガスモニタ（高レンジ）の線量率の比を算出し、アニュラスへの漏えい率を推定する。
- v) 運転員等は、格納容器内水素量推定値、格納容器内水素濃度及びそれに基づくアニュラス水素濃度推定の関係図をアニュラスへの漏えい率の大きさに応じて3種類準備する。
- vi) 運転員等は、アニュラスへの漏えい率推定値に、不確定性を考慮した補正係数を乗じ、アニュラスへの漏えい率を算出する。
- vii) 運転員等は、補正したアニュラスへの漏えい率より、3種類の中から適切な関係図を選択する。
- viii) 運転員等は、関係図から格納容器内水素濃度の推移を推定し、アニュラス水素濃度を推定する。

ix) 運転員等は、継続して格納容器からの漏えい率及びアニュラス水素濃度を推定し傾向監視を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等1名、現場における対応は運転員等1名及び保守対応要員2名により作業を実施する。作業が円滑に行えるように移動経路を確保し、可搬型照明や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。

アニュラスへの漏えい率を推定する場合は、不確定性を考慮する必要がある。

事象が進展するに従って、よう素及びセシウム等の粒子状物質の大部分は沈着又は格納容器スプレイにより格納容器気相部から除去される。補正係数は、格納容器エリアモニタ（高レンジ）がこれらの除去された核種からの放射線を検知することで、格納容器内に浮遊する放射エネルギーを過大に評価し、その結果漏えい率を過小評価してしまう可能性を考慮して設定する。

アニュラス周辺区域で作業を実施する場合は、下記を考慮する。

アニュラス空気浄化ファンが起動していれば、アニュラス内の空気は連続して屋外へ排出されるため、アニュラス水素濃度は可燃領域まで上昇することはない。仮に、アニュラス空気浄化ファンが起動できない場合は、水素濃度推定値だけでなく、炉心溶融の状態、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の発生の可能性、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の動作状態、格納容器内水素濃度等を確認し、作業の重要性を考慮した上で、作業実施の可否を発電所災害対策本部が判断する。

なお、作業を開始するに当たっては、作業エリアの環境を確認後、

作業を行う。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型格納容器水素濃度計測装置による格納容器内水素濃度監視操作手順は、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。

操作の判断、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」にて整備する。

(4) 優先順位

炉心の著しい損傷が発生した場合の水素排出、水素濃度低減及び水素濃度監視手段として、以上の手段を用いて、水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止を図る。

事故時において、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、アニュラス空気浄化ファンの自動起動を確認する。自動起動していない場合は、手動操作によりアニュラス空気浄化ファンを起動する。全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合、代替電源設備からの受電及び代替空気（窒素）を用いたアニュラス空気浄化ファンの起動操作を実施する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.10.4 図に示す。

1.10.2.2 アニュラス空気浄化設備の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するため、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する手順を整備する。

代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備へ給電する手順及び空冷式非

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」にて整備する。

第1.10.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順

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		整備する手順書の分類
—	—	水素排出	アニュラス空気浄化ファン※ 1	重大事故等対処設備	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
			アニュラス空気浄化フィルタユニット		
			窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）		
			空冷式非常用発電機※ 2		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 5		
			可搬型燃料給油ポンプ※ 5		
		水素濃度監視	アニュラス水素濃度計測装置※ 1	重大事故等対処設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			格納容器エリアモニタ（高レンジ）※ 1		
			空冷式非常用発電機※ 2		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 5		
			可搬型燃料給油ポンプ※ 5		
			可搬型格納容器水素濃度計測装置※ 3	多様性拡張設備	
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ※ 3		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置※ 3		
			窒素ポンベ（可搬型格納容器水素濃度計測装置用）※ 3		
			排気筒ガスモニタ（高レンジ）		
			可搬型代替注水大型ポンプ※ 3		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 4		
			タンクローリ※ 4		

※1：ディーゼル発電機等により給電する。

※2：代替電源設備により電源確保する。手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：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」にて整備する。

※4：可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※5：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第1.10.2表 重大事故等対処に係る監視計器

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

監視計器一覧 (1/2)

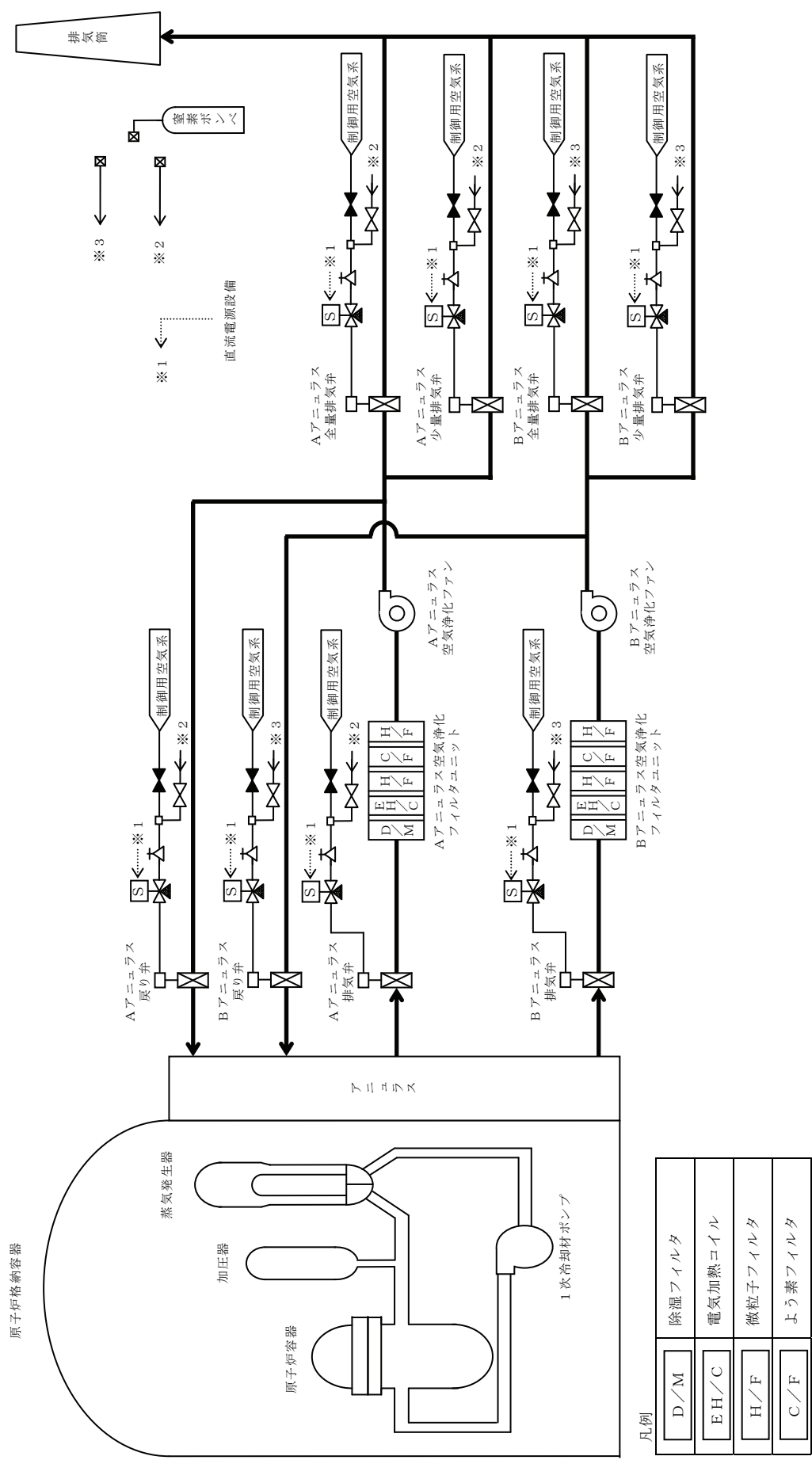
対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手順等 (1) 水素排出 (アニュラス空気浄化設備)			
a. 交流動力電源及び直流電源が健全である場合の操作手順	判断基準	信号	・ E C C S 作動警報
	操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ (高レンジ)
		アニュラス内の圧力	・ アニュラス内圧力計
b. 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合の操作手順	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計 ・ 2A, 2B 直流電源電圧計
	操作	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ (高レンジ)
		アニュラス内の圧力	・ アニュラス内圧力計
		電源	・ 空冷式非常用発電機電力計, 周波数計 (空冷式非常用発電機遠隔起動装置)

監視計器一覧 (2/2)

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
1.10.2.1 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する手順等 (2) 水素濃度監視			
a. アニュラス水素濃度計測装置による水素濃度測定	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器エリアモニタ（高レンジ）
	操作	アニュラス内の水素濃度	・アニュラス水素濃度計測装置
b. 可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器エリアモニタ（高レンジ）
	操作	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計
			・原子炉格納容器圧力計（AM）
		原子炉格納容器内の水位	・格納容器再循環サンプ水位計（広域）
			・原子炉下部キャビティ水位監視装置
		原子炉格納容器内の水素濃度	・可搬型格納容器水素濃度計測装置
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器エリアモニタ（高レンジ）
		原子炉格納容器外の放射線量率	・排気筒ガスモニタ（高レンジ）
		補機監視機能	・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
			・電気式水素燃焼装置動作監視装置

第 1.10.3 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.10】 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順等	A アニュラス空気浄化ファン	2 A 非常用コントロールセンタ
	B アニュラス空気浄化ファン	2 B 非常用コントロールセンタ
	A アニュラス排気弁	2 A 直流母線
	B アニュラス排気弁	2 B 直流母線
	A アニュラス全量排気弁	2 A 直流母線
	B アニュラス全量排気弁	2 B 直流母線
	A アニュラス少量排気弁	2 A 直流母線
	B アニュラス少量排気弁	2 B 直流母線
	A アニュラス戻り弁	2 A 直流母線
	B アニュラス戻り弁	2 B 直流母線
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ

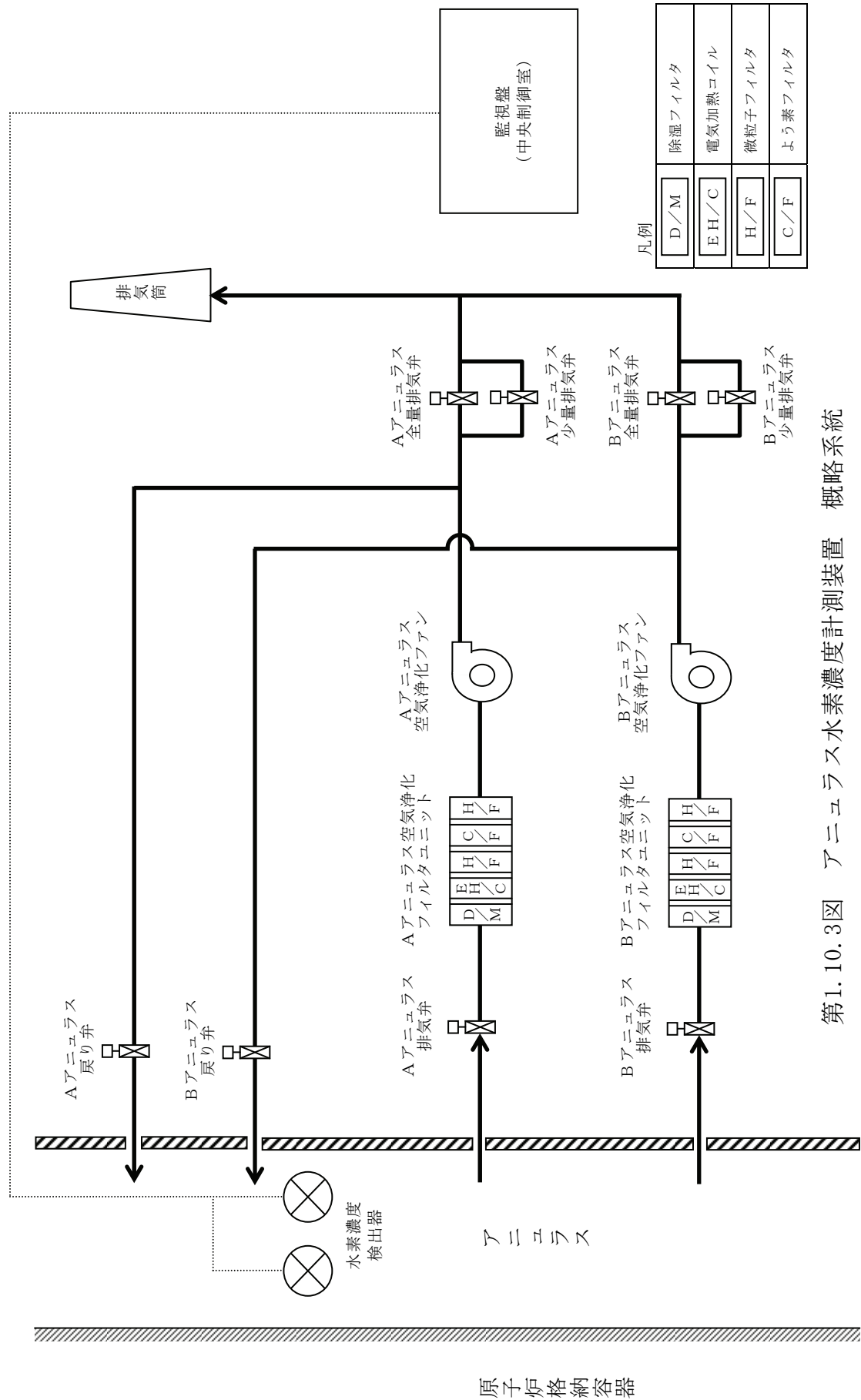


第1.10.1図 代替空気（窒素）によるアニュラス空気浄化設備の運転 概略系統

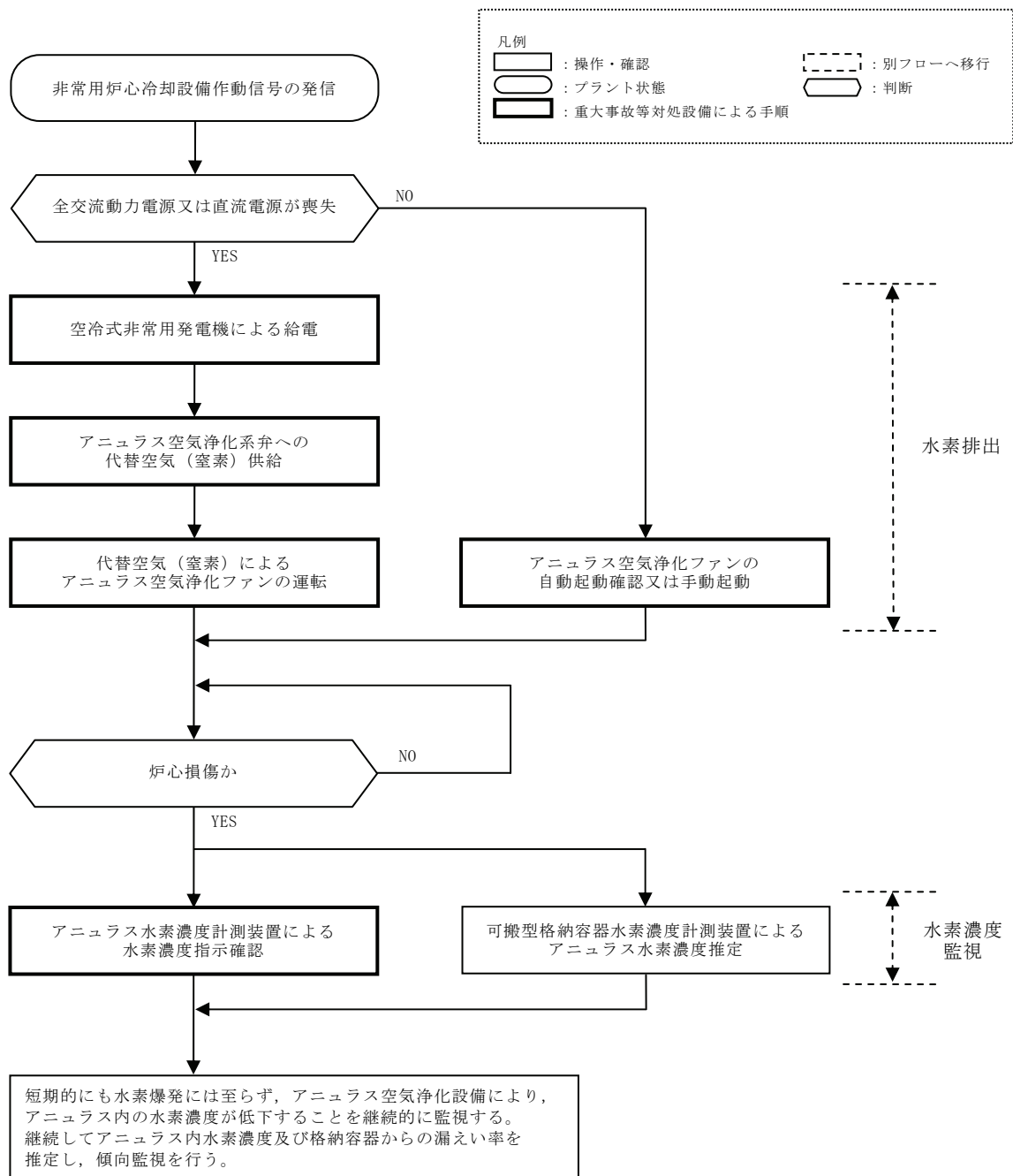
			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 49 分※ アニュラス空気浄化ファン 運転開始										
代替空気（窒素）によるアニュラス空気浄化設備の運転	運転員等 （中央制御室）	1											
	保守対応要員	2				移動							

※全交流動力電源喪失時，代替電源から受電後，該当操作開始から完了するまでの時間

第1.10.2図 代替空気（窒素）によるアニュラス空気浄化設備の運転手順タイムチャート



第1.10.3図 アニュラス水素濃度計測装置 概略系統



第1.10.4図 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対応手順

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

< 目 次 >

1.11.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の対応手段と設備
 - b. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手段と設備
 - c. 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視のための対応手段と設備
 - d. 手順等

1.11.2 重大事故等時の手順等

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

- (1) 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水
- (2) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
- (3) 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水
 - a. 中間受槽から使用済燃料ピットへの注水
 - b. 海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から使用済燃料ピットへの注水
- (4) その他の手順項目にて考慮する手順
- (5) 優先順位

1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等

- (1) 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドに

よる使用済燃料ピットへのスプレイ

- (2) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水
- (3) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和
- (4) その他の手順項目にて考慮する手順
- (5) 優先順位

1. 11. 2. 3 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時の手順等

- (1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視
- (2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

1. 11. 2. 4 使用済燃料ピット監視計器の電源（交流又は直流）を代替電源設備から給電する手順等

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等

【要求事項】

- 1 発電用原子炉設置者において、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））第37条3－1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。
- 2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

- a) 想定事故 1 及び想定事故 2 が発生した場合において、代替注水設備により、使用済燃料貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
- 3 第 2 項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
- a) 使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合において、スプレイ設備により、燃料損傷を緩和し、臨界を防止するために必要な手順等を整備すること。
- b) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための手順等を整備すること。
- 4 第 1 項及び第 2 項の手順等として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。
- a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定できること。
- b) 使用済燃料貯蔵槽の計測設備が、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい

損傷の進行を緩和し，臨界を防止し，放射性物質の放出を低減するための対処設備を整備しており，ここでは，この対処設備を活用した手順等について説明する。

1. 11. 1 対応手順と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

使用済燃料ピットを冷却するための設計基準対象施設の冷却設備として，使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器等の使用済燃料ピット水浄化冷却設備を設置している。また，使用済燃料ピットへ注水するための設計基準対象施設の注水設備として，燃料取替用水タンク，燃料取替用水ポンプ，２次系純水タンク及び２次系補給水ポンプを設置している。これらの冷却又は注水を行うための設計基準対象施設の冷却又は注水設備の機能が喪失し，又は使用済燃料ピットからの漏えいが発生した場合はその機能を代替するために，各設計基準対象施設の冷却又は注水設備が有する機能，相互関係を明確にした上で，機能喪失原因対策分析の結果により選定する（第1. 11. 1図，第1. 11. 2図）。

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

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し，又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時において，使用済燃料ピットの水位，水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定する対応手段

及び重大事故等対処設備を選定する。

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

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第五十四条及び「技術基準規則」第六十九条（以下、付録1.11において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

設計基準対象施設の冷却又は注水設備に要求される機能の喪失原因と対応手段の検討及び「技術的能力審査基準」，「基準規則」要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお，機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備，重大事故等対処設備，多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.11.1表～第1.11.3表に示す。

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

(a) 対応手段

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

止する手段がある。

淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料取替用水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 2次系補給水ポンプ
- ・ 2次系純水タンク
- ・ 1次系補給水ポンプ
- ・ 1次系純水タンク

消火設備による使用済燃料ピットへの注水で使用する設備（屋内消火栓又は屋外消火栓を使用する。）は以下のとおり。

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

中間受槽から使用済燃料ピットへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ タンクローリ

海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から使用済燃料ピットへの注水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、使用済燃料ピットへの注水に使用する設備のうち海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を水源とした場合に使用する可搬型代替注水中型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリはいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

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、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、貯蔵槽内燃料体等の冷却、放射線の遮蔽、及び臨界を防止することが可能であるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク

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

- ・ 2次系補給水ポンプ、2次系純水タンク

2次系補給水ポンプ及び2次系純水タンクは、十分な耐震性を有していないため、重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効である。

- ・ 1次系補給水ポンプ、1次系純水タンク

1次系補給水ポンプ及び1次系純水タンクは、十分な耐震性を

有していないため、重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効である。

- ・電動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク

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

- ・可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリ

中間受槽を水源とした場合に使用する可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリについては，中間受槽への供給元のタンクが十分な耐震性を有していないため，重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが，使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効な設備である。

b．使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の対応手段と設備

(a) 対応手段

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

使用済燃料ピットへのスプレーで使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・使用済燃料ピットスプレーヘッダ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・タンクローリ

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

燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 放水砲
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

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

使用済燃料ピットからの漏えい緩和で使用する資機材は以下のとおり。

- ・ ガasket材
- ・ ガasket接着剤
- ・ ステンレス鋼板
- ・ 補修材
- ・ 吊り降ろしロープ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に使用する設備のうち可搬型代替注水中型ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッダ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）、タンクローリ、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲はいずれも重大事故

等対処設備と位置付ける。

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、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、燃料の著しい損傷の進行の緩和、臨界の防止及び燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減することが可能であるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ガスケット材，ガスケット接着剤，ステンレス鋼板，補修材，吊り降ろしロープ

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

c. 重大事故等時における使用済燃料ピットの監視のための対応手段と設備

(a) 対応手段

重大事故等発生後において、使用済燃料ピットの水位、水温及び上部の空間線量率について変動する可能性のある範囲にわたり測定するための対応手段として使用済燃料ピットの監視設備がある。

使用済燃料ピットの監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料ピット水位計（AM）
- ・使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムを含む。）
- ・使用済燃料ピット温度計（AM）
- ・使用済燃料ピット周辺線量率計

- ・使用済燃料ピット状態監視カメラ
- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・可搬型燃料給油ポンプ
- ・使用済燃料ピット水位計
- ・使用済燃料ピット温度計
- ・使用済燃料ピット区域エリアモニタ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される使用済燃料ピットの監視に使用する設備のうち、使用済燃料ピット水位計（AM）、使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムを含む。）、使用済燃料ピット温度計（AM）、使用済燃料ピット周辺線量率計、使用済燃料ピット状態監視カメラ、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備を用いて、使用済燃料ピットに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり、使用済燃料ピットの水位、水温、上部の空間線量率の測定を行うことで、使用済燃料ピットの継続的な状態監視を行うことが可能であるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・使用済燃料ピット水位計、使用済燃料ピット温度計、使用済燃料ピット区域エリアモニタ

使用済燃料ピット水位計、使用済燃料ピット温度計、使用済燃料ピット区域エリアモニタは、耐震性を有していないものの、使用済燃料ピットの状態を把握する手段として有効である。

d. 手順等

上記の a. , b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第1.11.4表, 第1.11.5表）。

また、使用済燃料ピットの計測設備については、全交流動力電源喪失時に、代替交流電源から給電する手順を整備する。

これらの手順は、運転員等^{※2}及び保修対応要員^{※3}の対応として、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等に定める（第1.11.1表～第1.11.3表）。

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※3 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1.11.2 重大事故等時の手順等

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

(1) 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却機能喪失時又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、燃料取替用水タンク、2次系純水タンク又は1次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合、使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合、又は使用済燃料ピット水位がE.L. +6.78mまで低下し、水位低下が継続する場合。

b. 操作手順

燃料取替用水タンク，２次系純水タンク又は１次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統及びタイムチャートを第1.11.3図～第1.11.8図に示す。

- (a) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，優先順位を考慮して使用するタンクを選択し，運転員等に淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水するための系統構成を指示する。
- (b) 運転員等は現場にて燃料取替用水タンク，２次系純水タンク又は１次系純水タンクから使用済燃料ピットへ注水する系統構成を実施する。
- (c) 発電長は，燃料取替用水タンク，２次系純水タンク又は１次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水操作を運転員等に指示する。
- (d) 運転員等は，現場にて，燃料取替用水ポンプ，２次系補給水ポンプ又は１次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行う。
なお，ポンプの電源喪失等により，ポンプが起動できない場合は，現場での弁操作により使用済燃料ピットへ水頭圧を利用した重力注水を行う。
- (e) 運転員等は，中央制御室及び現場で使用済燃料ピット水位計により水位の上昇，使用済燃料ピット温度計により温度の低下を確認し，使用済燃料ピットへの注水が行われていることを確認する。
- (f) 運転員等は，使用済燃料ピットの冷却機能喪失時には，通常水位到達を目安に注水し，通常水位到達後は水位を維持する。
- (g) 運転員等は，使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合は，使用済燃料ピット出口配管下端水位到達を目安に注水し，使用済燃料ピット出口配管下端水位到達後

は水位を維持する。

- (h) 運転員等は、中央制御室にて使用済燃料ピット水位、温度の他に使用済燃料ピット区域エリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラを継続的に監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の現場における対応のうち、燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへの注水は運転員等1名により作業を実施し、所要時間は約30分と想定する。2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水は運転員等1名により作業を実施し、所要時間は約20分と想定する。1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水は運転員等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。

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

- (2) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが

発生した場合に，常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合，使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合，又は使用済燃料ピット水位がE. L. +6.78mまで低下し，水位低下が継続する場合であって，かつ重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認した場合。

b．操作手順

電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプから使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統，タイムチャート及びホース布設ルート図を第1.11.9図～第1.11.14図に示す。

- (a) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，優先順位を考慮して使用するポンプ及び消火栓（屋内消火栓又は屋外消火栓）を選択し，運転員等及び保修対応要員に電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備の開始を指示する。
- (b) 保修対応要員は，現場にて可搬型ホースを運搬し，消火栓と接続後，使用済燃料ピットまで布設する。
- (c) 運転員等は，中央制御室にて電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを起動する。
- (d) 発電長は，電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピット注水が可能となれば，運転員等及び保修対応要員に注水開始を指示する。
- (e) 保修対応要員は，屋内消火栓又は屋外消火栓を使用した注水を開始する。

- (f) 運転員等は、中央制御室又は現場で使用済燃料ピット水位計により水位の上昇、使用済燃料ピット温度計により温度の低下を確認し、使用済燃料ピットへの注水が行われていることを確認する。
- (g) 運転員等及び保守対応要員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位到達を目安に注水し、通常水位到達後は水位を維持する。
- (h) 運転員等及び保守対応要員は、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合は、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達を目安に注水し、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達後は水位を維持する。
- (i) 運転員等は、中央制御室にて使用済燃料ピット水位、温度の他に使用済燃料ピット区域エリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラを監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の対応のうち、屋内消火栓から使用済燃料ピットへの注水は中央制御室における対応として運転員等1名、現場における対応として保守対応要員4名により作業を実施し、所要時間は約75分と想定する。屋外消火栓から使用済燃料ピットへの注水は中央制御室における対応として運転員等1名、現場における対応として保守対応要員6名により作業を実施し、所要時間は約105分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料、以前から貯蔵している使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで

貯蔵される場合の崩壊熱を条件として評価した想定事故 1 及び想定事故 2 のうち、いずれかが発生した場合であっても、重大事故等への対応操作により、放射線の遮蔽を維持できない水位に到達する前に注水を開始でき、かつ蒸発水量以上の流量で注水するため使用済燃料ピットの水位を維持し、貯蔵槽内燃料体等を冷却、放射線を遮蔽する。

(3) 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

a. 中間受槽から使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型代替注水中型ポンプによる中間受槽から使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

なお、中間受槽への供給は、淡水である 2 次系純水タンク、ろ過水タンク又は原水タンクを使用する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合、使用済燃料ピット温度が 65°C を超えた場合、又は使用済燃料ピット水位が E. L. +6.78m まで低下し、水位低下が継続する場合。

(b) 操作手順

中間受槽から使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.11.15 図に、タイムチャートを第 1.11.16 図に、ホース布設ルート図を第 1.11.19 図に示す。

i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等及び保修対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備の開始を指示する。

ii) 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動

し，中間受槽，使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。

iii) 保修対応要員は，現場にて中間受槽を設置し，可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピット注水配管接続口まで布設する。

iv) 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピット注水配管接続口と接続後，中間受槽に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を設置する。

v) 発電長は，可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水が可能となれば，運転員等及び保修対応要員に注水開始を指示する。

vi) 保修対応要員は，中間受槽へ水張りが完了していることを確認後，可搬型代替注水中型ポンプを起動し運転員等に連絡する。

vii) 運転員等は，中央制御室又は現場で使用済燃料ピット水位計により水位の上昇，使用済燃料ピット温度計により温度の低下を確認し，使用済燃料ピットへの注水が行われていることを確認する。

viii) 運転員等及び保修対応要員は，使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては，通常水位到達を目安に注水し，通常水位到達後は水位を維持する。

ix) 運転員等及び保修対応要員は，使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合は，使用済燃料ピット出口配管下端水位到達を目安に注水し，使用済燃料ピット出口配管下端水位到達後は水位を維持する。

x) 運転員等は，中央制御室にて使用済燃料ピット水位，温度の他に使用済燃料ピット区域エリアモニタ，使用済燃料ピット周辺線

量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラを継続的に監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。

- xi) 保守対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。）

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は保守対応要員6名により作業を実施し、所要時間は約8時間10分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

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

b. 海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から使用済燃料ピットへの注水

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットに接続する配管が破損し使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合に、可搬型代替注水中型ポンプによる海（海水ポンプピット）

ト、 1 号炉取水路) から使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合、使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合、又は使用済燃料ピット水位がE. L. +6.78mまで低下し、水位低下が継続する場合。

(b) 操作手順

海（海水ポンプピット、 1 号炉取水路）から使用済燃料ピットへの注水手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.11.17図に、タイムチャートを第1.11.18図に、ホース布設ルート図を第1.11.19図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等及び保修対応要員に可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備の開始を指示する。
- ii) 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し、使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。
- iii) 保修対応要員は、可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプから使用済燃料ピット注水配管接続口まで布設する。
- iv) 保修対応要員は、可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピット注水配管接続口と接続後、海（海水ポンプピット、 1 号炉取水路）に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を水面より低く、着底しない位置に設置する。
- v) 発電長は、可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水が可能となれば、運転員等及び保修対応要員に注水開始を指示する。
- vi) 保修対応要員は、現場にて可搬型代替注水中型ポンプを起動し

起動状態を確認後、運転員等に連絡する。

- vii) 運転員等は、中央制御室又は現場で使用済燃料ピット水位計により水位の上昇、使用済燃料ピット温度計により温度の低下を確認し、使用済燃料ピットへの注水が行われていることを確認する。
- viii) 運転員等及び保守対応要員は、使用済燃料ピットの冷却機能喪失時においては、通常水位到達を目安に注水し、通常水位到達後は水位を維持する。
- ix) 運転員等及び保守対応要員は、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいの発生時に漏えい箇所が隔離できない場合は、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達を目安に注水し、使用済燃料ピット出口配管下端水位到達後は水位を維持する。
- x) 運転員等は、中央制御室にて使用済燃料ピット水位、温度の他に使用済燃料ピット区域エリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラを継続的に監視し、使用済燃料ピットが冷却状態にあることを確認する。
- xi) 保守対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。）

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は保守対応要員6名により作業を実施し、所要時間は約7時間5分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるよう可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを

配備する。

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

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

使用済燃料ピットへ注水する際の間受槽への補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

可搬型代替注水中型ポンプ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」にて整備する。

(5) 優先順位

使用済燃料ピットへの注水は，注水までの所要時間が短い淡水タンクによる注水を優先する。その中で，ほう酸水であり，タンク容量の大きい燃料取替用水タンクを優先とする。次に純水である 2 次系純水タンクによる注水を優先し，最後にタンク容量の小さい 1 次系純水タンクからの注水を行う。なお，燃料取替用水タンクによる注水については原子炉等へ注水する必要がない場合において使用する。

次に，構内に火災が発生していない場合においては，淡水を用いた電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる注水を優先する。詳細には，常用電源があれば，電動消火ポンプを使用し，電動消火ポンプが使用できなければディーゼル駆動消火ポンプを使用する。使用する消火栓については，早期に注水を行うため，屋内消火栓を優先して使用し，

屋内消火栓が使用できないと判断した場合は、屋外消火栓を使用する。

可搬型代替注水中型ポンプは重大事故等対処設備であるが、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等による注水手段がなければ使用済燃料ピットへ注水する。なお、代替水源の選択に当たっては、より水質のよい淡水を優先して使用することとし、中間受槽を優先して使用する。中間受槽が使用できないと判断した場合は、海（海水ポンプピット，１号炉取水路）を使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.11.20図に示す。

1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等

- (1) 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする手順を整備する。

水源は海（海水ポンプピット，１号炉取水路）を使用する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L. + 5.49m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合。

b. 操作手順

可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイ手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.11.22図に、タイムチャートを第1.11.23図に、ホース布設ルート図を第1.11.24図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等及び重大事故等対策要員へ可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイを指示する。
- (b) 重大事故等対策要員は、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し、使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所へ移動させる。
- (c) 重大事故等対策要員は、使用済燃料ピットスプレイヘッドを所定の場所に設置し、可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドに接続する。
- (d) 重大事故等対策要員は、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を水面より低く、着底しない位置に設置する。
- (e) 重大事故等対策要員は、可搬型代替注水中型ポンプを起動し、使用済燃料ピットへのスプレイを行う。
- (f) 運転員等は、中央制御室又は現場で使用済燃料ピット水位計により水位の上昇、使用済燃料ピット温度計により温度の低下を確認し、使用済燃料ピットへのスプレイが行われていることを確認する。
- (g) 運転員等は、使用済燃料ピット水位、温度の他に使用済燃料ピット区域エリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラを監視し、貯蔵槽内燃料体等が冷却状態にあることを確認する。
- (h) 重大事故等対策要員は、現場にて可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。）

c. 操作の成立性

上記の現場における対応は重大事故等対策要員24名により作業を実施し、所要時間は約120分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるよう可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合に、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により海水を燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L. + 5.49m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合において、燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(3) 使用済燃料ピットからの漏えい緩和

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合において、あらかじめ準備している漏えい緩和のための資機材を用いて、使用済燃料ピット内側からの漏えいを緩和する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L. + 5.49m）以下まで低下し，かつ水位低下が継続する場合に使用済燃料ピット近傍に近づける場合。

b．操作手順

使用済燃料ピットからの漏えい緩和の手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第1.11.25図に示す。

- (a) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき保修対応要員へ資機材を用いた使用済燃料ピットからの漏えい緩和の準備作業を指示する。
- (b) 保修対応要員は，ステンレス鋼板にガスケット及び吊り降ろし用ロープが取り付けられていることを確認し，貫通穴付近まで吊り下げる。
- (c) 保修対応要員は，ステンレス鋼板が貫通穴から流路を塞ぎ，使用済燃料ピットからの漏えいが緩和されたことを使用済燃料ピット水位により確認する。
- (d) 保修対応要員は，漏えいが緩和された位置で吊り降ろし用ロープを固縛，固定する。

c．操作の成立性

上記の現場における対応は保修対応要員4名により作業を実施し，所要時間は約130分と想定する。

円滑に作業できるように，移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。

使用済燃料ピットからの漏えい緩和作業が速やかにできるよう使用済燃料ピット近傍に資機材を配備する。

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型代替注水中型ポンプ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」にて整備する。

(5) 優先順位

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合は、可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイを優先する。また、燃料取扱棟に損壊がある場合又は使用済燃料ピットに近づけない場合は、スプレイヘッダよりも射程距離が長い可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水を優先する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.11.21図に示す。

1.11.2.3 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時の手順等

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生した場合、監視計器の環境下は、使用済燃料ピット水の沸騰による蒸散が継続し、高温（大気圧下であり、100℃以上に達することはない。）高湿度の環境が考えられるが、検出器取付構造及び設置位置により、発生直後の蒸気が直接検出器の電気回路部等に接しない構造であることから、監視計器を事故時環境下においても使用する。なお、使用済燃料ピット水位を測定する使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムを含む。）は、使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。

使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備により監視を行う。重大事故等発生後においては、これらの可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を、各計器の指示値をオーバーラップさせて監視する。また、各計器の計測範囲を

把握した上で、使用済燃料ピットの水位、水温、上部の空間線量率を測定し、状態監視を行う。

また、使用済燃料ピットの水位、温度、上部の空間線量率の監視設備及び監視カメラは、重大事故等対処用専用電源盤から給電され、全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合には、代替電源設備から給電される。これらの監視設備を用いた使用済燃料ピットの監視は運転員等が行う。

(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

通常時の使用済燃料ピットの状態監視は、使用済燃料ピット水位計、使用済燃料ピット温度計、使用済燃料ピット区域エリアモニタにより実施する。重大事故等時には、重大事故等対処設備である使用済燃料ピット水位計（AM）、使用済燃料ピット温度計（AM）、使用済燃料ピット状態監視カメラにより、使用済燃料ピットの水位、水温及び状態監視を行う。上記の重大事故等対処設備による監視計器は常設設備であり設置等を必要としないため、継続的に監視を実施する。

(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

使用済燃料ピットの冷却機能喪失又は配管の漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムを含む。）及び使用済燃料ピット周辺線量率計により中央制御室にて使用済燃料ピットの状態監視を実施する手順を整備する。

使用済燃料ピット周辺線量率計は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係进行评估し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット上部の空間線量率を推定する。

a. 手順着手の判断基準

使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合、使用済燃料ピット温度が65℃を超えた場合、又は使用済燃料ピット水位がE. L. +6.78mまで低下し、水位低下が継続する場合。

b. 操作手順

可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.11.26図に、タイムチャートを第1.11.27図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき保修対応要員へ可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視設備の設置を指示する。
- (b) 保修対応要員は、保管場所から使用済燃料ピット周辺線量率計を燃料取扱棟に運搬、設置し、電源及び信号ケーブルの接続を行う。
- (c) 運転員等は、現場にて使用済燃料ピット周辺線量率計の電源を投入する。
- (d) 保修対応要員は、保管場所から使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムを含む。）、エアパーシット及びフレキシブルホースを運搬、設置し、電源ケーブル、信号ケーブル及びフレキシブルホースを接続後、使用済燃料ピットの所定の場所に挿入し、起動する。
- (e) 保修対応要員は、使用済燃料ピット周辺線量率計を原子炉補助建屋に運搬、設置し、電源及び信号ケーブルの接続を行う。
- (f) 保修対応要員は、中央制御室にて使用済燃料ピット周辺線量率計用測定モジュール及び可搬型PCを設置し、電源及び信号ケーブルを接続後、起動する。
- (g) 運転員等は、中央制御室にて使用済燃料ピット水位計（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラにより使用済燃料ピットの状態監視を実施する。また、直流電源

が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。

c. 操作の成立性

上記の現場における対応は運転員等1名及び保修対応要員2名により作業を実施し、所要時間は約145分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。

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

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

代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する手順及び空冷式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」にて整備する。

第1.11.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	使用済燃料ピットへの注水 淡水タンクから	燃料取替用水ポンプ	多様性拡張設備	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
			燃料取替用水タンク※ 1		
			2次系補給水ポンプ		
			2次系純水タンク※ 1		
			1次系補給水ポンプ		
			1次系純水タンク※ 1		
		消火設備による使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ	多様性拡張設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			ディーゼル駆動消火ポンプ		
			ろ過水タンク		
		使用済燃料ピットへの注水 中間受槽から	可搬型代替注水中型ポンプ※ 2	多様性拡張設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			燃料油貯蔵タンク（北側）※ 3		
			タンクローリ※ 3		
		海（海水ポンプ注水）から使用済燃料ピットへの注水 1号炉取水	可搬型代替注水中型ポンプ	重大事故等対処設備	
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 4		
			タンクローリ※ 4		

※1：水頭圧を利用して使用済燃料ピットへ注水する。

※2：使用済燃料ピットへ注水の際の中間受槽への補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※3：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（北側）を使用する。燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※4：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

第1.11.2表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	－	使用済燃料ピットへのスプレイ	可搬型代替注水中型ポンプ※ 1	重大事故等対応設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			使用済燃料ピットスプレイヘッド		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 2		
			タンクローリ※ 2		
		燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	可搬型代替注水大型ポンプ		
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 3		
			タンクローリ※ 3		
		使用済燃料ピットからの漏えい緩和	ガスケット材 ガスケット接着剤 ステンレス鋼板 補修材 吊り降ろしロープ	多様性拡張設備	

※1：可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイは，海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から取水する。

※2：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給の手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.11.3表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備		手順書の分類
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位計（AM）※１	重大事故等対応設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			使用済燃料ピット水位計（広域）※１ （使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムを含む。）		
			使用済燃料ピット温度計（AM）※１		
			使用済燃料ピット周辺線量率計 ※１		
			使用済燃料ピット状態監視カメラ※１		
			空冷式非常用発電機※２		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※３		
			可搬型燃料給油ポンプ※３		
			使用済燃料ピット水位計	多様性拡張設備	
			使用済燃料ピット温度計		
			使用済燃料ピット区域エリアモニタ		

※1：ディーゼル発電機等により給電する。

※2：代替電源設備により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第1. 11. 4表 重大事故等対処に係る監視計器

1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却のための手順等

監視計器一覧（1／4）

対応手段	重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1. 11. 2. 1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等		
(1) 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	判断基準	補機監視機能
		・原子炉補機冷却水供給母管流量計
		・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計
		使用済燃料ピットの温度
		・使用済燃料ピット温度計※ 1
		・使用済燃料ピット温度計（AM）※ 2
		使用済燃料ピットの水位
		・使用済燃料ピット水位計※ 1
		・使用済燃料ピット水位計（AM）※ 2
		水源
		・燃料取替用水タンク水位計
		・2次系純水タンク水位計
		・1次系純水タンク水位計
	操作	使用済燃料ピットの温度
		・使用済燃料ピット温度計※ 1
		・使用済燃料ピット温度計（AM）※ 2
		使用済燃料ピットの水位
		・使用済燃料ピット水位計※ 1
		・使用済燃料ピット水位計（AM）※ 2
		・使用済燃料ピット水位計（広域）※ 2 ※ 3
		水源
		・燃料取替用水タンク水位計
		・2次系純水タンク水位計
		・1次系純水タンク水位計
		使用済燃料ピットの周辺 の空間線量率
		・使用済燃料ピット区域エリアモニタ※ 1
		・燃料取扱棟排気ガスモニタ
		・使用済燃料ピット周辺線量率計※ 2 ※ 3
		使用済燃料ピットの状態 監視
		・使用済燃料ピット状態監視カメラ※ 2

※ 1：通常時使用する計器

※ 2：重大事故等発生後使用する計器

※ 3：可搬型設備

監視計器一覧 (2/4)

対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目		監視計器		
1. 11. 2. 1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等						
(2) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	判断基準	使用済燃料ピットの温度	・ 使用済燃料ピット温度計※ 1 ・ 使用済燃料ピット温度計（AM）※ 2			
		使用済燃料ピットの水位	・ 使用済燃料ピット水位計※ 1 ・ 使用済燃料ピット水位計（AM）※ 2			
		水源	・ ろ過水タンク水位計			
	操作	使用済燃料ピットの温度	・ 使用済燃料ピット温度計※ 1 ・ 使用済燃料ピット温度計（AM）※ 2			
		使用済燃料ピットの水位	・ 使用済燃料ピット水位計※ 1 ・ 使用済燃料ピット水位計（AM）※ 2 ・ 使用済燃料ピット水位計（広域）※ 2※ 3			
			水源	・ ろ過水タンク水位計		
			使用済燃料ピットの周辺の空間線量率	・ 使用済燃料ピット区域エリアモニタ※ 1 ・ 燃料取扱棟排気ガスモニタ ・ 使用済燃料ピット周辺線量率計※ 2※ 3		
		使用済燃料ピットの状態監視		・ 使用済燃料ピット状態監視カメラ※ 2		
		1. 11. 2. 1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等 (3) 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水				
		a. 中間受槽から使用済燃料ピットへの注水	判断基準	使用済燃料ピットの温度	・ 使用済燃料ピット温度計※ 1 ・ 使用済燃料ピット温度計（AM）※ 2	
	使用済燃料ピットの水位			・ 使用済燃料ピット水位計※ 1 ・ 使用済燃料ピット水位計（AM）※ 2		
	水源			・ 2 次系純水タンク水位計 ・ ろ過水タンク水位計 ・ 原水タンク水位計		
操作			使用済燃料ピットの温度	・ 使用済燃料ピット温度計※ 1 ・ 使用済燃料ピット温度計（AM）※ 2		
			使用済燃料ピットの水位	・ 使用済燃料ピット水位計※ 1 ・ 使用済燃料ピット水位計（AM）※ 2 ・ 使用済燃料ピット水位計（広域）※ 2※ 3		
	水源			・ 2 次系純水タンク水位計 ・ ろ過水タンク水位計 ・ 原水タンク水位計		
				使用済燃料ピットの周辺の空間線量率	・ 使用済燃料ピット区域エリアモニタ※ 1 ・ 燃料取扱棟排気ガスモニタ ・ 使用済燃料ピット周辺線量率計※ 2※ 3	
	使用済燃料ピットの状態監視		・ 使用済燃料ピット状態監視カメラ※ 2			

※1：通常時使用する計器

※2：重大事故等発生後使用する計器

※3：可搬型設備

監視計器一覧 (3/4)

対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目		監視計器	
1. 11. 2. 1 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時の手順等 (3) 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水					
a. 海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から使用済燃料ピットへの注水	判断基準	使用済燃料ピットの温度	・使用済燃料ピット温度計※1		
			・使用済燃料ピット温度計（AM）※2		
		使用済燃料ピットの水位	・使用済燃料ピット水位計※1		
			・使用済燃料ピット水位計（AM）※2		
	操作	使用済燃料ピットの温度	・使用済燃料ピット温度計※1		
			・使用済燃料ピット温度計（AM）※2		
		使用済燃料ピットの水位	・使用済燃料ピット水位計※1		
			・使用済燃料ピット水位計（AM）※2		
			・使用済燃料ピット水位計（広域）※2※3		
		使用済燃料ピットの周辺の空間線量率	・使用済燃料ピット区域エリアモニタ※1		
・燃料取扱棟排気ガスモニタ ・使用済燃料ピット周辺線量率計※2※3					
		使用済燃料ピットの状態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ※2		
1. 11. 2. 2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等					
(1) 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	判断基準	使用済燃料ピットの温度	・使用済燃料ピット温度計※1		
			・使用済燃料ピット温度計（AM）※2		
		使用済燃料ピットの水位	・使用済燃料ピット水位計※1		
			・使用済燃料ピット水位計（AM）※2		
			・使用済燃料ピット水位計（広域）※2※3		
		使用済燃料ピットの周辺の空間線量率	・使用済燃料ピット区域エリアモニタ※1		
			・燃料取扱棟排気ガスモニタ※1 ・使用済燃料ピット周辺線量率計※2※3		
	操作	使用済燃料ピットの状態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ※2		
		使用済燃料ピットの温度	・使用済燃料ピット温度計※1		
			・使用済燃料ピット温度計（AM）※2		
		使用済燃料ピットの水位	・使用済燃料ピット水位計※1		
			・使用済燃料ピット水位計（AM）※2		
			・使用済燃料ピット水位計（広域）※2※3		
		使用済燃料ピットの周辺の空間線量率	・使用済燃料ピット区域エリアモニタ※1		
			・燃料取扱棟排気ガスモニタ ・使用済燃料ピット周辺線量率計※2※3		
		使用済燃料ピットの状態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ※2		

※1：通常時使用する計器

※2：重大事故等発生後使用する計器

※3：可搬型設備

監視計器一覧 (4/4)

対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.11.2.2 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の手順等			
(2)可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	判断基準	使用済燃料ピットの温度	・使用済燃料ピット温度計※1 ・使用済燃料ピット温度計（AM）※2
		使用済燃料ピットの水位	・使用済燃料ピット水位計※1 ・使用済燃料ピット水位計（AM）※2
		使用済燃料ピットの周辺の空間線量率	・使用済燃料ピット区域エリアモニタ※1 ・燃料取扱棟排気ガスモニタ
		使用済燃料ピットの状態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ※2
	操作	「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。	
(3)使用済燃料ピットからの漏えい緩和	判断基準	使用済燃料ピットの水位	・使用済燃料ピット水位計※1 ・使用済燃料ピット水位計（AM）※2
		使用済燃料ピットの周辺の空間線量率	・使用済燃料ピット区域エリアモニタ※1 ・燃料取扱棟排気ガスモニタ
		使用済燃料ピットの状態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ※2
	操作	—	—
1.11.2.3 重大事故等時の使用済燃料ピットの状態監視			
(1)常設設備における使用済燃料ピットの状態監視	—	使用済燃料ピットの温度	・使用済燃料ピット温度計※1 ・使用済燃料ピット温度計（AM）※2
		使用済燃料ピットの水位	・使用済燃料ピット水位計※1 ・使用済燃料ピット水位計（AM）※2
		使用済燃料ピットの周辺の空間線量率	・使用済燃料ピット区域エリアモニタ※1 ・燃料取扱棟排気ガスモニタ
		使用済燃料ピットの状態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ※2
(2)可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	判断基準	使用済燃料ピットの温度	・使用済燃料ピット温度計※1 ・使用済燃料ピット温度計（AM）※2
		使用済燃料ピットの水位	・使用済燃料ピット水位計※1 ・使用済燃料ピット水位計（AM）※2
		使用済燃料ピットの水位	・使用済燃料ピット水位計（広域）※2※3
		使用済燃料ピットの周辺の空間線量率	・使用済燃料ピット周辺線量率計※2※3
	操作	使用済燃料ピットの状態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ※2

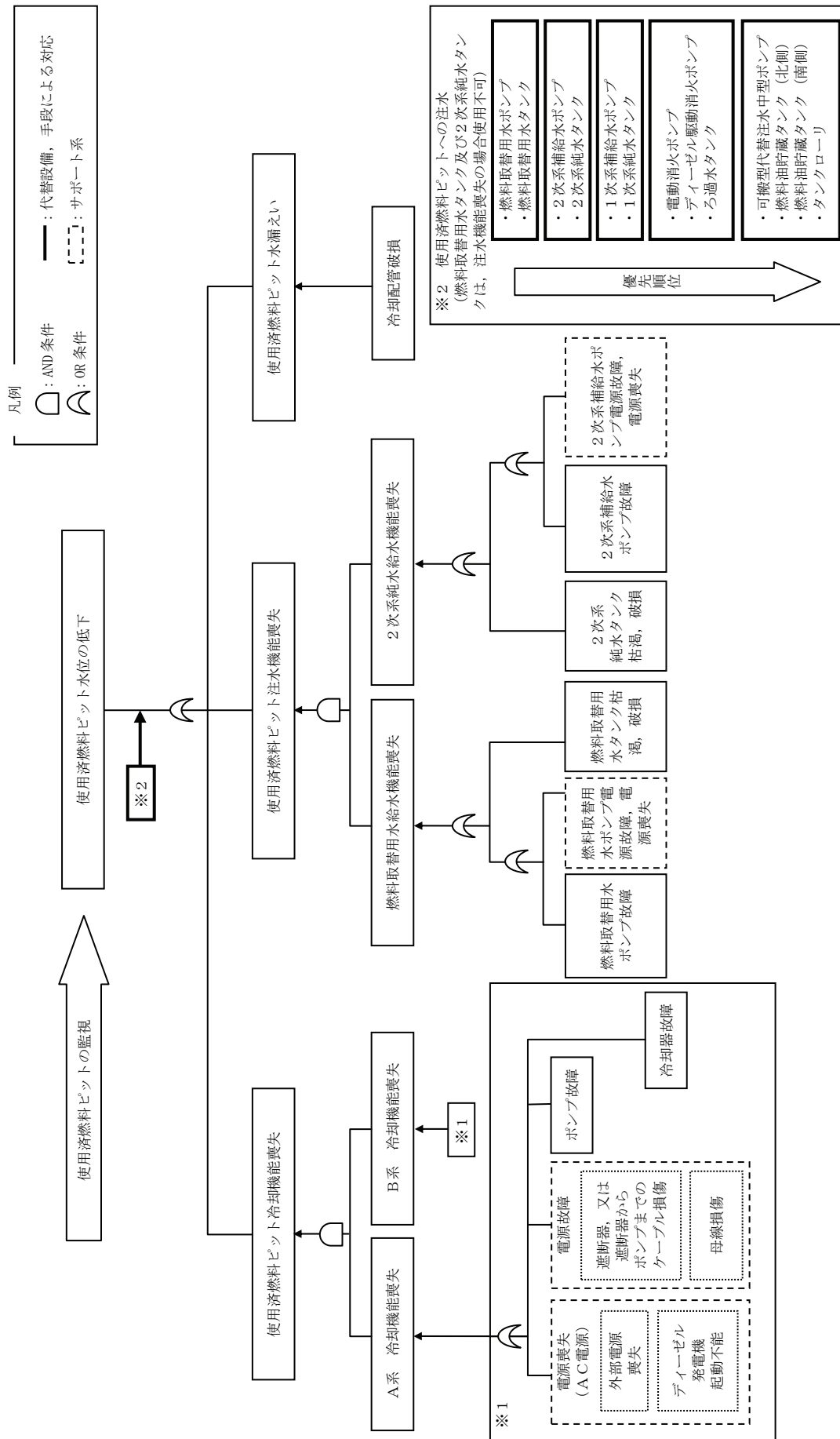
※1：通常時使用する計器

※2：重大事故等発生後使用する計器

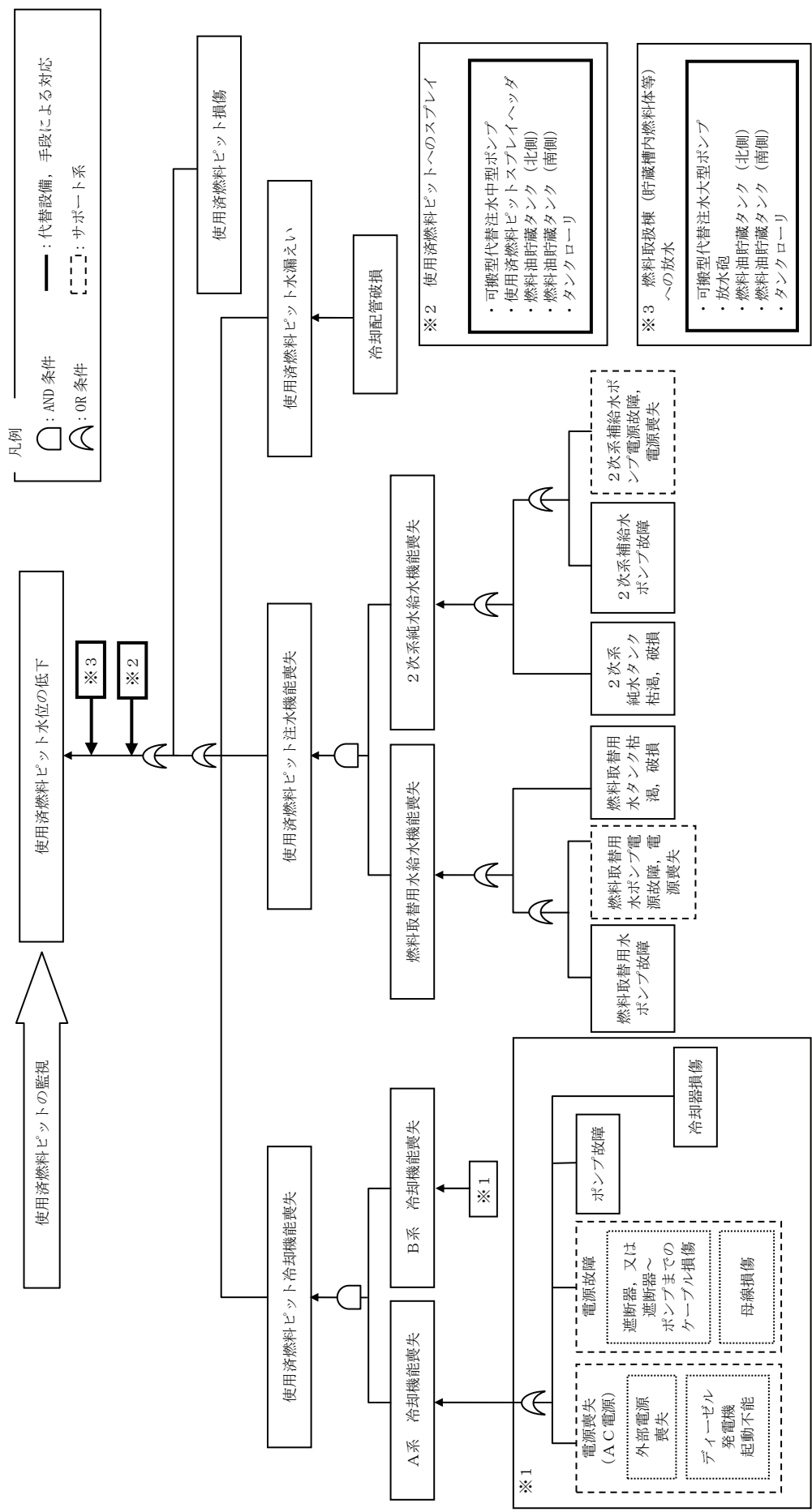
※3：可搬型設備

第1.11.5表 技術的能力審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.11】 使用済燃料貯蔵槽の冷却 等のための手順等	使用済燃料ピット監視装置用 空気供給システム	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	使用済燃料ピット周辺線量率計	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	使用済燃料ピット状態監視カメラ	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	使用済燃料ピット水位計（広域） （使用済燃料ピット監視装置用空気 供給システムを含む。）	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	使用済燃料ピット水位計（AM）	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	使用済燃料ピット温度計（AM）	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線



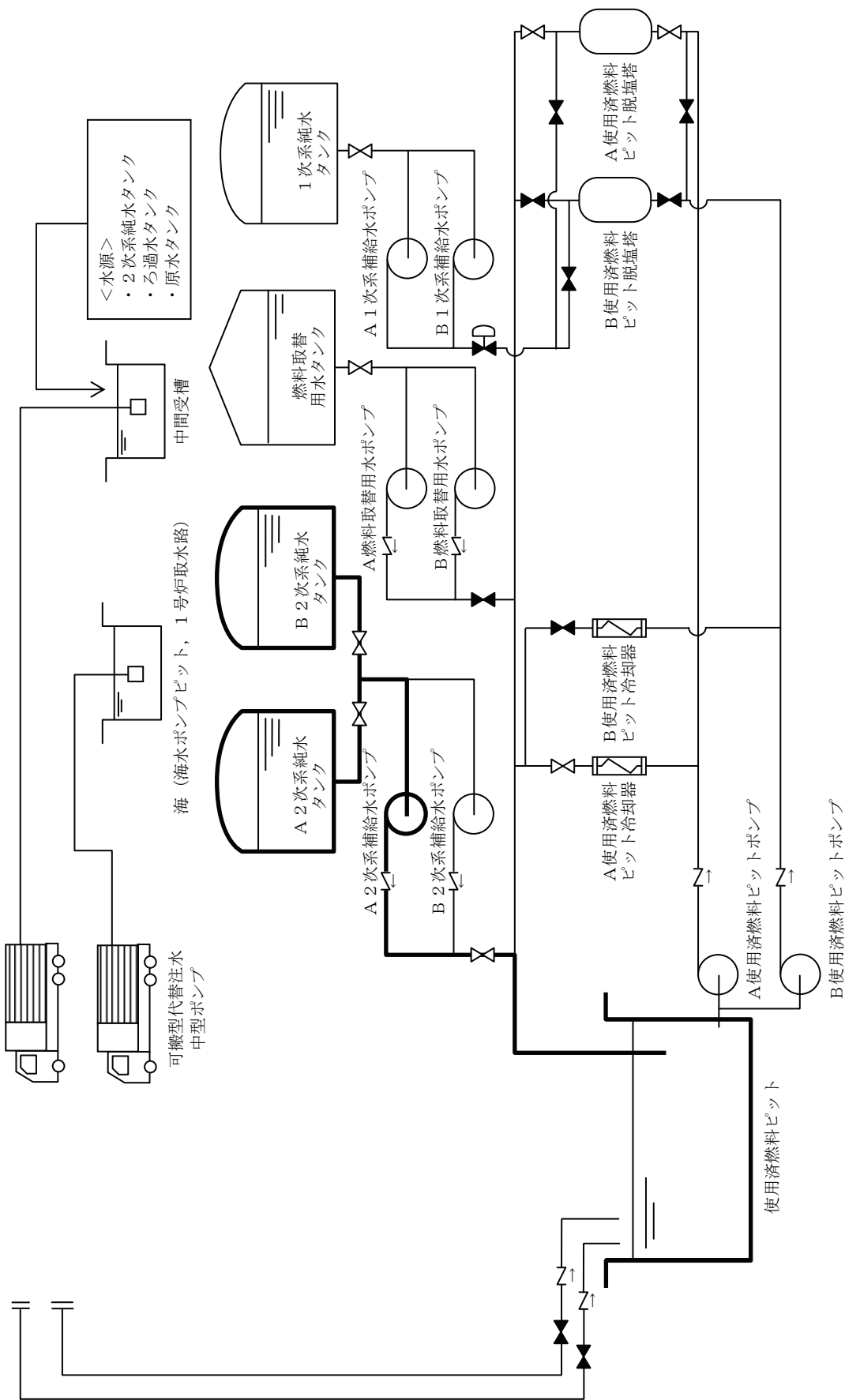
第1.11.1図 機能喪失原因対策分析
(使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時, 又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時)



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

			経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員 (数)		▽ 約 30 分 燃料取替用水タンクからの注水開始										
燃料取替用水タンクによる使用済燃料ピットへの注水	運転員等 (現場)	1	移動, 系統構成										
													

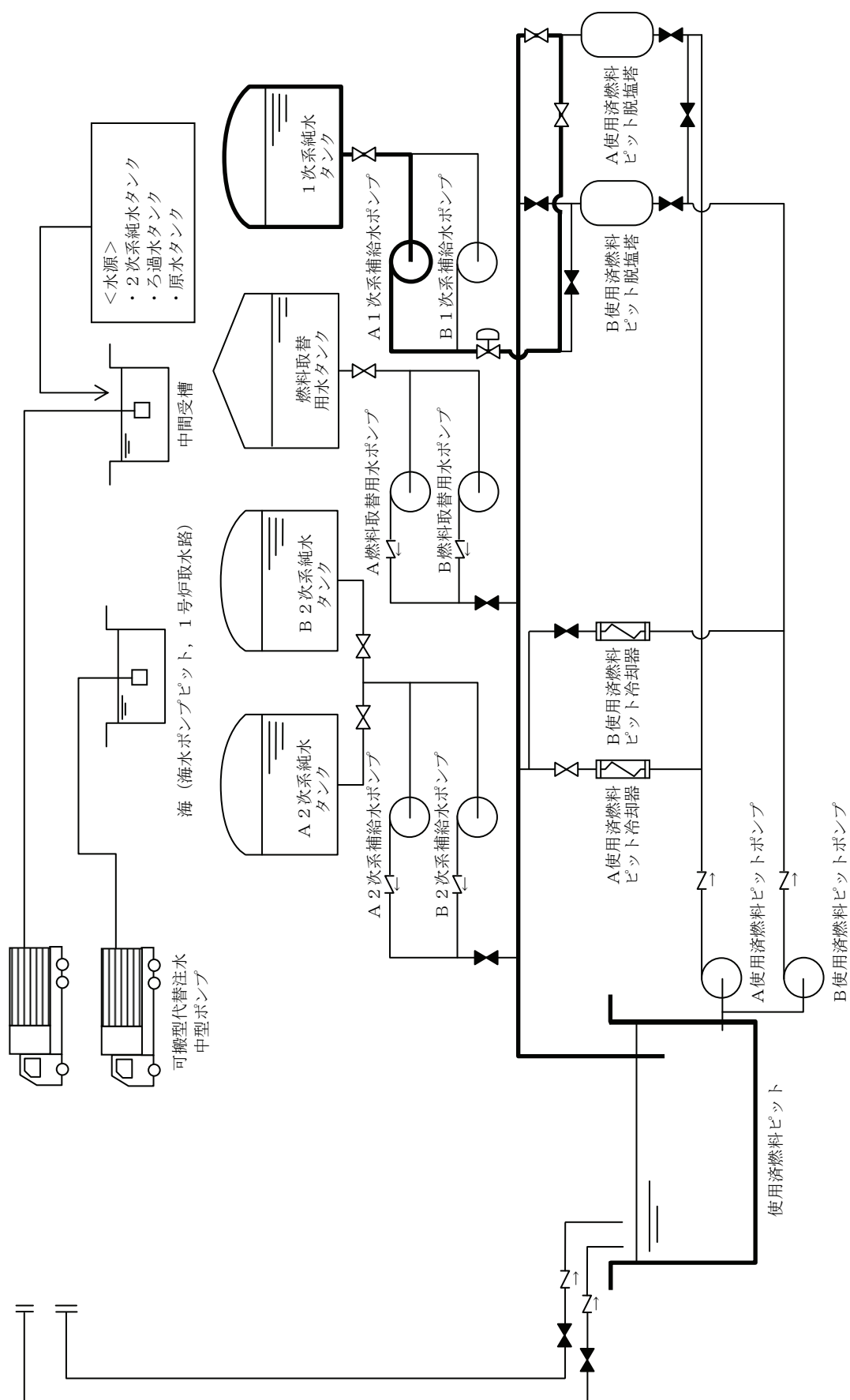
第1. 11. 4図 燃料取替用水タンクから使用済燃料ピットへの注水手順タイムチャート



第1.11.5図 2次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水 概略系統

			経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員 (数)		▽ 約 20 分 2 次系純水タンクからの注水開始										
2 次系純水タンクによる 使用済燃料ピットへの注 水	運転員等 (現場)	1				移動, 系統構成							
						→							

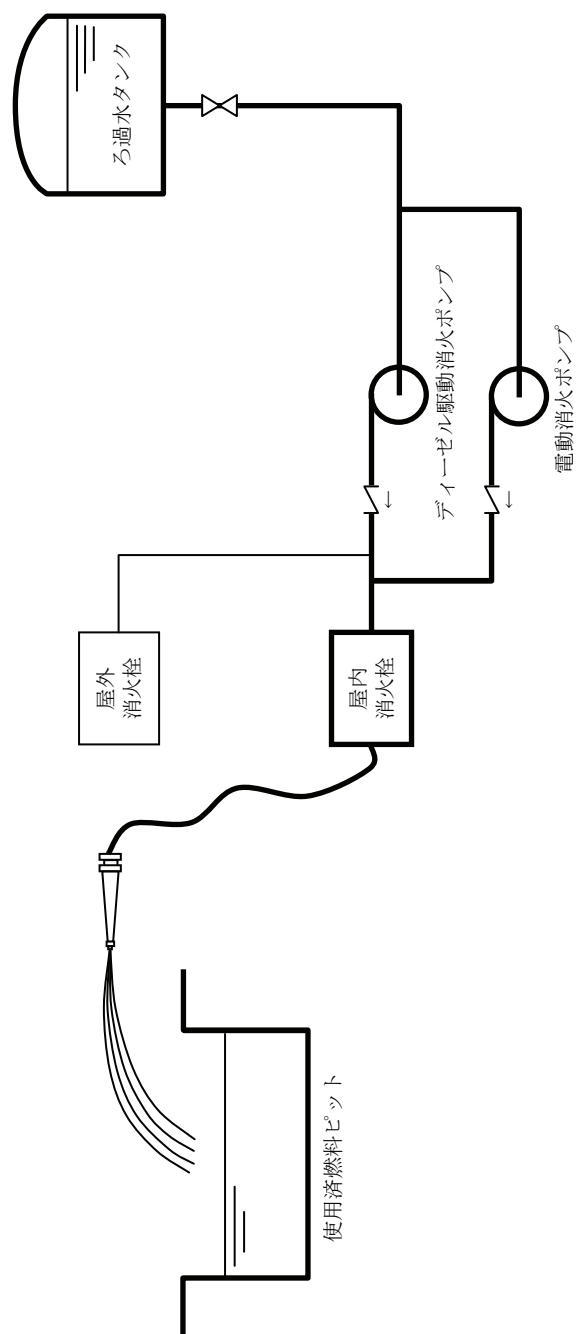
第1. 11. 6図 2 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水手順タイムチャート



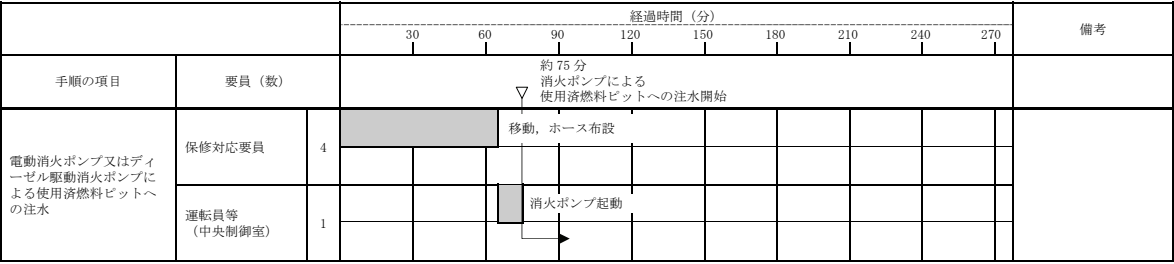
第1.11.7図 1次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水 概略系統

			経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員 (数)		約 50 分 1 次系純水タンクによる 使用済燃料ピットへの注水開始 ▽										
1 次系純水タンクによる 使用済燃料ピットへの注水	運転員等 (現場)	1					移動、系統構成						
	運転員等 (現場)	1						注水開始					
								→					

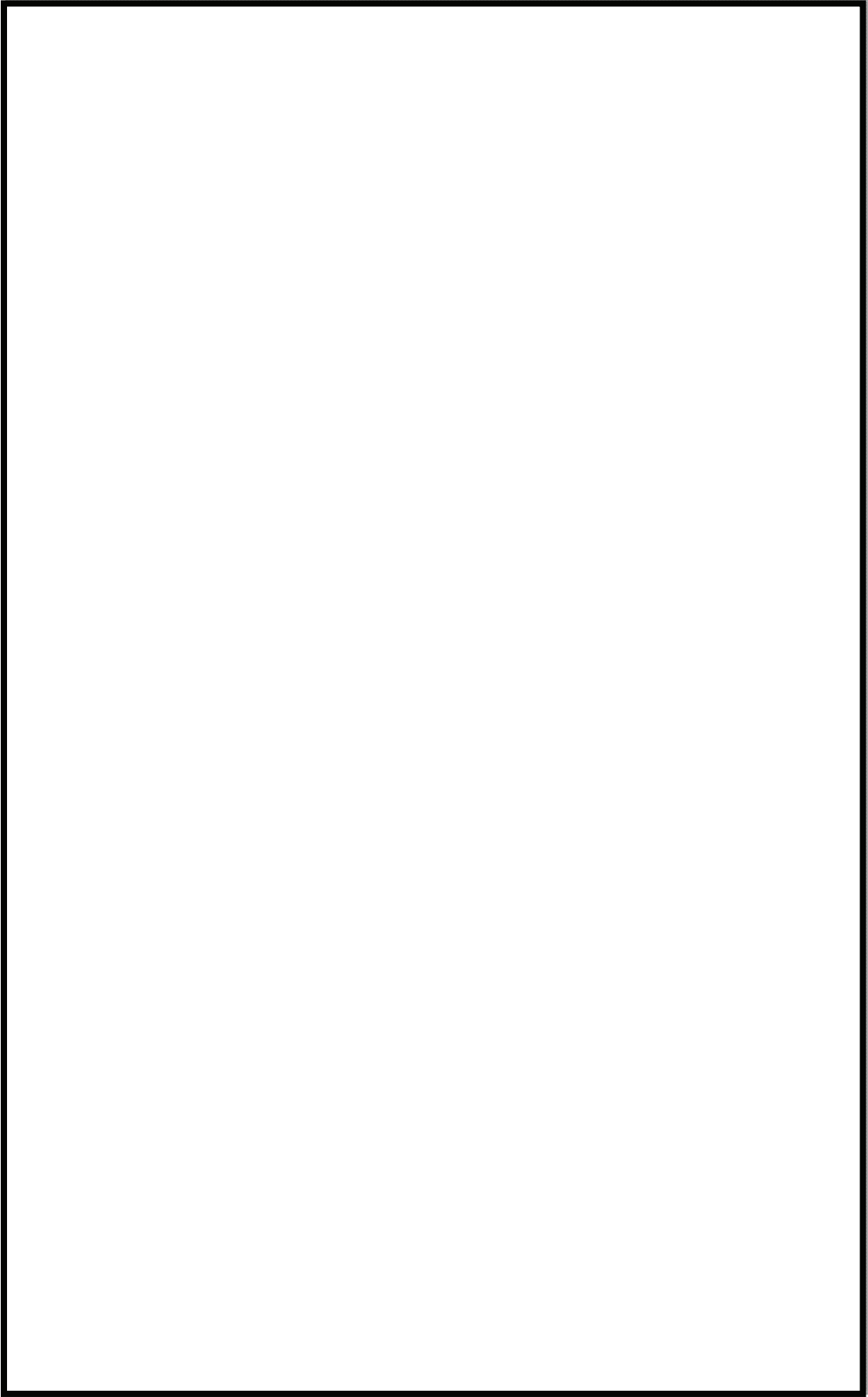
第1. 11. 8図 1 次系純水タンクから使用済燃料ピットへの注水手順タイムチャート



第1.11.9図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 概略系統 (屋内消火栓の場合)



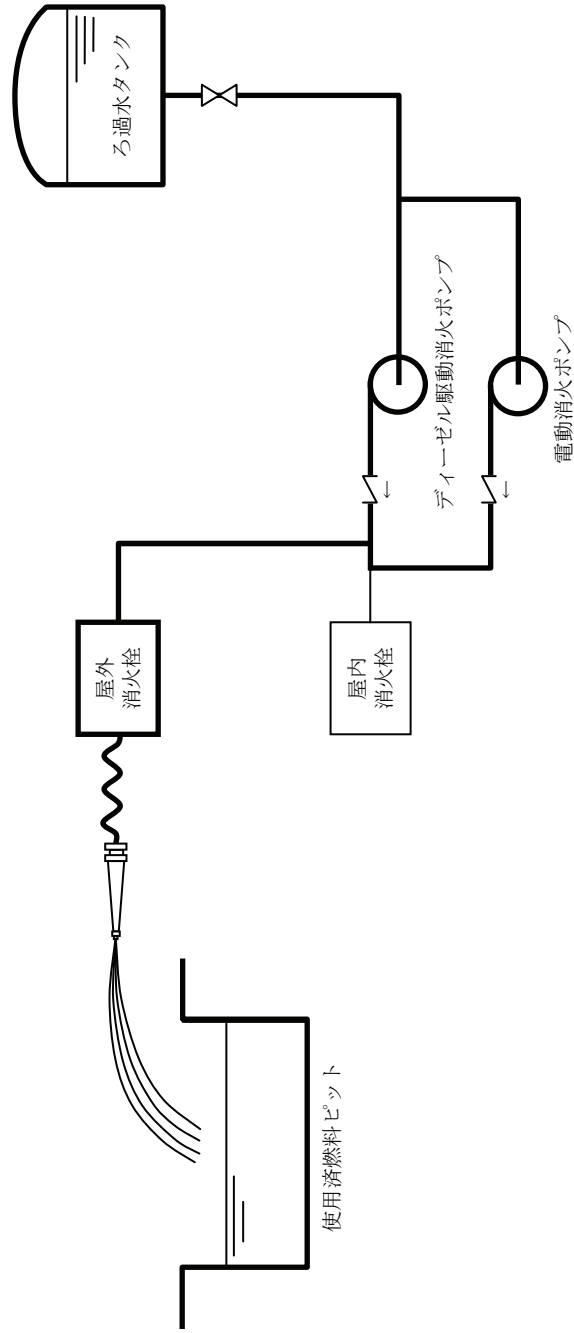
第1. 11. 10図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手順タイムチャート (屋内消火栓の場合)



第1.11.11図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水のホース布設ルート図

(屋内消火栓の場合)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



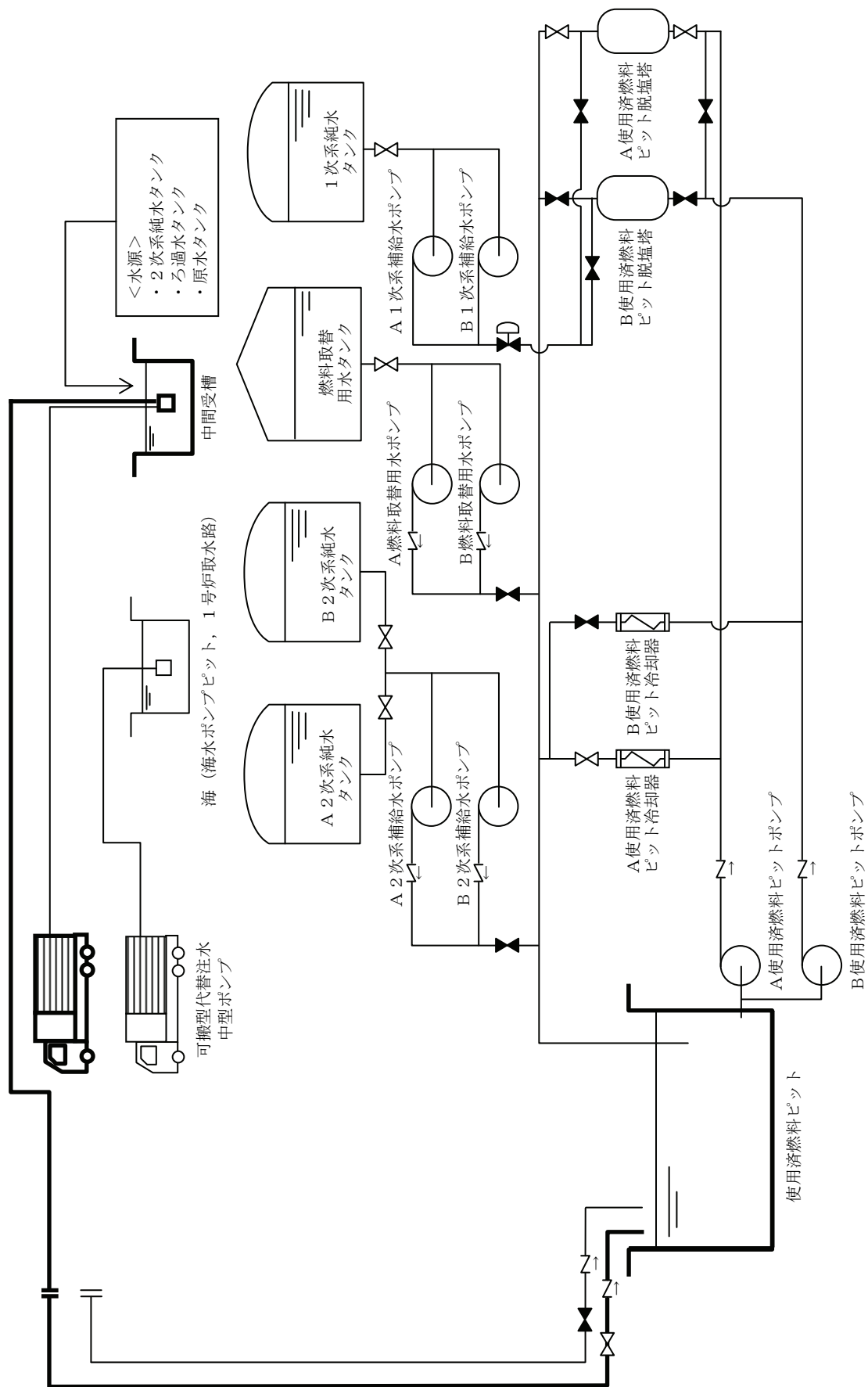
第1.11.12図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 概略系統（屋外消火栓の場合）

			経過時間 (分)										備考
			30	60	90	120	150	180	210	240	270		
手順の項目	要員 (数)		約 105 分 消火ポンプによる 使用済燃料ピットへの注水開始 ▽										
電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	保守対応要員	6					移動、ホース運搬、 ホース布設						
	運転員等 (中央制御室)	1					消火ポンプ起動						

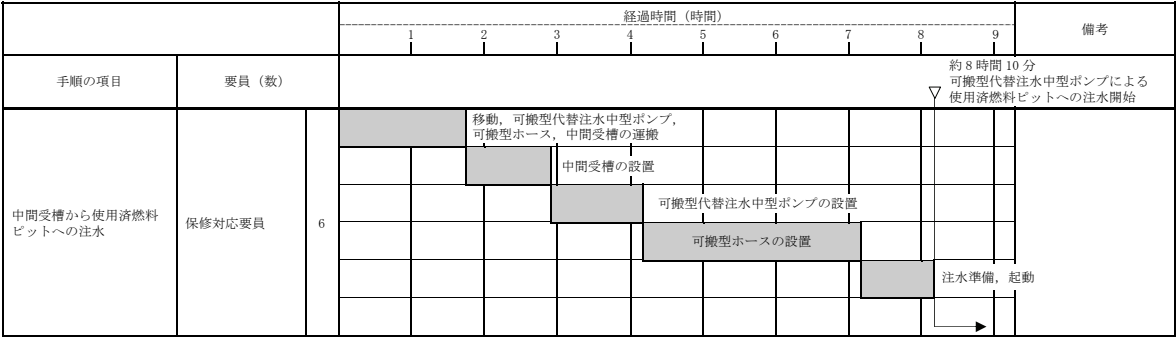
第1. 11. 13図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水手順タイムチャート (屋外消火栓の場合)

第1.11.14図 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水のホース布設ルート図
(屋外消火栓の場合)

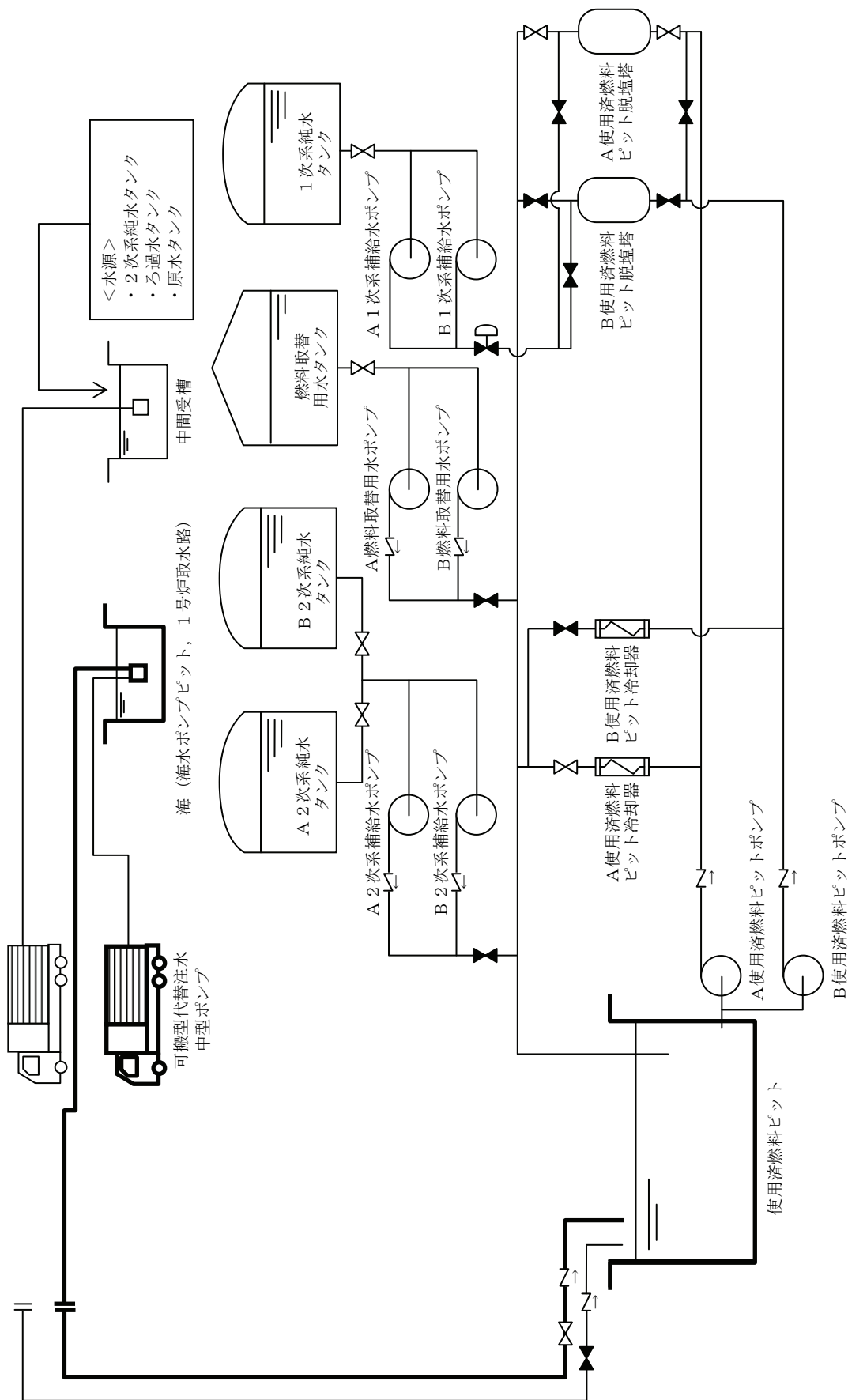
☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第1.11.15図 中間受槽から使用済燃料ピットへの注水 概略系統



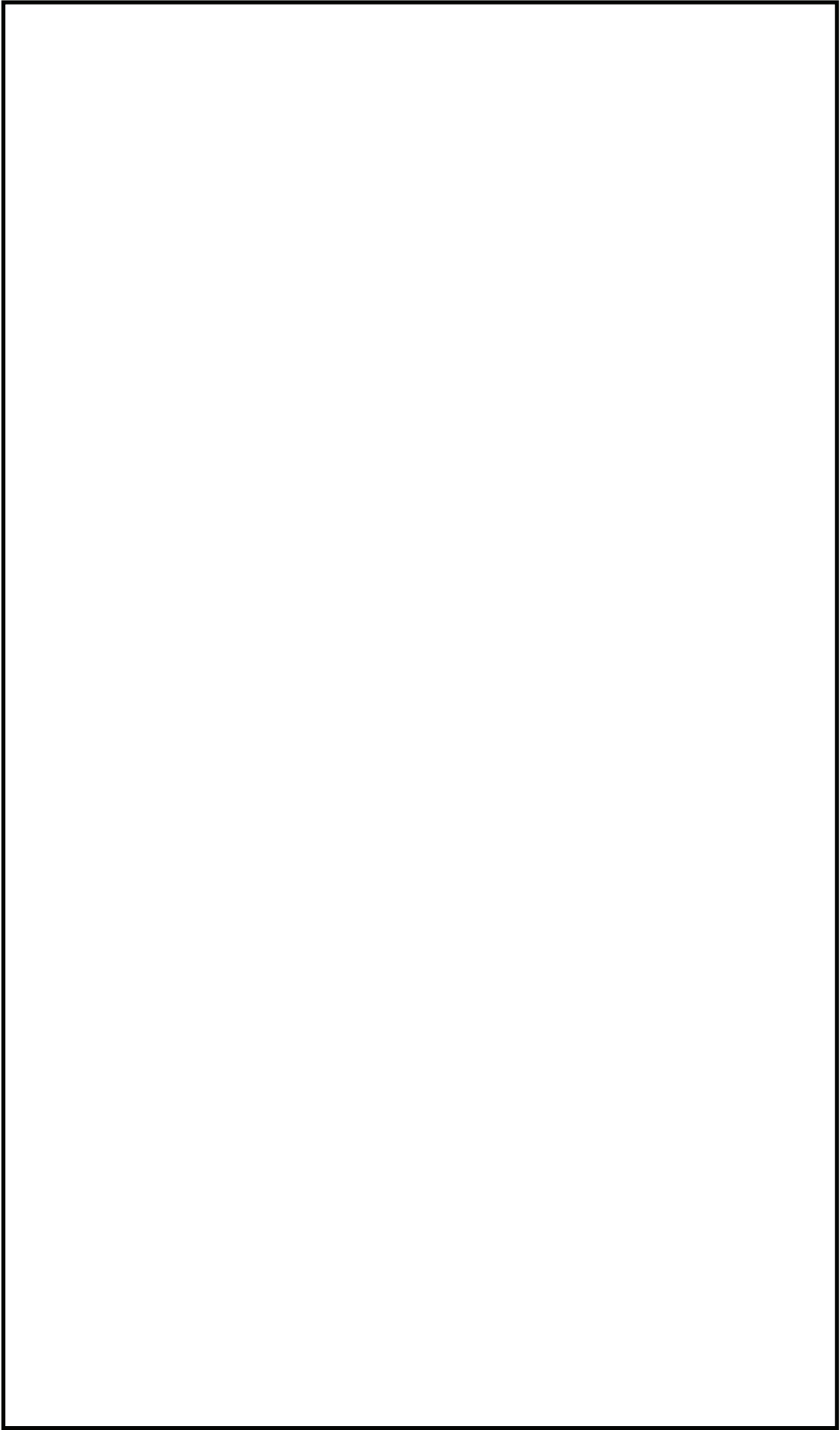
第1. 11. 16図 中間受槽から使用済燃料ピットへの注水手順タイムチャート



第1.11.17図 海 (海水ポンプピット, 1号炉取水路) から使用済燃料ピットへの注水 概略系統

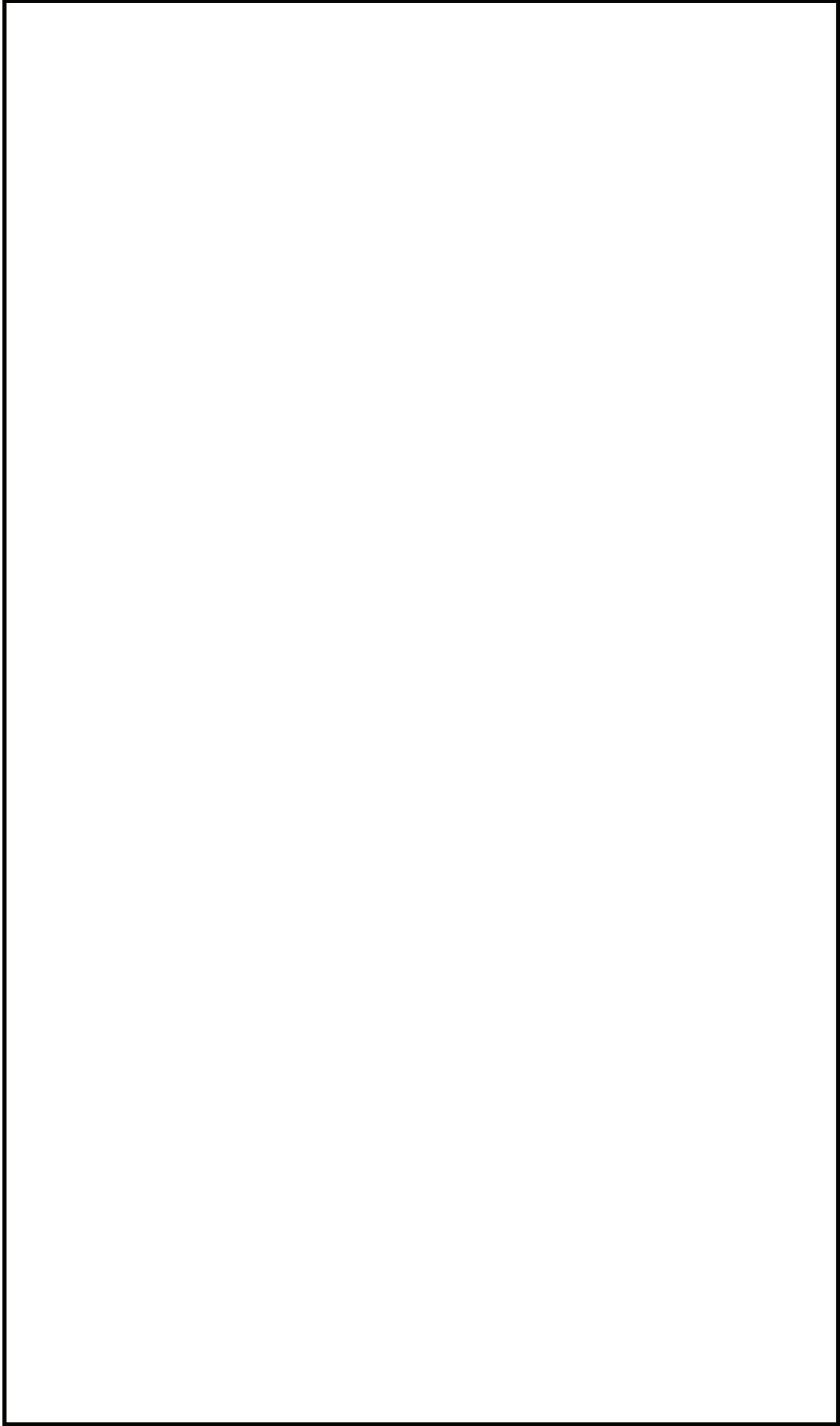
			経過時間（時間）									備考	
			1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	要員（数）		約 7 時間 5 分 可搬型代替注水中型ポンプによる ▽ 使用済燃料ピットへの注水開始										
海（海水ポンプピット、 1号炉取水路）から使用 済燃料ピットへの注水	保修対応要員	6			移動、可搬型代替注水中型ポンプ、 可搬型ホースの運搬								
					可搬型代替注水中型ポンプの設置								
					可搬型ホースの設置								
										注水準備			
										→			

第1. 11. 18図 海（海水ポンプピット， 1号炉取水路）から使用済燃料ピットへの
注水手順タイムチャート



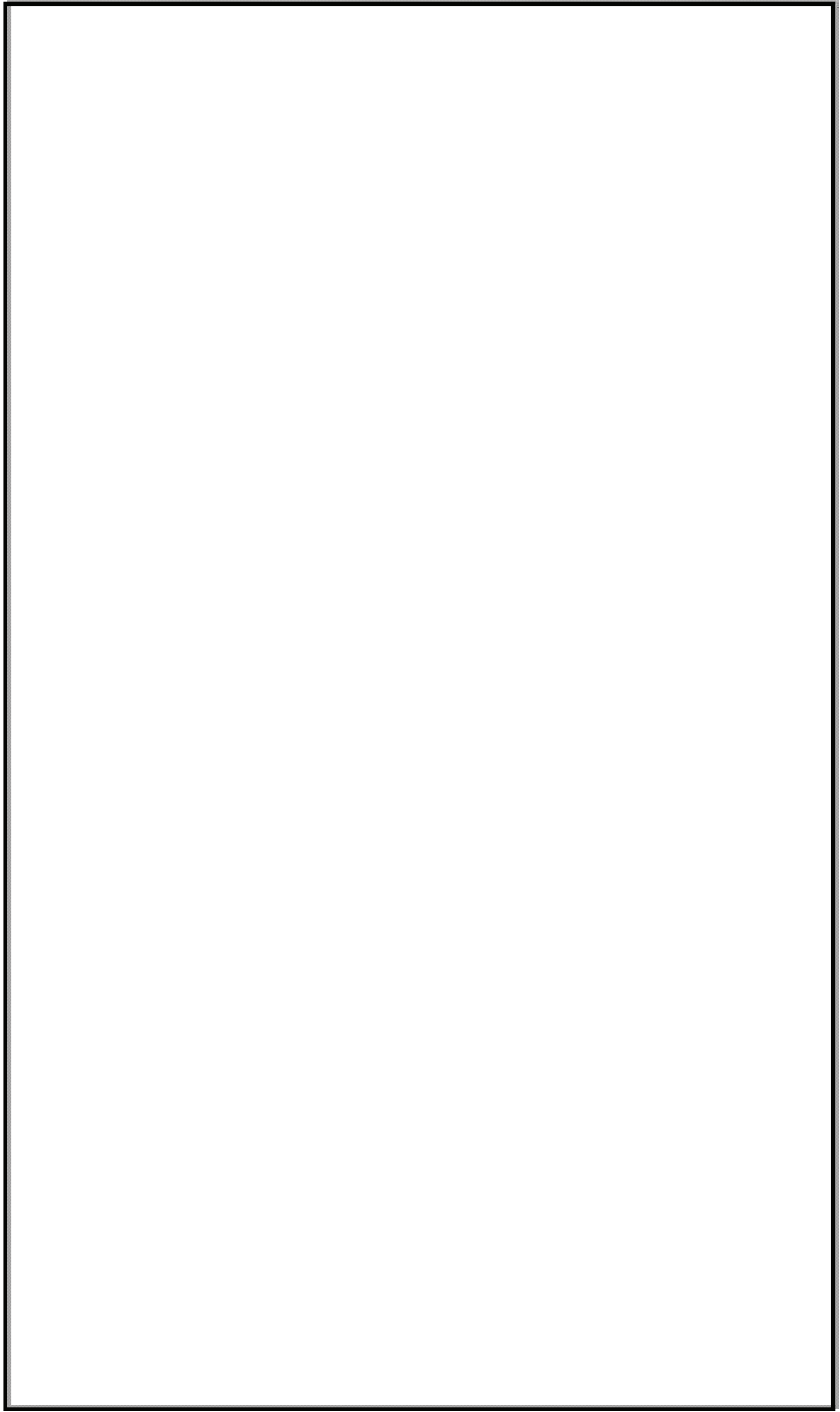
第 1. 11. 19 図 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピット注水のホース布設ルート図 (1/8)

 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



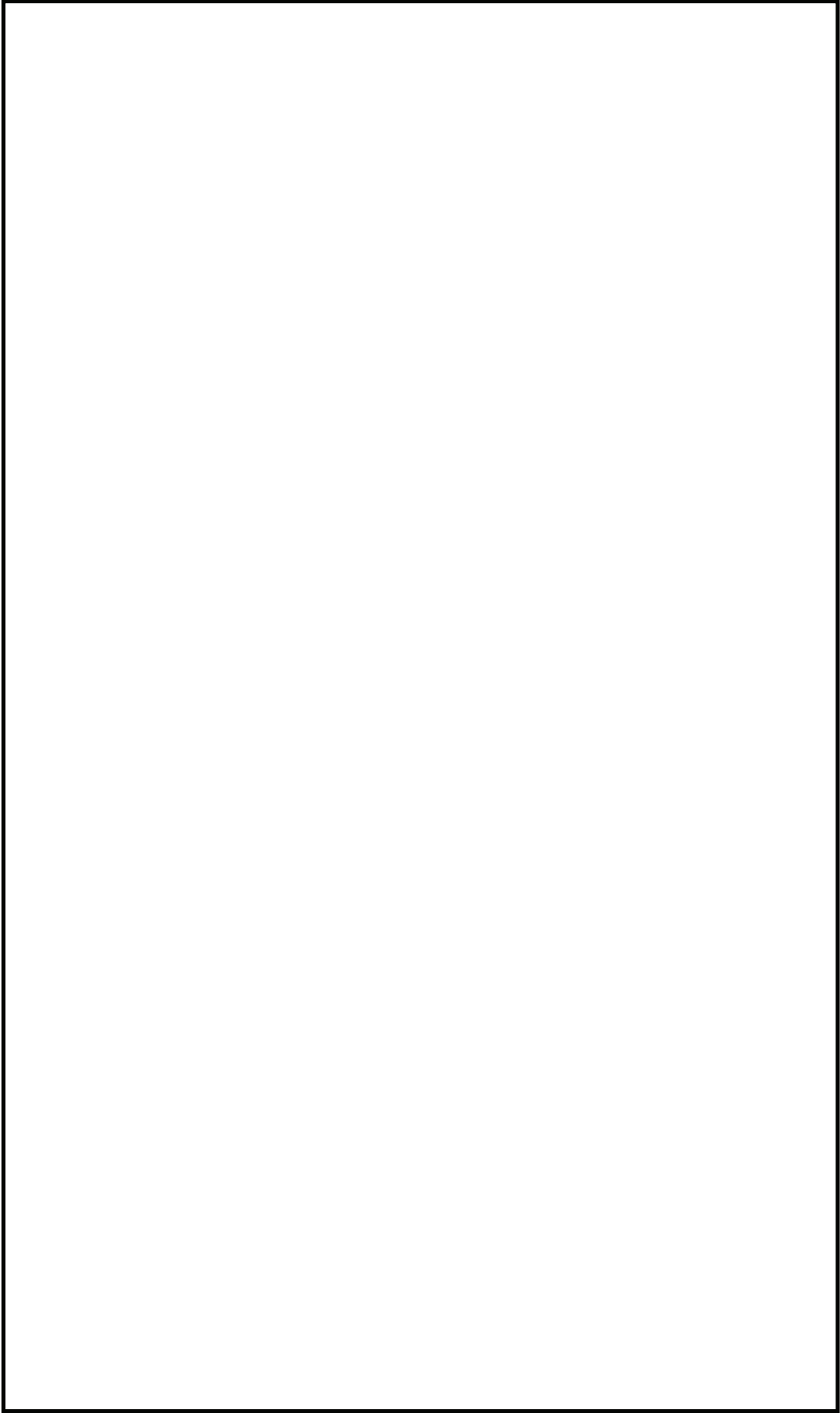
第 1. 11. 19 図 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピット注水のホース布設ルート図 (2/8)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



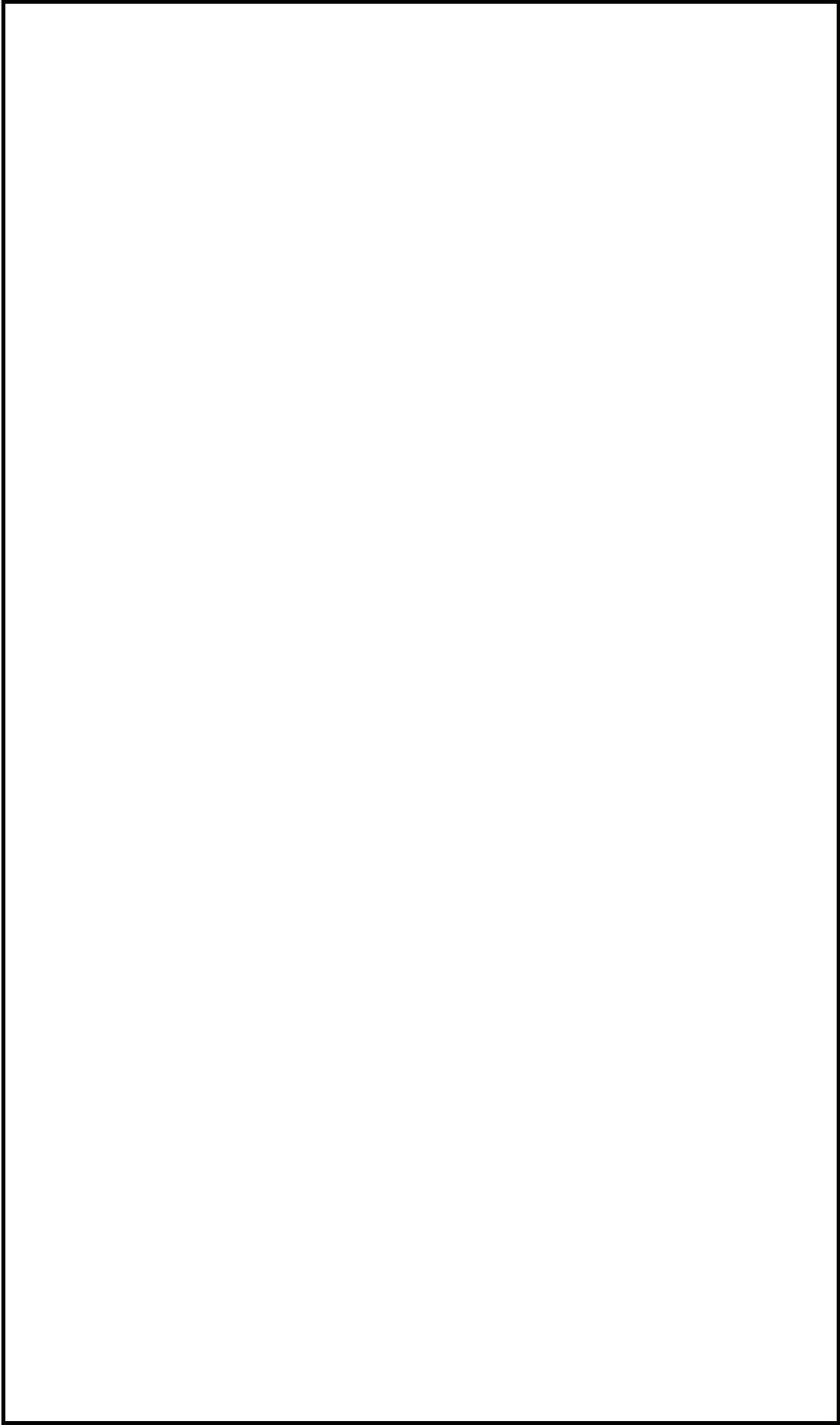
第 1. 11. 19 図 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピット注水のホース布設ルート図 (3/8)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



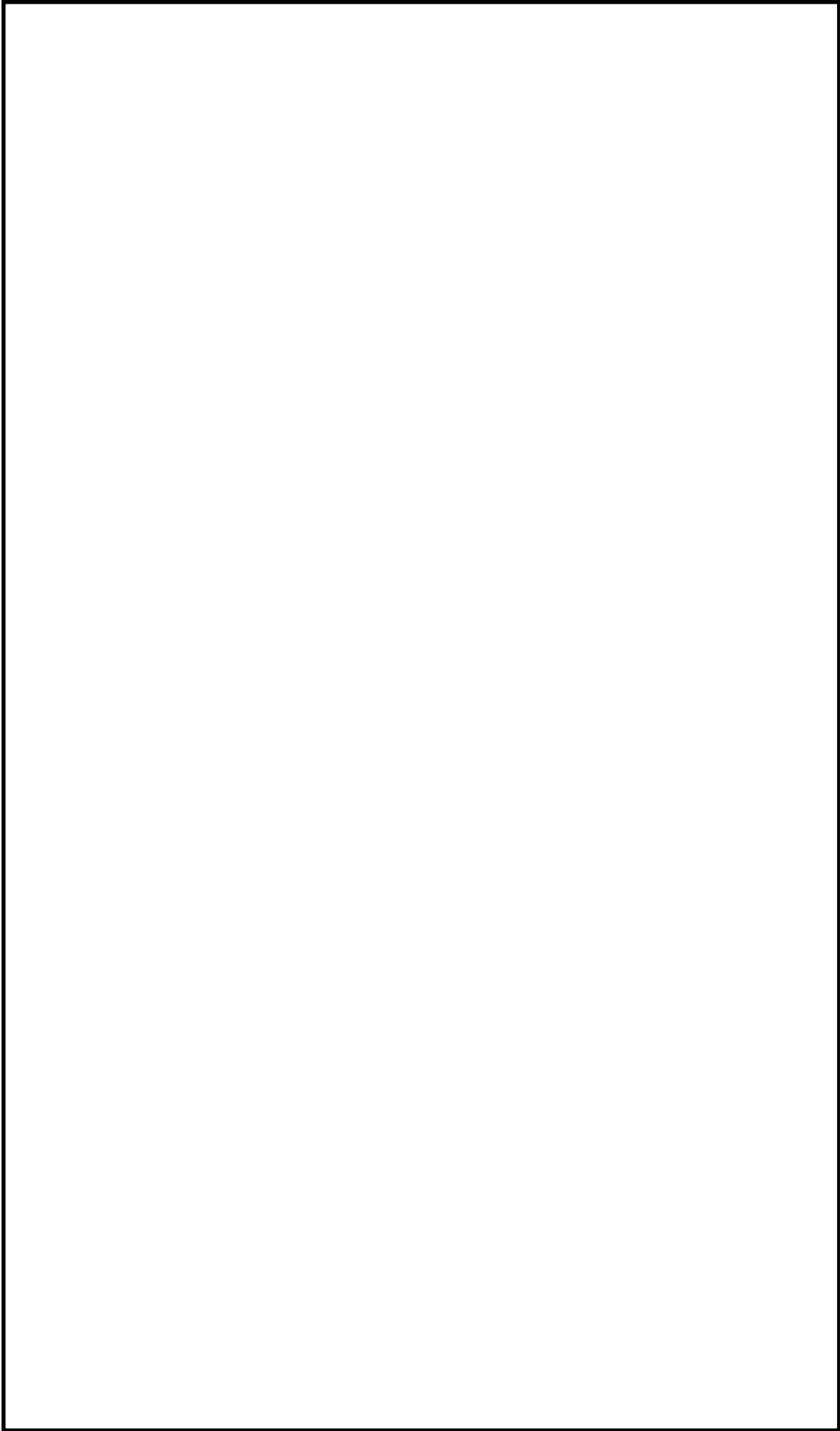
第1.11.19図 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピット注水のホース布設ルート図 (4/8)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



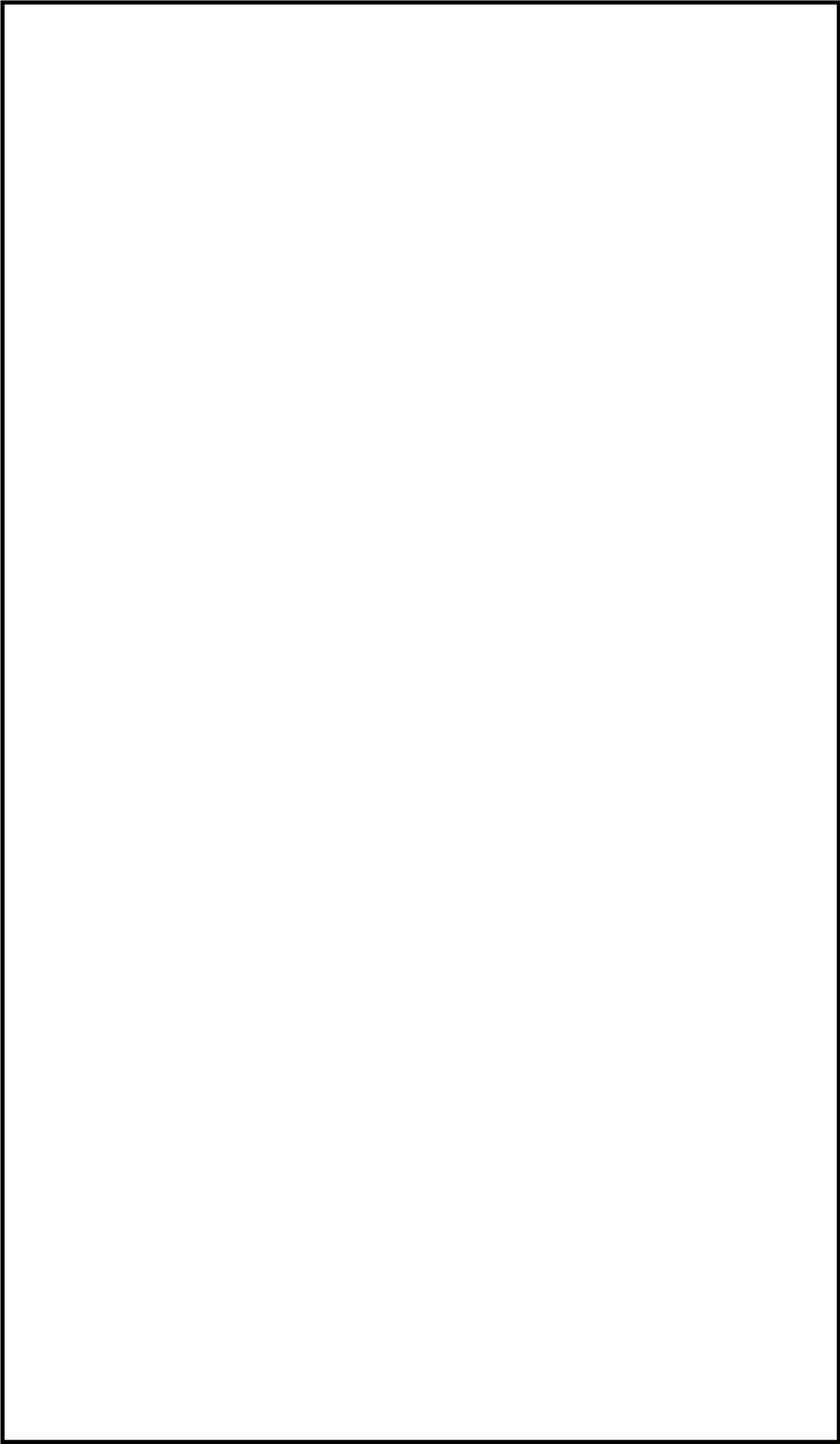
第1.11.19図 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピット注水のホース布設ルート図 (5/8)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



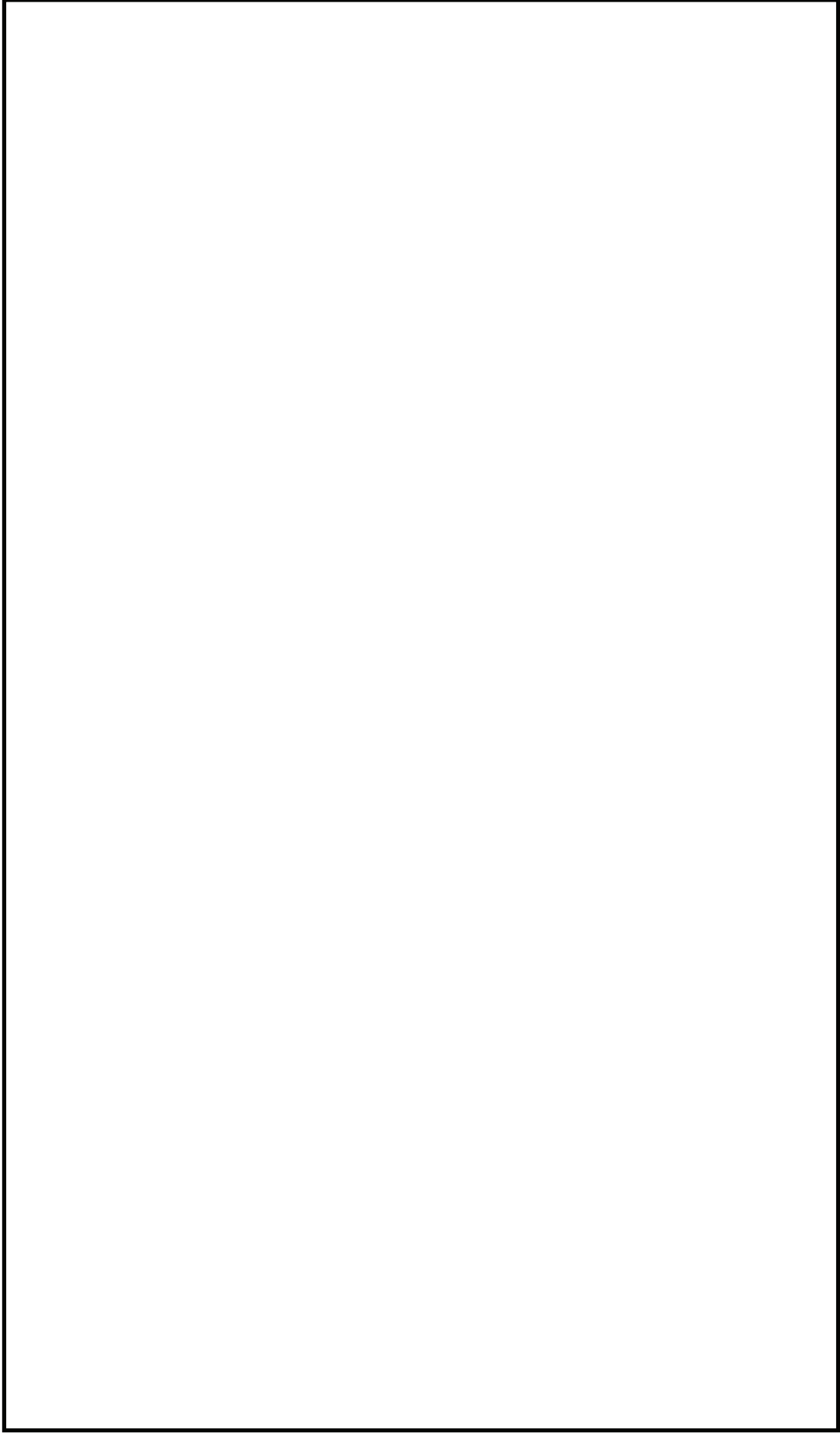
第 1. 11. 19 図 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピット注水のホース布設ルート図 (6／8)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



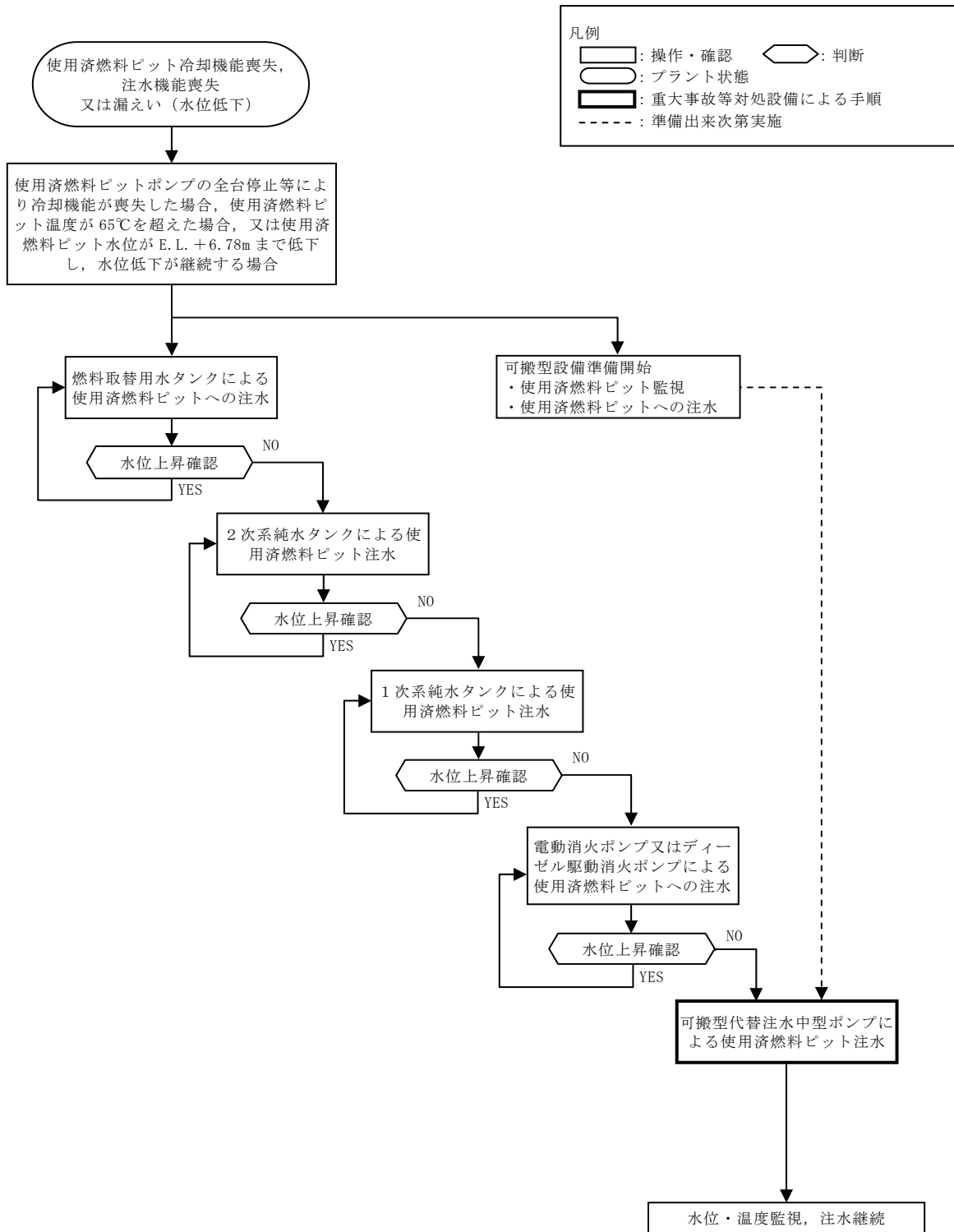
第 1. 11. 19 図 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピット注水のホース布設ルート図 (7/8)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

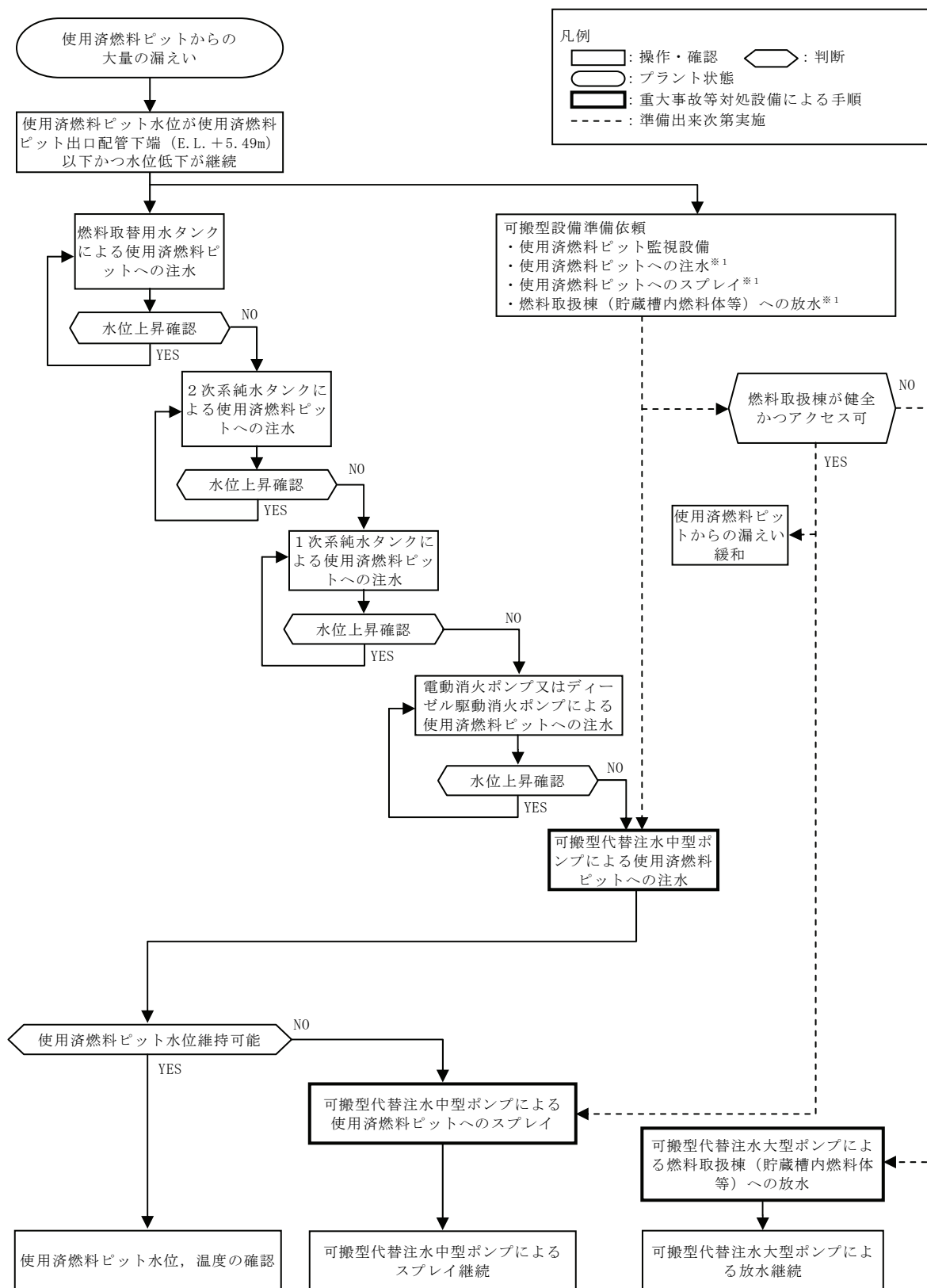


第 1. 11. 19 図 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピット注水のホース布設ルート図 (8/8)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



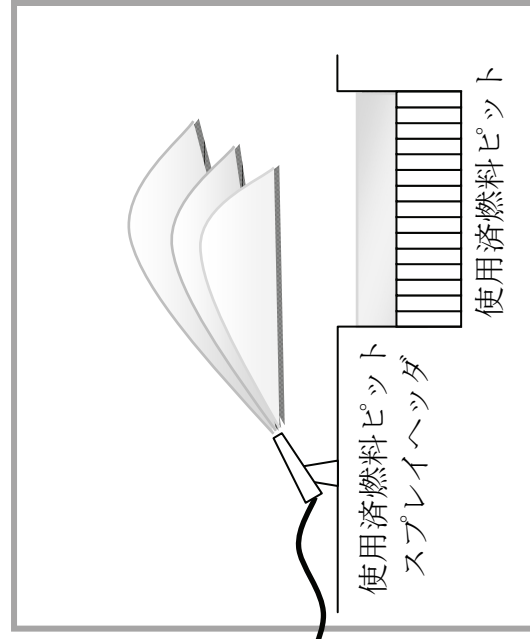
第1. 11. 20図 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時，又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい時の事故対応手順



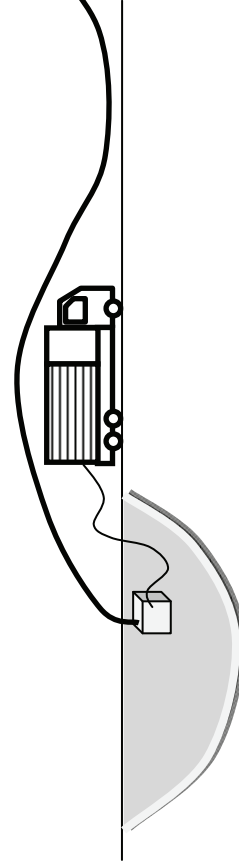
※1：漏えい規模又は燃料取扱棟の損傷状況により、準備する可搬型設備を選択する。

第1.11.21図 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の事故対応手順

燃料取扱棟



可搬型代替注水中型ポンプ

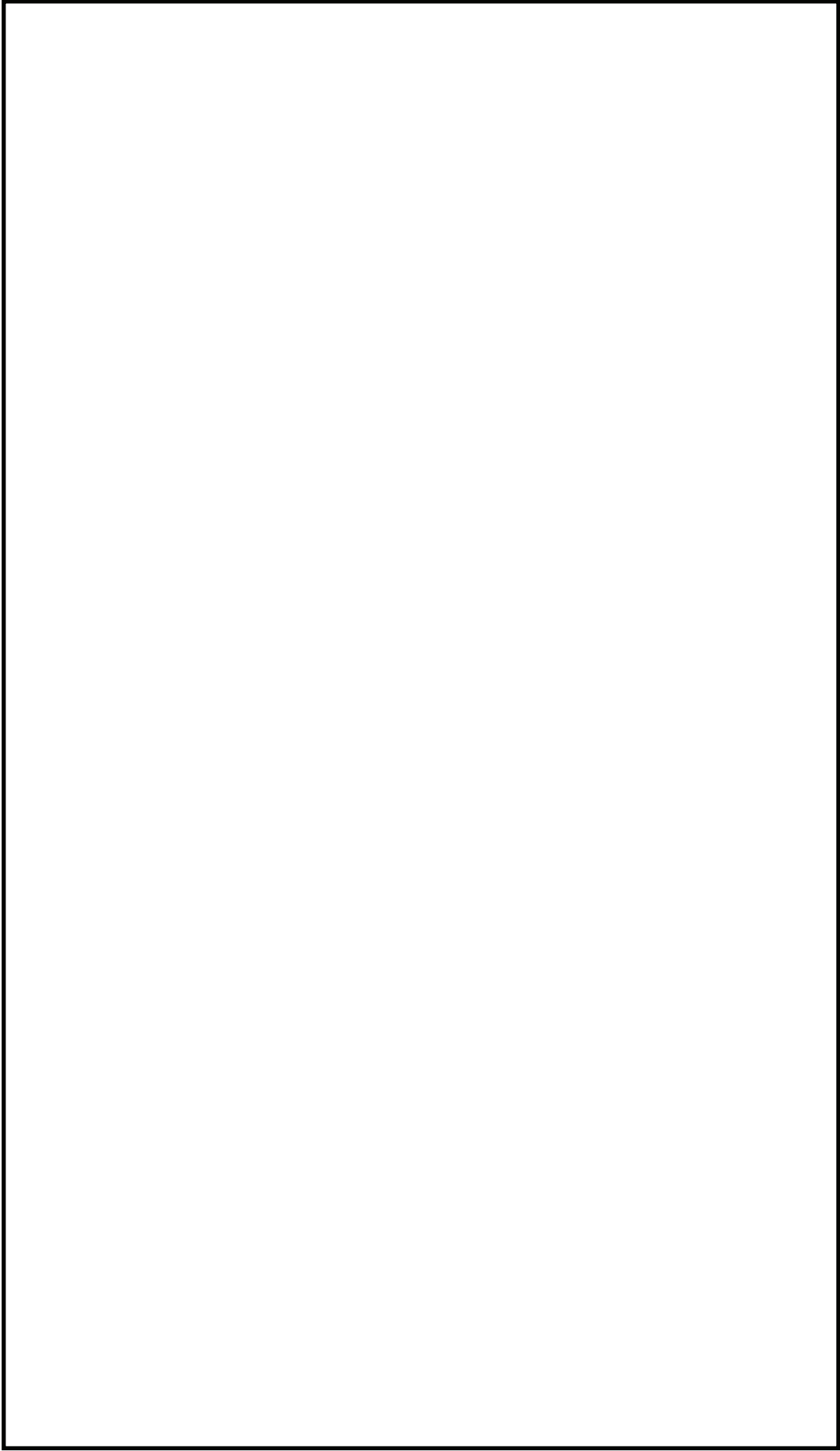


海（海水ポンプピット，1号炉取水路）

第1.11.22図 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレー 概略系統

		経過時間 (分)																	備考
手順の項目	要員 (数)	約 120 分 ▽ 可搬型代替注水中型ポンプによる 使用済燃料ピットへのスプレイ開始																	
可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	重大事故等対策要員	6	移動, 可搬型代替注水中型ポンプの運搬, 設置																
		12	移動, 可搬型ホースの運搬, 設置																
		6	スプレイヘッダの設置																
														→					

第 1. 11. 23 図 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダ
による使用済燃料ピットへのスプレイ手順タイムチャート

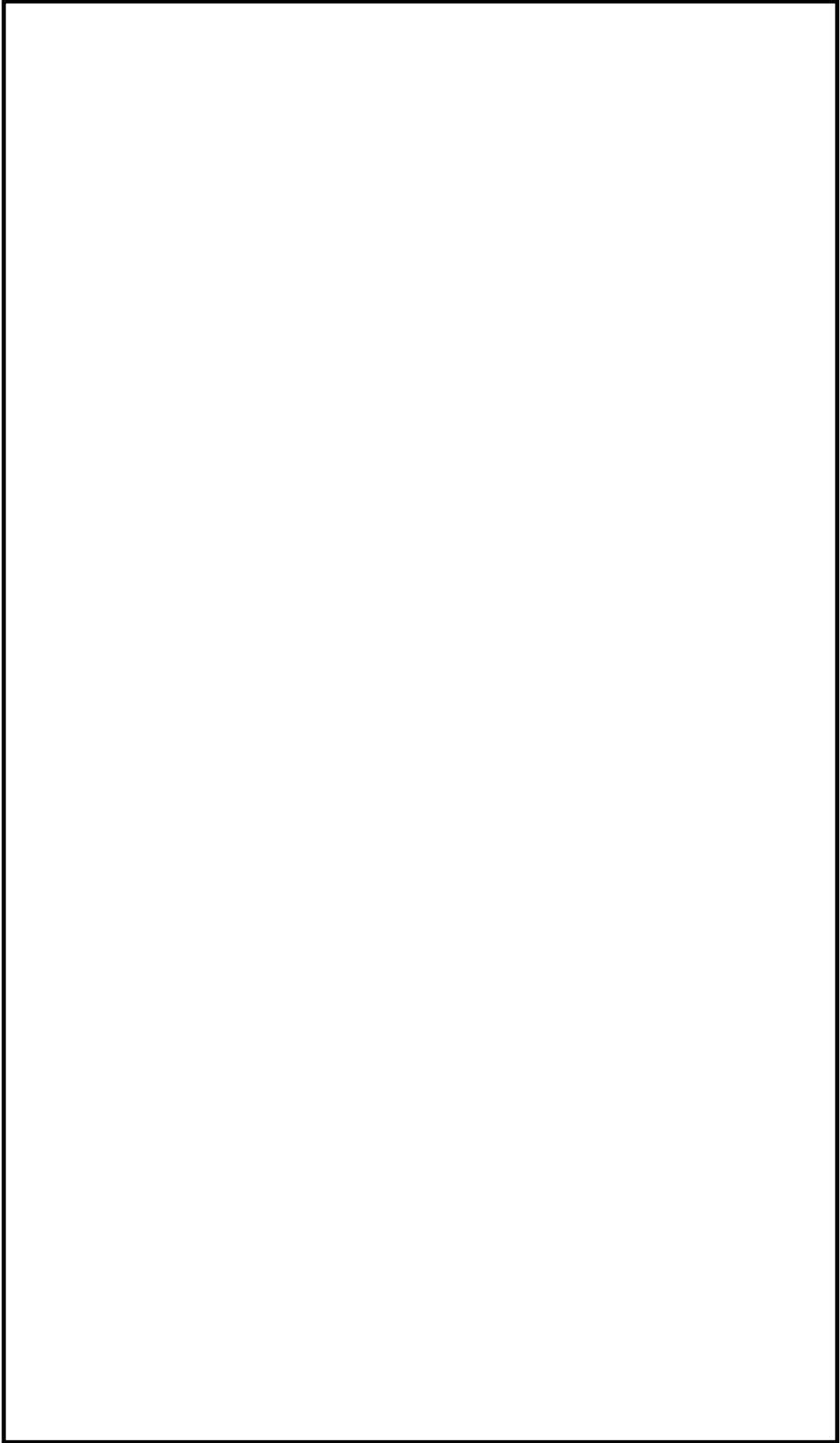


第1.11.24図 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレーヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイのホース布設ルート図 (1/3)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

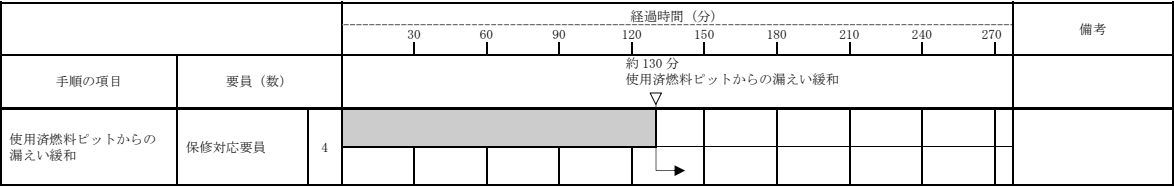
第1.11.24図 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレイのホース布
設ルート図 (2/3)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

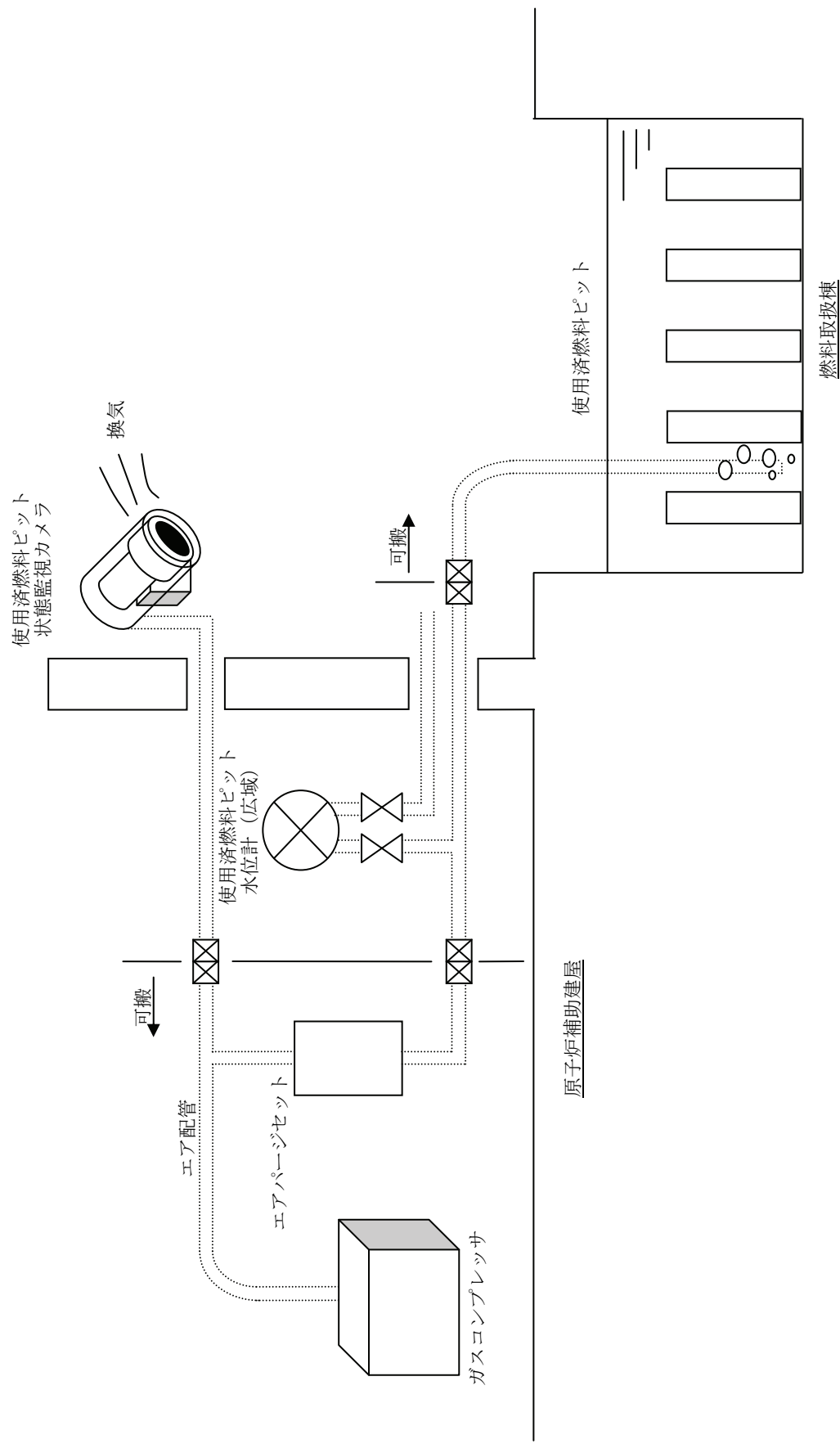


第1.11.24図 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレーヘッドによる使用済燃料ピットへのスプレーのホース布設ルート図 (3/3)

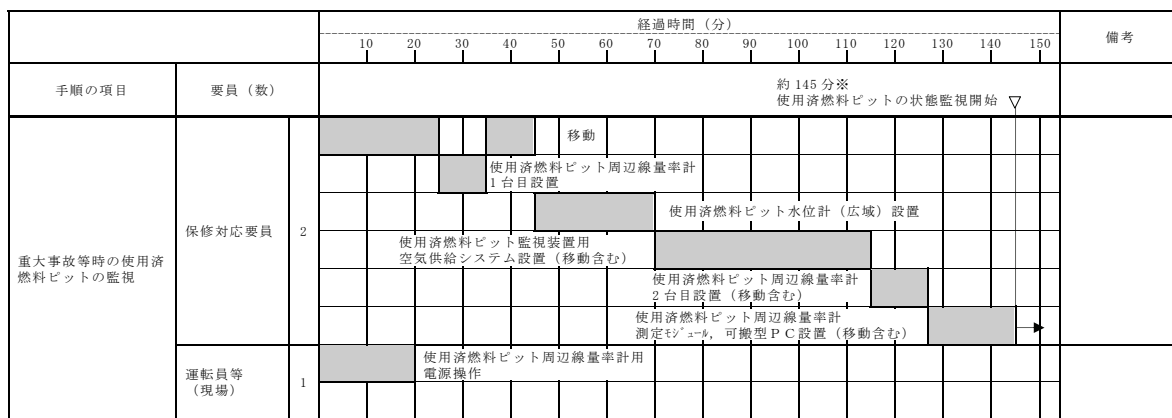
☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1. 11. 25 図 使用済燃料ピットからの漏えい緩和手順タイムチャート



第 1.11.26 図 使用済燃料ピット水位計 (広域) (使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム) 概略系統



※全交流動力電源喪失時，代替電源から受電後，該当操作開始からの時間

第1.11.27図 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視タイムチャート

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

< 目 次 >

1.12.1 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. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の対応手段及び設備
 - b. 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備
 - c. 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備
 - d. 手 順 等

1.12.2 重大事故等時の手順等

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順等

- (1) 大気への拡散抑制
 - a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制
- (2) 海洋への拡散抑制
 - a. シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制
 - b. シルトフェンス（若狭湾側）による海洋への拡散抑制
 - c. 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制
- (3) その他の手順項目にて考慮する手順

1.12.2.2 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等

- (1) 大気への拡散抑制
 - a. 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる大気への拡散抑制
 - b. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制

(2) 海洋への拡散抑制

- a. シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制
- b. シルトフェンス（若狭湾側）による海洋への拡散抑制
- c. 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

(4) 優先順位

1. 12. 2. 3 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等

(1) 初期対応における延焼防止処置

- a. 化学消防車及び水槽付消防車による泡消火
- b. 可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火
 - (a) ろ過水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火
 - (b) 海（海水ポンプピット，1号炉取水路）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火

(2) 航空機燃料火災への泡消火

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

(4) 優先順位

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

〈要求事項〉

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制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 「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等」とは、以下に規定する措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、放水設備により、工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための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。

1.12.1 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

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損及びアニュラス部の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉施設外へ放射性物質が拡散するおそれがある。原子炉施設外への放射性物質

の拡散を抑制するための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、消火対応するための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に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※¹を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第五十五条及び「技術基準規則」第七十条（以下、付録1.12において「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅し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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

「技術的能力審査基準」，「基準規則」要求により選定した対応手段と，その対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお，重大事故等対処設備，多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.12.1表，第1.12.2表に示す。

a．炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合は，放水設備により，大気への拡散抑制を行う手段がある。

大気への拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 放水砲
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

重大事故等により，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器及びアニュラス部破損のおそれがある場合に原子炉格納容器及びアニュラス部への放水により，放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，海洋への拡散抑制を行う手段がある。

海洋への拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・ シルトフェンス（浦底湾側）
- ・ シルトフェンス（若狭湾側）
- ・ 小型船舶
- ・ 原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ
- ・ 放射性物質吸着剤

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される，大気への拡散抑制に使用する設備のうち，可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリは，いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

海洋への拡散抑制に使用する設備のうち，シルトフェンス（浦底湾

側），小型船舶，原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁，空冷式非常用発電機，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制可能であることから，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・シルトフェンス（若狭湾側）

原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁により若狭湾側への放射性物質の拡散が抑制される。

放水砲の使用にあたり，上部に開口部のある放水ピットに対しては，直接放射能を含んだ排水が流入することではなく，風向きによりしぶきが放水ピットに流入した場合でも，しぶきは放水路内に滞留した海水中にとどまるが，放水路は海洋と繋がっていることから，放射性物質拡散をさらに抑制する手段として有効である。

- ・放射性物質吸着剤

一般排水の経路は，耐震設計等を考慮すると設置できない場合が考えられるものの，放射性物質吸着剤は放射性物質の拡散を抑制する手段として有効である。

b．貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合は，放水設備により，大気への拡散抑制を行う手段がある。

大気への拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ

- ・使用済燃料ピットスプレイヘッダ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・放水砲
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・タンクローリ

重大事故等により，貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷のおそれがある場合に燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水により，放射性物質を含む汚染水が発生する場合は，海洋への拡散抑制を行う手段がある。

海洋への拡散抑制に使用する設備は以下のとおり。

- ・シルトフェンス（浦底湾側）
- ・シルトフェンス（若狭湾側）
- ・小型船舶
- ・原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁
- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・可搬型燃料給油ポンプ
- ・放射性物質吸着剤

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される，大気への拡散抑制に使用する設備のうち，可搬型代替注水中型ポンプ，使用済燃料ピットスプレイヘッダ，可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリは，いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

海洋への拡散抑制に使用する設備のうち，シルトフェンス（浦底湾

側），小型船舶，原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁，空冷式非常用発電機，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制可能であることから，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・シルトフェンス（若狭湾側）

原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁により若狭湾側への放射性物質の拡散が抑制される。

放水砲の使用にあたり，上部に開口部のある放水ピットに対しては，直接放射能を含んだ排水が流入することではなく，風向きによりしぶきが放水ピットに流入した場合でも，しぶきは放水路内に滞留した海水中にとどまるが，放水路は海洋と繋がっていることから，放射性物質拡散をさらに抑制する手段として有効である。

- ・放射性物質吸着剤

一般排水の経路は，耐震設計等を考慮すると設置できない場合が考えられるものの，放射性物質吸着剤は放射性物質の拡散を抑制する手段として有効である。

c．原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は，初期対応における延焼防止処置により，火災に対応する手段がある。

初期対応における延焼防止処置に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 化学消防車
- ・ 水槽付消防車
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 小型放水砲
- ・ 中間受槽
- ・ ろ過水タンク
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合は、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手段がある。

航空機燃料火災への泡消火に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 放水砲
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される、航空機燃料火災への泡消火に使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により航空機燃料火災の泡消火に対応可

能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・化学消防車，水槽付消防車，可搬型代替注水中型ポンプ，小型放水砲，中間受槽，ろ過水タンク，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリ

可搬型代替注水大型ポンプより流量が少ないため，重大事故等対処設備と同等の放水効果は得られにくい，アクセスルート及び航空機燃料の飛散による建屋への延焼防止処置の手段として有効である。

d. 手 順 等

上記の a.， b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，事故時に必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第1.12.3表，第1.12.4表）。

これらの手順は，運転員等^{※2}の対応として，発電所災害対策本部にて使用する手順に定める（第1.12.1表，第1.12.2表）。

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

1.12.2 重大事故等時の手順等

1.12.2.1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順等

(1) 大気への拡散抑制

a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制

炉心の著しい損傷，原子炉格納容器及びアニュラス部破損のおそれがある場合は，炉心注入及び格納容器スプレーを実施する。これらの機能が喪失した場合を想定し，可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により

原子炉格納容器及びアニュラス部へ海水を放水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、炉心出口温度が 350°C 以上かつ格納容器エリアモニタ（高レンジ）が $1 \times 10^5 \text{ mSv/h}$ 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.12.1図に、タイムチャートを第1.12.4図に、ホース布設ルートを第1.12.5図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき重大事故等対策要員に大気への拡散抑制の準備開始を指示する。
- ii) 重大事故等対策要員は、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所へ移動し、使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。
- iii) 重大事故等対策要員は、放水砲を設置し可搬型ホースを可搬型代替注水大型ポンプから放水砲まで布設する。
- iv) 重大事故等対策要員は、可搬型ホースを可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲と接続後、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）に可搬型代替注水大型ポンプの取水部を水面より低く、着底しない位置に設置する。
- v) 重大事故等対策要員は、放水砲噴射位置（噴射角度、旋回角度）を原子炉格納容器頂部へ調整する。原子炉格納容器及びアニュラス部の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器及びアニュラス部損壊部に調整する。
- vi) 発電所災害対策本部は、格納容器圧力計指示値が上昇し、原子

炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがあると判断した場合又はモニタリングポスト等の指示値が上昇し、原子炉格納容器及びアニュラス部の破損があると判断した場合は、重大事故等対策要員に放水開始を指示する。

vii) 重大事故等対策要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、放水砲により原子炉格納容器頂部又は原子炉格納容器及びアニュラス部の損壊部へ放水する。

viii) 重大事故等対策要員は、可搬型代替注水大型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水大型ポンプは約3.5時間の運転が可能。）

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は重大事故等対策要員16名にて実施し、所要時間は、約8時間40分と想定する。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。可搬型ホース等の取付け作業が速やかに出来るように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

放水砲は可搬型設備のため、任意に設置場所を設定するので風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から原子炉格納容器及びアニュラス部に向けて放水を実施する。

放水砲による放水については噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状にすると、直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、極力噴霧状を使用する。

また、直線状で放水する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の抑制効果がある。

なお、複数のホース布設ルートにより、プラント状況に応じて可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲の準備を実施する。

(2) 海洋への拡散抑制

a. シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合において、放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水により、放射性物質を含む汚染水の海洋への流出を想定して、シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による拡散抑制を行う手順を整備する。

放水砲で放水を実施した場合、放射性物質を含む汚染水は一般排水の流路を通過して海へ流れるため、汚染水が発電所から海洋に流出する可能性がある箇所には、損傷箇所、放水砲の設置場所等から汚染水の流出予測、状況を勘案してシルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合。

(b) 操作手順

シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また、シルトフェンスの設置概略図を第1.12.2図に、原子炉補機冷却海水系放出ラインの概略系統を第1.12.3図に、タイムチャートを第

1.12.4図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対策要員にシルトフェンス（浦底湾側）の設置開始及び発電長に原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を指示する。
 - ii) 発電長は、運転員等に原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁の閉を指示する。
 - iii) 運転員等は、中央制御室にて原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁を閉とし、閉弁したことを発電長に報告する。
 - iv) 発電長は、原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離が完了したことを発電所災害対策本部に報告する。
 - v) 重大事故等対策要員は、シルトフェンス（浦底湾側）と海上作業に必要な小型船舶等を岸壁に車両にて運搬する。
 - vi) 重大事故等対策要員は、シルトフェンス（浦底湾側）と小型船舶等の資機材を海上に降ろし、発電所から海洋に流出する可能性がある箇所を確認のうえ、小型船舶等を使ってシルトフェンス（浦底湾側）を設置箇所付近に運搬し、シルトフェンス（浦底湾側）両端をロープにて所定の箇所へ固定して、シルトフェンス（浦底湾側）を設置する。
 - vii) 重大事故等対策要員は、小型船舶等を使ってシルトフェンス（浦底湾側）のカーテン部を海中に開放し、1重目の外側に、同様の操作で2重目のシルトフェンス（浦底湾側）を設置する。
- (c) 操作の成立性

シルトフェンス（浦底湾側）の設置は、重大事故等対策要員20名にて実施し、所要時間は約3時間45分と想定する。

中央制御室における原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁の操作

は、運転員等1名で実施する。

円滑に作業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。

シルトフェンス（浦底湾側）は重量物であるため、人力では多大な時間がかかるが、ユニック等を用いることで効率的に運搬車両から降ろすことができ、小型船舶を用いることで固定金具への接続等を容易にするとともに、シルトフェンス（浦底湾側）をあらかじめ設置に必要な長さに繋いだ状態で保管しておくことで、設置時間の短縮を図る。

b. シルトフェンス（若狭湾側）による海洋への拡散抑制

放水砲の使用にあたり、上部に開口部のある放水ピットに対しては、直接放射能を含んだ排水が流入することではなく、風向きによりしぶきが放水ピットに流入した場合でも、しぶきは放水路内に滞留した海水中にとどまるが、放水路は海洋と繋がっていることから、シルトフェンス（若狭湾側）を設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制に努める。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合。

(b) 操作手順

シルトフェンス（若狭湾側）による海洋への拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また、シルトフェンスの設置概略図を第1.12.2図に、タイムチャートを第1.12.4図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対策要員にシルトフェンス（若狭湾側）の設置開始を指示する。

ii) 重大事故等対策要員は、シルトフェンス（浦底湾側）の設置完了後、シルトフェンス（若狭湾側）と海上作業に必要な小型船舶等を岸壁に車両にて運搬する。

iii) 重大事故等対策要員は、シルトフェンス（若狭湾側）と小型船舶等の資機材を海上に降ろし、発電所から海洋に流出する可能性がある箇所を確認のうえ、小型船舶等を使ってシルトフェンス（若狭湾側）を設置箇所付近に運搬し、シルトフェンス（若狭湾側）両端をロープにて所定の箇所へ固定して、シルトフェンス（若狭湾側）を設置する。

iv) 重大事故等対策要員は、小型船舶等を使ってシルトフェンス（若狭湾側）のカーテン部を海中に開放し、1重目の外側に、同様の操作で2重目のシルトフェンス（若狭湾側）を設置する。

(c) 操作の成立性

シルトフェンス（若狭湾側）の設置においては、シルトフェンス（浦底湾側）の設置を完了した重大事故等対策要員のうち10名にて対応し、所要時間は約4時間30分と想定する。

シルトフェンス（若狭湾側）は重量物であるため、人力では多大な時間がかかるが、ユニック等を用いることで効率的に運搬車両から降ろすことができ、小型船舶を用いることで固定金具への接続等を容易にするとともに、シルトフェンス（若狭湾側）をあらかじめ設置に必要な長さに繋いだ状態で保管しておくことで、設置時間の短縮を図る。

c. 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合において、放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水により、放射性物質を含む汚染水の海洋への流出を想定して、

放射性物質吸着剤による拡散抑制を行う手順を整備する。

放水砲で放水を実施した場合、放射性物質を含む汚染水は一般排水の流路である付替排水路及び埋設一般排水管を通して海へ流れる。放射性物質吸着剤は、一般排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着するため、付替排水路内及び埋設一般排水管の集水枡に、放射性物質吸着剤を設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制に努める。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合。

(b) 操作手順

放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。また、放射性物質吸着剤の設置概略図を第1.12.2図に、タイムチャートを第1.12.4図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等対策要員に放射性物質吸着剤の設置開始を指示する。
- ii) 重大事故等対策要員は、シルトフェンス（浦底湾側）の設置完了後、放射性物質吸着剤をあらかじめ設定している付替排水路及び埋設一般排水管の集水枡付近に運搬する。
- iii) 重大事故等対策要員は、付替排水路はグレーチング、埋設一般排水管の集水枡はマンホールを開放し、放射性物質吸着剤を設置する。

(c) 操作の成立性

放射性物質吸着剤の設置においては、シルトフェンス（浦底湾側）の設置を完了した重大事故等対策要員のうち 10 名にて対応し、所要時間は約 1 時間 20 分と想定する。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

空冷式非常用発電機により給電する手順及び空冷式非常用発電機への燃料補給の手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

1.12.2.2 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等

(1) 大気への拡散抑制

a. 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドによる大気への拡散抑制

貯蔵槽内燃料体等が著しい損傷のおそれがある場合に、可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドにより海水を使用済燃料ピットへスプレイする手順を整備する。

水源は海（海水ポンプピット，1号炉取水路）を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L. + 5.49m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合。

(b) 操作手順

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

b. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制

貯蔵槽内燃料体等が著しい損傷のおそれがある場合において、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ海水を放水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端（E.L. + 5.49m）以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合に、燃料取扱棟の損壊又は使用済燃料ピット区域エリアモニタの指示上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を行う手順の概要は以下のとおり。なお、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲の設置、可搬型ホースの布設、接続については1.12.2.1(1) a.(b)の操作手順 i) から iv) と同様に実施する。

- i) 重大事故等対策要員は、放水砲噴射位置（噴射角度、旋回角度）を燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ調整する。
- ii) 重大事故等対策要員は、可搬型代替注水大型ポンプを起動し、放水砲により燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）の損壊部へ放水する。
- iii) 重大事故等対策要員は、可搬型代替注水大型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水大型ポンプは約3.5時間の運転が可能。）

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は重大事故等対策要員16名にて実施し、所要時間は、約8時間40分と想定する。

円滑に作業できるように移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

放水砲は可搬型設備のため、任意に設置場所を設定するので風向き等の天候状況及びアクセス状況に応じて、最も効果的な方角から燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）に向けて放水を実施する。

放水砲による放水については噴射ノズルを調整することで、放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、放水形状は、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状にすると、直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、極力噴霧状を使用する。

また、直線状で放射する場合も到達点では、噴霧状になっているため放射性物質の抑制効果がある。

なお、複数のホース布設ルートにより、プラント状況に応じて可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲の準備を実施する。

(2) 海洋への拡散抑制

a. シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制

貯蔵槽内燃料体等が著しい損傷のおそれがある場合において、燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水により、放射性物質を含む汚染水の海洋への流出を想定して、シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁により汚染水の海洋への拡散抑制を行う手順を整備する。

放水砲で放水を実施した場合、放射性物質を含む汚染水は一般排水の流路を通して海へ流れるため、汚染水が発電所から海洋に流出する可能

性がある箇所には、損傷箇所、放水砲の設置場所等から汚染水の流出予測、状況を勘案してシルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を行う。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合。

(b) 操作手順

1. 12. 2. 1 (2) a . (b) と同様。

b . シルトフェンス（若狭湾側）による海洋への拡散抑制

放水砲の使用にあたり、上部に開口部のある放水ピットに対しては、直接放射能を含んだ排水が流入することではなく、風向きによりしぶきが放水ピットに流入した場合でも、しぶきは放水路内に滞留した海水中にとどまるが、放水路は海洋と繋がっていることから、シルトフェンス（若狭湾側）を設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制に努める。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合。

(b) 操作手順

1. 12. 2. 1 (2) b . (b) と同様。

c . 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器及びアニュラス部の破損のおそれがある場合において、放水砲による原子炉格納容器及びアニュラス部への放水により、放射性物質を含む汚染水の海洋への流出を想定して、放射性物質吸着剤による拡散抑制を行う手順を整備する。

放水砲で放水を実施した場合、放射性物質を含む汚染水は一般排水の流路である付替排水路及び埋設一般排水管を通して海へ流れる。放射性物質吸着剤は、一般排水の流路から流れてきた汚染水が通過することにより放射性物質を吸着するため、付替排水路内及び埋設一般排水管の集水枡に、放射性物質吸着剤を設置することで、海洋への放射性物質の拡散抑制に努める。

(a) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制を行う判断をした場合。

(b) 操作手順

1.12.2.1(2) c.(b)と同様。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型代替注水中型ポンプ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」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプへの燃料補給に関する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

空冷式非常用発電機により給電する手順及び空冷式非常用発電機への燃料補給の手順等は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(4) 優先順位

使用済燃料ピット区域エリアモニタ等の指示値上昇や、燃料取扱棟の損壊がある場合又は使用済燃料ピットに近づけない場合は、スプレーよりも射程距離が長い可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水を優先する。

放射性物質を含む汚染水の海洋への拡散は、重大事故等対処設備と位

置付けるシルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離により抑制可能であることから、シルトフェンス（浦底湾側）の設置及び原子炉補機冷却海水系放出ラインの隔離を優先し、多様性拡張設備と位置付けるシルトフェンス（若狭湾側）及び放射性物質吸着剤の設置は、シルトフェンス（浦底湾側）の設置完了後とする。

1. 12. 2. 3 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等

(1) 初期対応における延焼防止処置

a. 化学消防車及び水槽付消防車による泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために化学消防車及び水槽付消防車による泡消火により初期対応における延焼防止処置を行う手順を整備する。ろ過水タンクが使用可能である場合は淡水源として使用し、使用できない場合は海水を使用する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。（消火の水源に、ろ過水タンクを使用する場合は、ろ過水タンク水位が確保され使用できることをあわせて確認する）

(b) 操作手順

化学消防車及び水槽付消防車による泡消火手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1. 12. 6図に、タイムチャートを第1. 12. 7図に、ホース布設ルート図を第1. 12. 8図に示す。

なお、本手順において消火水源は現場の火災状況やアクセス性を考慮して選定する。以下に示す手順ではろ過水タンクを水源として記載

する。

- i) 発電所災害対策本部は、初期消火活動要員に、ろ過水タンクを水源とした化学消防車及び水槽付消防車による泡消火の開始を指示する。
- ii) 初期消火活動要員は、水源近傍に水槽付消防車を設置し、可搬型ホースにより水源と水槽付消防車を接続する。
- iii) 初期消火活動要員は、消火活動場所へ化学消防車を配置するとともに、水槽付消防車と化学消防車をホースにより接続する。
- iv) 初期消火活動要員は、水槽付消防車にて水源から取水し、化学消防車にて泡消火薬剤を混合させた放水により泡消火を開始する。
- v) 初期消火活動要員は、適宜、泡消火薬剤の補給を実施する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、現場にて初期消火活動要員9名で実施し、化学消防車及び水槽付消防車による泡消火開始までの所要時間は、いずれの水源を利用しても約55分と想定する。

放水開始から約4時間の泡消火を行うために、泡消火薬剤を3,0001配備している。

泡消火薬剤は、放水流量の3%濃度で自動注入となる。

円滑に作業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。

b. 可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火

- (a) ろ過水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うためにろ過水タンクを水源とした可

搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火により初期対応における延焼防止処置を行う手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合に、ろ過水タンクの水位が確保され使用できることを確認した場合。

ii) 操作手順

ろ過水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.12.6図に、タイムチャートを第1.12.7図に、ホース布設ルートを第1.12.8図に示す。

イ) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき重大事故等対策要員にろ過水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火の開始を指示する。

ロ) 重大事故等対策要員は、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し、中間受槽、使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。

ハ) 重大事故等対策要員は、中間受槽を設置し、ろ過水タンクに可搬型ホースを接続し、中間受槽まで布設する。

ニ) 重大事故等対策要員は、小型放水砲を設置し可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプから小型放水砲まで布設する。

ホ) 重大事故等対策要員は、可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲と接続後、中間受槽に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を水面より低く、着底しない位置に設置する。

ヘ) 重大事故等対策要員は、ろ過水タンクより水頭圧を利用した重力注水により中間受槽への供給を実施する。

- ト) 重大事故等対策要員は、ろ過水タンクの水位及び送水状態により中間受槽への供給が実施されていることを確認する。
- チ) 重大事故等対策要員は、可搬型代替注水中型ポンプを起動し、中間受槽からの取水を泡消火薬剤と混合させて、小型放水砲による泡消火を開始する。
- リ) 重大事故等対策要員は、適宜、泡消火薬剤の補給を実施する。
- ヌ) 重大事故等対策要員は、現場にて可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。）

iii) 操作の成立性

上記の対応は、現場にて重大事故等対策要員17名で実施し、ろ過水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火開始までの所要時間は、約4時間45分と想定する。

放水開始から約5時間の泡消火を行うために、泡消火薬剤を6,000l（1,000l×6個）配備している。

泡消火薬剤は、放水流量の1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業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。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

- (b) 海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために海（海水ポンプピット、1号

炉取水路)を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火により初期対応における延焼防止処置を行う手順を整備する。

i) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

ii) 操作手順

海(海水ポンプピット, 1号炉取水路)を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.12.6図に, タイムチャートを第1.12.7図に, ホース布設ルートを第1.12.8図に示す。

イ) 発電所災害対策本部は, 手順着手の判断基準に基づき重大事故等対策要員に海(海水ポンプピット, 1号炉取水路)を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火の開始を指示する。

ロ) 重大事故等対策要員は, 可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し, 使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所へ移動させる。

ハ) 重大事故等対策要員は, 小型放水砲を設置し可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプから小型放水砲まで布設する。

ニ) 重大事故等対策要員は, 可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲と接続後, 海(海水ポンプピット, 1号炉取水路)に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を水面より低く, 着底しない位置に設置する。

ホ) 重大事故等対策要員は, 可搬型代替注水中型ポンプを起動し, 水源からの取水を泡消火薬剤と混合させて, 小型放水砲による泡

消火を開始する。

h) 重大事故等対策要員は、適宜、泡消火薬剤の補給を実施する。

h) 重大事故等対策要員は、現場にて可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。）

iii) 操作の成立性

上記の対応は、現場にて重大事故等対策要員14名で実施し、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火開始までの所要時間は、約4時間50分と想定する。

放水開始から約5時間の泡消火を行うために、泡消火薬剤を6,000l（1,000l×6個）配備している。

泡消火薬剤は、放水流量の1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業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。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

(2) 航空機燃料火災への泡消火

a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合において、火災対応を行うために可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲により、海水を使用して航空機燃料火災へ泡消火する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

航空機燃料火災が発生した場合。

(b) 操作手順

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.12.6図に，タイムチャートを第1.12.7図に，ホース布設ルートを第1.12.5図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，重大事故等対策要員に可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による泡消火の開始を指示する。
- ii) 重大事故等対策要員は，可搬型代替注水大型ポンプの保管場所へ移動し，使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。
- iii) 重大事故等対策要員は，放水砲を設置し可搬型ホースを可搬型代替注水大型ポンプから放水砲まで布設する。
- iv) 重大事故等対策要員は，可搬型ホースを可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲と接続後，海（海水ポンプピット，1号炉取水路）に可搬型代替注水大型ポンプの取水部を水面より低く，着底しない位置に設置する。
- v) 重大事故等対策要員は，放水砲噴射位置（噴射角度，旋回角度）を調整する。
- vi) 重大事故等対策要員は，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，泡消火薬剤を可搬型代替注水大型ポンプ内蔵の泡薬剤ポンプで送水して放水砲による泡消火を開始する。
- vii) 重大事故等対策要員は，適宜，泡消火薬剤の補給を実施する。
- viii) 重大事故等対策要員は，現場にて可搬型代替注水大型ポンプの

運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水大型ポンプは約3.5時間の運転が可能。）

(c) 操作の成立性

上記の対応は、現場にて重大事故等対策要員16名で実施し、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による泡消火開始までの所要時間は、約8時間40分と想定する。

放水開始から約10分（20,000l/min）の泡消火を行うために、泡消火薬剤を2,000l（1,000l×2個）配備している。

泡消火薬剤は、放水流量の1%濃度で自動注入となる。

円滑に作業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。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水大型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型代替注水中型ポンプ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」にて整備する。

可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給に関する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

(4) 優先順位

航空機燃料火災への消火対応は、各消火手段に対して異なる重大事故等対策要員で対応することから、準備が完了したものから随時泡消火を開始する。

化学消防車、水槽付消防車、可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火は、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による泡消火

を開始するまでのアクセスルートを確保するための泡消火，災害対策本部要員の安全確保のための泡消火，航空機燃料の飛散による延焼防止処置のための広範囲の泡消火を行う。

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による泡消火は，航空機燃料火災を約 $1,200\text{m}^3/\text{h}$ の流量で消火する。

化学消防車及び水槽付消防車の水源は，ろ過水タンク及び海水を使用する。

可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火の水源は，淡水を優先して使用することとし，ろ過水タンクを優先して使用する。それができない場合は海（海水ポンプピット，1号炉取水路）を使用する。

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による泡消火の水源は，大流量の放水であるため海水を使用する。

第1.12.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	想定する重大事故等	対応手段	対応設備		整理する手順書の分類
原子炉心の著しい損傷及び 原子炉格納容器の破損	—	大気への拡散抑制	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等 対応設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※3		
			タンクローリ※3		
		大気への拡散抑制	可搬型代替注水中型ポンプ※1※4		
			使用済燃料ピットスプレイヘッド※1		
			可搬型代替注水大型ポンプ		
放水砲					
燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※2※3					
タンクローリ※2※3					
貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷 原子炉心の著しい損傷及び 原子炉格納容器の破損		海洋への拡散抑制	シルトフェンス（浦底湾側）	重大事故等 対応設備	
			小型船舶		
			原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁※5		
			空冷式非常用発電機※6		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※7		
			可搬型燃料給油ポンプ※7		
			シルトフェンス（若狭湾側）	多様性 拡張設備	
			放射性物質吸着剤		

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

※2：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給の手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

※3：可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※4：可搬型代替注水中型ポンプによりスプレイする場合は，海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から取水する。

※5：ディーゼル発電機等により給電する。

※6：代替電源設備により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※7：空冷式非常用発電機の燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第 1.12.2 表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	想定する重大事故等	対応手段	対応設備		整理する手順書の分類
原子炉建屋周辺における航空機燃料火災	—	初期対応における延焼防止処置	化学消防車	多様性拡張設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			水槽付消防車		
			可搬型代替注水中型ポンプ		
			小型放水砲		
			中間受槽		
			ろ過水タンク		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 1		
			タンクローリ※ 1		
		航空機燃料火災への泡消火	可搬型代替注水大型ポンプ	重大事故等対処設備	
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南側）※ 2		
			タンクローリ※ 2		

※ 1：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給の手順は，「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」にて整備する。

※ 2：可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.12.3表 重大事故等対処に係る監視計器

1.12 工場外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等

監視計器一覧 (1/4)

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. 12. 2. 1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順等 (1) 大気への拡散抑制			
a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制	判断基準	原子炉压力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ（高レンジ）
		原子炉格納容器への注水量	・ 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量計 ・ 格納容器スプレイ積算流量計
	操作	原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力計（AM） ・ 格納容器圧力計
		周辺環境の放射線量率	・ モニタリングポスト
1. 12. 2. 1 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の手順等 (2) 海洋への拡散抑制			
a. シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制	判断基準	「1. 12. 2. 1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制」と同様。	
	操作	—	—
b. シルトフェンス（若狭湾側）による海洋への拡散抑制	判断基準	「1. 12. 2. 1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制」と同様。	
	操作	—	—
c. 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制	判断基準	「1. 12. 2. 1(1) a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制」と同様。	
	操作	—	—

監視計器一覧（2／4）

対応手順		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1. 12. 2. 2 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への拡散抑制			
a. 可搬型代替注水中型ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	判断基準	使用済燃料ピットの温度	・使用済燃料ピット温度計※ 1
			・使用済燃料ピット温度計（ＡＭ）※ 2
		使用済燃料ピットの水位	・使用済燃料ピット水位計※ 1
			・使用済燃料ピット水位計（ＡＭ）※ 2
			・使用済燃料ピット水位計（広域）※ 2 ※ 3
		使用済燃料ピットの周辺の空間線量率	・使用済燃料ピット区域エリアモニタ※ 1
			・燃料取扱棟排気ガスモニタ
			・使用済燃料ピット周辺線量率計※ 2 ※ 3
	使用済燃料ピットの状態監視	・使用済燃料ピット状態監視カメラ※ 2	
	操作	「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	

※1：通常時使用する計器

※2：重大事故等時使用する計器

※3：可搬型設備

監視計器一覧 (3/4)

対応手順	重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.12.2.2 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (1) 大気への拡散抑制		
b. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制	判断基準	使用済燃料ピットの温度
		・使用済燃料ピット温度計※1
		・使用済燃料ピット温度計 (AM) ※2
		・使用済燃料ピット水位計※1
	操作	使用済燃料ピットの水位
		・使用済燃料ピット水位計 (AM) ※2
		使用済燃料ピットの周辺の空間線量率
		・使用済燃料ピット区域エリアモニタ※1
		・燃料取扱棟排気ガスモニタ
	操作	使用済燃料ピットの状態監視
		・使用済燃料ピット状態監視カメラ※2
		使用済燃料ピットの温度
		・使用済燃料ピット温度計※1
	操作	使用済燃料ピットの温度
		・使用済燃料ピット温度計 (AM) ※2
		使用済燃料ピットの水位
		・使用済燃料ピット水位計※1
	操作	使用済燃料ピットの水位
		・使用済燃料ピット水位計 (AM) ※2
		使用済燃料ピットの周辺の空間線量率
		・使用済燃料ピット区域エリアモニタ※1
	操作	使用済燃料ピットの周辺の空間線量率
		・燃料取扱棟排気ガスモニタ
		使用済燃料ピットの状態監視
		・使用済燃料ピット状態監視カメラ※2
	操作	使用済燃料ピットの周辺環境の放射線量率
		・モニタリングポスト

※1:通常時使用する計器

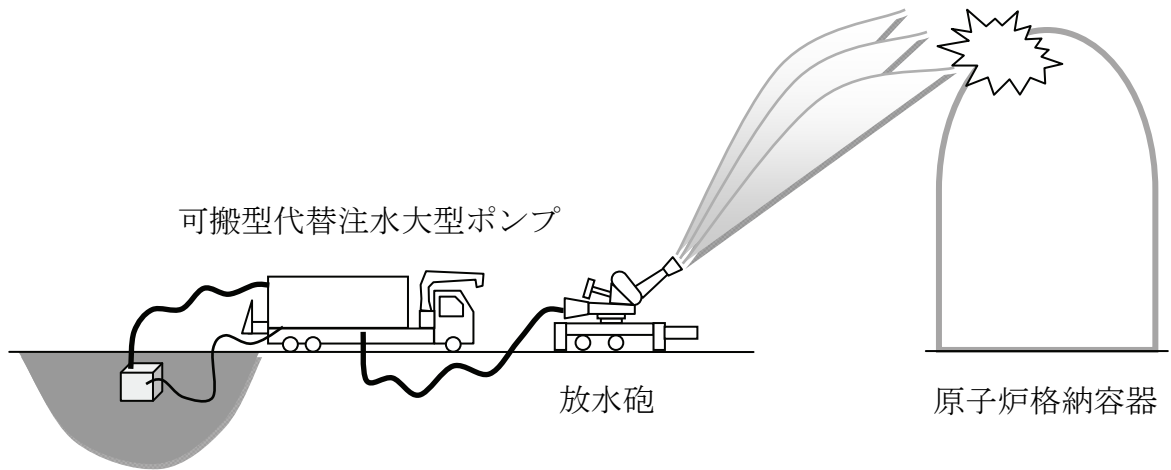
※2:重大事故等時使用する計器

監視計器一覧 (4/4)

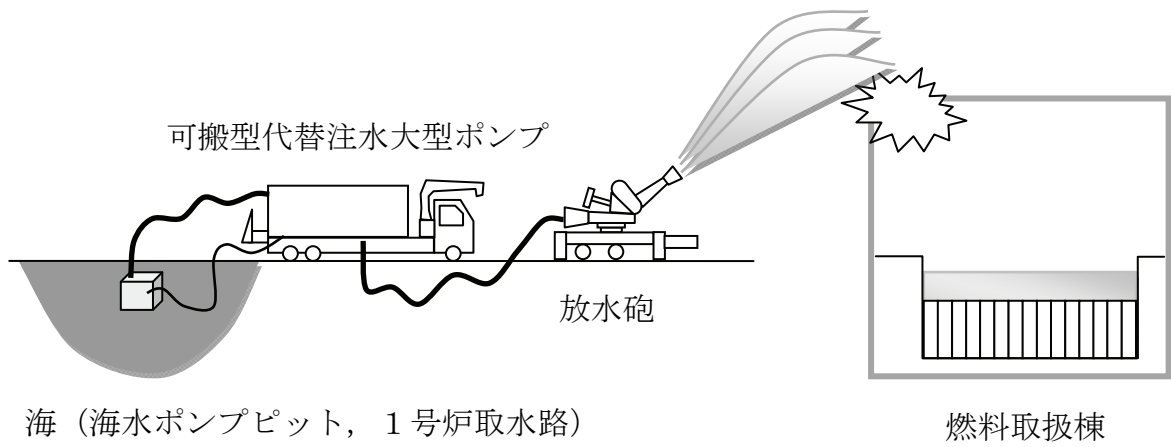
対応手順		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.12.2.2 貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷時の手順等 (2) 海洋への拡散抑制			
a. シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制	判断基準	「1.12.2.2(1) b. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制」と同様。	
	操作	—	—
b. シルトフェンス（若狭湾側）による海洋への拡散抑制	判断基準	「1.12.2.2(1) b. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制」と同様。	
	操作	—	—
c. 放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制	判断基準	「1.12.2.2(1) b. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制」と同様。	
	操作	—	—
1.12.2.3 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等 (1) 初期対応における延焼防止処置			
a. 化学消防車及び水槽付消防車による泡消火	判断基準	水源	・ろ過水タンク水位計
	操作	水源	・ろ過水タンク水位計
1.12.2.3 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等 (1) 初期対応における延焼防止処置 a. 可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火			
(a) ろ過水タンクを水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火	判断基準	水源	・ろ過水タンク水位計
	操作	水源	・ろ過水タンク水位計
(b) 海（海水ポンプピット，1号炉取水路）を水源とした可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火	判断基準	—	—
	操作	—	—
1.12.2.3 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の手順等 (2) 航空機燃料火災への泡消火			
a. 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	判断基準	—	—
	操作	—	—

第 1.12.4 表 技術的能力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
[1.12] 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	原子炉補機冷却海水系放出ライン 隔離弁	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ

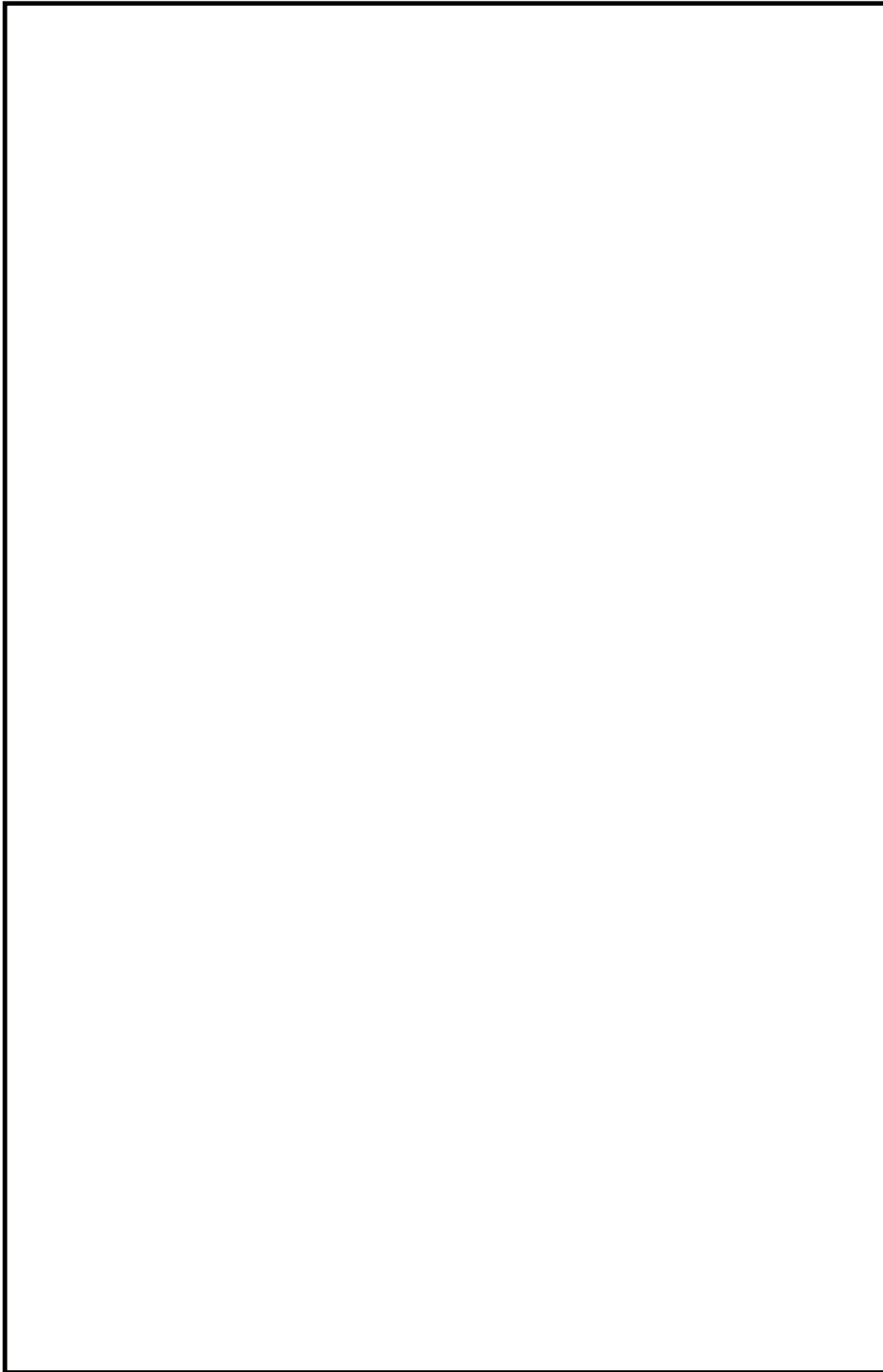


海 (海水ポンプピット, 1号炉取水路)



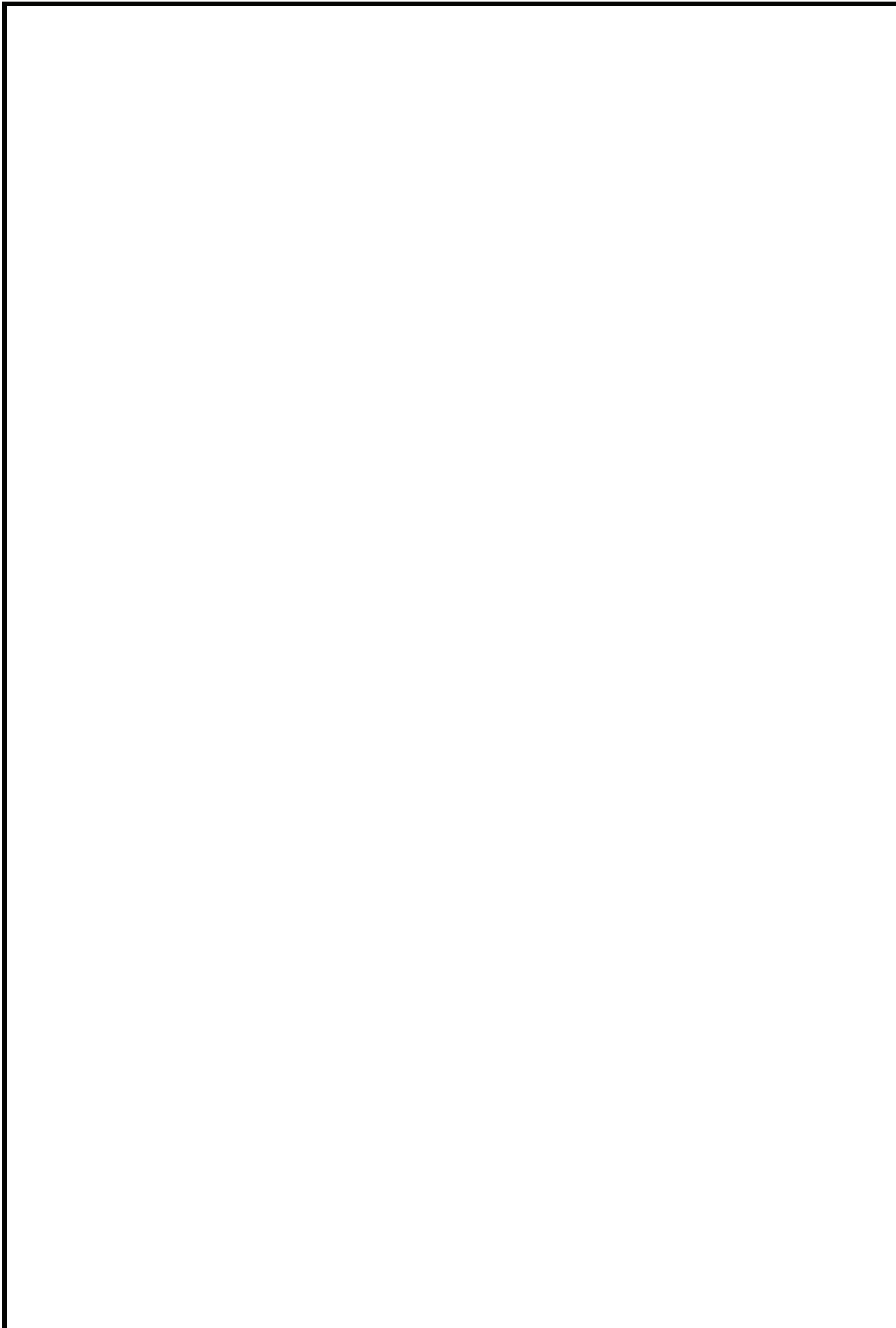
海 (海水ポンプピット, 1号炉取水路)

第1.12.1図 大気への拡散抑制 概略系統



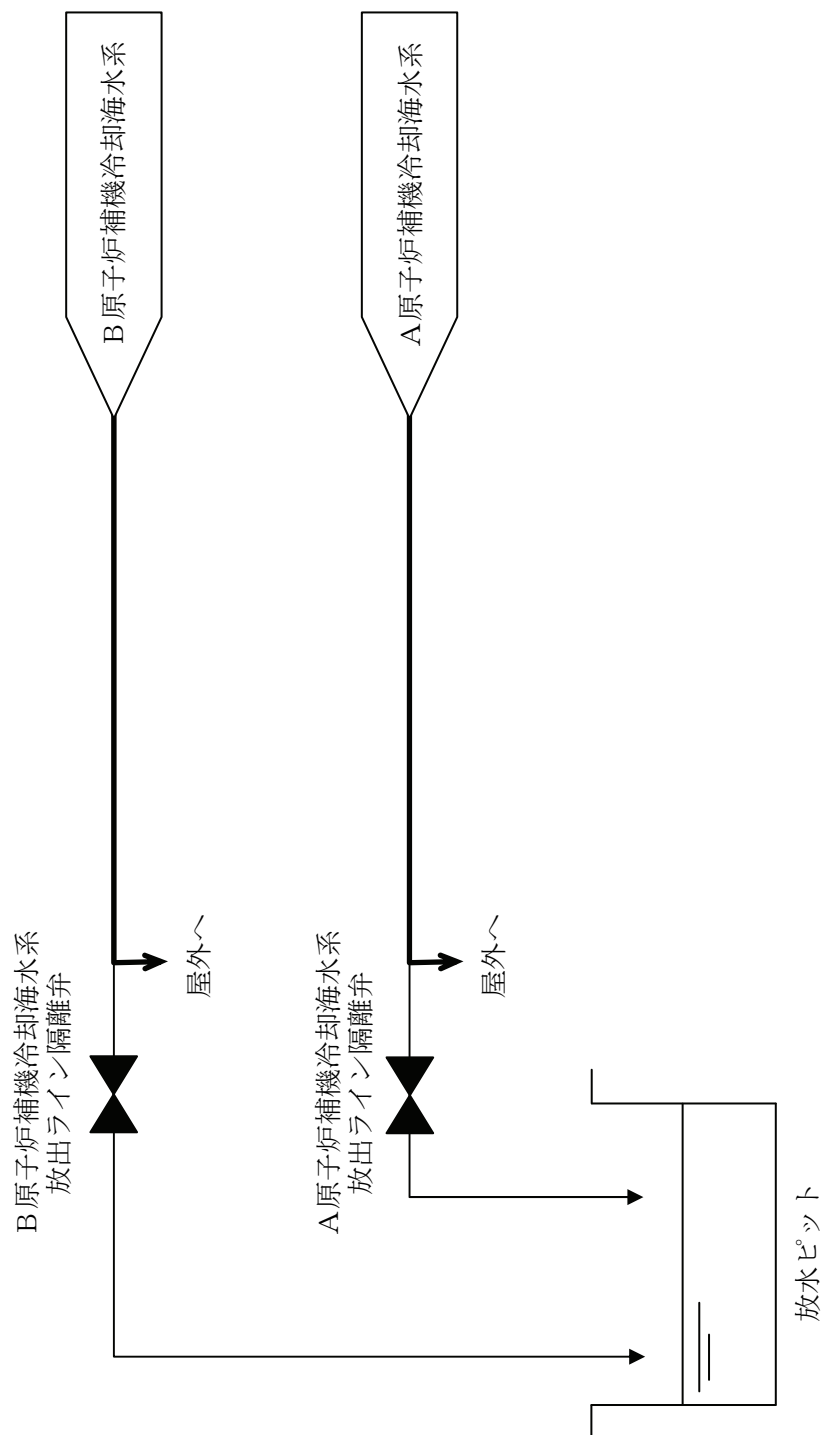
第1.12.2図 シルトフェンス及び放射性物質吸着剤の設置概略図（1／2）

 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第1.12.2図 シルトフェンス及び放射性物質吸着剤の設置概略図 (2/2)

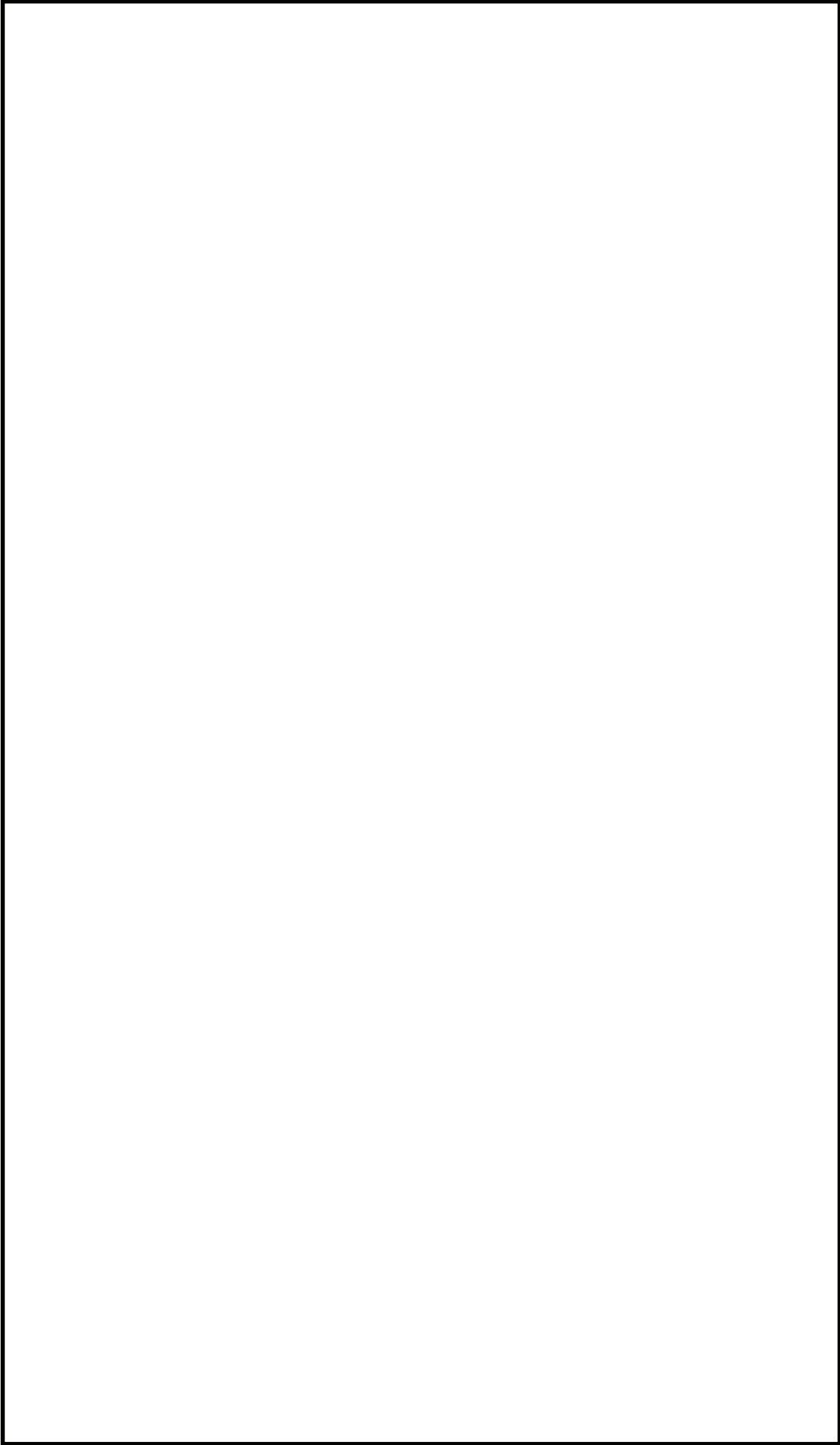
 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



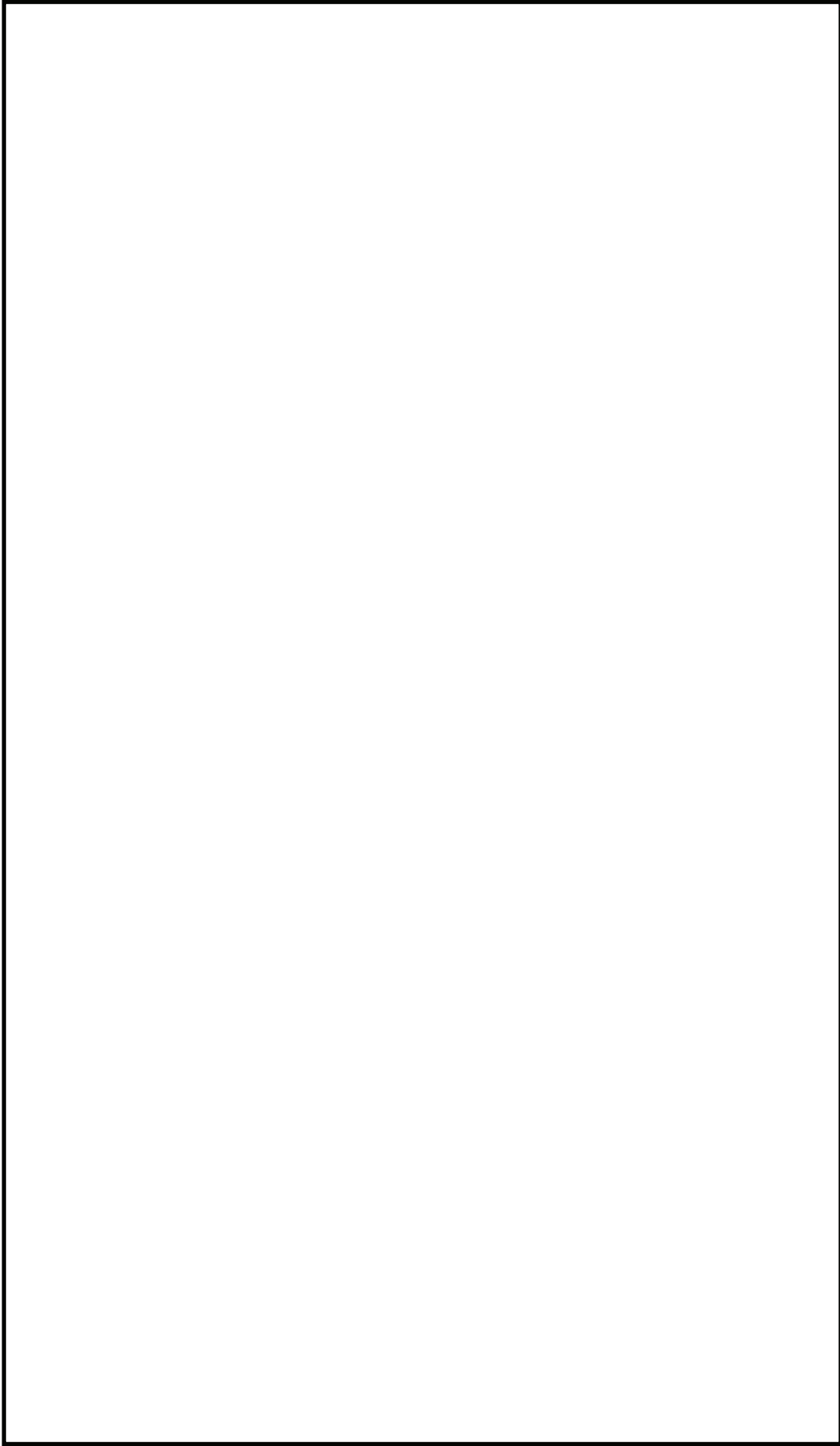
第 1.12.3 図 原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制 概略系統

		経過時間 (時間)															備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15			
手順の項目	要員 (数)	約 8 時間 40 分 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による放水開始																	
可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への拡散抑制	重大事故等対策要員	16					移動、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲の運搬、設置												
							移動、可搬型ホースの運搬、設置												
												放水準備、起動							
シルトフェンス（浦底湾側）及び原子炉補機冷却海水系放出ライン隔離弁による海洋への拡散抑制	運転員等（中央制御室）	1	系統構成																
	重大事故等対策要員	20			シルトフェンス（浦底湾側）の運搬														
シルトフェンス（若狭湾側）による海洋への拡散抑制	重大事故等対策要員	10					シルトフェンス（浦底湾側）の設置												
											シルトフェンス（若狭湾側）の運搬				シルトフェンス（若狭湾側）の設置				
放射性物質吸着剤による海洋への拡散抑制	重大事故等対策要員	10							放射性物質吸着剤の設置										

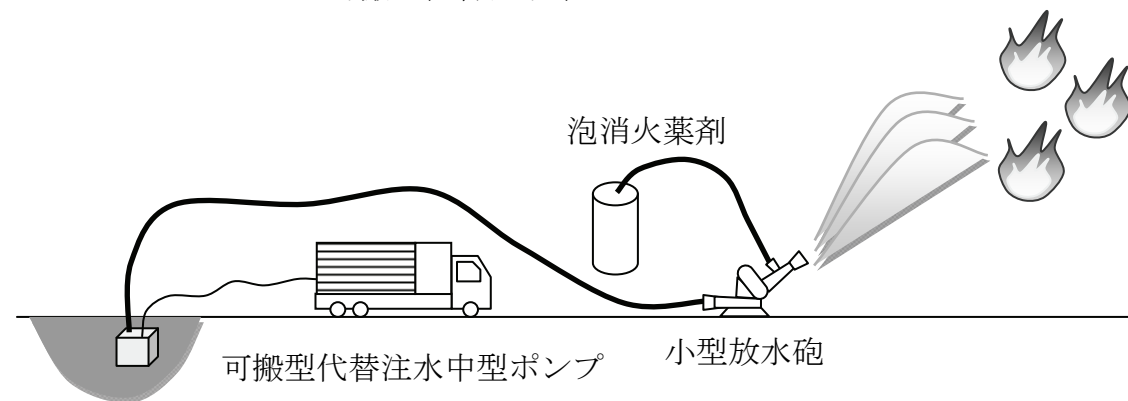
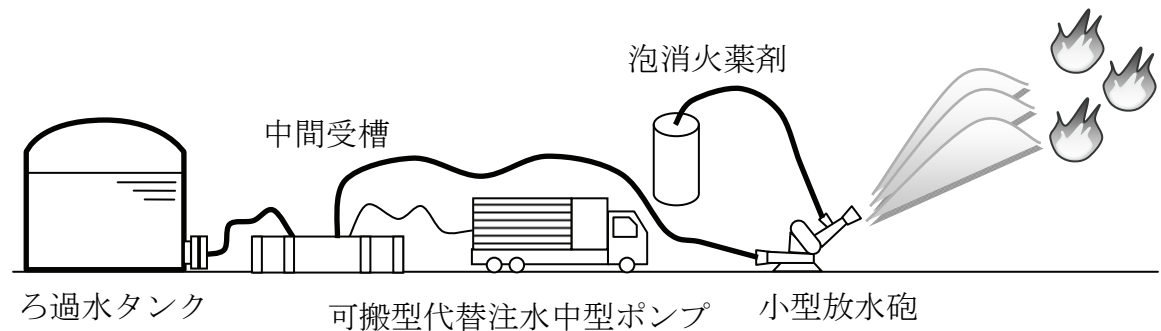
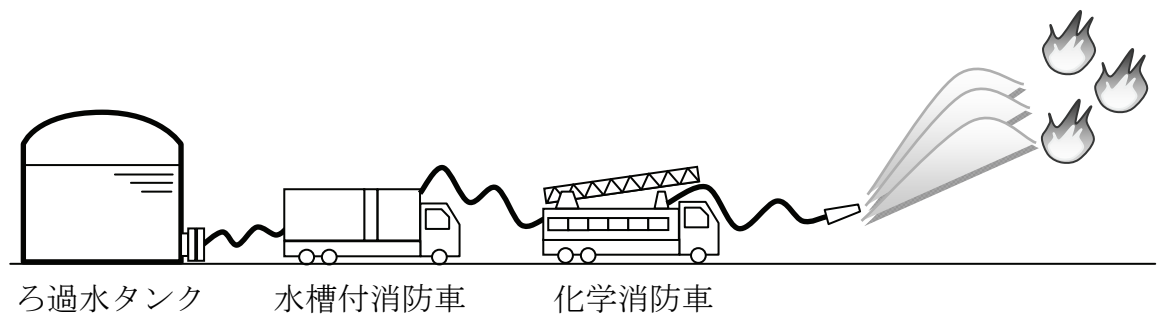
第 1.12.4 図 大気への拡散抑制, 海洋への拡散防止操作手順タイムチャート



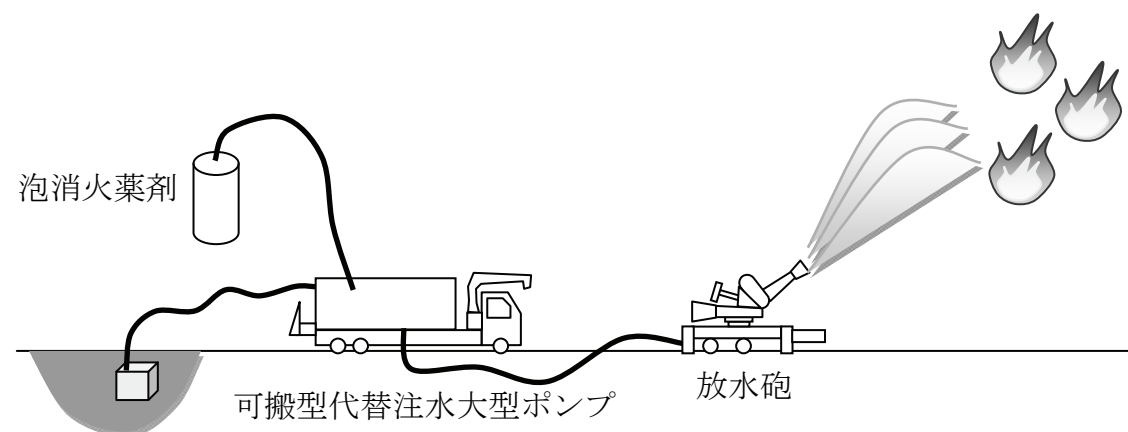
第1.12.5 図 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による原子炉格納容器及び燃料取扱棟への放水又は泡消火ホース布設ルート
図 (1/2) ☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第1.12.5 図 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による原子炉格納容器及び燃料取扱棟への放水又は泡消火ホース布設ルート
図 (2/2) ☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



海（海水ポンプピット， 1号炉取水路）

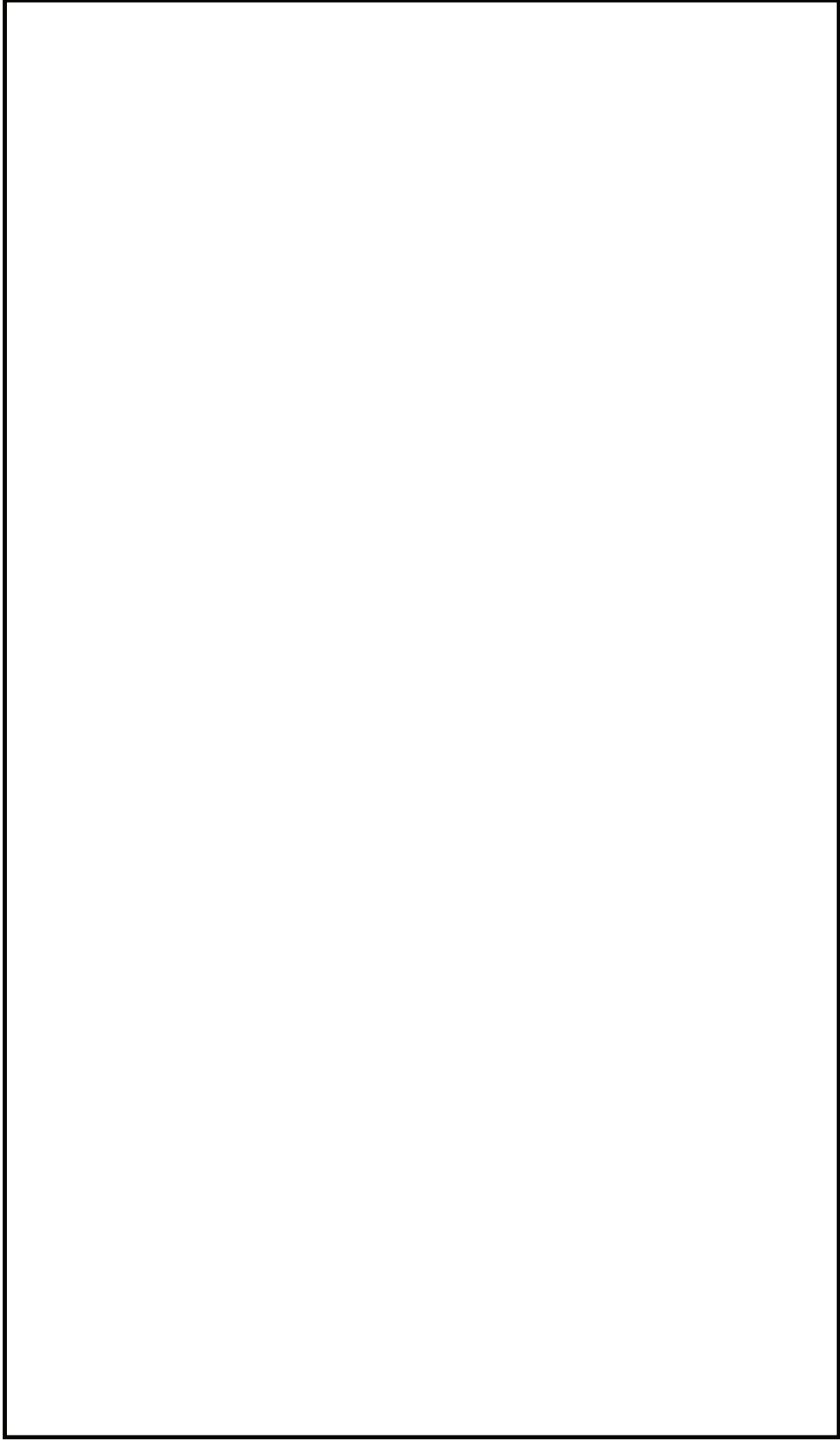


海（海水ポンプピット， 1号炉取水路）

第 1. 12. 6 図 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の消火活動 概略系統

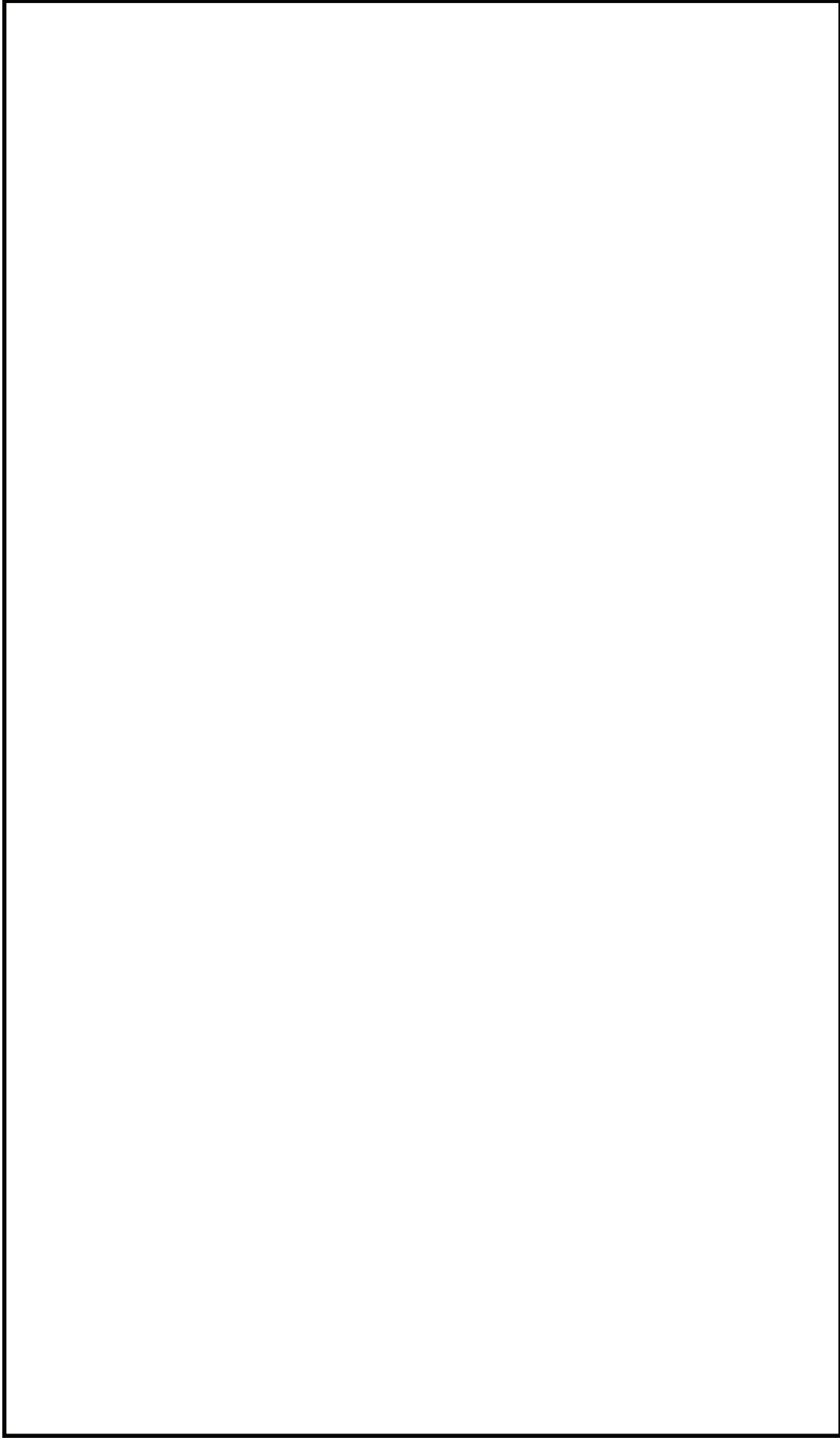
		経過時間（時間）															備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15		
手順の項目	要員（数）	約8時間40分 ▽ 可搬型代替注水大型ポンプ及び 放水砲による放水開始																
化学消防車及び水槽付消防車による泡消火	初期消火要員	9	防火装備着装・出動準備															
			化学消防車・水槽付消防車出動															
			ホース布設、接続															
可搬型代替注水中型ポンプ及び小型放水砲による泡消火	重大事故等 対策要員	17	移動、可搬型代替注水中型ポンプ、 小型放水砲の運搬、設置															ろ過水タンクを 水源とした場合
			移動、可搬型ホースの運搬、設置															
			放水準備、起動															
			移動、中間受槽、消火剤の 運搬、設置															
		14	移動、可搬型代替注水中型ポンプ、 小型放水砲の運搬、設置															海（海水ポンプ ビット、1号炉 取水路）を水源 とした場合
			移動、可搬型ホースの運搬、設置															
			放水準備、起動															
			移動、消火剤の運搬、設置															
		16	移動、可搬型代替注水大型ポンプ、 放水砲、消火剤の運搬、設置															
			移動、可搬型ホースの運搬、設置															
可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火	重大事故等 対策要員	16	移動、可搬型代替注水大型ポンプ、 放水砲、消火剤の運搬、設置														海（海水ポンプ ビット、1号炉 取水路）を水源 とした場合	
			移動、可搬型ホースの運搬、設置															
			放水準備、起動															

第 1.12.7 図 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の消火活動タイムチャート



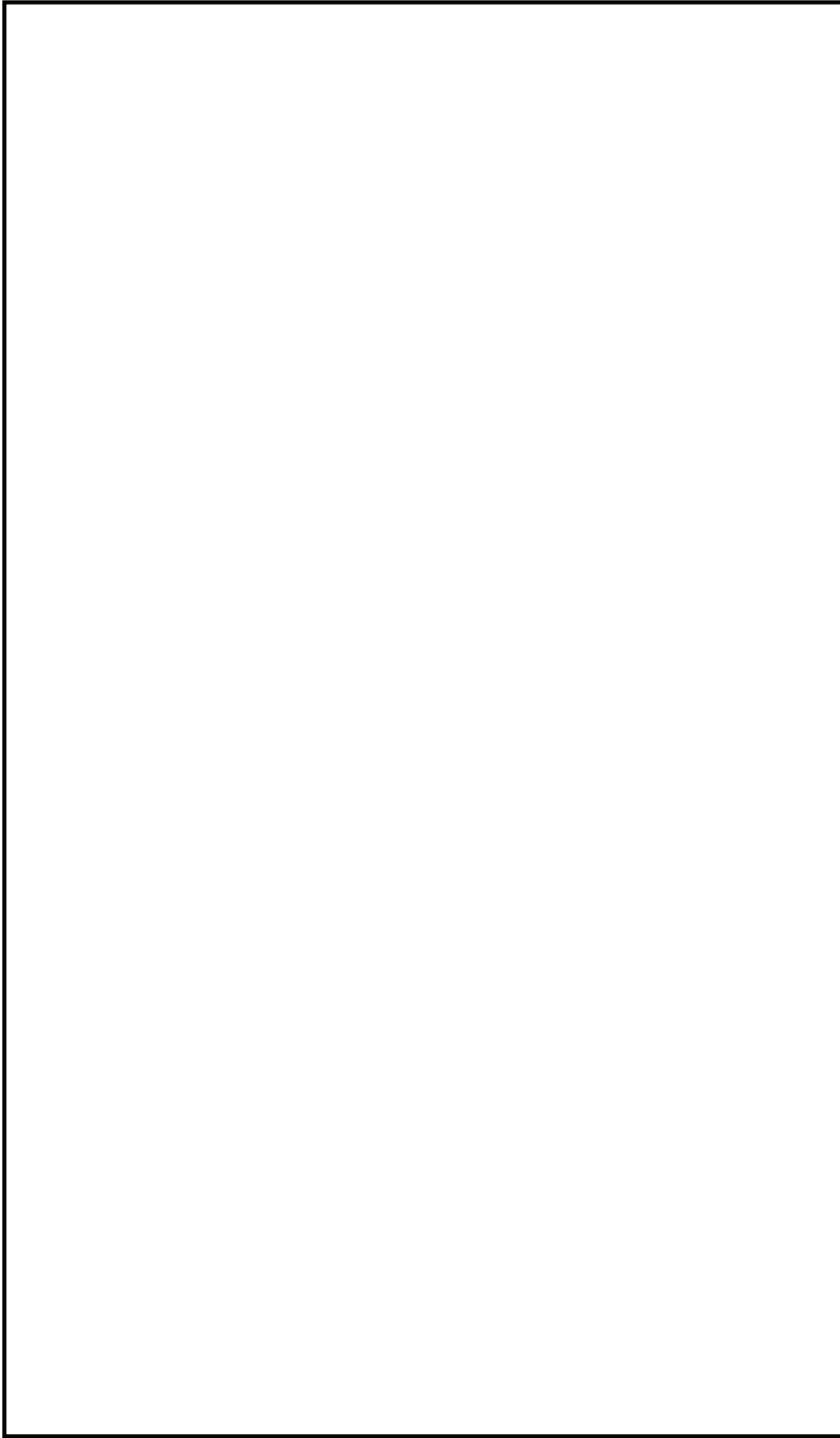
第1.12.8図 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の消火活動ホース布設ルート図 (1/5)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第1.12.8図 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の消火活動ホース布設ルート図 (2/5)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



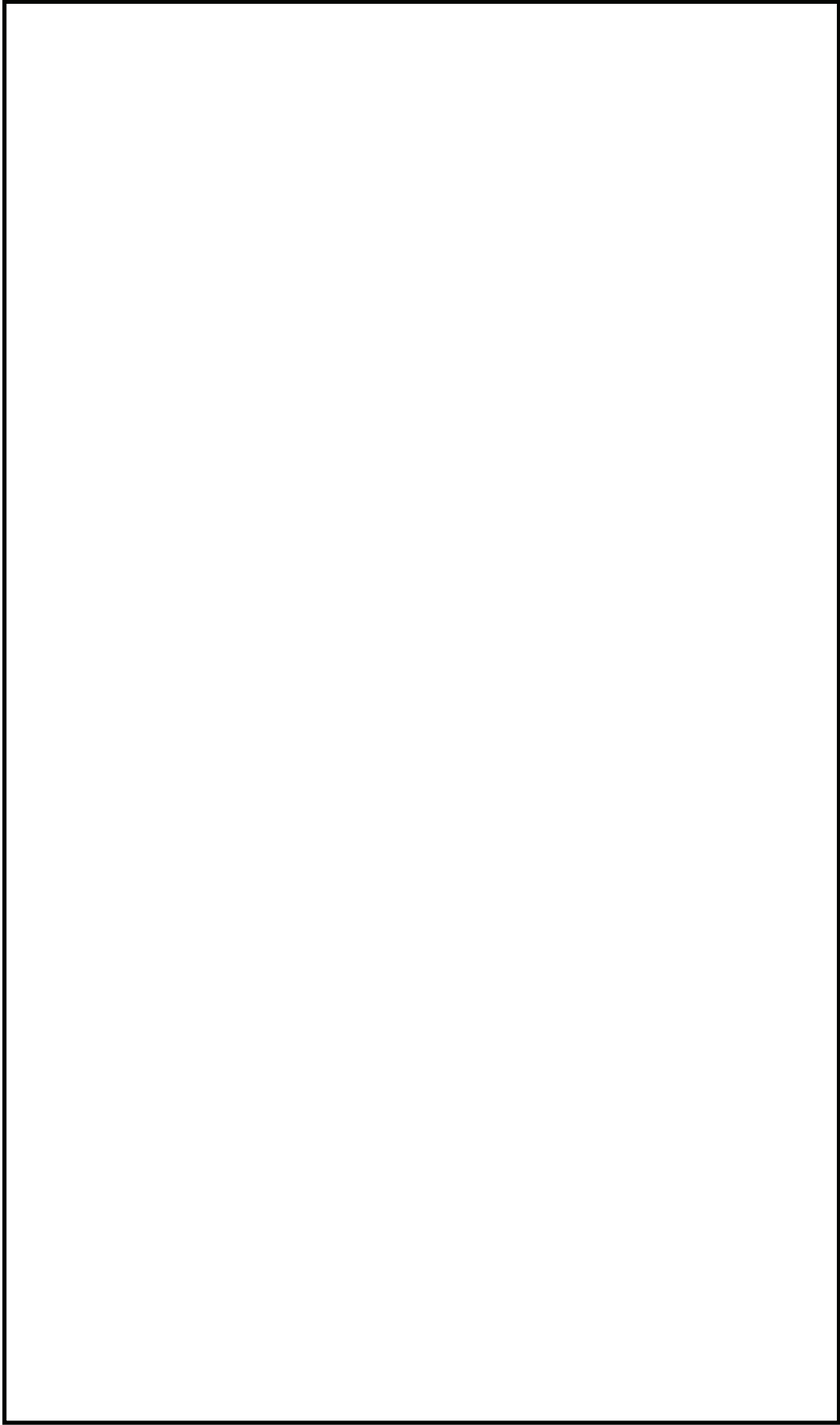
第1.12.8図 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の消火活動ホース布設ルート図 (3/5)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第1.12.8図 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の消火活動ホース布設ルート図 (4/5)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第1.12.8図 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時の消火活動ホース布設ルート図 (5/5)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

〈 目 次 〉

1.13.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 代替水源から中間受槽への供給時の対応手段及び設備
 - b. 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，復水タンクへの供給時の対応手段及び設備
 - c. 炉心注水のための代替手段，燃料取替用水タンクへの供給時の対応手段及び設備
 - d. 格納容器スプレイのための代替手段，燃料取替用水タンクへの供給時の対応手段及び設備
 - e. 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時の対応手段及び設備
 - f. 使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備
 - g. 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水の対応手段及び設備
 - h. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水の対応手段及び設備
 - i. 手順等

1.13.2 重大事故等時の手順等

1.13.2.1 代替水源から中間受槽への供給に係る手順等

- (1) 淡水タンクから中間受槽への供給
- (2) 海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）から中間受槽への供給
- (3) その他の手順項目にて考慮する手順

(4) 優先順位

1. 13. 2. 2 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復水タンクへの供給に係る手順等

- (1) 復水タンクから 2 次系純水タンクへの水源切替
- (2) 復水タンクから脱気器タンクへの水源切替
- (3) 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給
- (4) 1 次冷却系のフィードアンドブリード
- (5) 復水タンクから代替水源への水源切替
- (6) 2 次系純水タンクから復水タンクへの供給
- (7) 代替水源から復水タンクへの供給
 - a. 中間受槽から復水タンクへの供給
 - b. 海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）から復水タンクへの供給
- (8) その他の手順項目にて考慮する手順
- (9) 優先順位

1. 13. 2. 3 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等

- (1) 燃料取替用水タンクから 1 次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替
- (2) 燃料取替用水タンクからろ過水タンクへの水源切替
- (3) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替
- (4) 燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替
- (5) 1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給
- (6) 2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給

- (7) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給
- (8) その他の手順項目にて考慮する手順
- (9) 優先順位

1. 13. 2. 4 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等

- (1) 燃料取替用水タンクからろ過水タンクへの水源切替
- (2) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替
- (3) 燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替
- (4) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給
- (5) 2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給
- (6) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給
- (7) その他の手順項目にて考慮する手順
- (8) 優先順位

1. 13. 2. 5 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時に係る手順等

- (1) 代替再循環運転
 - a. 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S Sタイライン使用）による代替再循環運転
 - b. B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転
 - c. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

1. 13. 2. 6 使用済燃料ピットへの水の供給に係る手順等

- (1) 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水
- (2) 消火設備による使用済燃料ピットへの注水

(3) 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

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

(1) 使用済燃料ピットへのスプレイ

(2) 燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水

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

(1) 原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

1.13.2.9 燃料の補給手順等

(1) 可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給

1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等

【要求事項】

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

【解釈】

1 「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

- a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できる手順等を整備すること。
- b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。
- c) 海を水源として利用できること。
- d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
- e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
- f) 水の供給が中断することがないように、水源の切替え手順等を定めること。

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

1.13.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

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

これらの設計基準事故の収束に必要な水源が枯渇又は破損した場合は、その機能を代替するために、各水源が有する機能、相互関係を明確にした上で、機能喪失原因対策分析の結果により選定する（第1.13.1図）。

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

使用済燃料ピットに水を供給する場合及び大量の漏えいが発生した場合の対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.13.1図）。

復水タンク、燃料取替用水タンク、使用済燃料ピット等へ供給が必要な場合に、代替水源から一時的に中間受槽へ貯留するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及

び多様性拡張設備※¹を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第五十六条及び「技術基準規則」第七十一条（以下、付録 1.13 において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

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

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

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第1.13.1表から第1.13.5表に示す。

a. 代替水源から中間受槽への供給時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により、設計基準事故の収束に必要な水源である復水タンク又は燃料取替用水タンクが枯渇や破損等により使用できない場合、又は使用済燃料体を貯蔵している使用済燃料ピットへの水の供給が必

要な場合に、代替水源から中間受槽への供給が必要な場合は、淡水タンクから中間受槽への供給、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から中間受槽への供給による重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保する手段がある。

淡水タンクから中間受槽への供給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 中間受槽
- ・ 2次系純水タンク
- ・ 原水タンク
- ・ ろ過水タンク

海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から中間受槽への供給で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 中間受槽
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果より選定した、中間受槽、可搬型代替注水中型ポンプ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給することが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備

と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 2次系純水タンク，原水タンク

十分な耐震性を有していないため，重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが，代替水源として有効な設備である。

- ・ 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水源として有効な設備である。

b．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，復水タンクへの供給時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により，蒸気発生器 2 次側への注水手段の水源となる復水タンクが枯渇又は破損等により機能喪失した場合は，代替手段として，復水タンクから 2 次系純水タンクへの水源切替，復水タンクから脱気器タンクへの水源切替，原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給，1 次冷却系のフィードアンドブリード，復水タンクから代替水源への水源切替により炉心を冷却する手段と，2 次系純水タンクから復水タンクへの供給，中間受槽から復水タンクへの供給，海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）から復水タンクへの供給による重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源を確保する手段がある。なお，中間受槽への供給は，2 次系純水タンク，原水タンク又はろ過水タンクから供給する。

復水タンクから 2 次系純水タンクへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 2 次系純水タンク

- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ

復水タンクから脱気器タンクへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 脱気器タンク
- ・ 電動主給水ポンプ
- ・ 蒸気発生器水張ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に使用する設備は以下のとおり。

- ・ A， B， C 原子炉補機冷却海水ポンプ
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ

1 次冷却系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。

- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 加圧器逃がし弁

復水タンクから代替水源への水源切替に使用される設備は以下のとおり。

- ・ 中間受槽
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

2次系純水タンクから復水タンクへの供給に使用される設備は以下のとおり。

- ・ 2次系純水タンク
- ・ 2次系補給水ポンプ

中間受槽から復水タンクへの供給に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 中間受槽
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ タンクローリ

海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から復水タンクへの供給に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，A，B原子炉補機冷却海水ポンプ，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，燃料取替用水タンク，充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプ，加圧器逃がし弁，可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリはいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備及び重大

事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な量の水を供給することが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 2次系純水タンク，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ

水源である2次系純水タンクが十分な耐震性を有していないため、重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、蒸気発生器2次側への注水を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 脱気器タンク，電動主給水ポンプ，蒸気発生器水張ポンプ

水源である脱気器タンクが十分な耐震性を有していないため、重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、蒸気発生器2次側への注水を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ C原子炉補機冷却海水ポンプ

C原子炉補機冷却海水ポンプの電源を2A非常用高圧母線より受電している場合は、復水タンクの代替手段として有効である。

- ・ 中間受槽，可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），タンクローリ

復水タンクから代替水源への水源切替の手段として可搬型代替注水中型ポンプを使用する場合、可搬型ホース、可搬型代替注水中型ポンプ等の運搬・接続作業に長時間を要し、蒸気発生器ドライアウトまでには間に合わないが、蒸気発生器2次側への注水を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 2次系純水タンク，2次系補給水ポンプ

水源である 2 次系純水タンクが十分な耐震性を有していないため、重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、復水タンクへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 中間受槽，可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），タンクローリ

中間受槽への供給元のタンクが十分な耐震性を有していないため、重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、復水タンクへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

c. 炉心注水のための代替手段，燃料取替用水タンクへの供給時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により，炉心注水の水源となる燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により機能喪失した場合は，代替手段として，燃料取替用水タンクから 1 次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替，燃料取替用水タンクからろ過水タンクへの水源切替，燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替，燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替，1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給，2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給及び復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給による重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保する手段がある。

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

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

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

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

燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水タンク
- ・ 常設低圧代替注水ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 中間受槽
- ・ 可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ タンクローリ

1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供

給に使用する設備は以下のとおり。

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

2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給に使用する設備は以下のとおり。

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

復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 復水タンク

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、復水タンク，常設低圧代替注水ポンプ，空冷式非常用発電機，中間受槽，可搬型低圧代替注水ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），タンクローリ及び可搬型燃料給油ポンプはいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することが可能であることから，以下の設備は多様性拡張設備

と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

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

水源である1次系純水タンクが十分な耐震性を有していないため，重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが，炉心注水の代替手段として有効な手段である。

- ・ ろ過水タンク，電動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ

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

- ・ 1次系純水タンク，1次系補給水ポンプ，ほう酸タンク，ほう酸ポンプ

水源である1次系純水タンクが十分な耐震性を有していないため，重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが，燃料取替用水タンクへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

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

水源である2次系純水タンクが十分な耐震性を有していないため，重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが，燃料取替用水タンクへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

d．格納容器スプレイのための代替手段，燃料取替用水タンクへの供給時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により，格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タ

ンクが枯渇又は破損等により機能喪失した場合は、代替手段として、燃料取替用水タンクからろ過水タンクへの水源切替、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替、燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給及び復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給による重大事故等の収束に必要な量の水を有する水源を確保する手段がある。

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

- ・ろ過水タンク
- ・電動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・復水タンク
- ・常設低圧代替注水ポンプ
- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・可搬型燃料給油ポンプ

燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替に使用する設備は以下のとおり。

- ・中間受槽
- ・可搬型低圧代替注水ポンプ
- ・燃料油貯蔵タンク（北側）

- ・タンクローリ

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

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

2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給に使用する設備は以下のとおり。

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

復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給に使用する設備は以下のとおり。

- ・復水タンク

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、復水タンク、常設低圧代替注水ポンプ、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプはいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な量の水

を供給することが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ろ過水タンク，電動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ

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

- ・中間受槽，可搬型低圧代替注水ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），タンクローリ

可搬型ホース，可搬型低圧代替注水ポンプ等の運搬，接続作業に長時間を要するが、水源を特定しない代替手段として有効な手段である。

- ・1次系純水タンク，1次系補給水ポンプ，ほう酸タンク，ほう酸ポンプ

水源である1次系純水タンクが十分な耐震性を有していないため、重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、燃料取替用水タンクへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

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

水源である2次系純水タンクが十分な耐震性を有していないため、重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが、燃料取替用水タンクへの供給を行う代替手段として有効な手段である。

e．格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により、炉心注水を行うための再循環設備である余熱除

去ポンプ，充てん／高圧注入ポンプ，高圧注入ポンプの機能が喪失した場合は，代替手段として，格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替再循環運転により炉心を冷却する手段がある。全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失事象が発生した場合は，B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB 高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転，B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転により炉心を冷却する手段がある。

格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替再循環運転に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）
- ・ 余熱除去冷却器
- ・ 格納容器再循環サンプ
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン

B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB 高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転に使用する設備は以下のとおり。

- ・ B 余熱除去ポンプ（海水冷却）
- ・ B 高圧注入ポンプ（海水冷却）
- ・ 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
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ タンクローリ

- ・可搬型燃料給油ポンプ

B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転に使用する設備は以下のとおり。

- ・ B 余熱除去ポンプ（海水冷却）
- ・ 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
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ タンクローリ
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用），余熱除去冷却器，格納容器再循環サンプ，格納容器再循環サンプスクリーン，B 余熱除去ポンプ（海水冷却），B 高圧注入ポンプ（海水冷却），空冷式非常用発電機，可搬型代替注水大型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側），燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），タンクローリ及び可搬型燃料給油ポンプはいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

以上の重大事故等対処設備により，格納容器再循環サンプを水源と

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

f．使用済燃料ピットへの水の供給時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等により、使用済燃料ピットへの水の供給が必要な場合は、淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水、消火設備による使用済燃料ピットへの注水、中間受槽から使用済燃料ピットへの注水、海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から使用済燃料ピットへの注水による重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保する手段がある。なお、中間受槽への供給は，2次系純水タンク，原水タンク又はろ過水タンクから供給する。

淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 燃料取替用水ポンプ
- ・ 2次系純水タンク
- ・ 2次系補給水ポンプ
- ・ 1次系純水タンク
- ・ 1次系補給水ポンプ

消火設備による使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ ろ過水タンク
- ・ 電動消火ポンプ

- ・ディーゼル駆動消火ポンプ

中間受槽から使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 中間受槽
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ タンクローリ

海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から使用済燃料ピットへの注水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリは，いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

以上の重大事故等対処設備により，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給することが可能であることから，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・ 燃料取替用水タンク，燃料取替用水ポンプ

燃料取替用水タンクは，事故時に原子炉への注水を行う必要が

あり，使用済燃料ピットへ注水するために必要な水量が確保できない場合がある。また，施設定期検査時において燃料取替時の原子炉キャビティへの水張り後は，使用済燃料ピットへ注水するために必要な水量が確保できない場合がある。しかし，燃料取替用水ポンプを使用して使用済燃料ピットへの注水を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 2次系純水タンク，2次系補給水ポンプ

水源である2次系純水タンクが十分な耐震性を有していないため，重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが，使用済燃料ピットへ注水を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ 1次系純水タンク，1次系補給水ポンプ

水源である1次系純水タンクが十分な耐震性を有していないため，重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有していないが，使用済燃料ピットへ注水を行う代替手段として有効な手段である。

- ・ ろ過水タンク，電動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ

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

- ・ 中間受槽，可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側），タンクローリ

中間受槽を水源とした場合に使用する中間受槽，可搬型代替注水中型ポンプ，燃料油貯蔵タンク（北側）及びタンクローリについては，中間受槽への供給元のタンクが十分な耐震性を有していないため，重大事故等時に対応できる設備としての信頼性を有し

ていないが、使用済燃料ピットへの注水を行う代替水源として有効な設備である。

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

(a) 対応手段

重大事故等により、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいの発生により使用済燃料ピットの機能が喪失した場合は、使用済燃料ピットへのスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水により重大事故等の収束に必要な量の水を有する水源を確保する手段がある。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ
- ・ 使用済燃料ピットスプレイヘッダ
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 放水砲
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、可搬型代替注水中型ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッダ、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）、タンクローリ、可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲は、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

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

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

(a) 対応手段

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

原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ
- ・ 放水砲
- ・ 燃料油貯蔵タンク（北側）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（南側）
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される、原子炉格

納容器及びアニュラス部への放水に使用する設備のうち、可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲、燃料油貯蔵タンク（北側）、燃料油貯蔵タンク（南側）及びタンクローリは、いずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により原子炉施設外への放射性物質の拡散抑制が可能である。

i. 手順等

上記の a. , b. , c. , d. , e. , f. , g. 及び h. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第1.13.6表、第1.13.7表）。

これらの手順は、運転員等^{※2}及び保修対応要員^{※3}の対応として、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等に定める（第1.13.1表から第1.13.5表）。

※2 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※3 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1. 13. 2 重大事故等時の手順等

1. 13. 2. 1 代替水源から中間受槽への供給に係る手順等

(1) 淡水タンクから中間受槽への供給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）のために必要な水源である復水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合、炉心注水及び格納容器スプレイのために必要な水源である燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合、又は使用済燃料ピット内の燃料体の冷却のために使用済燃料ピットへの水の供給が必要になった場合において、2 次系純水タンク、原水タンク又はろ過水タンクを水源として中間受槽へ供給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクが枯渇又は破損等で使用できないことを水位にて確認した場合、炉心注水及び格納容器スプレイ中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等で使用できないことを水位にて確認した場合、又は使用済燃料ピットへの水の供給が必要であることを水位にて確認した場合において、2 次系純水タンク、原水タンク又はろ過水タンクの水位が確保され使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

淡水タンクから中間受槽への供給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1. 13. 2図に、タイムチャートを第1. 13. 3図に、ホース布設ルートを第1. 13. 4図に示す。

(a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき保修対応要員に淡水タンクから中間受槽への供給開始を指示する。

(b) 保修対応要員は、資機材の保管場所へ移動し、中間受槽、使用工

具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。

- (c) 保守対応要員は、中間受槽を設置し、2次系純水タンク、原水タンク又はろ過水タンクに可搬型ホースを接続し、中間受槽まで布設する。
- (d) 保守対応要員は、2次系純水タンク、原水タンク又はろ過水タンクより水頭圧を利用した重力注水により中間受槽への供給を実施する。
- (e) 保守対応要員は、2次系純水タンク、原水タンク又はろ過水タンクの水位及び送水状態により中間受槽への供給が実施されていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の現場における対応は、保守対応要員6名で実施し、所要時間は、約4時間55分と想定する。

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

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

(2) 海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から中間受槽への供給

重大事故等の発生時において、炉心注水及び格納容器スプレイのために必要な水源である燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を水源として中間受槽へ供給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水及び格納容器スプレイ中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において、淡水

タンクからの供給ができず、海（海水ポンプピット，１号炉取水路）からの供給が可能であることを確認した場合。

b．操作手順

海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から中間受槽への供給を行う手順は以下のとおり。概略系統を第1.13.5図に，タイムチャートを第1.13.6図に，ホース布設ルートを第1.13.7図に示す。

- (a) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき保修対応要員に海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から中間受槽への供給開始を指示する。
- (b) 保修対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し，中間受槽，使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所へ移動させる。
- (c) 保修対応要員は，可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプから中間受槽まで布設する。
- (d) 保修対応要員は，中間受槽を設置し，可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプと接続後，海（海水ポンプピット，１号炉取水路）に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を水面より低く着底しない位置に設置する。
- (e) 保修対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプを起動し中間受槽への供給を実施する。
- (f) 保修対応要員は，可搬型代替注水中型ポンプの運転状態及び送水状態を継続して監視し，定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合，可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。）

c．操作の成立性

上記の現場における対応は、保修対応要員6名で実施し、所要時間は、約7時間40分と想定する。

円滑に作業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。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

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

可搬型代替注水中型ポンプの取水部はストレーナ付きであり、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく、中間受槽への供給を実施する。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

操作の判断、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」にて整備する。

(4) 優先順位

中間受槽の供給には、水質のよい淡水を優先して使用することとし、2次系純水タンク、原水タンク又はろ過水タンクを優先して使用する。これらのタンクのうち、ろ過水タンクは構内で火災が発生した場合に消火活動の水源として使用されるため、2次系純水タンク、続いて原水タンクを優先して使用し、火災が発生しておらず、2次系純水タンク、原水タンクが重大事故時に破損等により使用できなければ、ろ過水タンクを使用する。さらに上記の淡水タンクが使用できなければ、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を使用する。

2次系純水タンク、原水タンク又はろ過水タンクにより中間受槽へ供給する場合は、水源の水量が有限であるが、当初選択した水源から送水

準備が完了後，引続き次の水源からの送水準備を開始し，最終的には海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から供給することで水の供給が中断することではなく，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.13.8図に示す。

1.13.2.2 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復水タンクへの供給に係る手順等

(1) 復水タンクから２次系純水タンクへの水源切替

重大事故等の発生時において，蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）を実施するが，復水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に，復水タンクから２次系純水タンクへの水源切替を行う手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中において，復水タンク水位計指示値が2.3%まで低下，又は復水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において，２次系純水タンクの水位が確保され，使用できることを確認した場合。

b．操作手順

復水タンクから２次系純水タンクへの水源切替手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.13.9図に，タイムチャートを第1.13.10図に示す。

- (a) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき運転員等に復水タンクから２次系純水タンクへの水源切替開始を指示する。
- (b) 運転員等は，補助給水ポンプ純水入口弁を開弁し，補助給水ポンプ復水元弁を閉弁することで，水源切替を実施する。

- (c) 運転員等は、2次系純水タンク水位等により、水源切替後に2次系純水タンク等に異常がないことを確認する。

- c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は、運転員等1名で実施し、所要時間は、約10分と想定する。

- (2) 復水タンクから脱気器タンクへの水源切替

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、復水タンクから脱気器タンクへの水源切替を行う手順を整備する。

- a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において、2次系純水タンクが使用できず、脱気器タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

- b. 操作手順

復水タンクから脱気器タンクへの水源切替手順は以下のとおり。概略系統を第1.13.11図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に復水タンクから脱気器タンクへの水源切替開始を指示する。
- (b) 運転員等は、中央制御室にて系統構成を実施し、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプを起動し、蒸気発生器への注水を実施する。
- (c) 運転員等は、中央制御室にて脱気器タンク水位等により、水源切替後に脱気器タンク等に異常がないことを確認する。

- c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は、運転員等1名で実施し、所要時間は、約15分と想定する。

(3) 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、A、B、C 原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか2台から補助給水ポンプ入口へ海水を直接供給し、蒸気発生器への注水により、炉心を冷却する手順を整備する。なお、C 原子炉補機冷却海水ポンプについては、2A 非常用高圧母線より受電中に限る。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において、脱気器タンクが使用できず、交流動力電源が健全かつ A、B、C 原子炉補機冷却海水ポンプのうちいずれか2台が運転している場合。

b. 操作手順

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

(4) 1 次冷却系のフィードアンドブリード

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプ及び高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、加圧器逃がし弁を用いた 1 次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクが枯渇又

は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において、脱気器タンクが使用できず、燃料取替用水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

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」にて整備する。

(5) 復水タンクから代替水源への水源切替

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、中間受槽又は海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から可搬型代替注水中型ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。なお、中間受槽への供給は、2次系純水タンク、原水タンク又はろ過水タンクから供給する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、「1.4.2.2(1) a. (c) ii) 可搬型代替注水中型ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。

(6) 2次系純水タンクから復水タンクへの供給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を実施するが、復水タンクへの水の供給が必要な場合は、2次系純水タンクから復水タンクへ供給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクの水位が低下し、水の供給が必要であることを水位にて確認した場合において、2 次系純水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

2 次系純水タンクから復水タンクへの供給手順は以下のとおり。概略系統を第1.13.12図、タイムチャートを第1.13.13図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に 2 次系純水タンクから復水タンクへの供給開始を指示する。
- (b) 運転員等は、現場にて、2 次系純水タンクから復水タンクへの供給ラインの系統構成を行い、2 次系補給水ポンプを起動し、2 次系純水タンクから復水タンクへの供給を実施する。
- (c) 運転員等は、復水タンク水位により、復水タンクへの供給が実施されていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の現場における対応は、運転員等1名で実施し、所要時間は、約 35分と想定する。

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

(7) 代替水源から復水タンクへの供給

a. 中間受槽から復水タンクへの供給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）を実施するが、復水タンクへの水の供給が必要な場合は、1.13.2.1にて整理した中間受槽への供給手段を踏まえて、中間受槽から復水タンクへ供給する手順を整備する。なお、中間受槽への供給は、2 次系純水タンク、原水タンク又はろ過水タンクから供給する。

(a) 手順着手の判断基準

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクの水位が低下し、水の供給が必要であることを水位にて確認した場合において、2 次系純水タンクが使用できず、中間受槽からの供給が可能であることを確認した場合。

(b) 操作手順

中間受槽から復水タンクへの供給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.13.14図に、タイムチャートを第1.13.15図に、ホース布設ルートを第1.13.4図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき保修対応要員に中間受槽から復水タンクへの供給開始を指示する。
- ii) 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し、中間受槽、使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。
- iii) 保修対応要員は、可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプから復水タンクまで布設し、復水タンクマンホール又は復水タンク供給接続口に接続する。
- iv) 保修対応要員は、中間受槽を設置し、可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプと接続後、中間受槽に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を設置する。
- v) 保修対応要員は、中間受槽へ水張りが完了していることを確認後、可搬型代替注水中型ポンプを起動し、復水タンクへの供給を実施する。
- vi) 保修対応要員は、復水タンク水位及び送水状態により復水タンクへの供給が実施されていることを確認する。

vii) 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。）

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は、保修対応要員6名で実施し、所要時間は、約8時間50分と想定する。

円滑に作業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。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

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

b. 海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から復水タンクへの供給

重大事故等の発生時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を実施するが、復水タンクへの水の供給が必要な場合は、海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から復水タンクへ供給する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）中に、復水タンクの水位が低下し、水の供給が必要であることを水位にて確認した場合において、中間受槽からの供給ができず、海（海水ポンプピット，1号炉取水路）からの供給が可能であることを確認した場合。

(b) 操作手順

海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から復水タンクへの供給を

行う手順は以下のとおり。概略系統を第1.13.16図に、タイムチャートを第1.13.17図に、ホース布設ルートを第1.13.18図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき保修対応要員に海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から復水タンクへの供給開始を指示する。
- ii) 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所へ移動し、使用工具及び可搬型ホースとあわせて所定の場所に移動させる。
- iii) 保修対応要員は、可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプから復水タンクまで布設し、復水タンクマンホール又は復水タンク供給接続口に接続する。
- iv) 保修対応要員は、可搬型ホースを可搬型代替注水中型ポンプと接続後、海（海水ポンプピット，1号炉取水路）に可搬型代替注水中型ポンプの取水部を水面より低く着底しない位置に設置する。
- v) 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプを起動し復水タンクへの供給を実施する。
- vi) 保修対応要員は、復水タンク水位及び送水状態により復水タンクへの供給が実施されていることを確認する。
- vii) 保修対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、可搬型代替注水中型ポンプは約2.5時間の運転が可能。）

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は、保修対応要員6名で実施し、所要時間は、約7時間20分と想定する。

円滑に作業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。可搬型ホース等の取付け作業が速やかにできるように、可搬型代替注水中型ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

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

可搬型代替注水中型ポンプの取水部はストレーナ付きであり、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸い込むことなく、復水タンクへの供給を実施する。

(8) その他の手順項目にて考慮する手順

操作の判断、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」にて整備する。

(9) 優先順位

復水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合は、2次系純水タンクが健全であった場合、短時間で復水タンクの代替水源として確保できることから、2次系純水タンクへの水源切替を行う。復水タンクから2次系純水タンクへ切り替える際については、補助給水ポンプを停止することなく切替を行う。2次系純水タンクが水源として使用できなければ、復水タンクから脱気器タンクへの水源切替を行う。2次系純水タンク及び脱気器タンクが使用できない場合は、原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給、及び1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。可搬型代替注水中型ポンプを使用した蒸気発生器への注水については、使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できないと判断した場合に準備を開始し、準備が整えば、可搬型代替注水中型ポンプを使用する。

復水タンクが水源として使用可能な場合については、交流電源が健全であり、2次系純水タンクが使用可能であれば、短時間で復水タンクの代替水源として確保できることから、2次系純水タンクから復水タンクへの供給を行う。全交流動力電源が喪失し、2次系純水タンクが使用できなければ、可搬型代替注水中型ポンプを使用した代替水源からの供給を実施する。なお、代替水源の選択に当たっては、より水質のよい淡水を優先して使用することとし、中間受槽を優先して使用する。中間受槽が使用できないと判断した場合は、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を使用する。

なお、これらのタンクの水量は有限であるが、タンク切替完了後、引き続き次の水源からの送水準備を開始し、最終的には海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から供給することで水の供給が中断することはなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

また、淡水又は海水を復水タンクへ供給することにより、継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を成立させるため、復水タンクの保有水量を約930m³以上に管理する。

以上の対応手順のフローチャートを第1.13.19図に示す。

1.13.2.3 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等

(1) 燃料取替用水タンクから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替

重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、燃料取替用水タンク

から 1 次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替を行う手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

炉心注水中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において、1 次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b．操作手順

燃料取替用水タンクから 1 次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替手順は以下のとおり。概略系統を第1.13.20図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に燃料取替用水タンクから 1 次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替開始を指示する。
- (b) 運転員等は、中央制御室にて、1 次系純水タンク及びほう酸タンク供給弁を開弁し、燃料取替用水タンク供給弁を閉弁することで、水源切替を実施する。
- (c) 運転員等は、1 次系純水タンク及びほう酸タンク水位等により、水源切替後に 1 次系純水タンク及びほう酸タンクに異常がないことを確認する。

c．操作の成立性

上記の中央制御室における対応は、運転員等1名で実施し、所要時間は、約15分と想定する。

(2) 燃料取替用水タンクからろ過水タンクへの水源切替

重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、燃料取替用水タンク

からろ過水タンクへの水源切替を行う手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

炉心注水中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において、1次系純水タンク及びほう酸タンクが使用できず、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、ろ過水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b．操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、「1.4.2.1 (1) a．(d) ii) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水」にて整備する。

(3) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替

重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注水により炉心冷却を実施するが、常設低圧代替注水ポンプによる炉心注水中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を行う手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

常設低圧代替注水ポンプによる炉心注水中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b．操作手順

燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.13.21図に、タイムチャートを第1.13.22図に示

す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等及び保修対応要員に燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替開始を指示する。
- (b) 保修対応要員は、ディスタンスピースを閉止用から通水用に取り替える。
- (c) 運転員等は、保修対応要員にディスタンスピースの取替えが完了したことを確認し、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替のための系統構成を行い、水源切替を実施する。
- (d) 運転員等は、復水タンク水位等により、水源切替後に復水タンクに異常がないことを確認する。

c. 操作の成立性

上記の現場における対応は、運転員等2名及び保修対応要員2名で実施し、所要時間は、約95分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。ディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

(4) 燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替

重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により機能喪失

したことを水位にて確認した場合において、復水タンクが使用できない場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、「1.4.2.1 (1) a. (e) ii) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替炉心注水」にて整備する。

(5) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給

重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要となった場合は、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に、燃料取替用水タンクの水位が低下し、水の供給が必要であることを水位にて確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時若しくは蒸気発生器伝熱管破損時に隔離に失敗した場合、又は1次冷却材喪失事象が発生した場合において、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給手順は以下のとおり。概略系統を第1.13.23図、タイムチャートを第1.13.24図に示す。

(a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に1次系純水タンク及びほう酸タンクを水源としたほう酸水の燃料取替用水タンク

への供給開始を指示する。

- (b) 運転員等は、中央制御室及び現場にて、1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給ラインの系統構成を行い、1次系補給水ポンプ及びほう酸ポンプを起動し、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水の燃料取替用水タンクへの供給を実施する。
- (c) 運転員等は、燃料取替用水タンク水位により、燃料取替用水タンクへの供給が実施されていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は、運転員等1名、現場における対応は運転員等1名で実施し、所要時間は、約30分と想定する。

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

- (6) 2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給

重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注水により炉心冷却を実施するが、炉心注水中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要となった場合は、2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によりほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

炉心注水中に、燃料取替用水タンクの水位が低下し、水の供給が必要であることを水位にて確認した場合、インターフェイスシステムLOCA時若しくは蒸気発生器伝熱管破損時に隔離に失敗した場合、又は1次冷却材喪失事象が発生した場合において、1次系純水タンク及びほう酸

タンクが使用できず，２次系純水タンク等の水位が確保され，使用できることを確認した場合。

b．操作手順

２次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.13.25図，タイムチャートを第1.13.26図に示す。

- (a) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき運転員等に２次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によるほう酸水を水源とした燃料取替用水タンクへの供給開始を指示する。
- (b) 運転員等は，２次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による供給ラインの系統構成を行い，２次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によるほう酸水の燃料取替用水タンクへの供給を開始する。
- (c) 運転員等は，燃料取替用水タンク水位により，燃料取替用水タンクへの供給が実施されていることを確認する。

c．操作の成立性

上記の現場における対応は，運転員等1名で実施し，所要時間は，約35分と想定する。

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

(7) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給

重大事故等の発生時において，早期に炉心損傷に至ると判断した場合は炉心注水により炉心冷却を実施するが，燃料取替用水タンクへの水の供給が必要となった場合は，復水タンクから燃料取替用水タンクへ供給する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

炉心注水中に、燃料取替用水タンクの水位が低下し、水の供給が必要であることを水位にて確認した場合、インターフェイスシステム L O C A 時若しくは蒸気発生器伝熱管破損時に隔離に失敗した場合、又は 1 次冷却材喪失事象が発生した場合において、2 次系純水タンクが使用できず、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.13.27 図に、タイムチャートを第 1.13.28 図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等及び保修対応要員に復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給開始を指示する。
- (b) 保修対応要員は、ディスタンスピースを閉止用から通水用に取り替える。
- (c) 運転員等は、保修対応要員にディスタンスピースの取替えが完了したことを確認し、復水タンクから燃料取替用水タンクへの移送のための系統構成を行い、燃料取替用水タンクへの供給を実施する。
- (d) 運転員等は、燃料取替用水タンク水位等により、燃料取替用水タンクへの供給が実施されていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記の現場における対応は、運転員等 2 名及び保修対応要員 2 名で実施し、所要時間は、約 95 分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。ディスタンスピースの取替え作業が速やかにできるように、作業場所近傍に使用工具を配備する。作業環境の周囲温度は外気温度と同程度である。

- (8) その他の手順項目にて考慮する手順

空冷式非常用発電機により給電する手順及び空冷式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」にて整備する。

操作の判断、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」にて整備する。

(9) 優先順位

燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合は、燃料取替用水タンクからの水源切替を実施し、ほう酸水であり、早期に燃料取替用水タンクの代替水源として使用可能であることから、1次系純水タンク及びほう酸タンクを優先して使用する。1次系純水タンク及びほう酸タンクが使用できなければ、ろ過水タンクへの水源切替を実施するが、ろ過水タンクは構内で火災が発生した場合に消火活動の水源として使用されるため、火災が発生していない場合にろ過水タンクを使用する。次に燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を実施するが、復水タンクは蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）に使用するために必要な水源であるため、プラント状況に係らず、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を実施すると判断した場合は、復水タンクへの供給準備を並行して実施する。

燃料取替用水タンクが水源として使用可能な場合は、燃料取替用水タンクへの供給を実施し、ほう酸水であり、早期に燃料取替用水タンクの代替水源として使用可能であることから、1次系純水タンク及びほう酸タンクを優先して使用する。上記のタンクが使用できなければ、2次系純水タンクを使用し、使用済燃料ピットを経由させて燃料取替用水タンクへ供給する。次に、復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給を実施するが、復水タンクは蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）に使用するために必要な水源であるため、プラント状況に係らず、復水タンク

クの水を燃料取替用水タンクへ供給すると判断した場合は、復水タンクへの供給準備を並行して実施する。

これらのタンクの水量は有限であるが、当初選択した水源から送水準備が完了後、引続き次の水源からの送水準備を開始し、最終的には海（海水ポンプピット，１号炉取水路）から取水することで水の供給が中断することではなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

また、淡水又は海水を燃料取替用水タンクへ供給することにより、継続的な炉心注水及び代替炉心注水を成立させるため、燃料取替用水タンクの保有水量を約 $1,860\text{m}^3$ 以上に管理する。

以上の燃料取替用水タンクへの供給手順のフローチャートを第 1.13.29図に示す。

1.13.2.4 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等

(1) 燃料取替用水タンクからろ過水タンクへの水源切替

重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、燃料取替用水タンクからろ過水タンクへの水源切替を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、ろ過水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち「1.6.2.1(1) b. (c) ii) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」, 「1.6.2.2(1) b. (c) ii) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」及び「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) b. (c) ii) 電動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。

(2) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替

重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は格納容器スプレイを実施するが、常設低圧代替注水ポンプによる格納容器スプレイ中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

常設低圧代替注水ポンプによる格納容器スプレイ中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できないことを水位にて確認した場合において、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

1.13.2.3(3) b. と同様。

(3) 燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替

重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合に、燃料取替用水タンク

クから代替水源への水源切替を行う手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に、燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により機能喪失したことを水位にて確認した場合において、復水タンクが使用できない場合。

b．操作手順

操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち「1.6.2.1(1) b．(d) ii) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」, 「1.6.2.2(1) b．(d) ii) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」及び「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) b．(d) ii) 可搬型低圧代替注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。

(4) 1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給

重大事故等の発生時において、早期に炉心損傷に至ると判断した場合は格納容器スプレイを実施するが、格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要となった場合は、1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合によるほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に、燃料取替用水タンクの水位が低下し、水の供給が必要であることを水位にて確認した場合、又は1次冷却材喪失事象が発生した場合において、1次系純水タンク及びほう酸タンクの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b．操作手順

1.13.2.3 (5) b. と同様。

(5) 2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給

重大事故等の発生時において，早期に炉心損傷に至ると判断した場合は格納容器スプレイを実施するが，格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクへの水の供給が必要な場合は，2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由によりほう酸水を燃料取替用水タンクへ供給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に，燃料取替用水タンクの水位が低下し，水の供給が必要であることを水位にて確認した場合，又は1次冷却材喪失事象が発生した場合において，1次系純水タンク及びほう酸タンクが使用できず，2次系純水タンク等の水位が確保され，使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

1.13.2.3 (6) b. と同様。

(6) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給

重大事故等の発生時において，早期に炉心損傷に至ると判断した場合は格納容器スプレイを実施するが，燃料取替用水タンクへの水の供給が必要となった場合は，復水タンクから燃料取替用水タンクへ供給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に，燃料取替用水タンクの水位が低下し，水の供給が必要であることを水位にて確認した場合，又は1次冷却材喪失事象が発生した場合において，2次系純水タンクが使用できず，復水タンク

の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

b. 操作手順

1. 13. 2. 3 (7) b. と同様。

(7) その他の手順項目にて考慮する手順

空冷式非常用発電機により給電する手順及び空冷式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」にて整備する。

操作の判断、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」にて整備する。

(8) 優先順位

燃料取替用水タンクが枯渇又は破損等により使用できない場合は、燃料取替用水タンクからの水源切替を実施し、早期に燃料取替用水タンクの代替水源として使用可能であることから、ろ過水タンクを使用するが、ろ過水タンクは構内で火災が発生した場合に消火活動の水源として使用されるため、火災が発生していない場合にろ過水タンクを使用する。次に燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を実施するが、復水タンクは蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）に使用するために必要な水源であるため、プラント状況に係らず、燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替を実施すると判断した場合は、復水タンクへの供給準備を並行して実施する。

燃料取替用水タンクが水源として使用可能な場合は、燃料取替用水タンクへの供給を実施し、ほう酸水であり、早期に燃料取替用水タンクの代替水源として使用可能であることから、1 次系純水タンク及びほう酸タンクを優先して使用する。上記のタンクが使用できなければ、2 次系純水タンクを使用し、使用済燃料ピットを経由させて燃料取替用水タンクへ供給する。次に、復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給を実

施するが、復水タンクは蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）に使用するために必要な水源であるため、プラント状況に係らず、復水タンクの水を燃料取替用水タンクへ供給すると判断した場合は、復水タンクへの供給準備を並行して実施する。

これらのタンクの水量は有限であるが、当初選択した水源から送水準備が完了後、引続き次の水源からの送水準備を開始し、最終的には海（海水ポンプピット、1 号炉取水路）から取水することで水の供給が中断することはなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。

また、淡水又は海水を燃料取替用水タンクへ供給することにより、継続的な格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイを成立させるため、燃料取替用水タンクの保有水量を約 $1,860\text{m}^3$ 以上に管理する。

以上の燃料取替用水タンクへの供給手順のフローチャートを第 1.13.30 図に示す。

1.13.2.5 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時に係る手順等

(1) 代替再循環運転

a. 格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）による代替再循環運転

燃料取替用水タンクの水位が低下し、引続き炉心注水が必要な場合は、原子炉格納容器内の底部に位置する格納容器再循環サンプを水源として、余熱除去系による低圧再循環運転を行う。

余熱除去ポンプの故障により、原子炉への注水機能が喪失した場合に、格納容器スプレイポンプ（R H R S－C S S タイライン使用）及び余熱除去冷却器による代替再循環運転により格納容器再循環サンプ水を原子

炉へ注水する手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

- b. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）及び B 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又は原子炉補機冷却機能喪失事象と、1 次冷却材喪失事象が同時に発生した場合に、可搬型代替注水大型ポンプを用いて海水による補機冷却により B 余熱除去ポンプ、B 高圧注入ポンプの機能を回復させ、B 余熱除去ポンプと B 高圧注入ポンプにより格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

- c. B 余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転

運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失事象が発生し、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合に、可搬型代替注水大型ポンプを用いて海水による補機冷却により B 余熱除去ポンプの機能を回復させ、B 余熱除去ポンプ（海水冷却）により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注水する手順は、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

1.13.2.6 使用済燃料ピットへの水の供給に係る手順等

- (1) 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水

燃料取替用水タンク等の淡水タンクから使用済燃料ピットへ注水する手順は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

- (2) 消火設備による使用済燃料ピットへの注水

電動消火ポンプ等の消火設備から使用済燃料ピットへ注水する手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

(3) 可搬型代替注水中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

中間受槽，海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から可搬型代替注水中型ポンプを使用して使用済燃料ピットへ注水する手順は，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。なお，中間受槽への供給は，2次系純水タンク，原水タンク又はろ過水タンクから供給する。

なお，使用済燃料ピットへ供給する際に使用する中間受槽への水の供給については，1.13.2.1で整備した手順と同様である。

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

(1) 使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットスプレイヘッダ等を使用して，使用済燃料ピットへスプレイする手順は，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

(2) 燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水

放水砲等を使用して，燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）へ放水する手順は，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

1.13.2.8 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及

びアニュラス部への放水に係る手順等

(1) 原子炉格納容器及びアニュラス部への放水

可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲を使用して、海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する手順は、「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

1.13.2.9 燃料の補給手順等

可搬型代替注水中型ポンプを運転する場合には、動力源となるディーゼル機関への燃料補給が必要となる。重大事故等対処設備である燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）からタンクローリへ給油し、可搬型代替注水中型ポンプへ補給する手順を整備する。

(1) 可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給

a. 手順着手の判断基準

可搬型代替注水中型ポンプの運転が必要と判断した場合、及び運転開始後については、定格負荷運転時における給油作業着手間隔^{※4}に達した場合。

※4 定格負荷運転時における給油作業着手間隔は以下のとおり。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ：運転開始後約1.2時間後に給油作業着手（その後約2.5時間毎に給油作業に着手）

b. 操作手順

可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給の手順の概要は以下のとおりである。概略系統を第1.13.31図に、タイムチャートを第1.13.32図に、アクセスルートを図1.13.33図に示す。

- (a) 発電所災害対策本部は、保修対応要員に燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）からタンクローリへの給油及びタン

クローリから可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給を指示する。

- (b) 保守対応要員は、可搬型代替注水中型ポンプへの燃料補給作業の準備を行う。
- (c) 保守対応要員は、タンクローリを保管エリアから燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）に移動させ、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）からタンクローリへの燃料の給油を行う。
- (d) 保守対応要員は、タンクローリを可搬型代替注水中型ポンプの横に移動させ、燃料の補給を行う。
- (e) 保守対応要員は、タンクローリの油量を確認し、定格負荷運転時における給油作業着手間隔に達した場合、以降(c)，(d)を繰り返し燃料の補給を行う。

c．操作の成立性

上記の現場における対応は、保守対応要員3名にて実施し、所要時間は約110分と想定する。

可搬型代替注水中型ポンプの燃料消費率は、約361／hであり、起動から枯渇までの時間は約2.5時間と想定しており、枯渇までに燃料（軽油）補給を実施する。

なお、重大事故等発生後7日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」に示す燃料（軽油）も含め、燃料油貯蔵タンク（北側）（約39k1）、及び燃料油貯蔵タンク（南側）（約39k1）を管理する。

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

第1.13.1表 重大事故等における対応手段と整備する手順

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		整備する手順書の分類	
代替水源から中間受槽への供給	復水タンクの枯渇又は破損等 燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等 使用済燃料ピットの枯渇又は破損等	淡水タンクから中間受槽への供給	中間受槽※1	拡張設備 多様性	発電所災害対策本部にて使用する手順	
			2次系純水タンク			
			原水タンク			
			ろ過水タンク			
	燃料取替用水タンクの枯渇又は破損	海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から中間受槽への供給	中間受槽※1	対処設備 重大事故等		
			可搬型代替注水中型ポンプ			
			燃料油貯蔵タンク（北側）、（南側）※2			
			タンクローリ※2			
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復水タンクへの供給	復水タンクの枯渇又は破損等	復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替	2次系純水タンク	多様性拡張設備	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	
			電動補助給水ポンプ			
			タービン動補助給水ポンプ			
		復水タンクから脱気器タンクへの水源切替	脱気器タンク			対処設備 重大事故等
			電動主給水ポンプ			
			蒸気発生器水張ポンプ			
		原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給※3	A、B原子炉補機冷却海水ポンプ	拡張設備 多様性		
			電動補助給水ポンプ			
			タービン動補助給水ポンプ			
		1次冷却系のフィードアンドブリード※3	燃料取替用水タンク	対処設備 重大事故等		
			充てん／高圧注入ポンプ			
			高圧注入ポンプ			
			加圧器逃がし弁			
		復水タンクから代替水源への水源切替※4	中間受槽※1	多様性拡張設備		発電所災害対策本部にて使用する手順
			可搬型代替注水中型ポンプ			
			燃料油貯蔵タンク（北側）、（南側）※2			
			タンクローリ※2			
		復水タンクの枯渇	2次系純水タンクから復水タンクへの供給	2次系純水タンク	多様性拡張設備	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
	2次系補給水ポンプ					
	中間受槽から復水タンクへの供給		中間受槽※1	対処設備 重大事故等		
			可搬型代替注水中型ポンプ			
			燃料油貯蔵タンク（北側）※5			
			タンクローリ※5			
	海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から復水タンクへの供給		可搬型代替注水中型ポンプ	対処設備 重大事故等		
			燃料油貯蔵タンク（北側）、（南側）※2			
			タンクローリ※2			

※1：水源の確保に必要である中間受槽については「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」でのみ記載することとする。

※2：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。

※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「1.4 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」にて整備する。

※5：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（北側）を使用する。

第 1.13.2 表 重大事故等における対応手段と整備する手順

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		整備する手順書の分類			
炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等	燃料取替用水タンクから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替	1次系純水タンク	多様性拡張設備	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			
			1次系補給水ポンプ					
			ほう酸タンク					
			ほう酸ポンプ					
			充てん／高圧注入ポンプ					
			充てんポンプ					
		燃料取替用水タンクからろ過水タンクへの水源切替※1	ろ過水タンク					
			電動消火ポンプ					
			ディーゼル駆動消火ポンプ					
		燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替			復水タンク	重大事故等対処設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
						常設低圧代替注水ポンプ※2		
						空冷式非常用発電機※3		
						燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※4		
			可搬型燃料給油ポンプ※4					
	燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替※1		中間受槽※5					
			可搬型低圧代替注水ポンプ					
			燃料油貯蔵タンク（北側）※6					
			タンクローリ※6					
			燃料取替用水タンクの枯渇	1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給	1次系純水タンク	多様性拡張設備		
		1次系補給水ポンプ						
	ほう酸タンク							
	ほう酸ポンプ							
	2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給	2次系純水タンク						
		2次系補給水ポンプ						
		使用済燃料ピット						
		使用済燃料ピットポンプ						
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	復水タンク	重大事故等対処設備	発電所災害対策本部にて使用する手順				

※1：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：ディーゼル発電機等により給電する。

※3：代替電源設備により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

※5：水源の確保に必要である中間受槽については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」でのみ記載することとする。

※6：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（北側）を使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 1.13.3 表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等	燃料取替用水タンクからろ過水タンクへの水源切替※ 1	ろ過水タンク	多様性 拡張設備	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
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル駆動消火ポンプ		
		燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替	復水タンク	重大事故等 対応設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			常設低圧代替注水ポンプ※ 2		
			空冷式非常用発電機※ 3		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 4		
		燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替※ 1	可搬型燃料給油ポンプ※ 4		
			中間受槽※ 5	多様性 拡張設備	
			可搬型低圧代替注水ポンプ		
		燃料油貯蔵タンク（北側）※ 6			
		燃料取替用水タンクの枯渇	1次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給	タンクローリー※ 6	
	1次系純水タンク			多様性 拡張設備	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
	1次系補給水ポンプ				
	ほう酸タンク				
	ほう酸ポンプ				
	2次系純水タンクから使用済燃料ビット経由による燃料取替用水タンクへの供給		2次系純水タンク		
			2次系補給水ポンプ		
			使用済燃料ビット		
			使用済燃料ビットポンプ		
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給		復水タンク	重大事故等 対応設備	発電所災害対策本部にて使用する手順

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

※ 2：ディーゼル発電機等により給電する。

※ 3：代替電源設備により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※ 4：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

※ 5：水源の確保に必要である中間受槽については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」でのみ記載することとする。

※ 6：可搬型低圧代替注水ポンプの燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（北側）を使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.13.4表 重大事故等における対応手段と整備する手順

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	整備する手順書の分類	
格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入 ポンプ 高圧注入ポンプ	代替再循環運転 ※ 1	格納容器スプレイポンプ（RHR S－CSSタイライン使用） ※ 2、※ 3	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	
			余熱除去冷却器※ 3		
			格納容器再循環サンプ※ 3		
			格納容器再循環サンプスクリーン ※ 3		
	全交流動力電源 原子炉補機冷却設備		B 余熱除去ポンプ（海水冷却）	重大事故等 対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			B 高圧注入ポンプ（海水冷却）		
			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		
			空冷式非常用発電機※ 4		
			可搬型代替注水大型ポンプ		
			燃料油貯蔵タンク（北側），（南 側），（ディーゼル発電機用） ※ 5、※ 6		
			タンクローリ ※ 5		
			可搬型燃料給油ポンプ※ 6		

※1：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2：ディーゼル発電機等により給電する。

※3：A又はB余熱除去冷却器機能喪失の場合は、健全側の余熱除去冷却器等により代替再循環運転を行う。

※4：代替電源設備により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※5：可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※6：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第1.13.5表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準 事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類					
使用済燃料ピットへの水の供給	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水タンク 燃料取替用水ポンプ 2次系純水タンク 2次系補給水ポンプ	淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水※1	燃料取替用水タンク	多様性拡張設備	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					
			燃料取替用水ポンプ							
			2次系純水タンク							
			2次系補給水ポンプ							
			1次系純水タンク							
			1次系補給水ポンプ							
		消火設備による使用済燃料ピットへの注水※1	ろ過水タンク		重大事故等対応設備					
			電動消火ポンプ							
			ディーゼル駆動消火ポンプ							
		中間受槽から使用済燃料ピットへの注水※1	中間受槽※2							
			可搬型代替注水中型ポンプ							
			燃料油貯蔵タンク（北側）※3							
		タンクローリ※3								
		海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から使用済燃料ピットへの注水※1	可搬型代替注水中型ポンプ							
			燃料油貯蔵タンク（北側）、（南側）※4							
			タンクローリ※4							
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	－	使用済燃料ピットへのスプレイ※5	可搬型代替注水中型ポンプ※6	重大事故等対応設備	発電所災害対策本部にて使用する手順					
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ							
			燃料油貯蔵タンク（北側）、（南側）※4							
			タンクローリ※4							
		燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水※5	可搬型代替注水大型ポンプ※6							
			放水砲							
			燃料油貯蔵タンク（北側）、（南側）※4							
			タンクローリ※4							
			原子炉格納容器及びアニュラス部への放水			－	原子炉格納容器及びアニュラス部への放水※7	可搬型代替注水大型ポンプ※6	重大事故等対応設備	
								放水砲		
燃料油貯蔵タンク（北側）、（南側）※4										
タンクローリ※4										

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

※2：水源の確保に必要である中間受槽については「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」でのみ記載することとする。

※3：可搬型代替注水中型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）を使用する。

※4：可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（北側）又は燃料油貯蔵タンク（南側）を使用する。可搬型代替注水大型ポンプの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

※5：手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

※6：海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から取水する。

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

第 1.13.6 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

監視計器一覧 (1/8)

対応手段		重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視計器
1.13.2.1 代替水源から中間受槽への供給に係る手順等			
(1) 淡水タンクから中間受槽への供給	判断基準	水源	・燃料取替用水タンク水位計
			・復水タンク水位計
			・使用済燃料ピット水位計※ 1
			・2 次系純水タンク水位計
			・原水タンク水位計
			・ろ過水タンク水位計
(2) 海（海水ポンプピット、1 号炉取水路）から中間受槽への供給	操作	水源	・2 次系純水タンク水位計
			・原水タンク水位計
			・ろ過水タンク水位計
	判断基準	水源	・2 次系純水タンク水位計 ・原水タンク水位計 ・ろ過水タンク水位計
		—	—
1.13.2.2 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復水タンクへの供給に係る手順等			
(1) 復水タンクから 2 次系純水タンクへの水源切替	判断基準	水源	・復水タンク水位計 ・2 次系純水タンク水位計
	操作	水源	・2 次系純水タンク水位計
(2) 復水タンクから脱気器タンクへの水源切替	判断基準	水源	・2 次系純水タンク水位計 ・脱気器タンク水位計
	操作	水源	・脱気器タンク水位計

※ 1：通常時使用する計器

監視計器一覧 (2/8)

対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.13.2.2 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復水タンクへの供給に係る手順等			
(3) 原子炉補機冷却海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	判断基準	水源	・脱気器タンク水位計
		補機監視機能	・ A 原子炉補機冷却水海水供給母管圧力計
	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」にて整備する。	
(4) 1 次冷却系のフィードアンドブリード	判断基準	水源	・燃料取替用水タンク水位計
		補機監視機能	・ A 原子炉補機冷却水海水供給母管圧力計
	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」にて整備する。	
(5) 復水タンクから代替水源への水源切替	判断基準	水源	・復水タンク水位計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
(6) 2 次系純水タンクから復水タンクへの供給	判断基準	水源	・復水タンク水位計
			・2 次系純水タンク水位計
	操作	水源	・復水タンク水位計
			・2 次系純水タンク水位計
1.13.2.2 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復水タンクへの供給に係る手順等 (7) 代替水源から復水タンクへの供給			
a. 中間受槽から復水タンクへの供給	判断基準	水源	・2 次系純水タンク水位計
			・原水タンク水位計
			・ろ過水タンク水位計
	操作	水源	・復水タンク水位計

監視計器一覧 (3/8)

対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.13.2.2 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復水タンクへの供給に係る手順等 (7) 代替水源から復水タンクへの供給			
b. 海（海水ポンプピット、1号炉取水路）から復水タンクへの供給	判断基準	—	—
	操作	水源	・復水タンク水位計
1.13.2.3 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等			
(1) 燃料取替用水タンクから1次系純水タンク及びほう酸タンクへの水源切替	判断基準	水源	・燃料取替用水タンク水位計
			・1次系純水タンク水位計
			・ほう酸タンク水位計
	操作	水源	・1次系純水タンク水位計 ・ほう酸タンク水位計
(2) 燃料取替用水タンクからろ過水タンクへの水源切替	判断基準	水源	・1次系純水タンク水位計
			・ほう酸タンク水位計
			・ろ過水タンク水位計
(3) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替	判断基準	水源	「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」にて整備する。
			・ろ過水タンク水位計
			・復水タンク水位計
	補機監視機能		・補助給水流量計
	操作	水源	・復水タンク水位計

監視計器一覧 (4/8)

対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.13.2.3 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等			
(4)燃料取替用水タンクから代替水源への水源切替	判断基準	水源	・ 復水タンク水位計
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
(5) 1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給	判断基準	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 1 次系純水タンク水位計
			・ ほう酸タンク水位計
	操作	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 1 次系純水タンク水位計
			・ ほう酸タンク水位計
(6) 2 次系純水タンクから使用済燃料ピット經由による燃料取替用水タンクへの供給	判断基準	水源	・ 1 次系純水タンク水位計
			・ ほう酸タンク水位計
			・ 2 次系純水タンク水位計
			・ 使用済燃料ピット水位計※ 1
	操作	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計
			・ 2 次系純水タンク水位計
・ 使用済燃料ピット水位計※ 1			

※1：通常時使用する計器

監視計器一覧 (5/8)

対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目		監視計器	
1. 13. 2. 3 炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等					
(7) 復水タンクから燃料取 替用水タンクへの供給	判 断 基 準	水源	・ 2 次系純水タンク水位計		
			・ 使用済燃料ピット水位計※ 1		
		補機監視機能		・ 復水タンク水位計	
	操 作	水源	・ 補助給水流量計		
			・ 燃料取替用水タンク水位計		
1. 13. 2. 4 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等					
(1) 燃 料 取 替 用 水 タ ン ク か ら ろ 過 水 タ ン ク へ の 水 源 切 替	判 断 基 準	水源	・ 燃料取替用水タンク水位計		
	操 作	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「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」にて整備する。			
(2) 燃 料 取 替 用 水 タ ン ク か ら 復 水 タ ン ク へ の 水 源 切 替	判 断 基 準	水源	・ ろ過水タンク水位計		
	操 作	1. 13. 2. 3 (3) b と同様。			
(3) 燃 料 取 替 用 水 タ ン ク か ら 代 替 水 源 へ の 水 源 切 替	判 断 基 準	水源	・ 復水タンク水位計		
	操 作	「1. 6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「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」にて整備する。			

※ 1：通常時使用する計器

監視計器一覧 (6/8)

対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.13.2.4 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等			
(4) 1 次系純水タンク及び ほう酸タンクから燃料 取替用水タンクへの供 給	判 断 基 準	水源	・燃料取替用水タンク水位計 ・1 次系純水タンク水位計 ・ほう酸タンク水位計
	操 作	1.13.2.3(5) b と同様。	
(5) 2 次系純水タンクから 使用済燃料ピット経由 による燃料取替用水タ ンクへの供給	判 断 基 準	水源	・1 次系純水タンク水位計 ・ほう酸タンク水位計 ・2 次系純水タンク水位計 ・使用済燃料ピット水位計※ 1
	操 作	1.13.2.3(6) b と同様。	
(6) 復水タンクから燃料取 替用水タンクへの供給	判 断 基 準	水源	・2 次系純水タンク水位計 ・使用済燃料ピット水位計※ 1 ・復水タンク水位計
	操 作	1.13.2.3(7) b と同様。	

※ 1 : 通常時使用する計器

監視計器一覧 (7/8)

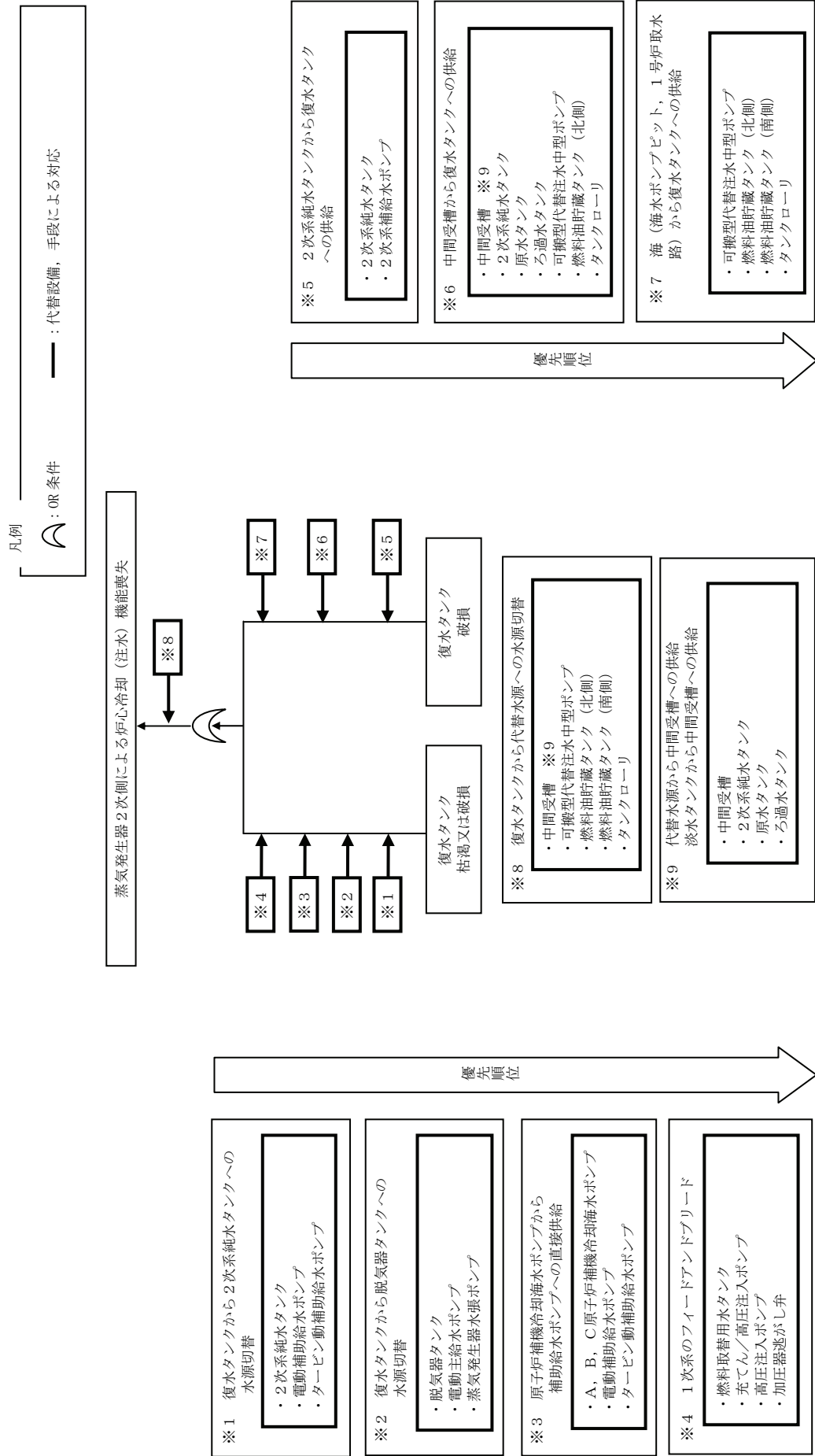
対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.13.2.5 格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転時に係る手順等 (1) 代替再循環運転			
a. 格納容器スプレイポンプ（RHR S-CSSタイライン使用）による代替再循環運転	判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
b. B余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転	判断基準	「1.4 原子炉冷却材圧力バ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」にて整備する。	
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
c. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転	判断基準	「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」にて整備する。	
	操作	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。	
1.13.2.6 使用済燃料ピットへの水の供給に係る手順等			
(1) 淡水タンクから使用済燃料ピットへの注水	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
(2) 消火設備による使用済燃料ピットへの注水	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
	操作	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	

監視計器一覧 (8/8)

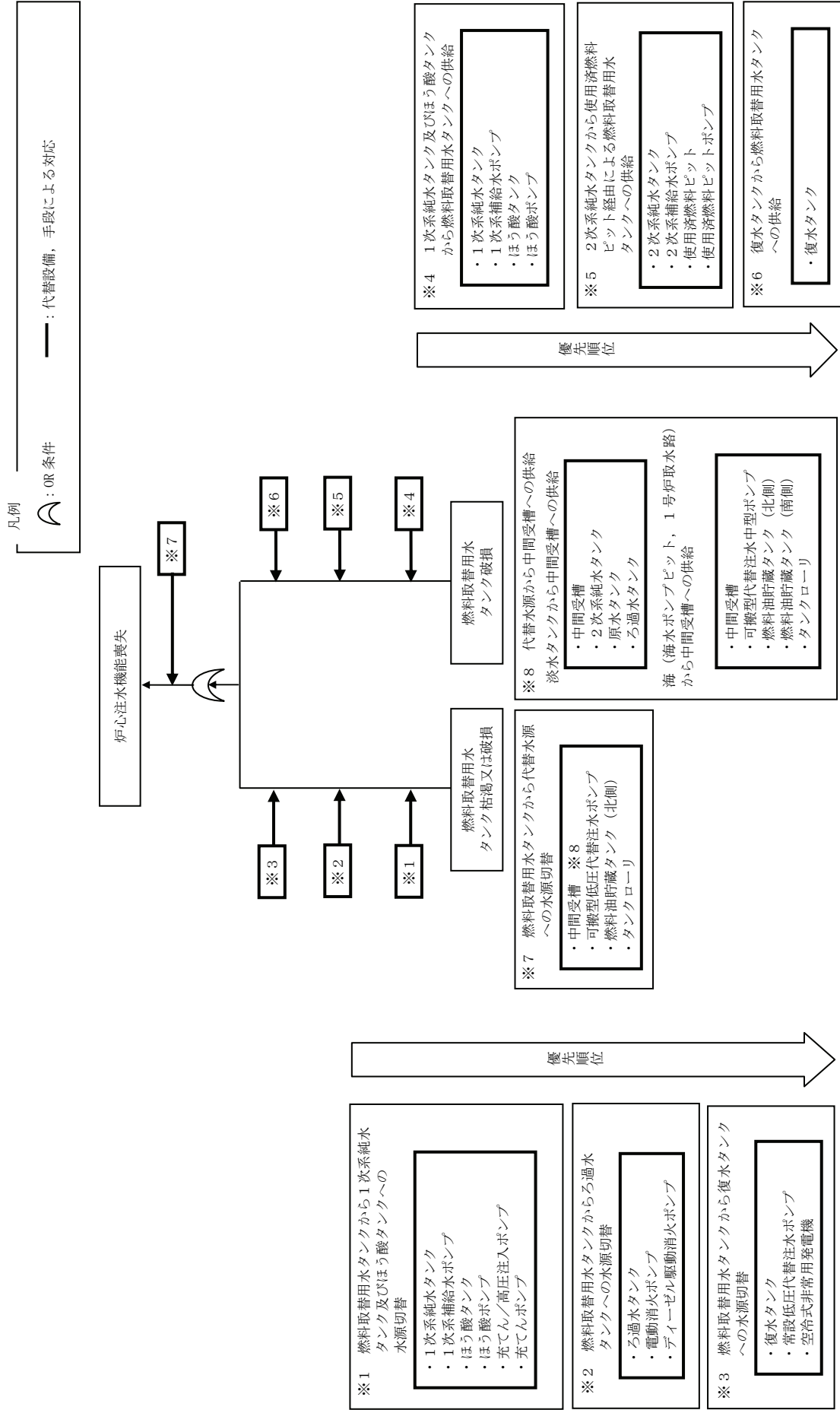
対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.13.2.6 使用済燃料ピットへの水の供給に係る手順等			
(3)可搬型代替注水 中型ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。なお、使用済燃料ピットへ供給する際に使用する中間受槽への水の供給については、1.13.2.1 で整備した手順と同様である。	
	操作	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。なお、使用済燃料ピットへ供給する際に使用する中間受槽への水の供給については、1.13.2.1 で整備した手順と同様である。	
1.13.2.7 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ又は燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水に係る手順等			
(1)使用済燃料ピットへのスプレイ	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。	
	操作	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。	
(2)燃料取扱棟（貯蔵槽内燃料体等）への放水	判断基準	「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」及び「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。	
	操作	「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。	
1.13.2.8 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損時の原子炉格納容器及びアニュラス部への放水に係る手順等			
(1)原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	判断基準	「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。	
	操作	「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。	

第 1.13.7 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

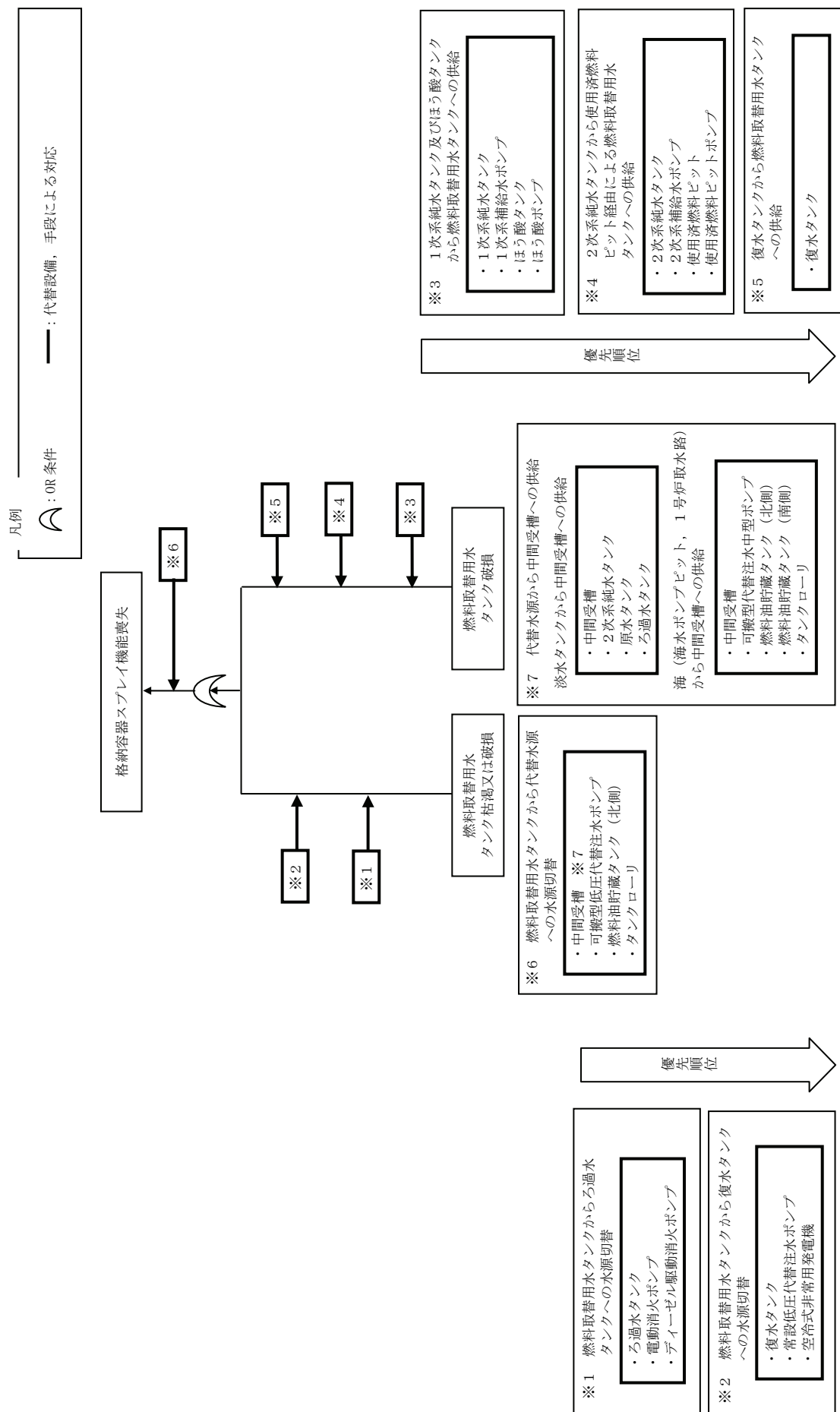
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.13】 重大事故等の収束に必要な となる水の供給手順等	常設低圧代替注水ポンプ	重大事故等対処用 専用低圧母線
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	A 充てん／高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 充てん／高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 高圧注入ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 高圧注入ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 格納容器スプレイポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 格納容器スプレイポンプ	2 B 非常用高圧母線
	B 余熱除去ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 原子炉補機冷却海水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	A 電動補助給水ポンプ	2 A 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	2 B 非常用高圧母線
	A 加圧器逃がし弁	2 A 直流母線
	B 加圧器逃がし弁	2 B 直流母線
	C 加圧器逃がし弁	2 B 直流母線



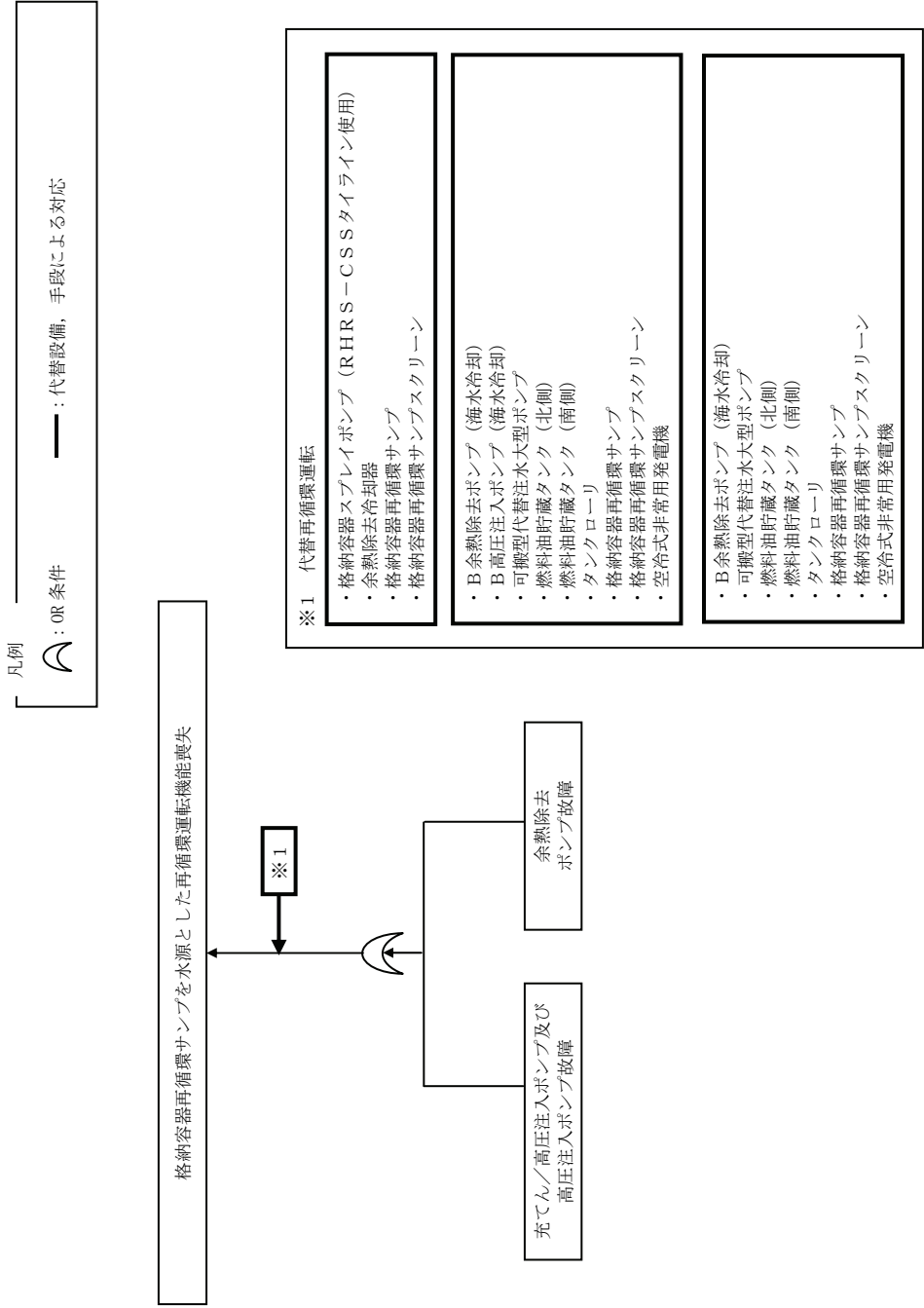
第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (1/5)

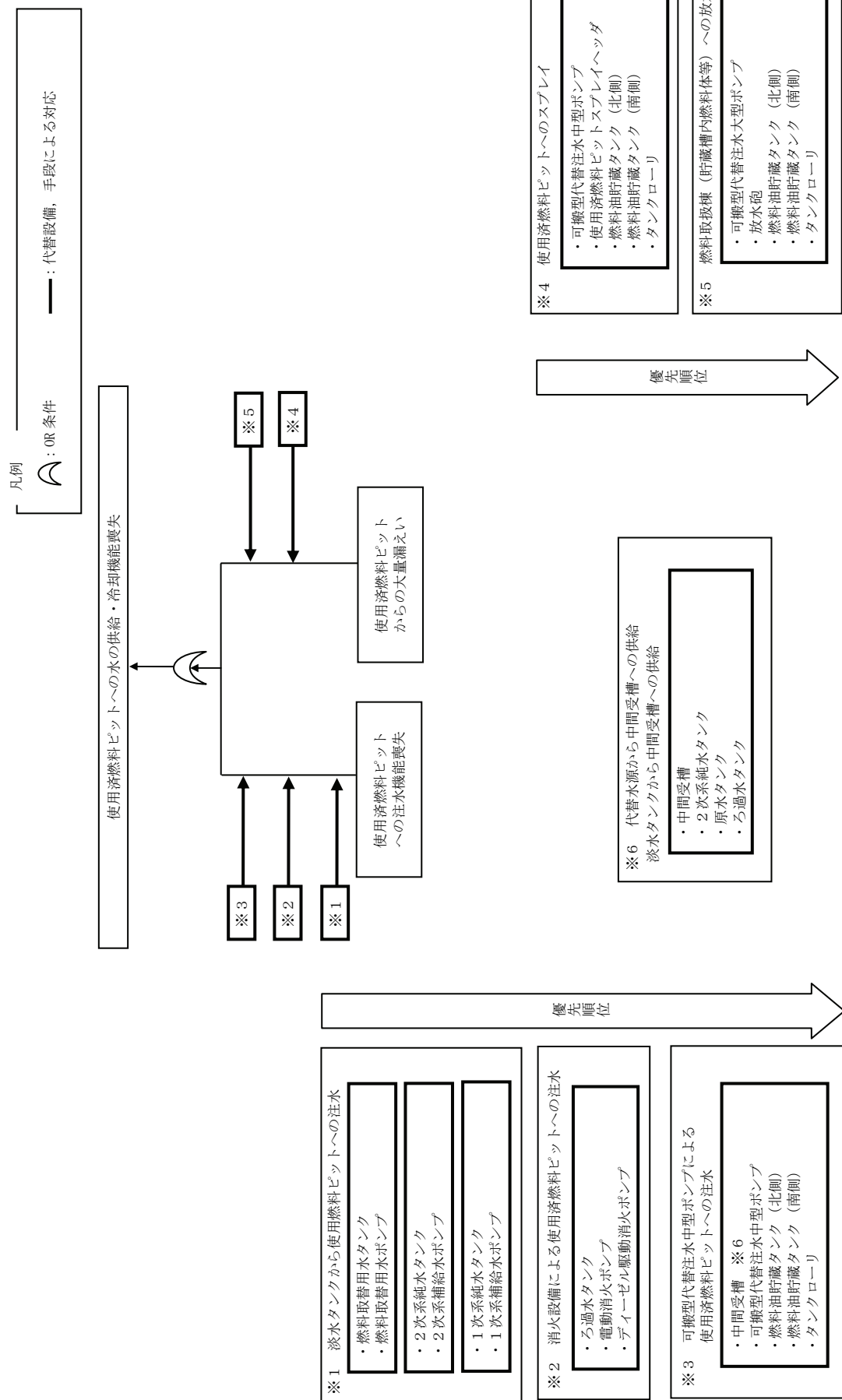


第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (2/5)



第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (3/5)





第 1.13.1 図 機能喪失原因対策分析 (5/5)

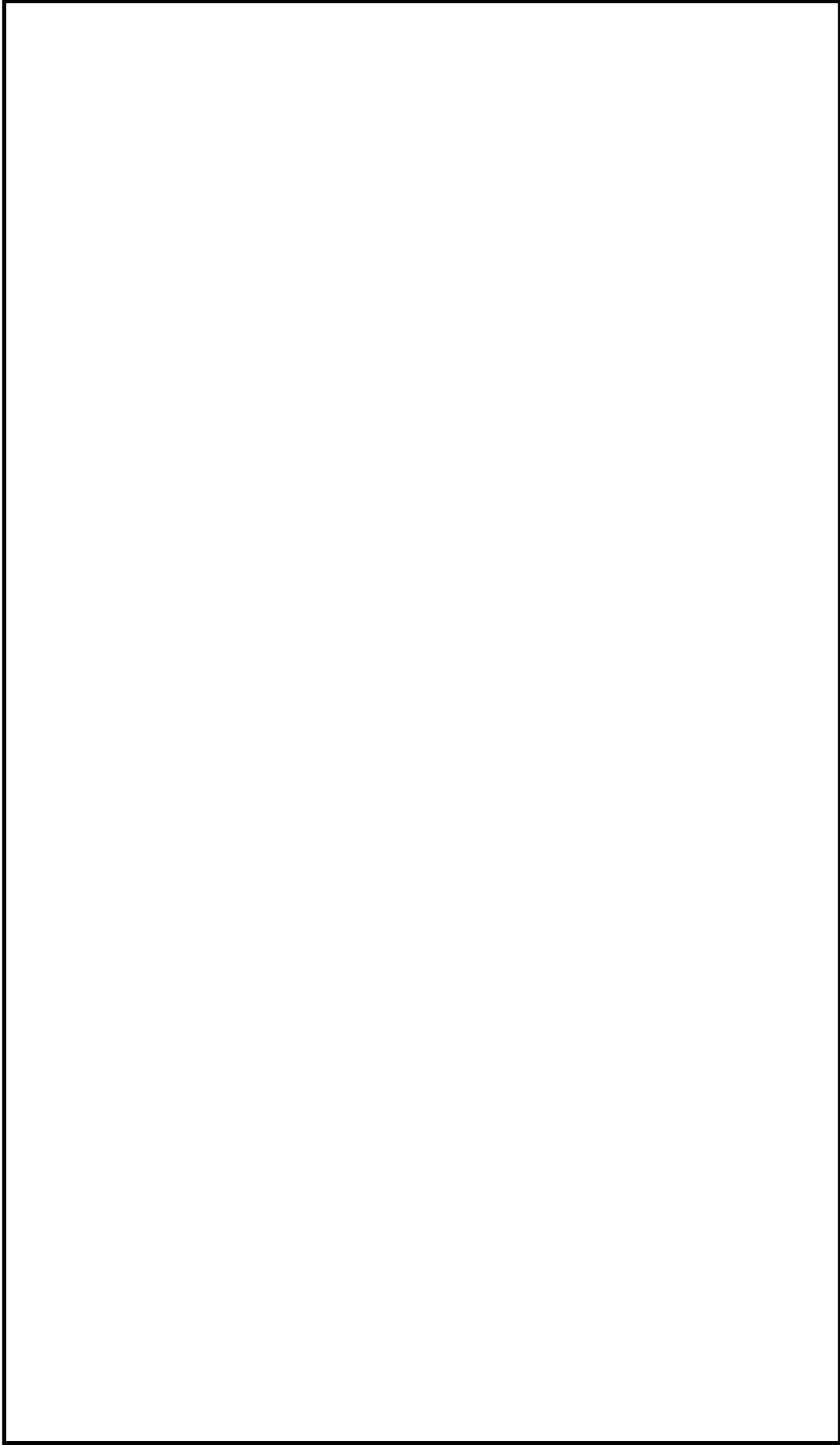
			経過時間（時間）									備考
手順の項目		要員（数）	1	2	3	4	5	6	7	8	9	
			約 4 時間 55 分 ▽中間受槽の水源確保									
淡水タンクから中間受槽への供給	保修対応要員	6		移動、中間受槽、 可搬型ホースの運搬								
				中間受槽の設置								
						可搬型ホースの設置						
							供給準備					
								中間受槽への水張り				

第 1.13.3 図 淡水タンクから中間受槽への供給手順タイムチャート



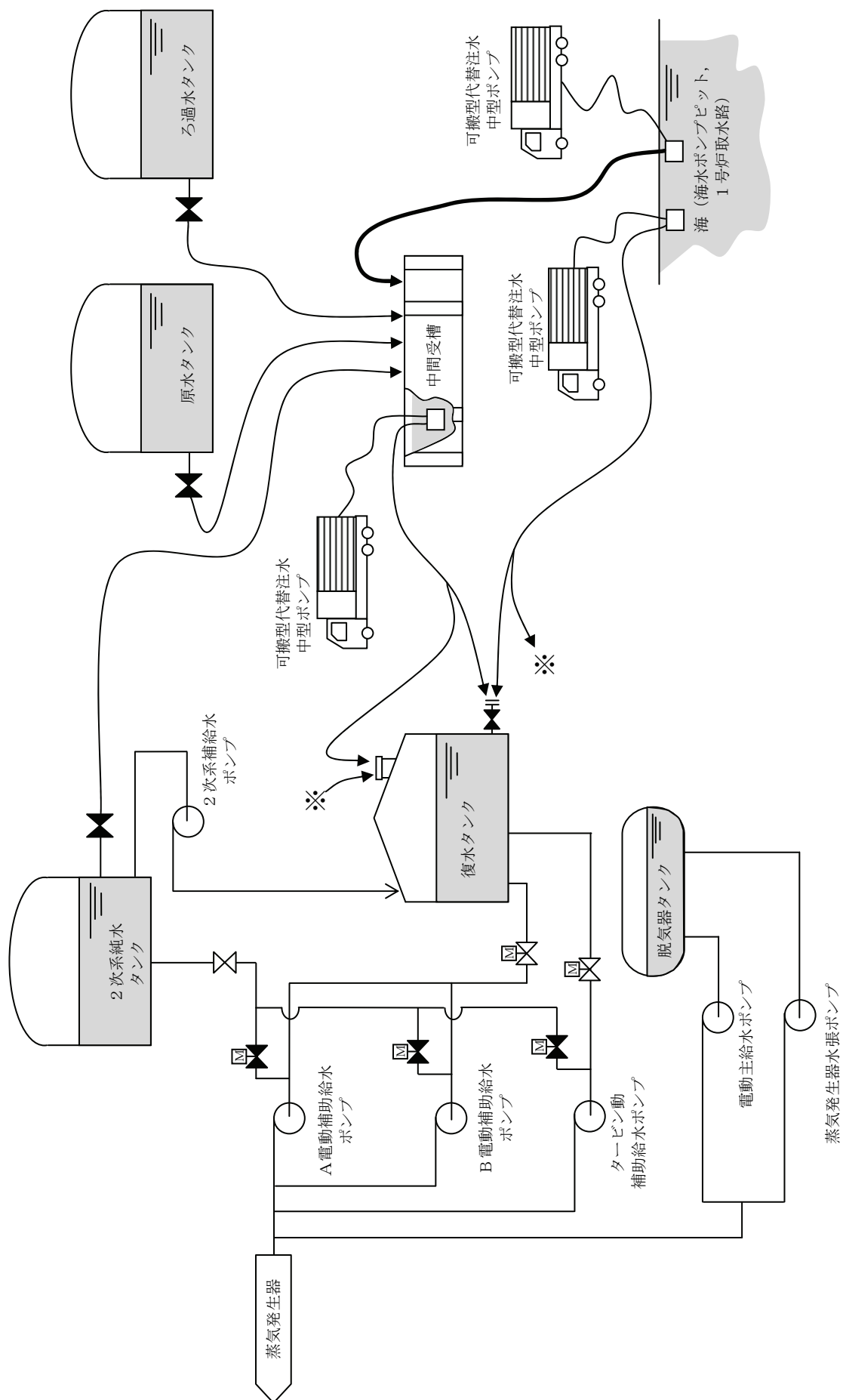
第1.13.4図 ホース布設ルート図 (1/2)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1.13.4 図 ホース布設ルート図 (2/2)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

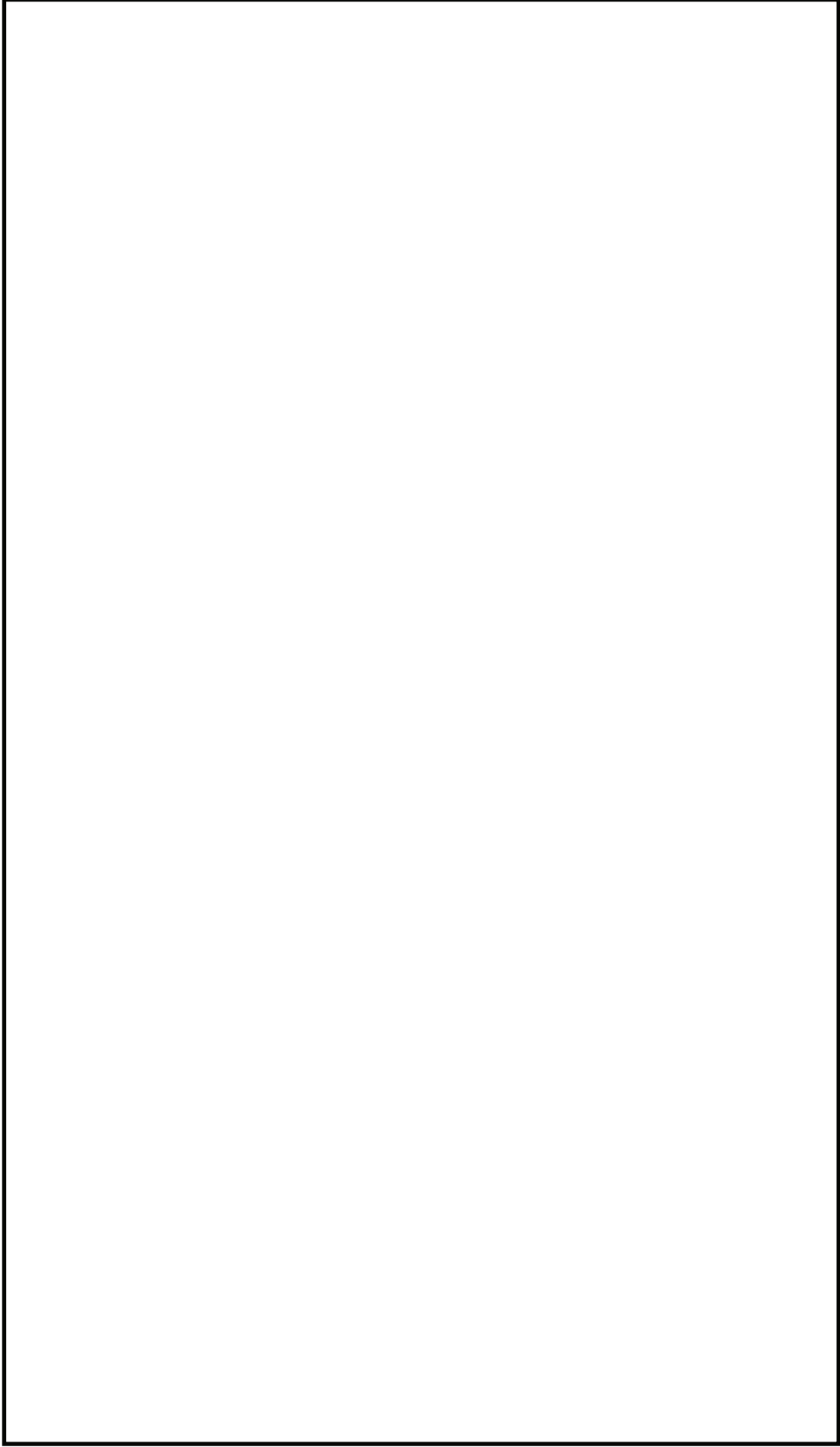


蒸気発生器水張ポンプ

第 1.13.5 図 海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）から中間受槽への供給 概略系統

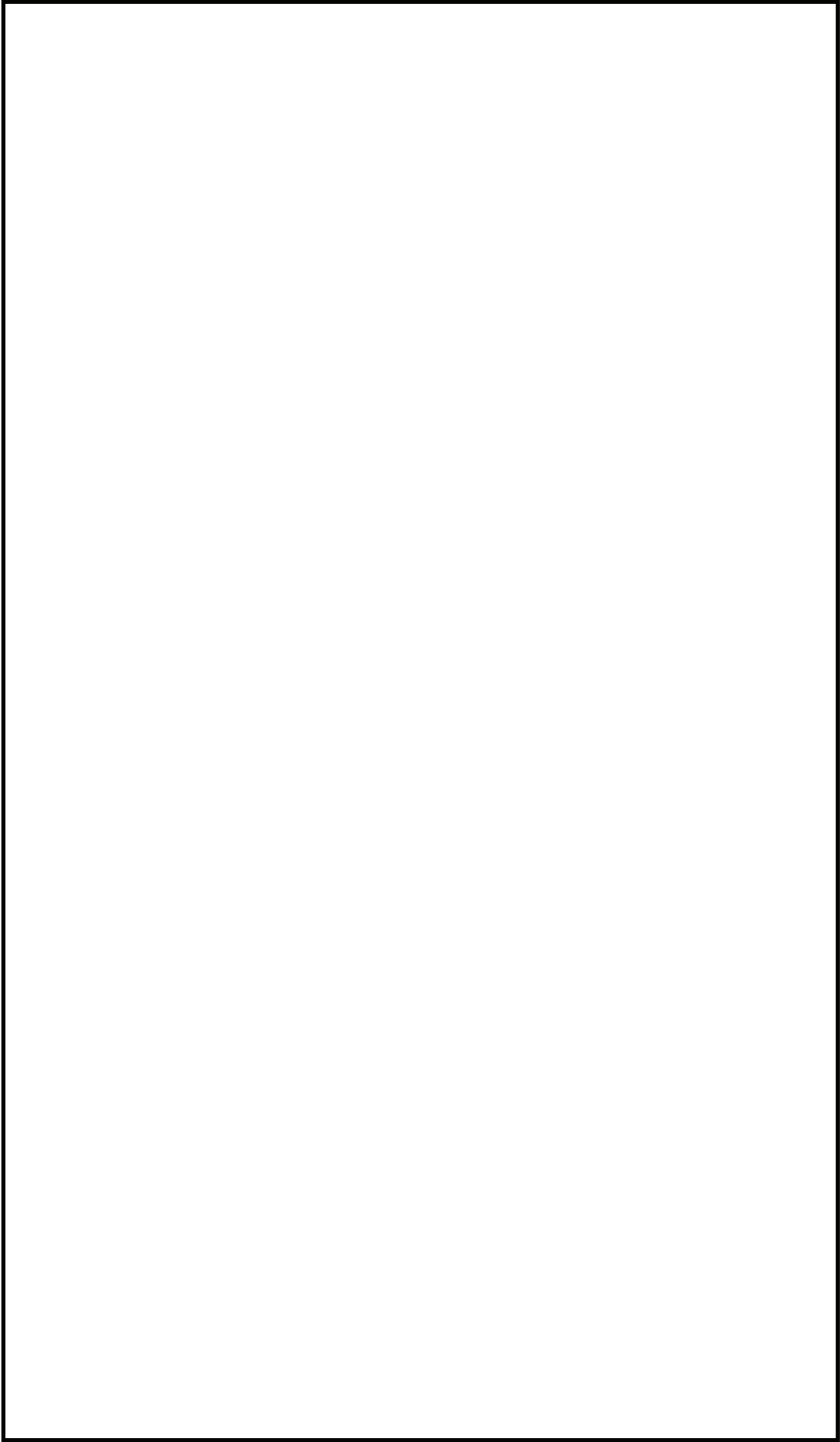
		経過時間（時間）									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	要員（数）	約 7 時間 40 分 中間受槽の水源確保									
海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から中間受槽への供給	6 係修対応要員			移動，可搬型代替注水中型ポンプ， 中間受槽，可搬型ホースの運搬							
					可搬型代替注水中型ポンプの設置						
					可搬型ホースの設置						
								中間受槽の設置			
									供給準備，起動		
									中間受槽への水張り		

第 1.13.6 図 海（海水ポンプピット，1号炉取水路）から中間受槽への供給
手順タイムチャート



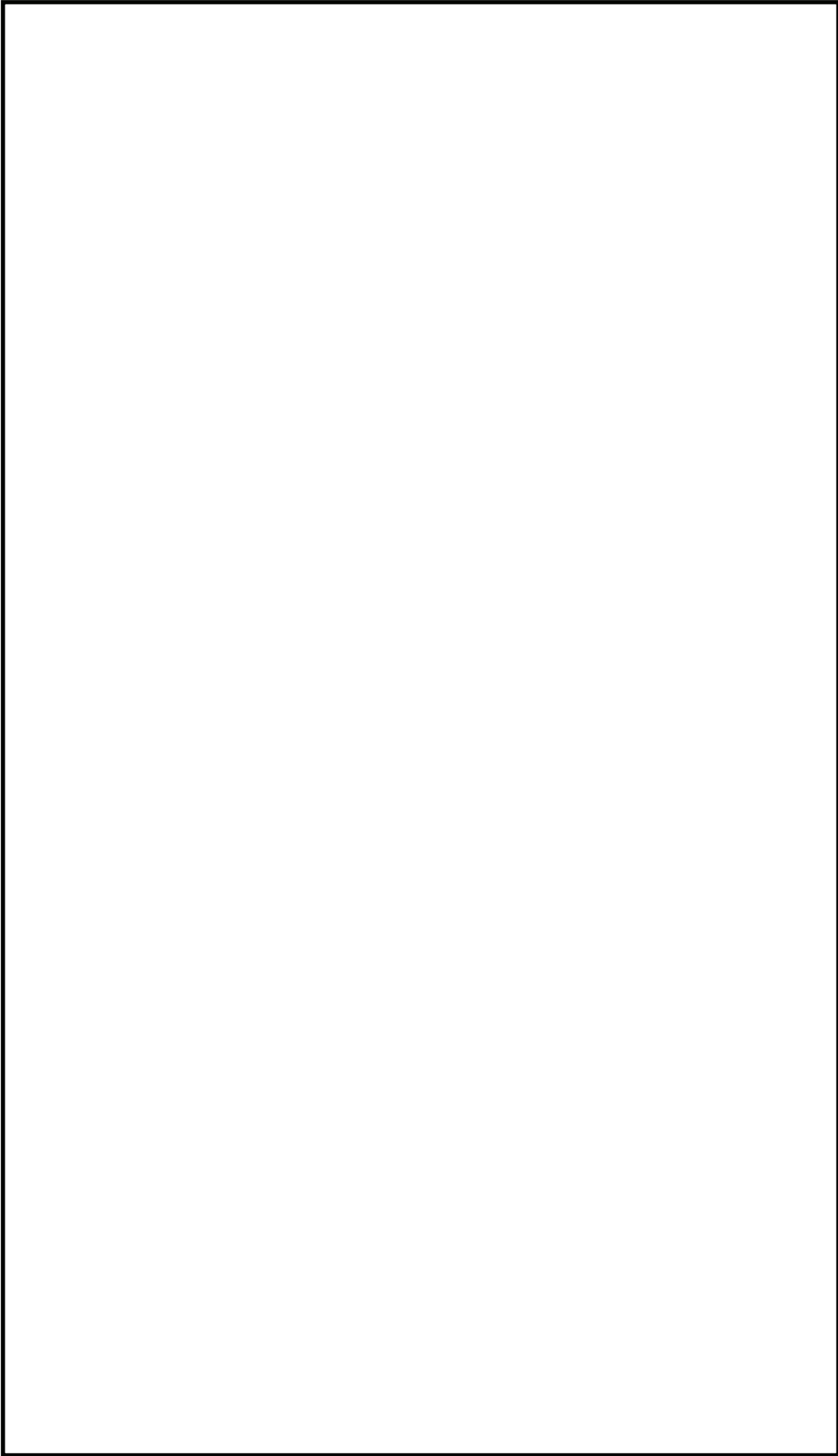
第 1.13.7 図 ホース布設ルート図 (1/4)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



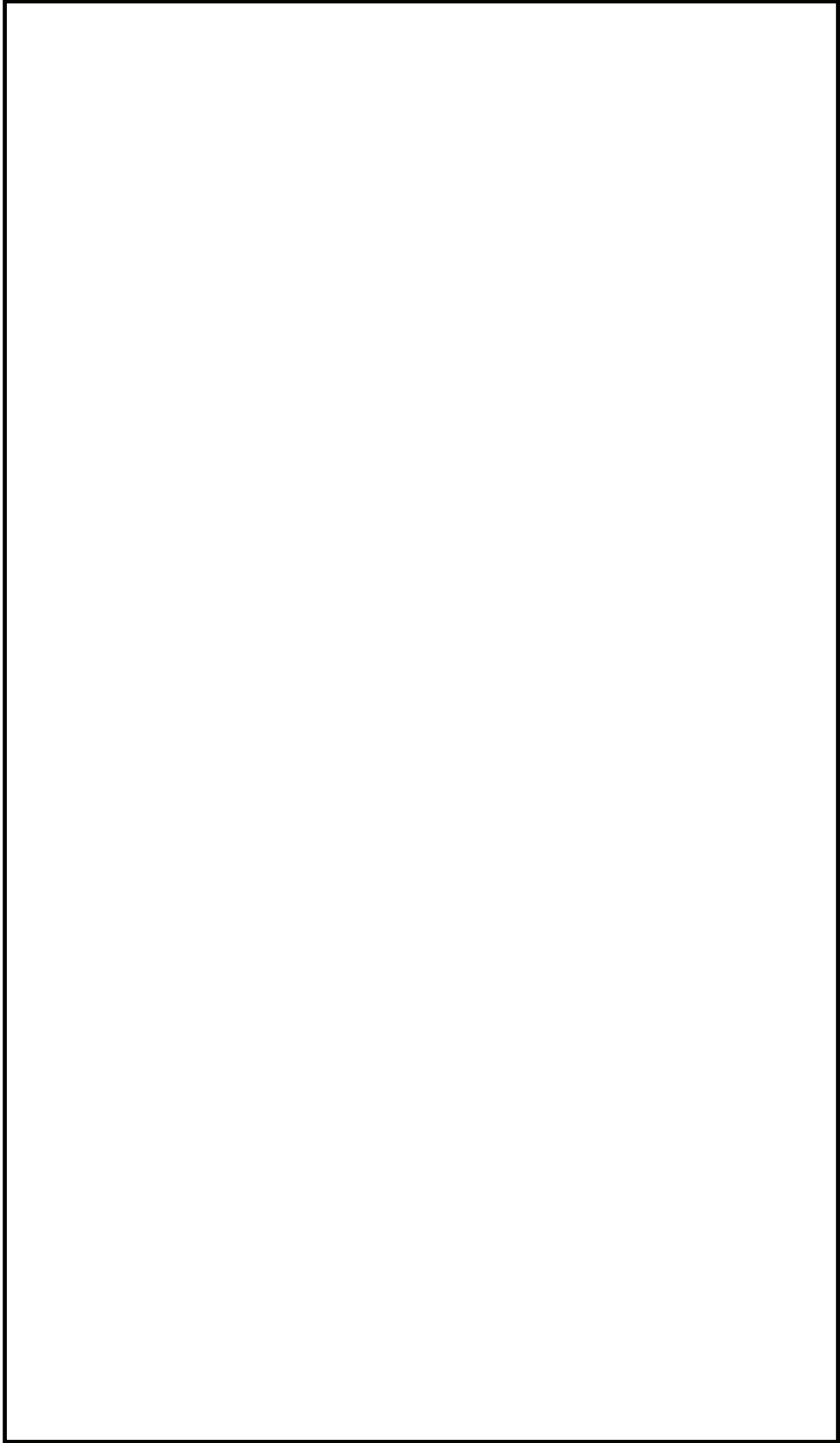
第 1.13.7 図 ホース布設ルート図 (2/4)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



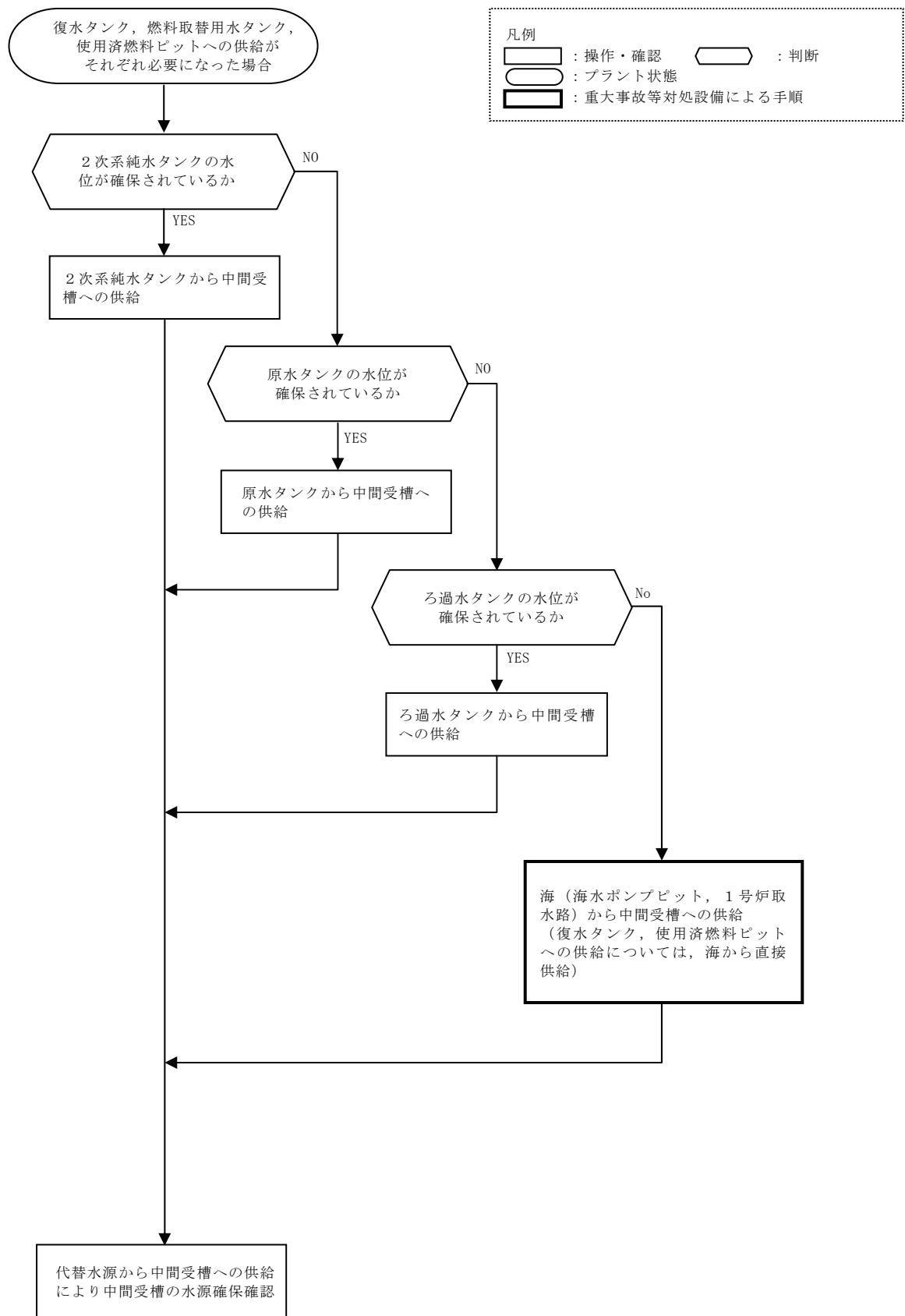
第 1.13.7 図 ホース布設ルート図 (3/4)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

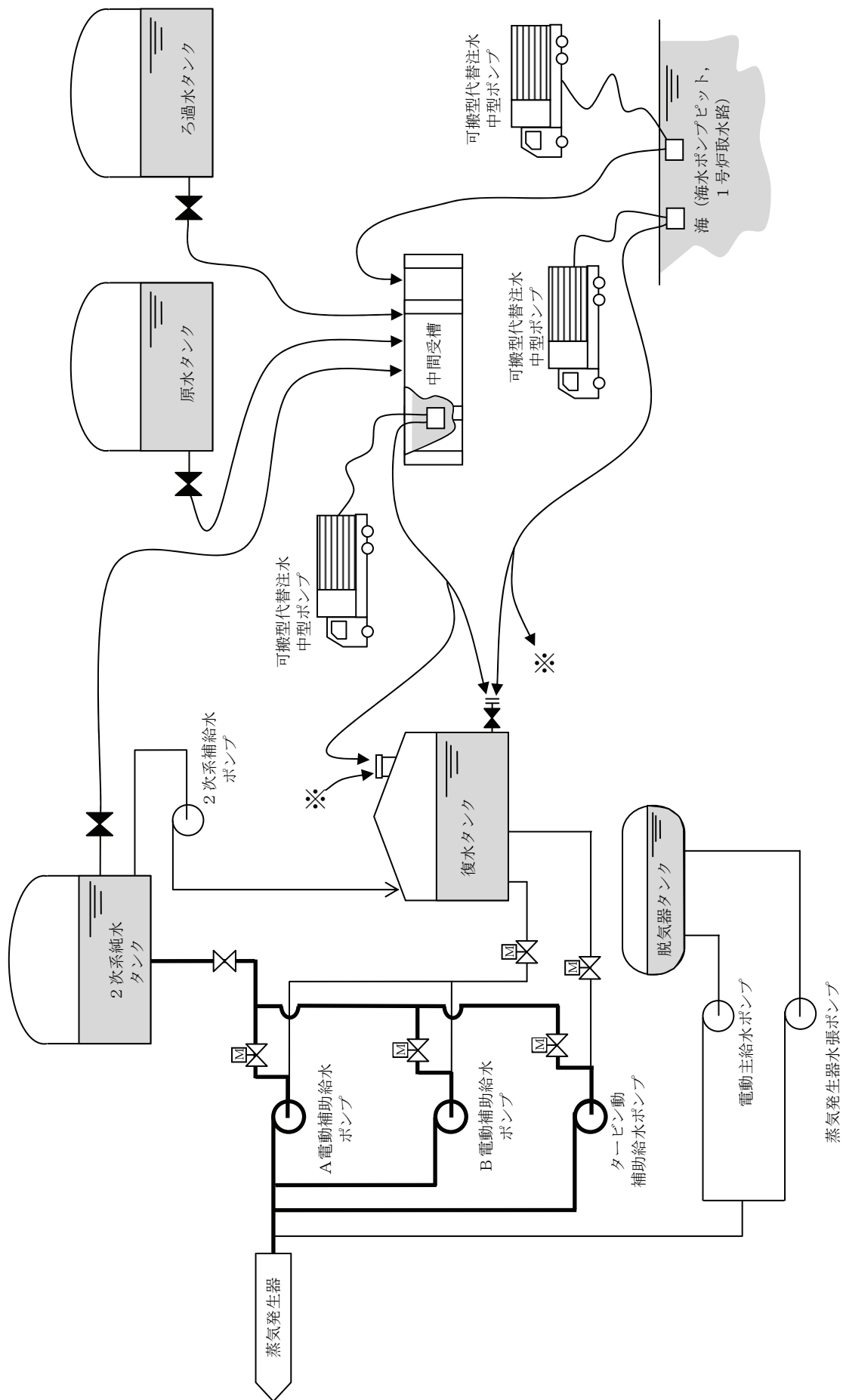


第 1.13.7 図 ホース布設ルート図 (4/4)

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



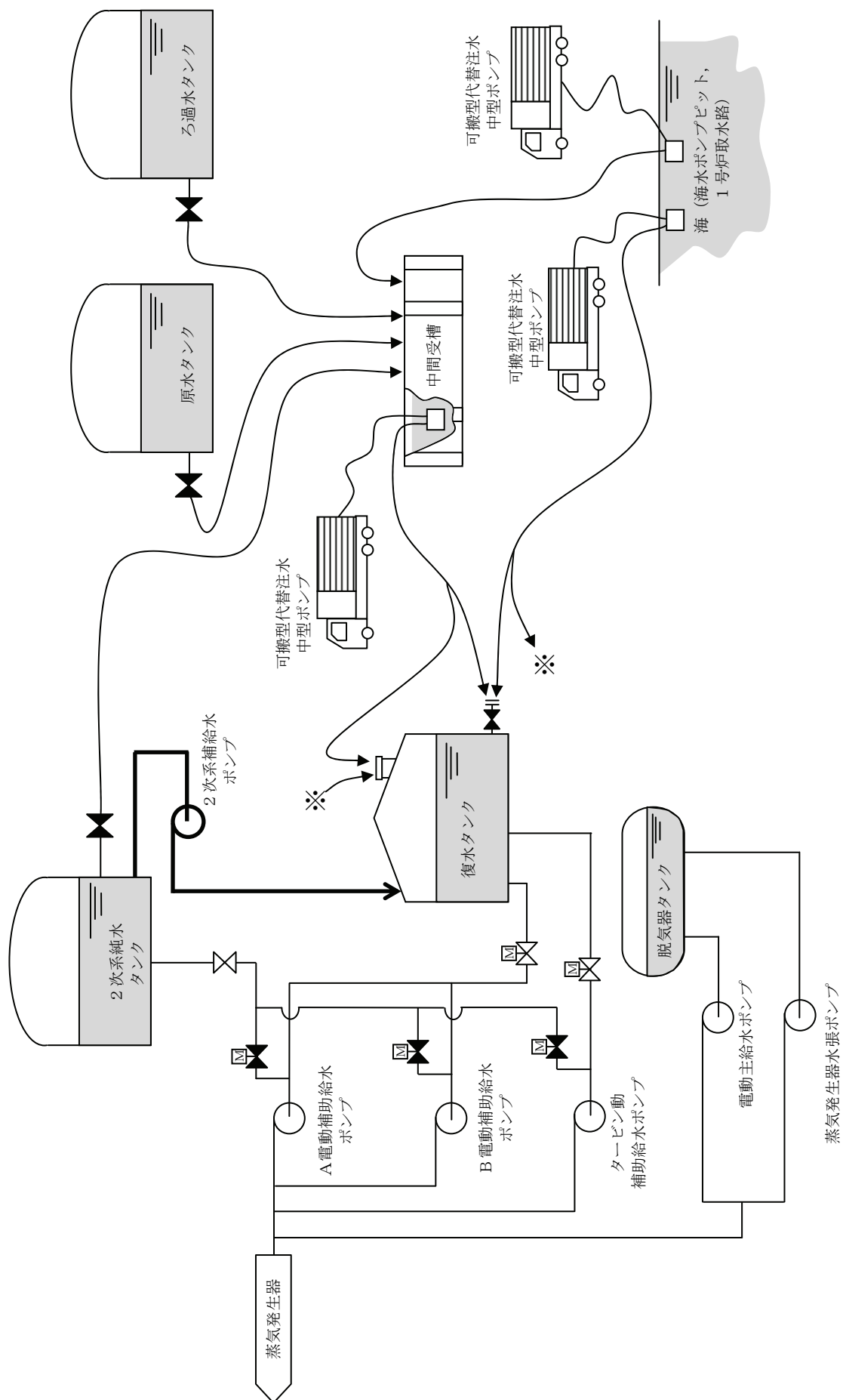
第 1. 13. 8 図 中間受槽への供給手順



第 1.13.9 図 復水タンクから 2 次系純水タンクへの水源切替 概略系統

			経過時間 (分)										備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目	要員 (数)	約 10 分 ▽ 復水タンクから 2 次系純水タンクへの水源切替完了											
復水タンクから 2 次系純水タンクへの水源切替	運転員等 (中央制御室)	1				系統構成							
						→							

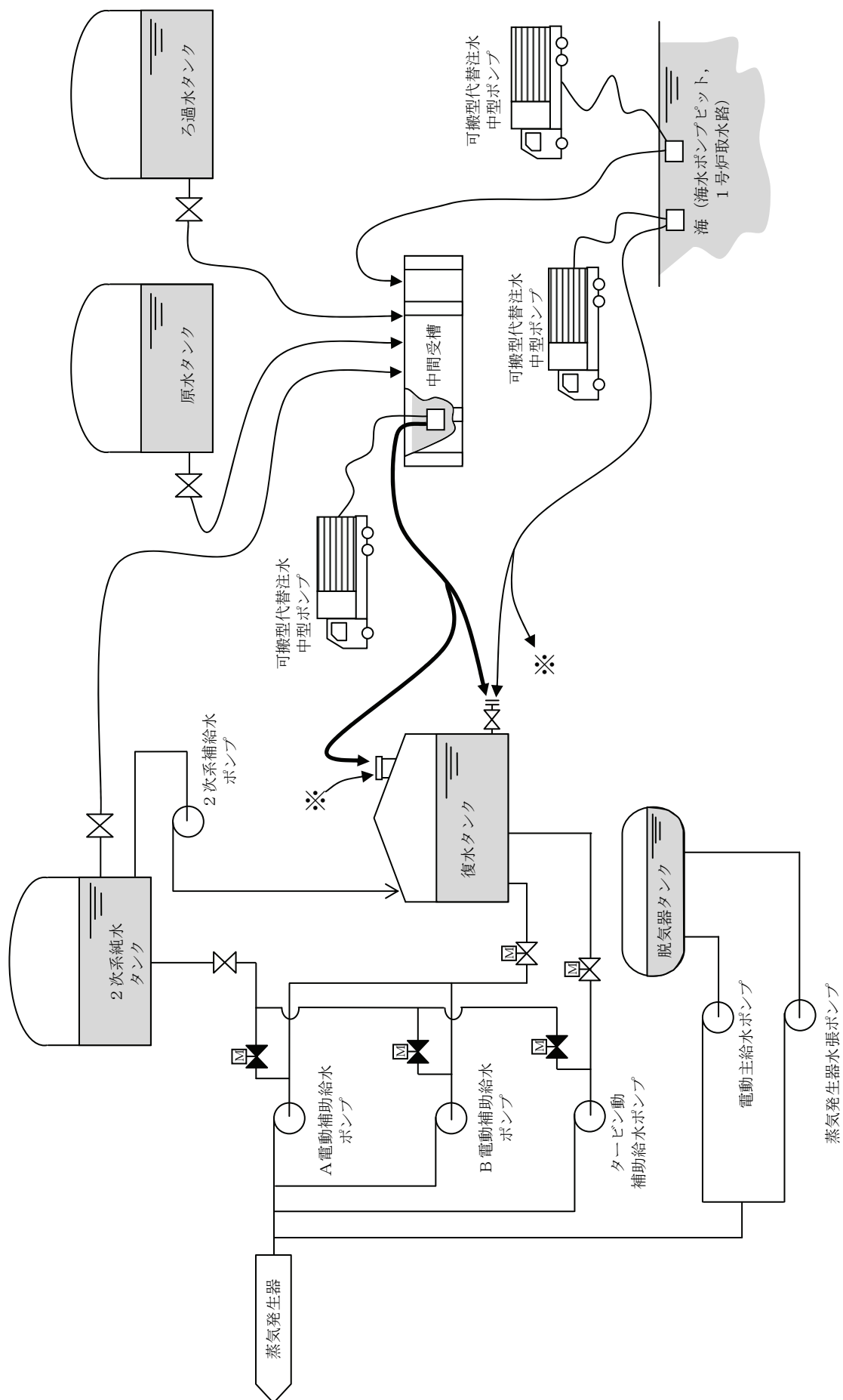
第 1.13.10 図 復水タンクから 2 次系純水タンクへの水源切替タイムチャート



蒸気発生器水張ポンプ
 第 1.13.12 図 2 次系純水タンクから復水タンクへの供給 概略系統

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）	約 35 分 ▽ 2次系純水タンクから復水タンクへの供給											
2次系純水タンクから 復水タンクへの供給	運転員等 （現場）	1					移動、系統構成						
							→						

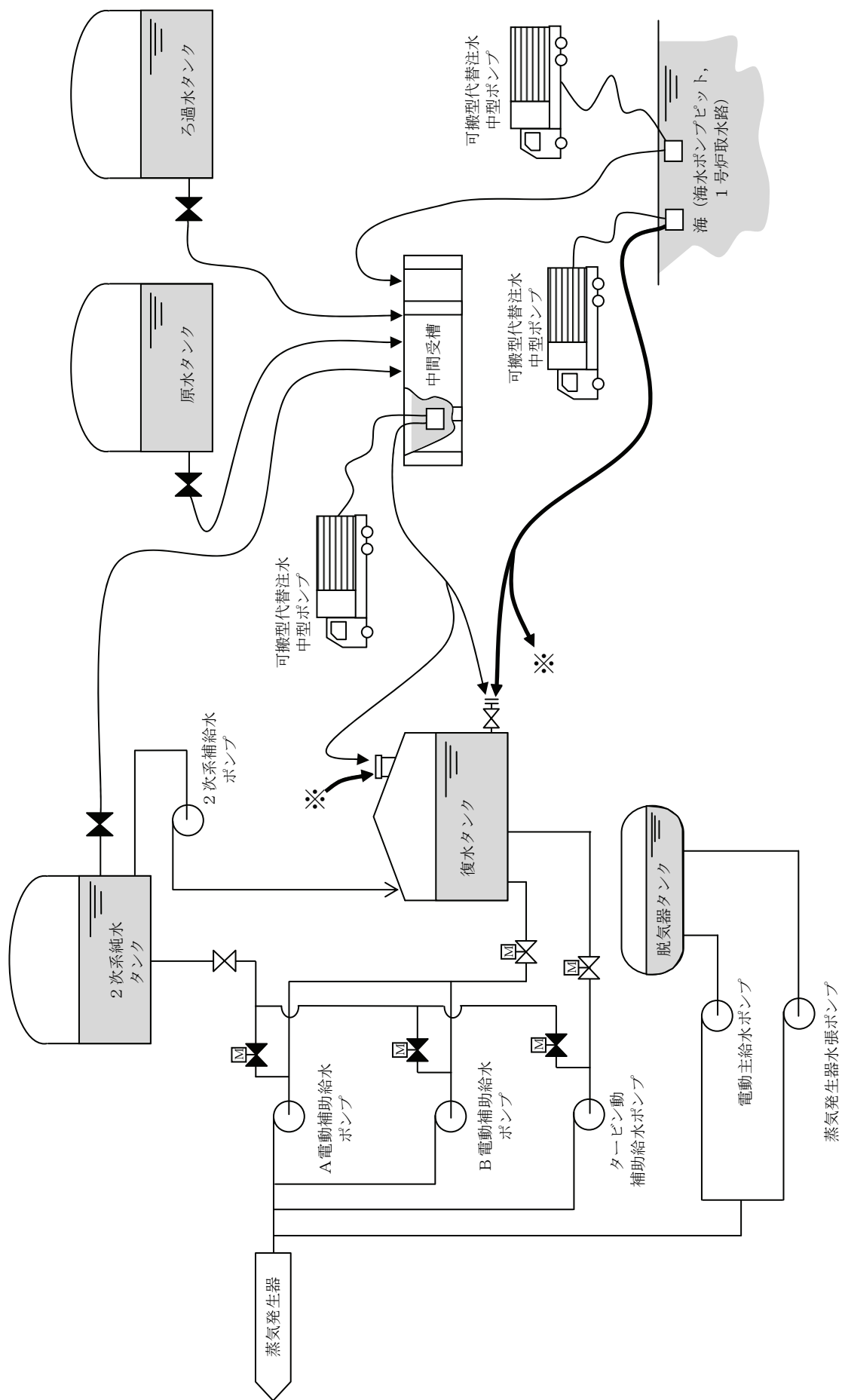
第 1. 13. 13 図 2 次系純水タンクから復水タンクへの供給タイムチャート



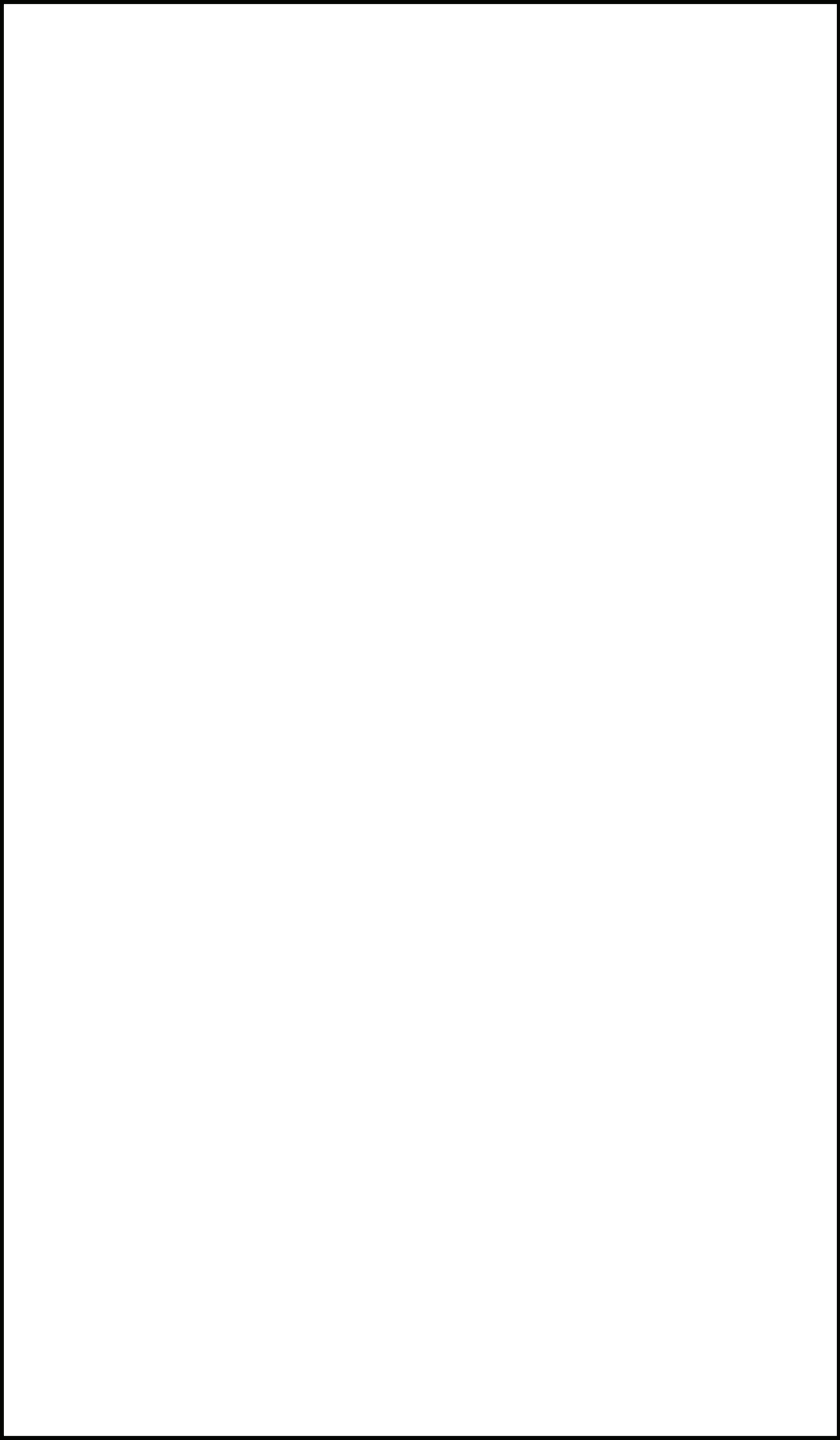
第 1.13.14 図 中間受槽から復水タンクへの供給 概略系統

			経過時間（時間）									備考	
			1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	要員（数）		約 8 時間 50 分 中間受槽から復水タンクへの供給開始 ▽										
中間受槽から復水タンクへの供給	係修対応要員	6	移動、可搬型代替注水中型ポンプ、 可搬型ホース、中間受槽の運搬										
			中間受槽の設置										
			可搬型代替注水中型ポンプの設置										
			可搬型ホースの設置										
													供給準備，起動 ▶

第 1.13.15 図 中間受槽から復水タンクへの供給手順タイムチャート



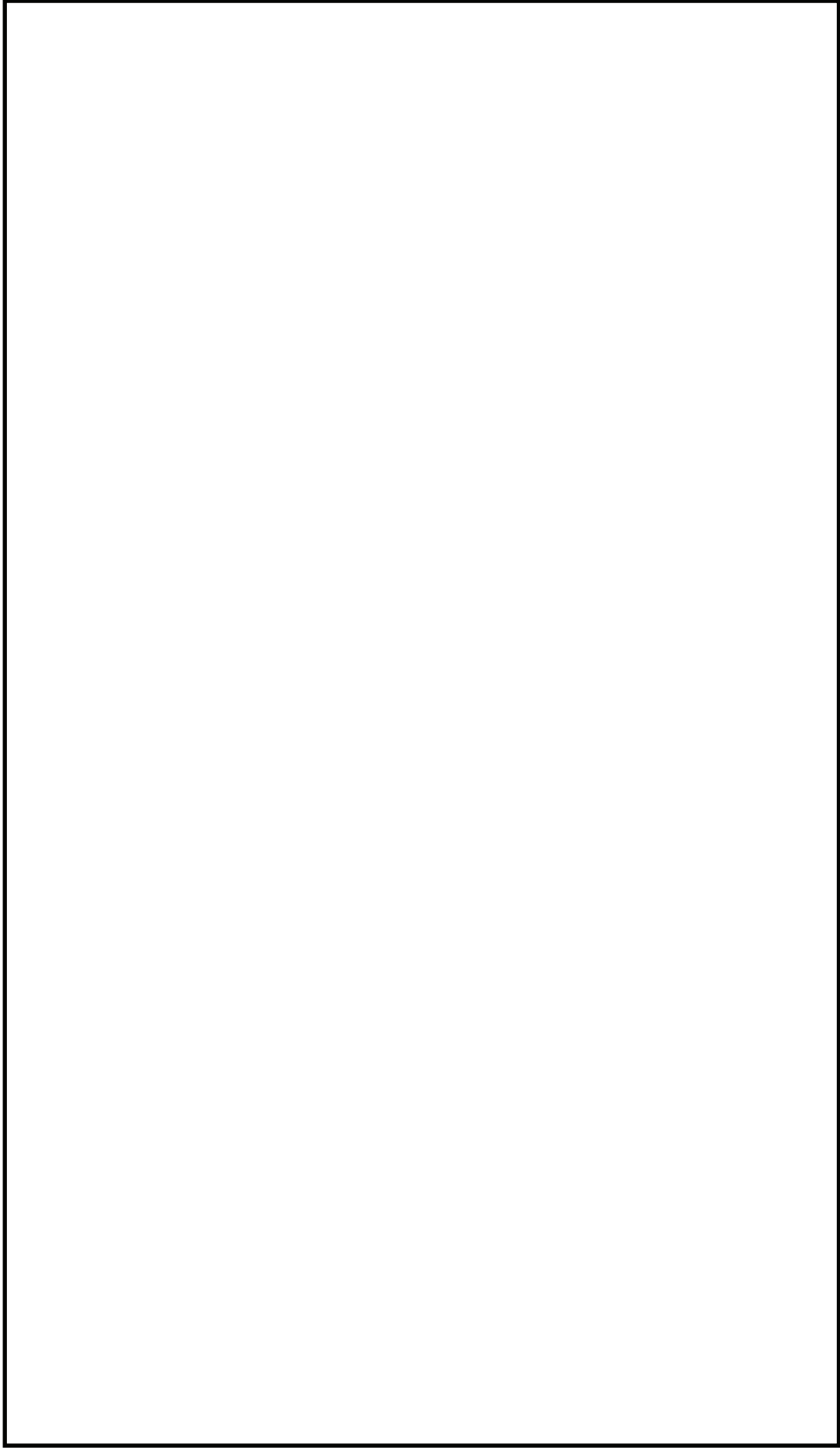
第 1.13.16 図 海（海水ポンプピット，1 号炉取水路）から復水タンクへの供給 概略系統



第1.13.18図 ホース布設ルート図 (1/2)



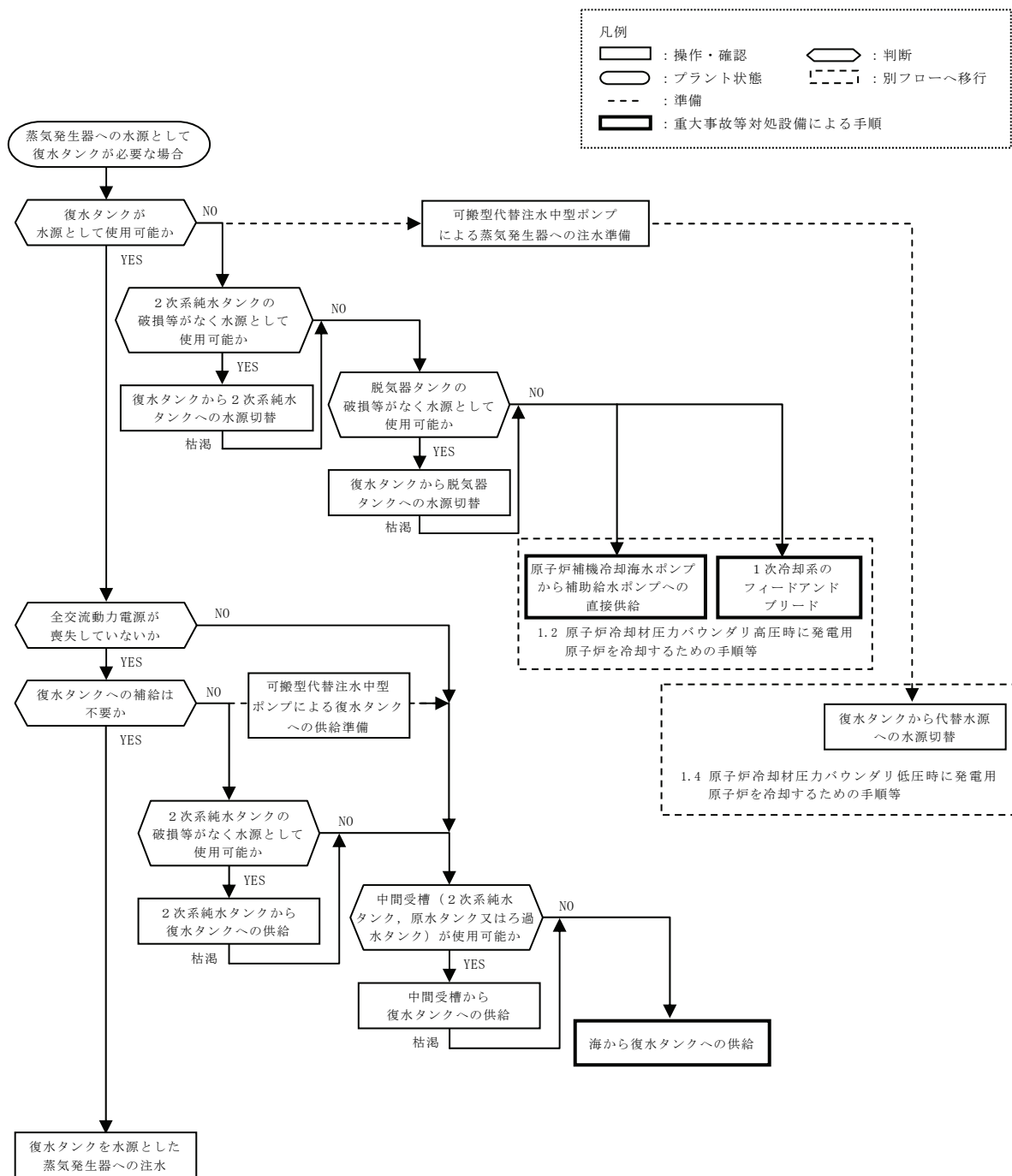
は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



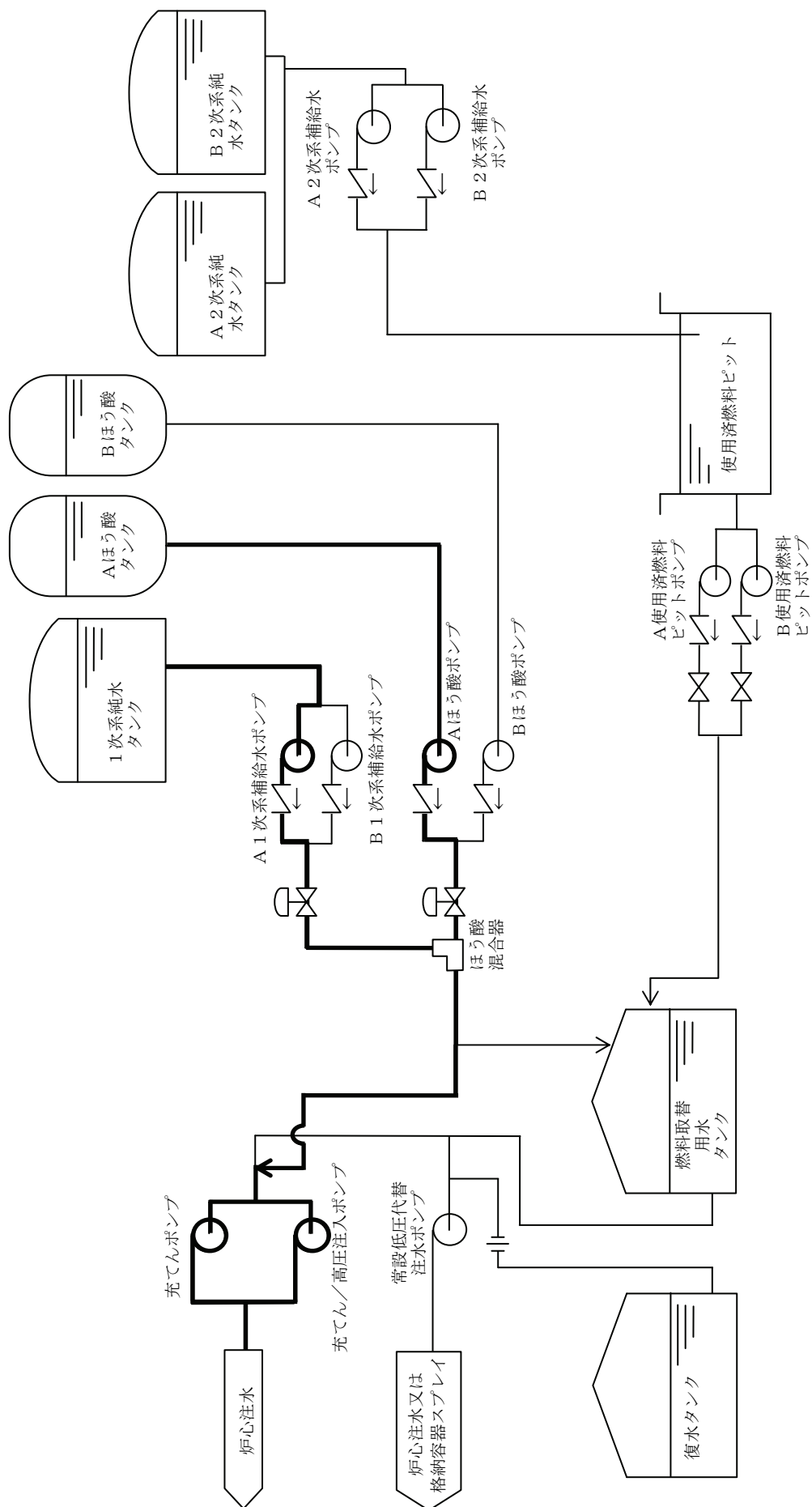
第1.13.18図 ホース布設ルート図 (2/2)

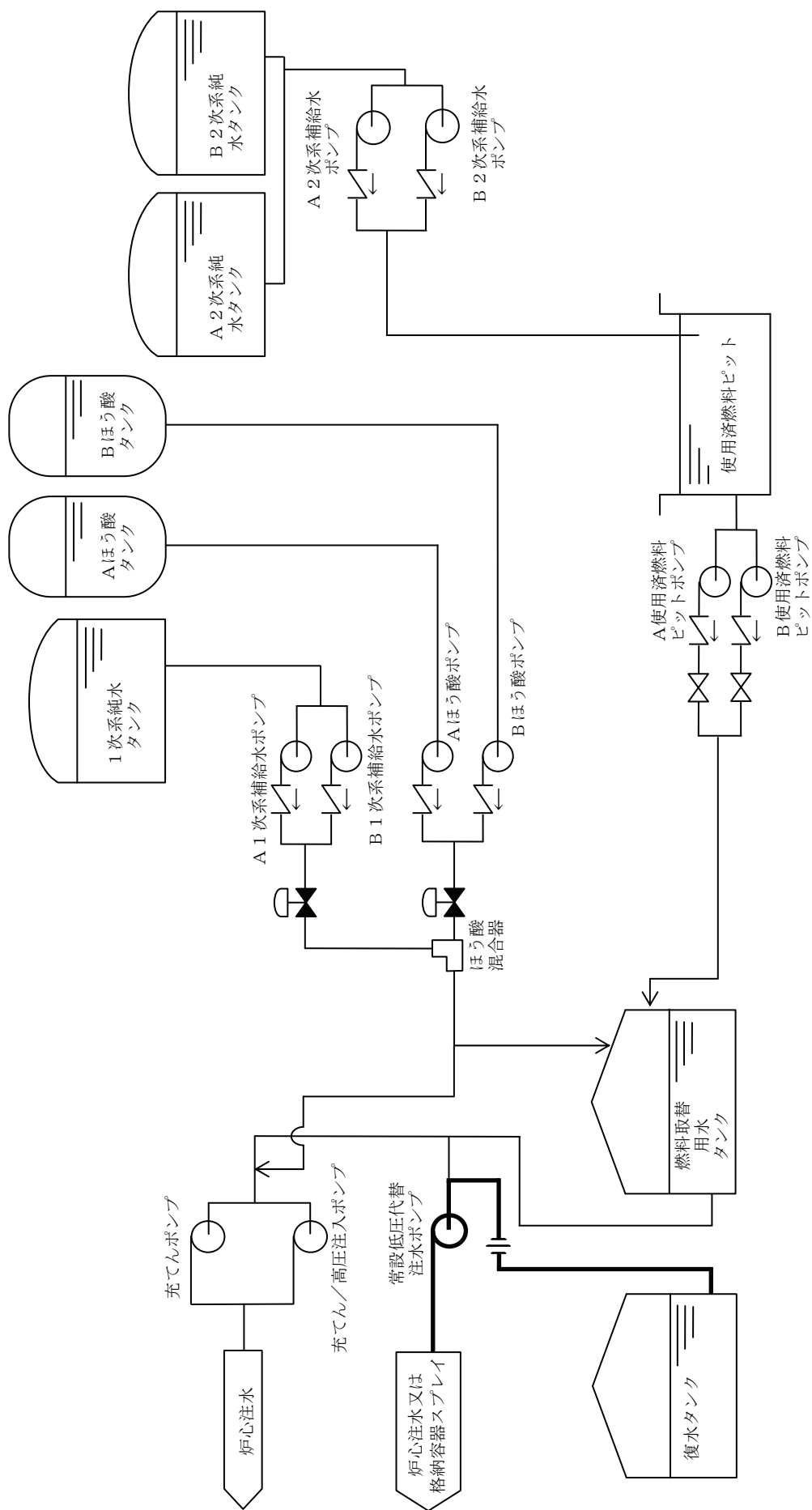


は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1.13.19 図 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給手順

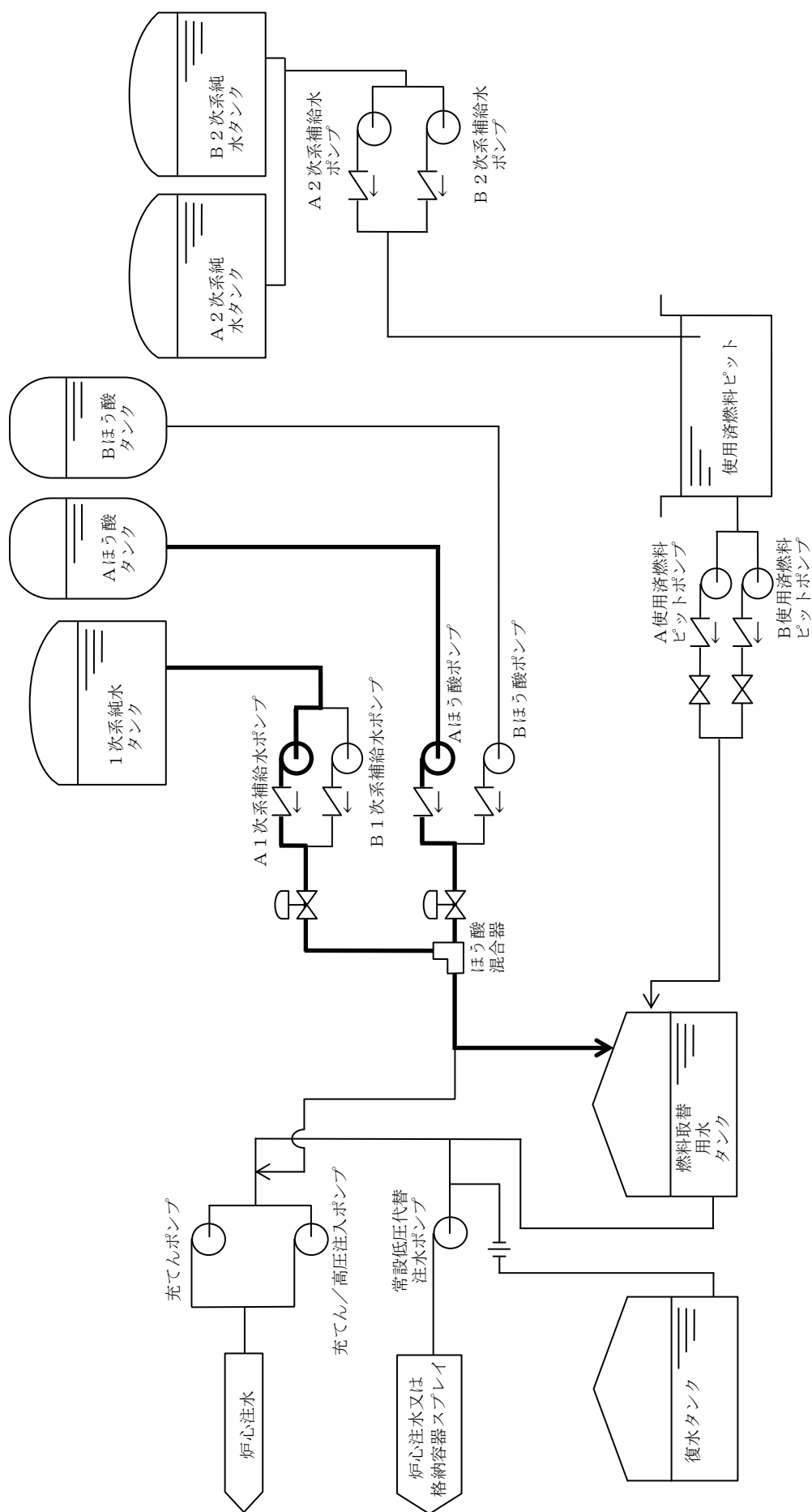




第 1.13.21 図 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替 概略系統

			経過時間 (分)										備考
			20	40	60	80	100	120	140	160	180		
手順の項目	要員 (数)		約 95 分 ▽ 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替完了										
燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替	運転員等 (現場)	2											
	保守対応要員	2											

第 1.13.22 図 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替タイムチャート

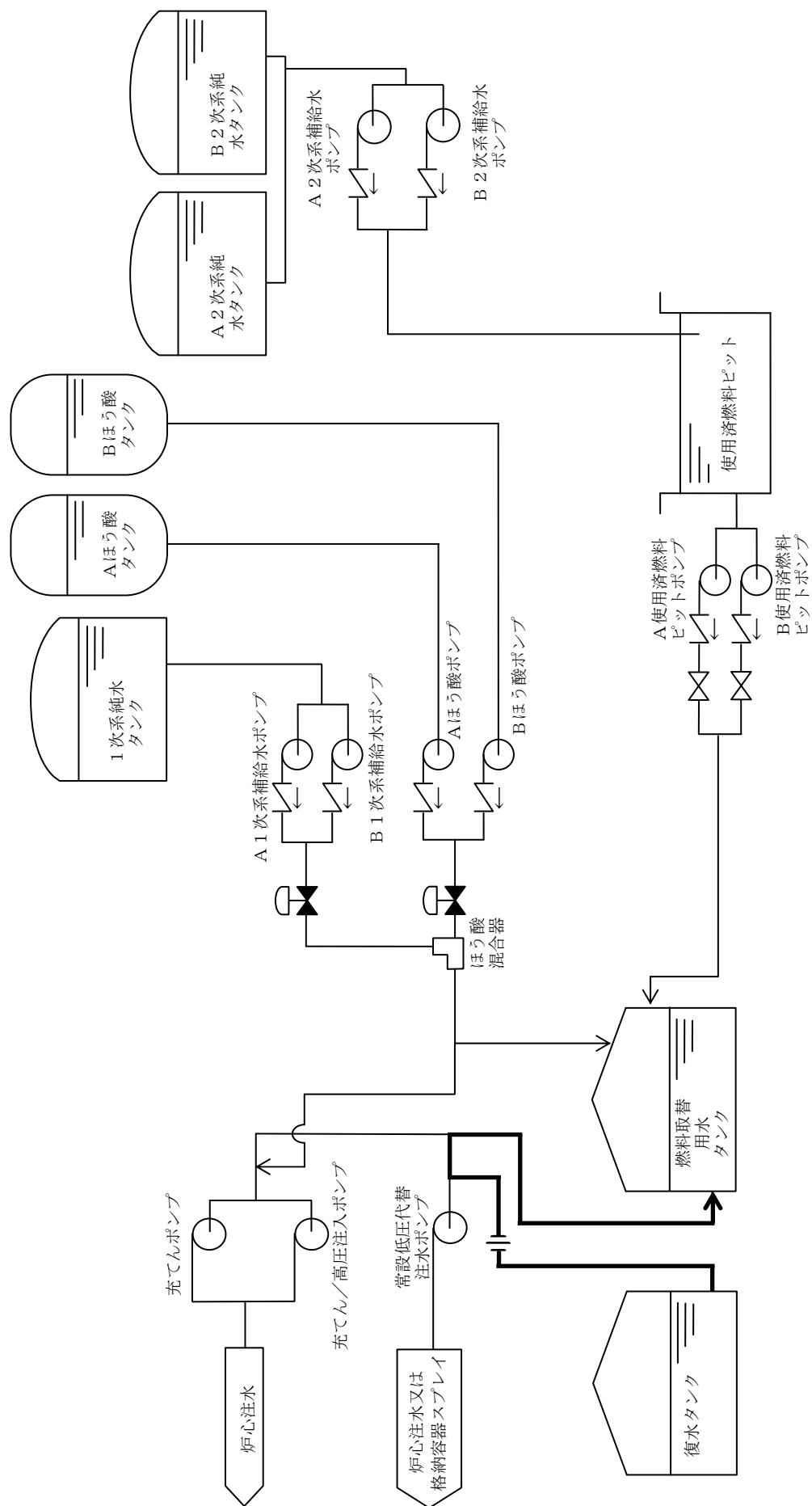


			経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員 (数)		約 30 分 1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給開始										
1 次系純水タンク及び ほう酸タンクから燃料 取替用水タンクへの供 給	運転員等 (中央制御室)	1				ポンプ起動							
	運転員等 (現場)	1				移動、系統構成							
						→							

第 1.13.24 図 1 次系純水タンク及びほう酸タンクから燃料取替用水タンクへの供給タイムチャート

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 35 分 2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による 燃料取替用水タンクへの供給開始										
2 次系純水タンクから 使用済燃料ピット経由 による燃料取替用水タ ンクへの供給	運転員等 （現場）	1					移動，系統構成						

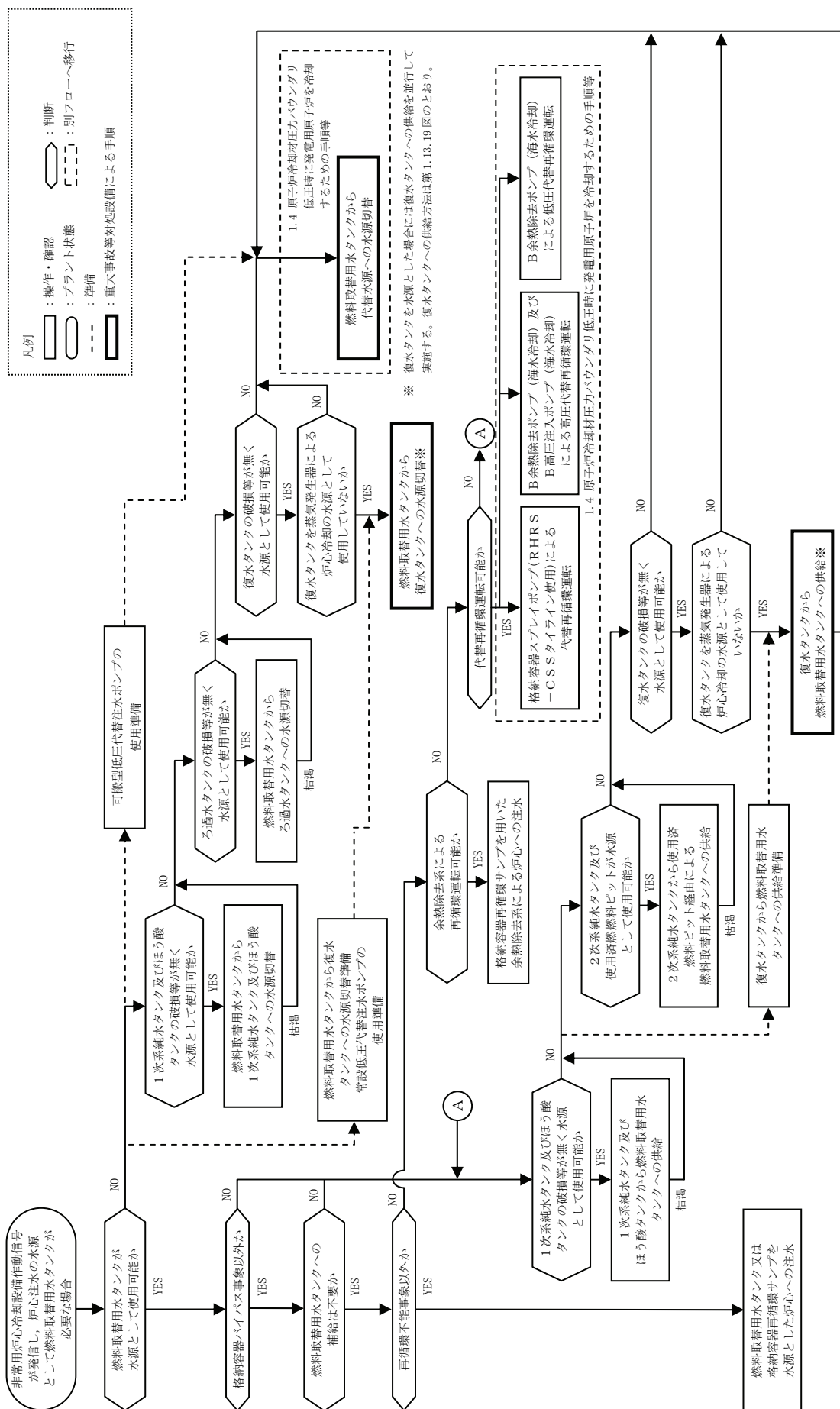
第 1. 13. 26 図 2 次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用
水タンクへの供給タイムチャート

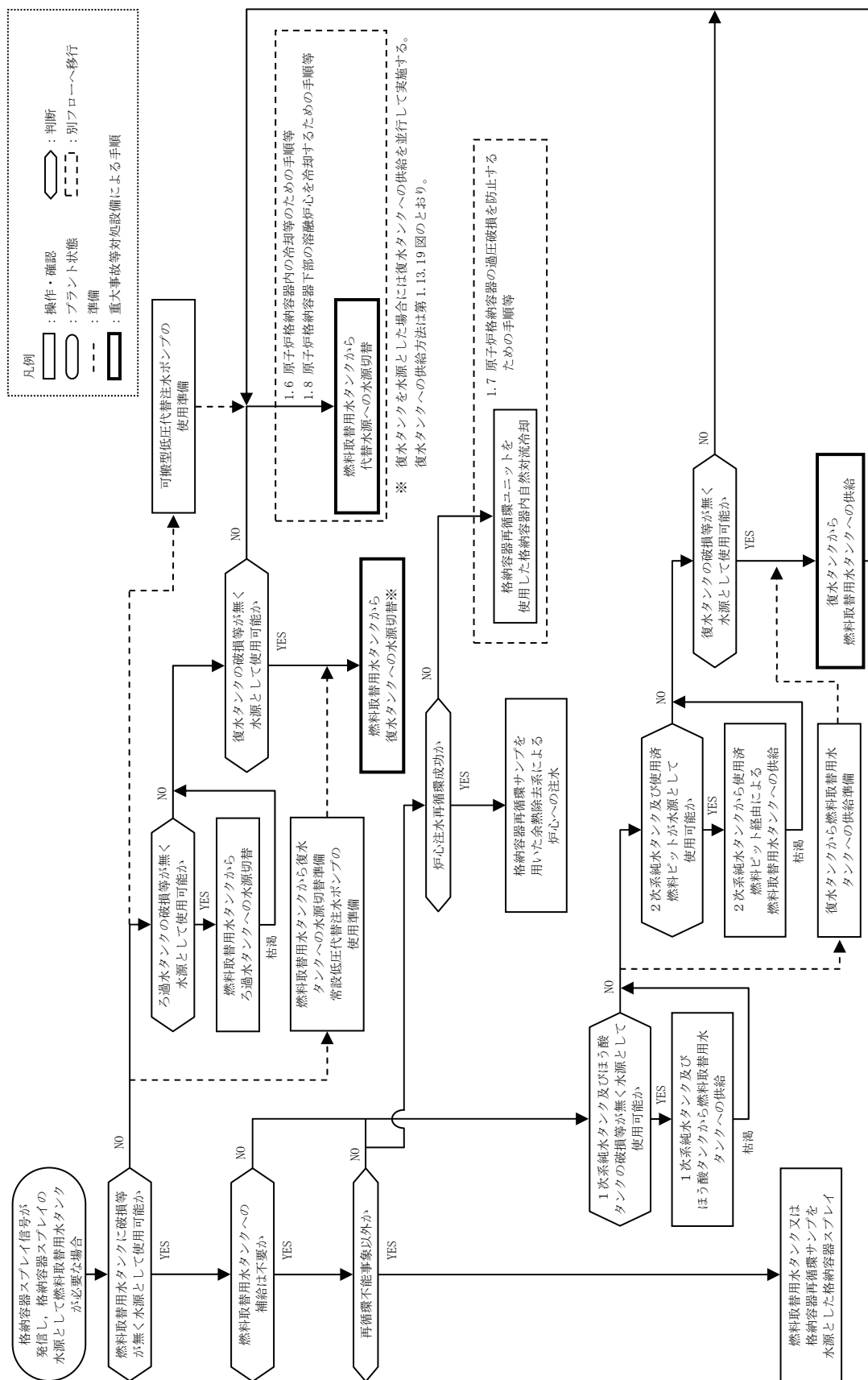


第 1.13.27 図 復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給 概略系統

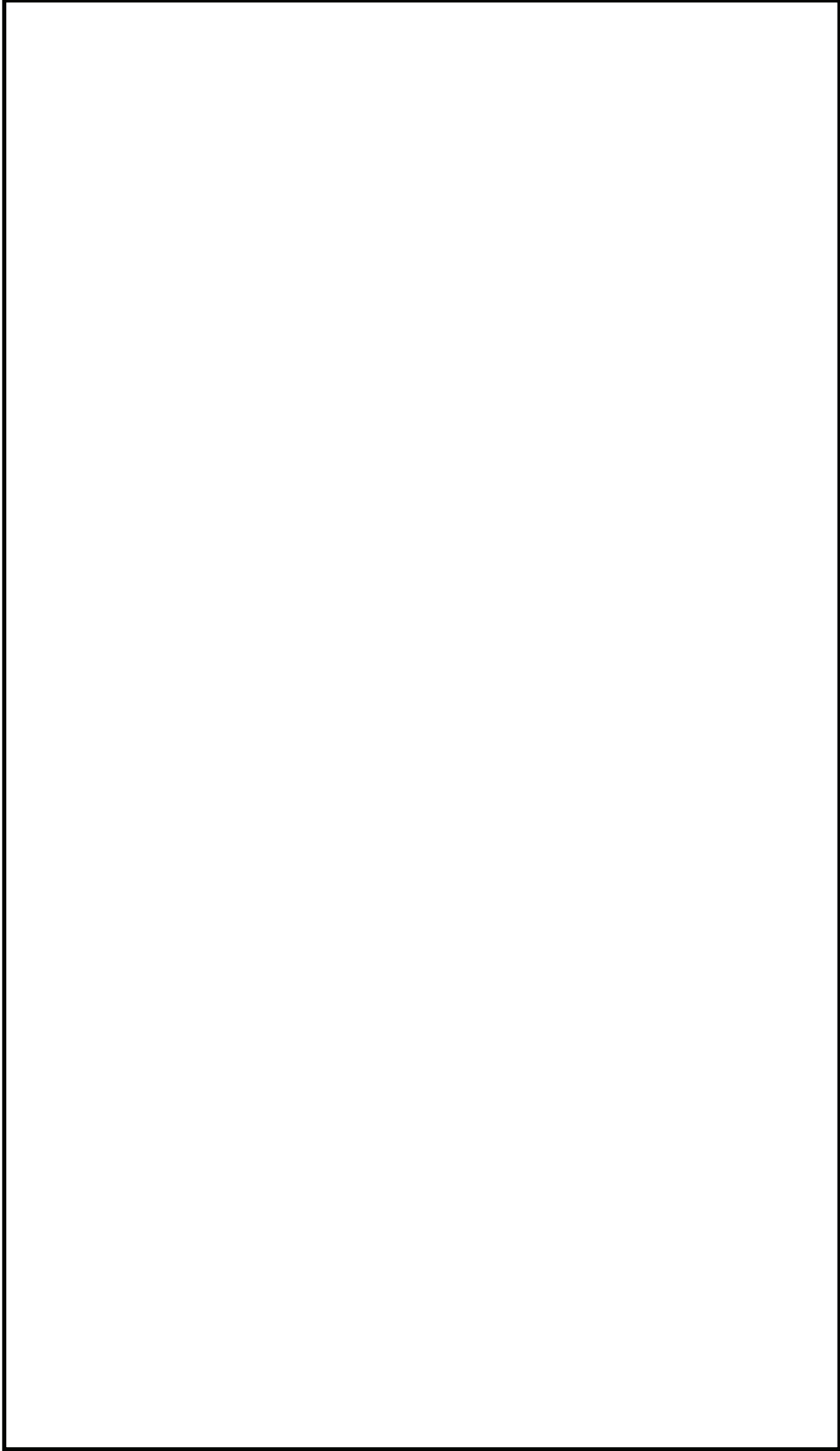
			経過時間（分）										備考
			20	40	60	80	100	120	140	160	180		
手順の項目	要員（数）		約 95 分 ▽ 復水タンクから燃料取替用水 タンクへの供給開始										
復水タンクから燃料取 替用水タンクへの供給	運転員等 （現場）	2											
	保修対応要員	2											

第 1.13.28 図 復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給タイムチャート





第 1.13.30 図 格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給手順



第 1.13.33 図 燃料給油アクセスルート図

 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1.14 電源の確保に関する手順等

< 目 次 >

1.14.1 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. 全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備
 - b. 直流電源喪失時の対応手段及び設備
 - c. 所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備
 - d. 手順等

1.14.2 重大事故等時の手順等

1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等

- (1) 空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電
- (2) 後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電（1 号炉）
- (3) 号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電（1 号炉）
- (4) 電源車による代替電源（交流）からの給電
- (5) 優先順位

1.14.2.2 代替電源（直流）による給電手順等

- (1) 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）による所内常設蓄電式直流電源からの給電
- (2) 電源車及び充電器（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電
- (3) 優先順位

1.14.2.3 代替所内電気設備による給電手順等

- (1) 代替所内電気設備による給電（空冷式非常用発電機）
- (2) 代替所内電気設備による給電（電源車）
- (3) 優先順位

1.14.2.4 燃料の補給手順等

- (1) 空冷式非常用発電機等への燃料（軽油）補給

1.14 電源の確保に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保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 「電力を確保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）炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力の確保

a) 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替電源により、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な手順等を整備すること。

b) 所内直流電源設備から給電されている２４時間内に、十分な余裕を持って可搬型代替交流電源設備を繋ぎ込み、給電が開始できること。

c) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。また、敷設したケーブル等が利用できない状況に備え、予備のケーブル等を用意すること。

d) 所内電気設備（モーターコントロールセンター（M C C）, パワーセンター（P / C）及び金属閉鎖配電盤（メタクラ）（M C）等）は，共通要因で機能を失うことなく，少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合においても，炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，代替電源から給電する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。

1.14.1 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

外部電源喪失及び所内単独運転に失敗した場合には、非常用電源設備により非常用交流母線及び非常用直流母線へ給電する必要がある。このための設計基準事故対処設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）を設置している。

ディーゼル発電機及び蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）より給電された電力を各負荷へ分配するための設計基準事故対処設備として所内電気設備を設置している。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備が故障した場合は、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、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第 1.14.1 図，第 1.14.2 図）。（以下，付録 1.14 において「機能喪失原因対策分析」という。）

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

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第五十七条及び「技術基準規則」第七十二条（以下，付録 1.14 において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，設計基準事故対処設備の故障として，非常用交流母線への給電及び非常用直流母線への給電に使用する設備並びに所内電気設備の故障を想定する。

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

なお，機能喪失を想定する設計基準事故対処設備，重大事故等対処設備，多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を，第 1.14.1 表から第 1.14.3 表に示す。

a. 全交流動力電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

ディーゼル発電機の故障により非常用交流母線への給電ができない場合は，代替電源（交流）により非常用交流母線へ給電する手段がある。

代替電源（交流）による給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ
- ・ 後備変圧器 2 次側電路
- ・ 号機間電力融通ケーブル
- ・ ディーゼル発電機（1 号炉）
- ・ 軽油貯蔵タンク（1 号炉）
- ・ 電源車

- ・タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、代替電源（交流）による給電に使用する空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、可搬型燃料給油ポンプ、電源車及びタンクローリは重大事故等対処設備と位置付ける。

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、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

以上の重大事故等対処設備により、ディーゼル発電機が使用できない場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・後備変圧器 2 次側電路
- ・号機間電力融通ケーブル
- ・ディーゼル発電機（1 号炉）
- ・軽油貯蔵タンク（1 号炉）

耐震 S クラスの能力を持たないが、当該電路及び 1 号炉の交流電源が健全^{※2}である場合に、ディーゼル発電機の代替手段として有効である。

※2 1 号炉の交流電源が健全とは以下の状態を示す。

- ・外部電源 1 系統が健全
- ・ディーゼル発電機（1 号炉）2 台が健全

また、緊急時対策所用発電機は、個別負荷に対する専用電源であり、その利用目的を限定していることから、以下の手順にて整備する。

- ・ 緊急時対策所用発電機

「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

b. 直流電源喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

ディーゼル発電機の故障により非常用直流母線への直流電源による給電ができない場合は、所内常設蓄電式直流電源により非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ給電する手段がある。

所内常設蓄電式直流電源による給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）
- ・ 蓄電池（重大事故等対処用）

ディーゼル発電機の故障、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の電圧低下により非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線への直流電源による給電ができない場合は、代替電源（直流）により非常用直流母線へ給電する手段がある。

代替電源（直流）による給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 電源車
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ タンクローリ
- ・ 充電器（重大事故等対処用）

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、所内常設蓄電式直流電源による給電に使用する蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）、蓄電池（重大事故等対処用）、代替電源（直流）による給電に使用する電源車、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、タンク

ローリ及び充電器（重大事故等対処用）は重大事故等対処設備と位置付ける。

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、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

これらの重大事故等対処設備により、ディーゼル発電機が使用できない場合においても炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

また、蓄電池（重大事故等対処用）（加圧器逃がし弁給電時）は、個別負荷に対する専用電源であり、使用時の利用目的が限定されることから、以下の手順にて整備する。

- ・蓄電池（重大事故等対処用）（加圧器逃がし弁給電時）

「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。

c. 所内電気設備機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

所内電気設備は、共通要因で機能を失うことはないが、何らかの原因により所内電気設備の2系統が同時に機能を喪失した場合は、代替所内電気設備により給電する手段がある。

このため、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保できる。

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下のとおり。

- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・可搬型燃料給油ポンプ

- ・ 重大事故等対処用専用電源盤
- ・ 電源車
- ・ タンクローリ

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、代替所内電気設備による給電に使用する空冷式非常用発電機，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），可搬型燃料給油ポンプ，重大事故等対処用専用電源盤，電源車及びタンクローリは重大事故等対処設備と位置付ける。

これら機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備を全て網羅している。

以上の重大事故等対処設備により，所内電気設備の２系統が同時に機能を喪失し使用できない場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するために必要な電力を確保できる。

d. 手順等

上記の a. , b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，事故時の監視に必要な手順を整備する（第 1.14.4 表）。

これらの手順は，運転員等^{※3}及び保修対応要員^{※4}の対応として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等に定める（第 1.14.1 表から第 1.14.3 表）。

※3 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう（１号炉の運転員を含む）。

※4 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1. 14. 2 重大事故等時の手順等

1. 14. 2. 1 代替電源（交流）による給電手順等

(1) 空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電

全交流動力電源喪失時に、ディーゼル発電機から独立及び位置的分散を図った重大事故等対処設備である空冷式非常用発電機により、原子炉冷却、格納容器冷却等に係る設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の駆動電源等の非常用交流母線及び重大事故等対処用専用電源盤へ代替電源（交流）から給電する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作及びディーゼル発電機の起動操作を実施しても、母線電圧等が確立しない場合。

b. 操作手順

空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第 1. 14. 3 図に、タイムチャートを第 1. 14. 4 図に、単線結線図を第 1. 14. 5 図に示す。

(a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に空冷式非常用発電機による給電を指示する。

(b) 運転員等は、中央制御室で受電準備のため、非常用高圧母線及び非常用低圧母線の受電遮断器の操作スイッチを「切」とする。

また、受電後の大型補機の自動起動を防止するため、大型補機の操作スイッチを「引ロック」又は「切」とする。

(c) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用電源盤及び非常用コントロールセンタの受電遮断器及び負荷遮断器を「切」とする。

(d) 運転員等は、中央制御室で空冷式非常用発電機を起動し、空冷式非常用発電機の遮断器が自動投入されたことを、電力計等にて確認

する。

- (e) 運転員等は、現場及び中央制御室で重大事故等対処用専用高圧母線及び非常用高圧母線の受電遮断器及び負荷遮断器の投入操作を行い、重大事故等対処用専用高圧母線及び非常用高圧母線の電圧計等により電源が確保されたことを確認する。
- (f) 運転員等は、中央制御室にて非常用低圧母線受電遮断器の操作スイッチを「入」とし、非常用低圧母線の受電を電圧計により確認する。その後、現場にて操作スイッチを「入」とし、負荷側の非常用コントロールセンタを受電したのち、不要負荷、充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）以外の負荷遮断器を「入」とし、インバータの電圧計等により受電確認を行う。
- (g) 発電長は、運転員等及び保修対応要員に蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動操作を指示する。
- (h) 保修対応要員は、現場で蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）用ダンパの開操作を実施する。
- (i) 運転員等は、中央制御室で蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）を起動し、蓄電池室（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室（重大事故等対処用）の換気を行う。
- (j) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用コントロールセンタ及び非常用コントロールセンタの負荷遮断器を「入」とし、充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）を受電したのち、直流電源の電圧計により受電確認を行う。

- (k) 保修対応要員は、空冷式非常用発電機の運転状態を継続して監視する。

c. 操作の成立性

上記のうち、空冷式非常用発電機による受電操作について、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 2 名及び保修対応要員 1 名により作業を実施し、所要時間は、約 18 分と想定する。

充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）の受電操作については、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 2 名及び保修対応要員 2 名により作業を実施し、所要時間は、約 85 分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備するとともに、操作対象遮断器に対して、暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

空冷式非常用発電機は、常設代替電源設備として設置しているため中央制御室及び現場にて、早期に非常用交流母線及び重大事故等対処用専用電源盤への電源回復操作を実施する。

空冷式非常用発電機の必要最大負荷は、想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる、「全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」である。上記の想定事故シーケンスにて使用する補機が機能喪失した場合に、重大事故等対処設備による代替手段を用いた場合においても空冷式非常用発電機の定格負荷容量以下となる。空冷式非常用発電機は、必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束する電力を供給する。さらに、空冷式非常用発電

機の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況，施設定期検査中等）に応じたその他使用可能な負荷へ電力を供給する。

また，「技術的能力審査基準」ごとに要求される重大事故等対処設備等の負荷へ電力を供給する。

(2) 後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電（1 号炉）

空冷式非常用発電機による代替電源（交流）の供給が実施できない場合に，後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による非常用高压母線及び重大事故等対処用専用電源盤への代替電源（交流）から給電する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電が母線電圧等にて確認できない場合において，ディーゼル発電機（1 号炉）等の交流電源が健全であることを 1 号炉の交流母線の電圧等にて確認した場合。

b．操作手順

後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第 1.14.6 図，第 1.14.7 図に，タイムチャートを第 1.14.8 図に示す。

- (a) 発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等及び保修対応要員に後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による給電を指示する。
- (b) 運転員等は，所内電源系統の状態を確認し，後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通が可能であることを確認する。
- (c) 運転員等は，中央制御室及び現場で後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通を行う交流母線の，不要負荷の切離しを実施すると

ともに、受電遮断器を投入するために必要なインターロック処置を実施する。

- (d) 運転員等は、中央制御室及び現場で後備変圧器 1 次側遮断器及び後備変圧器 2 次側断路器を「切」とし、後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による給電開始時の負荷の自動起動を防止するため、後備変圧器 2 次側電路遮断器及び非常用高压母線、非常用低压母線の受電遮断器の操作スイッチを「切」とする。また、受電後の大型補機の自動起動を防止するため、大型補機の操作スイッチを「引ロック」又は「切」とする。
- (e) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用電源盤及び非常用コントロールセンタの受電遮断器及び負荷遮断器を「切」とする。
- (f) 運転員等は、中央制御室及び現場にて 1 号及び 2 号炉の後備変圧器 2 次側電路遮断器及び非常用高压母線の受電遮断器の操作スイッチを「入」とし、非常用高压母線の受電を行い、非常用高压母線の電圧計により電源が確保されたことを確認する。
- (g) 運転員等は、中央制御室にて非常用低压母線受電遮断器の操作スイッチを「入」とし、非常用低压母線の受電を電圧計により確認する。その後、現場にて操作スイッチを「入」とし、負荷側の非常用コントロールセンタ、重大事故等対処用専用電源盤を受電したのち、不要負荷、充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）以外の負荷遮断器を「入」とし、インバータの電圧計等により受電確認を行う。
- (h) 発電長は、運転員等及び保修対応要員に蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動操作を指示する。

- (i) 保 修 対 応 要 員 は， 現 場 で 蓄 電 池 室 排 気 フ ァ ン（ 安 全 上 重 要 な 設 備 に 供 給 す る 蓄 電 池） 用 ダ ン パ の 開 操 作 を 実 施 す る。
- (j) 運 転 員 等 は， 中 央 制 御 室 で 蓄 電 池 室 排 気 フ ァ ン（ 安 全 上 重 要 な 設 備 に 供 給 す る 蓄 電 池） 及 び 蓄 電 池 室 排 気 フ ァ ン（ 重 大 事 故 等 対 処 用） を 起 動 し， 蓄 電 池 室（ 安 全 上 重 要 な 設 備 に 供 給 す る 蓄 電 池） 及 び 蓄 電 池 室（ 重 大 事 故 等 対 処 用） の 換 気 を 行 う。
- (k) 運 転 員 等 は， 現 場 で 重 大 事 故 等 対 処 用 専 用 コ ン ト ロ ー ル セ ン タ 及 び 非 常 用 コ ン ト ロ ー ル セ ン タ の 負 荷 遮 断 器 を「 入 」 と し， 充 電 器（ 安 全 上 重 要 な 設 備 に 供 給 す る 蓄 電 池） 及 び 充 電 器（ 重 大 事 故 等 対 処 用） を 受 電 し た の ち， 直 流 電 源 の 電 圧 計 に よ り 受 電 確 認 を 行 う。

c． 操 作 の 成 立 性

 上 記 の う ち， 後 備 変 圧 器 2 次 側 電 路 を 使 用 し た 号 機 間 融 通 に よ る 受 電 操 作 に つ い て， 中 央 制 御 室 に お け る 対 応 は 運 転 員 等 2 名， 現 場 に お け る 対 応 は 運 転 員 等 3 名 に よ り 作 業 を 実 施 し， 所 要 時 間 は， 約 85 分 と 想 定 す る。

 充 電 器（ 安 全 上 重 要 な 設 備 に 供 給 す る 蓄 電 池） 及 び 充 電 器（ 重 大 事 故 等 対 処 用） の 受 電 操 作 に つ い て は， 中 央 制 御 室 に お け る 対 応 は 運 転 員 等 1 名， 現 場 に お け る 対 応 は 運 転 員 等 2 名 及 び 保 修 対 応 要 員 2 名 に よ り 作 業 を 実 施 し， 所 要 時 間 は， 約 85 分 と 想 定 す る。

 円 滑 に 作 業 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 と と も に， 操 作 対 象 遮 断 器 に 対 し て， 暗 闇 で も 視 認 性 が あ る よ う に 識 別 表 示 を 行 う。 作 業 環 境 の 周 囲 温 度 は 通 常 運 転 状 態 と 同 程 度 で あ る。

 後 備 変 圧 器 2 次 側 電 路 を 使 用 し た 号 機 間 融 通 に つ い て は， ケ ー ブ ル の 送 電 容 量 を 考 慮 し た 負 荷 の 範 囲 内 で 電 力 を 供 給 す る。

後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の電力を供給する。さらに、1 号炉の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況、施設定期検査中等）に応じ、その他使用可能な負荷に電力を供給する。

(3) 号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電（1 号炉）

後備変圧器 2 次側電路による代替電源（交流）の供給が実施できない場合に、号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による非常用高压母線への代替電源（交流）から給電する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

後備変圧器 2 次側電路による代替電源（交流）からの給電が母線電圧等にて確認できない場合において、ディーゼル発電機（1 号炉）等の交流電源が健全であることを 1 号炉の交流母線の電圧等にて確認した場合。

b. 操作手順

号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第 1.14.9 図、第 1.14.10 図に、タイムチャートを第 1.14.11 図に、ケーブル布設ルートを第 1.14.12 図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等及び保修対応要員に、号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による給電を指示する。
- (b) 運転員等は、所内電源系統の状態を確認し、号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通が可能であることを確認する。
- (c) 運転員等は、保修対応要員に号機間電力融通ケーブルの接続準備を依頼する。

- (d) 運転員等は、中央制御室及び現場で、号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通を行う交流母線の不要負荷の切離しを実施するとともに、受電遮断器を投入するために必要なインターロック処置を実施する。
- (e) 運転員等は、号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による給電開始時の負荷の自動起動を防止するため、非常用高圧母線及び非常用低圧母線の受電遮断器の操作スイッチを「切」とする。また、受電後の大型補機の自動起動を防止するため、大型補機の操作スイッチを「引ロック」又は「切」とする。
- (f) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用電源盤及び非常用コントロールセンタの受電遮断器及び負荷遮断器を「切」とする。
- (g) 保修対応要員は号機間電力融通ケーブルの接続を実施する。
- (h) 運転員等は、号機間電力融通ケーブルの接続を確認後、現場にて1号及び2号炉の号機間電力融通受電遮断器を投入し、非常用高圧母線の受電を行い、中央制御室にて非常用高圧母線の電圧計により電源が確保されたことを確認する。
- (i) 運転員等は、中央制御室にて非常用低圧母線受電遮断器の操作スイッチを「入」とし非常用低圧母線の受電を電圧計により確認する。その後、現場にて操作スイッチを「入」とし負荷側の非常用コントロールセンタ、重大事故等対処用専用電源盤を受電したのち、不要負荷、充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）以外の負荷遮断器を「入」とし、インバータの電圧計等により受電確認を行う。
- (j) 発電長は、運転員等及び保修対応要員に蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室排気ファン（重大

事故等対処用)の起動操作を指示する。

- (k) 保守対応要員は、現場で蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）用ダンパの開操作を実施する。
- (l) 運転員等は、中央制御室で蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）を起動し、蓄電池室（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室（重大事故等対処用）の換気を行う。
- (m) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用コントロールセンタ及び非常用コントロールセンタの負荷遮断器を「入」とし、充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）を受電したのち、直流電源の電圧計により受電確認を行う。

c. 操作の成立性

上記のうち、号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による受電操作について、中央制御室における対応は運転員等 2 名、現場における対応は運転員等 3 名及び保守対応要員 3 名にて実施し、所要時間は、約 105 分と想定する。

充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）の受電操作については、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 2 名及び保守対応要員 2 名により作業を実施し、所要時間は、約 85 分と想定する。

円滑に作業できるように、代替電源接続盤（高圧）等の常設設備と接続する箇所はコネクタ接続のため、手動にて実施し、移動経路の確保及び可搬型照明、通信設備等を整備するとともに、操作対象遮断器に対して、暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通については、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で電力を供給する。

号機間電力融通ケーブルは、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の電力を供給する。さらに、1号炉の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況、施設定期検査中等）に応じ、その他使用可能な負荷に電力を供給する。

(4) 電源車による代替電源（交流）からの給電

号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が実施できない場合に、電源車により非常用交流母線及び重大事故等対処用専用電源盤への代替電源（交流）から給電する手順を整備する。

なお、電源車の接続場所は位置的に分散した2箇所を整備する。

a. 手順着手の判断基準

号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が母線電圧等にて確認できない場合。

b. 操作手順

電源車による代替電源（交流）からの給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第1.14.13図に、タイムチャートを第1.14.14図に、ケーブル布設ルートを第1.14.15図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に電源車からの給電を指示する。
- (b) 運転員等は、中央制御室で受電準備のため、非常用低圧母線の受電遮断器の操作スイッチを「切」とする。また、受電後の大型補機の自動起動を防止するため、大型補機の操作スイッチを「引ロック」又は「切」とする。

- (c) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用低圧母線の受電遮断器及び非常用コントロールセンタの負荷遮断器を「切」とする。
- (d) 保修対応要員は、電源車の配置、起動準備を実施する。
- (e) 保修対応要員は、ケーブル布設及び接続等を実施する。
- (f) 運転員等は、保修対応要員による給電系統の構成が完了したことを確認する。
- (g) 保修対応要員は、現場で電源車を起動し、電圧計等にて運転状態を確認する。
- (h) 保修対応要員は、電源車の遮断器を投入する。
- (i) 運転員等は、現場及び中央制御室で重大事故等対処用専用低圧母線及び非常用低圧母線の受電遮断器の投入操作を行い、重大事故等対処用専用低圧母線及び非常用低圧母線の電圧計等により電源が確保されたことを確認する。
- (j) 運転員等は、現場にて非常用低圧母線の受電遮断器の操作スイッチを「入」とし、負荷側の非常用コントロールセンタを受電したのち、不要負荷、充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）以外の負荷遮断器を「入」とし、インバータの電圧計等により受電確認を行う。
- (k) 発電長は、運転員等及び保修対応要員に蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動操作を指示する。
- (l) 保修対応要員は、現場で蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）用ダンパの開操作を実施する。
- (m) 運転員等は、中央制御室で蓄電池室排気ファン（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）

を起動し、蓄電池室（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池室（重大事故等対処用）の換気を行う。

- (n) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用コントロールセンタ及び非常用コントロールセンタの負荷遮断器を「入」とし、充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）を受電したのち、直流電源の電圧計により受電確認を行う。
- (o) 保修対応要員は、電源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給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、電源車は約 2.1 時間の運転が可能。）

c. 操作の成立性

上記のうち、電源車による受電操作については、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 2 名及び保修対応要員 4 名により作業を実施し、所要時間は、約 310 分と想定する。

充電器（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び充電器（重大事故等対処用）の受電操作については、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 2 名及び保修対応要員 2 名により作業を実施し、所要時間は、約 85 分と想定する。

円滑に作業できるように、代替電源接続盤（低圧）等の常設設備と接続する箇所はコネクタ接続のため、手動にて実施し、移動経路の確保及び可搬型照明、通信設備等を整備するとともに、操作対象遮断器に対して、暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

電源車は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の電力を供給する。さらに、電源車の電源裕度及びプラント設備状況（被災

状況、施設定期検査中等）に応じ、その他使用可能な負荷に電力を供給する。

(5) 優先順位

全交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するための代替電源（交流）による給電手順の優先順位は、空冷式非常用発電機、後備変圧器 2 次側電路（号機間融通）、号機間電力融通ケーブル、電源車の順で使用する。

空冷式非常用発電機は全交流動力電源喪失時に、1 号炉や外部電源の状況に依存せず、中央制御室及び現場での電源回復操作を並行し、短時間での給電ができるため、第 1 優先で使用する。

後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電は、運転員等によるインターロック処置後、中央制御室及び現場で遮断器を投入することで、容易に給電することができるが、給電までに要する準備時間が比較的長いことから、第 2 優先で使用する。

号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電は、運転員等によるインターロック処置及び保修対応要員による代替電源接続盤（高圧）でのコネクタ接続後、中央制御室及び現場で遮断器を投入することで、容易に電源供給することができるが、電源供給までに要する準備時間が、後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電に対し比較的長いことから、第 3 優先で使用する。

電源車は、保修対応要員による電源車の配置、ケーブル布設及び接続後、中央制御室及び現場で遮断器を投入することで、容易に電源供給す

ることができるが，必要とされる監視設備や中央制御室空調設備等を維持するための最低限必要な負荷へ電力を供給できる電源であること及び給電までに要する準備時間が，号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電に対し比較的長いことから，第 4 優先で使用する。

上記の第 1 優先から第 4 優先までの手順を連続して行った場合，約 8.7 時間で実施でき，所内直流電源設備から給電されている 24 時間以内に，十分な余裕を持って非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ繋ぎ込み，給電を開始する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.14.16 図に示す。

1.14.2.2 代替電源（直流）による給電手順等

- (1) 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）による所内常設蓄電式直流電源からの給電

全交流動力電源喪失時は，蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）により，非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ所内常設蓄電式直流電源を自動で給電する。このため，蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）による所内常設蓄電式直流電源を給電する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により，交流電源から非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線への給電が母線電圧等にて確認できない場合。

b. 操作手順

蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故

等対処用) による所内常設蓄電式直流電源からの給電は、自動動作となるため、自動動作の状況を非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線の電圧計により確認する。

早期の交流動力電源の復旧見込みがない場合、プラントの状態監視等に必ずしも必要でない不要な直流負荷（以下、付録 1.14 において「不要直流負荷」という。）の切離しによる所内常設蓄電式直流電源からの給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第 1.14.17 図に、タイムチャートを第 1.14.18 図に示す。

- (a) 運転員等は、作業着手の判断基準に基づき、中央制御室で非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線電圧により、電源が確保されていることを確認する。
- (b) 発電長は、早期の交流動力電源の復旧見込みがない場合、運転員等に不要直流負荷の切離しを指示する。
- (c) 運転員等は、全交流動力電源喪失発生後 2 時間以内に中央制御室及び隣接した電気室等において蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の不要直流負荷の切離しを実施する。
- (d) 運転員等は、中央制御室で非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線電圧により、電源が確保されていることを確認する。

c. 操作の成立性

上記のうち、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の不要直流負荷切離しについては、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 1 名により作業を実施し、所要時間は、約 40 分と想定する。操作場所は、中央制御室及び隣接した電気室等とし、全交流動力電源喪失発生後 2 時間以内

に、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の不要直流負荷を切離し、24 時間以上にわたり電力の供給を実施する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備するとともに、操作対象遮断器に対して、暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(2) 電源車及び充電器（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電

全交流動力電源喪失時に蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の電圧が低下する（24 時間以降）前までに、非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ代替電源（直流）を給電する手順を整備する。

電源車の接続場所は位置的に分散した 2 箇所を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、代替電源（交流）から非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線への給電が母線電圧等にて確認できない場合。

b. 操作手順

電源車及び充電器（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第 1.14.19 図に、タイムチャートを第 1.14.20 図に、ケーブル布設ルートを第 1.14.21 図、第 1.14.22 図及び第 1.14.23 図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に電源車及び充電器（重大事故等対処用）による給電を指示す

る。

- (b) 保修対応要員は、現場で電源車の起動準備を行う。
- (c) 保修対応要員は、ケーブル布設及び接続等を実施する。
- (d) 運転員等は、現場で受電準備操作を実施する。
- (e) 保修対応要員は、現場で電源車を起動し、電圧計等にて運転状態を確認する。
- (f) 保修対応要員及び運転員等は、現場で電源車から重大事故等対処専用低圧母線及び重大事故等対処専用コントロールセンタへの受電操作を行い、重大事故等対処専用低圧母線の電圧計等により受電確認を行う。
- (g) 発電長は、運転員等及び保修対応要員に蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動操作を指示する。
- (h) 運転員等は、中央制御室で蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）を起動し、蓄電池室（重大事故等対処用）の換気を行う。
- (i) 運転員等は、現場で重大事故等対処専用コントロールセンタの負荷遮断器を「入」とし、充電器（重大事故等対処用）を受電したのち、直流電源の電圧計により受電確認を行う。
- (j) 保修対応要員は、電源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給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、電源車は約 2.1 時間の運転が可能。）

c. 操作の成立性

 上記のうち、電源車及び充電器（重大事故等対処用）による受電操作については、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 1 名及び保修対応要員 4 名により作業を実施し、所要時間

は、約 330 分と想定する。

円滑に作業できるように、代替電源接続盤（低圧）等の常設設備と接続する箇所はコネクタ接続のため、手動にて実施し、移動経路の確保及び可搬型照明、通信設備等を整備するとともに、操作対象遮断器に対して、暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(3) 優先順位

全交流動力電源喪失時に、代替電源（直流）による給電手段として、以上の手段を用いて、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）により必要な直流電源を確保する。また、事象発生から 2 時間以内に速やかに中央制御室及び隣接した電気室等において蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の不要直流負荷の切離しを実施し、所内常設蓄電式直流電源を確保することで、所内常設蓄電式直流電源からの給電を 24 時間以上にわたって確保するので第 1 優先で使用する。

全交流動力電源喪失時に、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電は、24 時間以降に電圧が低下するため、それまでに電源車及び充電器（重大事故等対処用）を準備し、電源車及び充電器（重大事故等対処用）から代替電源（直流）を給電することにより長期に渡る直流電源を確保可能であることから、第 2 優先で使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.14.24 図に示す。

1.14.2.3 代替所内電気設備による給電手順等

(1) 代替所内電気設備による給電（空冷式非常用発電機）

所内電気設備の 2 系統が同時に機能を喪失した場合は、共通要因で機能を失うことがないように、少なくとも 1 系統は機能の維持及び人の接近性を確保し、常設重大事故等対処設備である空冷式非常用発電機及び重大事故等対処用専用電源盤により、原子炉を安定状態に収束させるために必要な機器（監視計器、常設低圧代替注水ポンプ等）へ代替電源から給電する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

所内電気設備の 2 系統が同時に機能喪失したことを、非常用高圧母線の電圧等により確認した場合。

b．操作手順

代替所内電気設備による給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第 1.14.25 図に、タイムチャートを第 1.14.26 図に、フローチャートを第 1.14.16 図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に代替所内電気設備による給電を指示する。
- (b) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用電源盤の受電に必要な系統構成を実施する。
- (c) 運転員等は、中央制御室で空冷式非常用発電機を起動し、空冷式非常用発電機の遮断器が自動投入されたことを、電力計等にて確認する。
- (d) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用高圧母線の受電遮断器を投入し、重大事故等対処用専用高圧母線の受電状態を確認する。
- (e) 運転員等は、不要負荷及び充電器（重大事故等対処用）以外の負荷遮断器を「入」とし、インバータ（重大事故等対処用）の電圧計等により受電確認を行う。

- (f) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用切替盤にて負荷遮断器の切替操作を行う。
- (g) 発電長は、運転員等及び保修対応要員に蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動操作を指示する。
- (h) 運転員等は、中央制御室で蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）を起動し、蓄電池室（重大事故等対処用）の換気を行う。
- (i) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用コントロールセンタの負荷遮断器を「入」とし、充電器（重大事故等対処用）を受電したのち、直流電源の電圧計により受電確認を行う。
- (j) 保修対応要員は、空冷式非常用発電機の運転状態を継続して監視する。

c. 操作の成立性

上記のうち、空冷式非常用発電機による受電操作については、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 1 名及び保修対応要員 1 名により作業を実施し、所要時間は、約 60 分と想定する。

充電器（重大事故等対処用）の受電操作については、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 1 名により作業を実施し、所要時間は、約 25 分と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路の確保及び可搬型照明、通信設備等を整備するとともに、操作対象遮断器に対して、暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(2) 代替所内電気設備による給電（電源車）

所内電気設備の 2 系統が同時に機能を喪失し、空冷式非常用発電機に

よる代替電源（交流）からの給電が母線電圧等にて確認できない場合に、可搬型重大事故等対処設備である電源車及び常設重大事故等対処設備である重大事故等対処用専用電源盤により、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の電力を供給する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

所内電気設備の2系統が同時に機能を喪失し、空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電が重大事故等対処用専用電源盤の電圧等にて確認できない場合。

b．操作手順

代替所内電気設備による給電を行う手順の概要は以下のとおり。概略図を第 1.14.25 図に、タイムチャートを第 1.14.27 図に、フローチャートを第 1.14.16 図に示す。

- (a) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に代替所内電気設備による給電を指示する。
- (b) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用電源盤の受電に必要な系統構成を実施する。
- (c) 保修対応要員は、現場で電源車の配置及び起動準備を実施する。
- (d) 保修対応要員は、現場でケーブル布設及びケーブル接続等を実施する。
- (e) 保修対応要員は、現場で電源車を起動し、電圧計等により運転状態を確認する。
- (f) 保修対応要員及び運転員等は、現場で電源車から重大事故等対処用専用低圧母線へ交流電源を給電し、重大事故等対処用専用低圧母線の受電状態を確認する。
- (g) 運転員等は、不要負荷及び充電器（重大事故等対処用）以外の負

荷遮断器を「入」とし、インバータ（重大事故等対処用）の電圧計等により受電確認を行う。

- (h) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用切替盤にて負荷遮断器の切替操作を行う。
- (i) 発電長は、運転員等及び保修対応要員に蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動操作を指示する。
- (j) 運転員等は、中央制御室で蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）を起動し、蓄電池室（重大事故等対処用）の換気を行う。
- (k) 運転員等は、現場で重大事故等対処用専用コントロールセンタの負荷遮断器を「入」とし、充電器（重大事故等対処用）を受電したのち、直流電源の電圧計により受電確認を行う。
- (l) 保修対応要員は、電源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給油作業着手間隔に達した場合に燃料の給油を実施する。（燃料を給油しない場合、電源車は約 2.1 時間の運転が可能。）

c. 操作の成立性

上記のうち、電源車による受電操作については、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 1 名及び保修対応要員 4 名により作業を実施し、所要時間は、約 310 分と想定する。

充電器（重大事故等対処用）の受電操作については、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 1 名により作業を実施し、所要時間は、約 25 分と想定する。

所内電気設備の 2 系統が同時に機能を喪失し、空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電が重大事故等対処用専用電源盤の電圧等にて確認できない場合に、代替電源からの給電手段として、以上の手

段を用いて、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の電力を供給する。

円滑に作業できるように、代替電源接続盤（低圧）等の常設設備と接続する箇所はコネクタ接続のため、手動にて実施し、移動経路の確保及び可搬型照明、通信設備等を整備するとともに、操作対象遮断器に対して、暗闇でも視認性があるように識別表示を行う。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(3) 優先順位

空冷式非常用発電機は、中央制御室及び現場での電源回復操作を並行し、短時間での給電ができるため、第1優先で使用する。電源車は、保修対応要員による電源車の配置、ケーブル布設及び接続後、中央制御室及び現場で遮断器を投入することで、容易に電源供給することができるが、給電までに要する準備時間が、空冷式非常用発電機を使用した代替所内電気設備による給電に対し比較的長いことから、第2優先で使用する。

1.14.2.4 燃料の補給手順等

全交流動力電源喪失時に、重大事故等対処設備である空冷式非常用発電機及び電源車を運転した場合、これらの設備への燃料補給が必要となる（燃料は全て軽油）。

(1) 空冷式非常用発電機等への燃料（軽油）補給

燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）から可搬型燃料給油ポンプ、又はタンクローリにより空冷式非常用発電機等に補給する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

[空冷式非常用発電機の場合]

空冷式非常用発電機の運転を開始した場合。

[電源車の場合]

電源車の運転が必要と判断した場合及び運転開始後については、定格負荷運転時における給油作業着手間隔※⁵に達した場合。

※ 5 定格負荷運転時における給油作業着手間隔は以下のとおり。

- ・ 運転開始後約 0.7 時間後に給油作業着手
(その後約 2.1 時間ごとに給油作業に着手)

b. 操作手順

空冷式非常用発電機等への燃料（軽油）補給の手順の概要は以下のとおり。概略図を第 1.14.28 図に、タイムチャートを第 1.14.29 図に、アクセスルートを図 1.14.30 図に示す。

[空冷式非常用発電機の場合]

- (a) 発電長は、運転員等及び保修対応要員に燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）から可搬型燃料給油ポンプによる空冷式非常用発電機への燃料補給を指示する。
- (b) 運転員等は、現場で可搬型燃料給油ポンプによる空冷式非常用発電機への燃料補給に必要な系統構成を実施する。
- (c) 保修対応要員は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）から空冷式非常用発電機への燃料（軽油）補給作業の準備を実施する。
- (d) 保修対応要員は、可搬型燃料給油ポンプ等を燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）近傍に移動させる。
- (e) 保修対応要員は、可搬型燃料給油ポンプから空冷式非常用発電機給油配管まで可搬型ホースを布設し、接続する。
- (f) 保修対応要員は、可搬型燃料給油ポンプに可搬型ホース等を接続

する。

- (g) 保修対応要員は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）燃料取出口の蓋を開放し、可搬型ホース端を貯蔵タンクの油面レベル以下まで下げる。
- (h) 運転員等は、保修対応要員による燃料補給に必要な系統構成が完了したことを確認する。
- (i) 運転員等は、中央制御室で可搬型燃料給油ポンプの起動を行う。
- (j) 保修対応要員は、空冷式非常用発電機の油量を確認し、その後も継続して監視する。

[電源車の場合]

- (a) 発電所災害対策本部は、保修対応要員に燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）からタンクローリによる電源車への燃料補給を指示する。
- (b) 保修対応要員は、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）から電源車への燃料（軽油）補給作業の準備を実施する。
- (c) 保修対応要員は、タンクローリを燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）近傍に移動させ、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）から、タンクローリにて燃料（軽油）の吸入を実施する。
- (d) 保修対応要員は、タンクローリを電源車の近傍に移動させ、燃料（軽油）の補給を実施する。
- (e) 保修対応要員は、タンクローリの油量を確認し、定格負荷運転時の給油作業着手間隔に達した場合、以降(c)、(d)を繰り返し燃料の補給を実施する。

c. 操作の成立性

上記の現場における燃料補給作業のうち、空冷式非常用発電機の燃料

補給作業については、中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は運転員等 1 名及び保修対応要員 4 名により作業を実施し、所要時間は、約 120 分と想定する。電源車の燃料補給作業については、現場における対応は保修対応要員 3 名により作業を実施し、所要時間は、約 105 分と想定する。

空冷式非常用発電機の燃料消費率は、約 329l/h（1 台）であり、起動から枯渇までの時間は約 2.4 時間と想定しており枯渇までに燃料（軽油）補給を実施する。

電源車の燃料消費率は、約 114.8l/h であり、起動から枯渇までの時間は約 2.1 時間と想定しており枯渇までに燃料（軽油）補給を実施する。

なお、重大事故等発生後 7 日間運転継続するために必要な燃料（軽油）の備蓄量として、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）（約 628kl）を管理する。

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

第1.14.1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

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		整理する手順書の分類
交流電源喪失	ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	代替電源（交流）による給電	空冷式非常用発電機	重大事故等 対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※１※２		
			可搬型燃料給油ポンプ※１		
			後備変圧器２次側電路	多様性拡張設備	
			号機間電力融通ケーブル		
			ディーゼル発電機（１号炉）		
			軽油貯蔵タンク（１号炉）※３		
			電源車	重大事故等 対処設備	
			タンクローリ※２		

※1：空冷式非常用発電機の燃料補給に使用する。

※2：電源車の燃料補給に使用する。

※3：ディーゼル発電機（1号炉）の燃料補給に使用する。

第 1.14.2 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

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		整理する手順書の分類
直流電源喪失	ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）	代替電源（直流）による給電	蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）※ 2	重大事故等対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			蓄電池（重大事故等対処用）※ 2		
	電源車				
	燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※ 1				
	タンクローリ※ 1				
	充電器（重大事故等対処用）				
	ディーゼル発電機 （全交流動力電源喪失）， 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の枯渇				

※ 1：電源車の燃料補給に使用する。

※ 2：全交流動力電源喪失後2時間以内に不要直流負荷の切離しを実施し，非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線負荷に対し給電を行う。

第1.14.3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

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		整理する手順書の分類
所内電気設備機能喪失	所内電気設備	代替所内電気設備による給電	空冷式非常用発電機	重大事故等 対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する 手順
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機 用）※1※2		
			可搬型燃料給油ポンプ※1		
			重大事故等対処用専用電源盤		
			電源車		
			タンクローリ※2		

※1：空冷式非常用発電機の燃料補給に使用する。

※2：電源車の燃料補給に使用する。

第1.14.4表 重大事故等対処に係る監視計器

1.14 電源の確保に関する手順等

監視計器一覧 (1/4)

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
1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等			
(1) 空冷式非常用発電機 による代替電源（交 流）からの給電	判断 基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
	操作	電源	・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計 ・ 440V2A, 2B 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用低圧母線電圧計 ・ 2A, 2B 直流電源電圧計 ・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計 ・ 2A, 2B, 2C, 2D インバータ電源電圧計 ・ インバータ（重大事故等対処用）電圧計
			・ 空冷式非常用発電機電力計, 周波数計（空冷式非常用発電機遠隔起動装置）
			・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
			・ 空冷式非常用発電機電力計, 周波数計（空冷式非常用発電機遠隔起動装置）
			・ 6.6kV1A, 1B 母線受電電圧計（1号炉）
			・ 440V1C, 1D 母線受電電圧計（1号炉）
			・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
(2) 後備変圧器2次側電 路を使用した号機間 融通による代替電源 （交流）からの給電 （1号炉）	判断 基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計 ・ 440V2A, 2B 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用低圧母線電圧計 ・ 2A, 2B 直流電源電圧計 ・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計 ・ 2A, 2B, 2C, 2D インバータ電源電圧計 ・ インバータ（重大事故等対処用）電圧計
	操作	電源	・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計 ・ 440V2A, 2B 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用低圧母線電圧計 ・ 2A, 2B 直流電源電圧計 ・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計 ・ 2A, 2B, 2C, 2D インバータ電源電圧計 ・ インバータ（重大事故等対処用）電圧計
			・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
			・ 440V2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用低圧母線電圧計
			・ 2A, 2B 直流電源電圧計
			・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計
			・ 2A, 2B, 2C, 2D インバータ電源電圧計
			・ インバータ（重大事故等対処用）電圧計

監視計器一覧 (2/4)

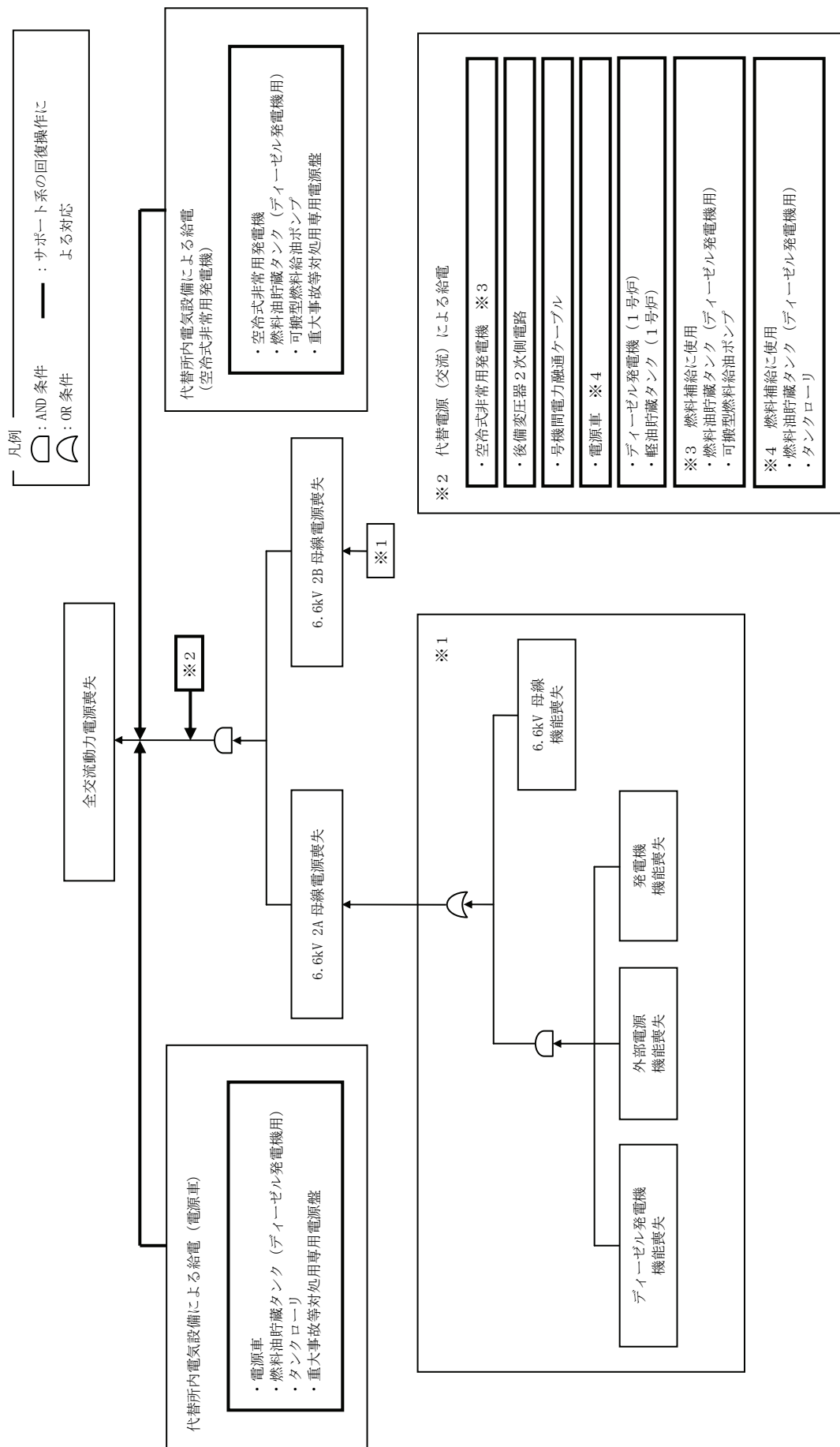
対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.14.2.1 代替電源（交流）による給電手順等			
(3) 号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電（1号炉）	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
			・ 6.6kV1A, 1B 母線受電電圧計（1号炉）
			・ 440V1C, 1D 母線受電電圧計（1号炉）
	操作	電源	・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
			・ 440V2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用低圧母線電圧計
			・ 2A, 2B 直流電源電圧計
			・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計
			・ 2A, 2B, 2C, 2D インバータ電源電圧計
			・ インバータ（重大事故等対処用）電圧計
(4) 電源車による代替電源（交流）からの給電	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
	操作	電源	・ 440V2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用低圧母線電圧計
			・ 2A, 2B 直流電源電圧計
			・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計
			・ 2A, 2B, 2C, 2D インバータ電源電圧計
			・ インバータ（重大事故等対処用）電圧計
			・ 電源車電圧計, 電力計, 周波数計

監視計器一覧 (3/4)

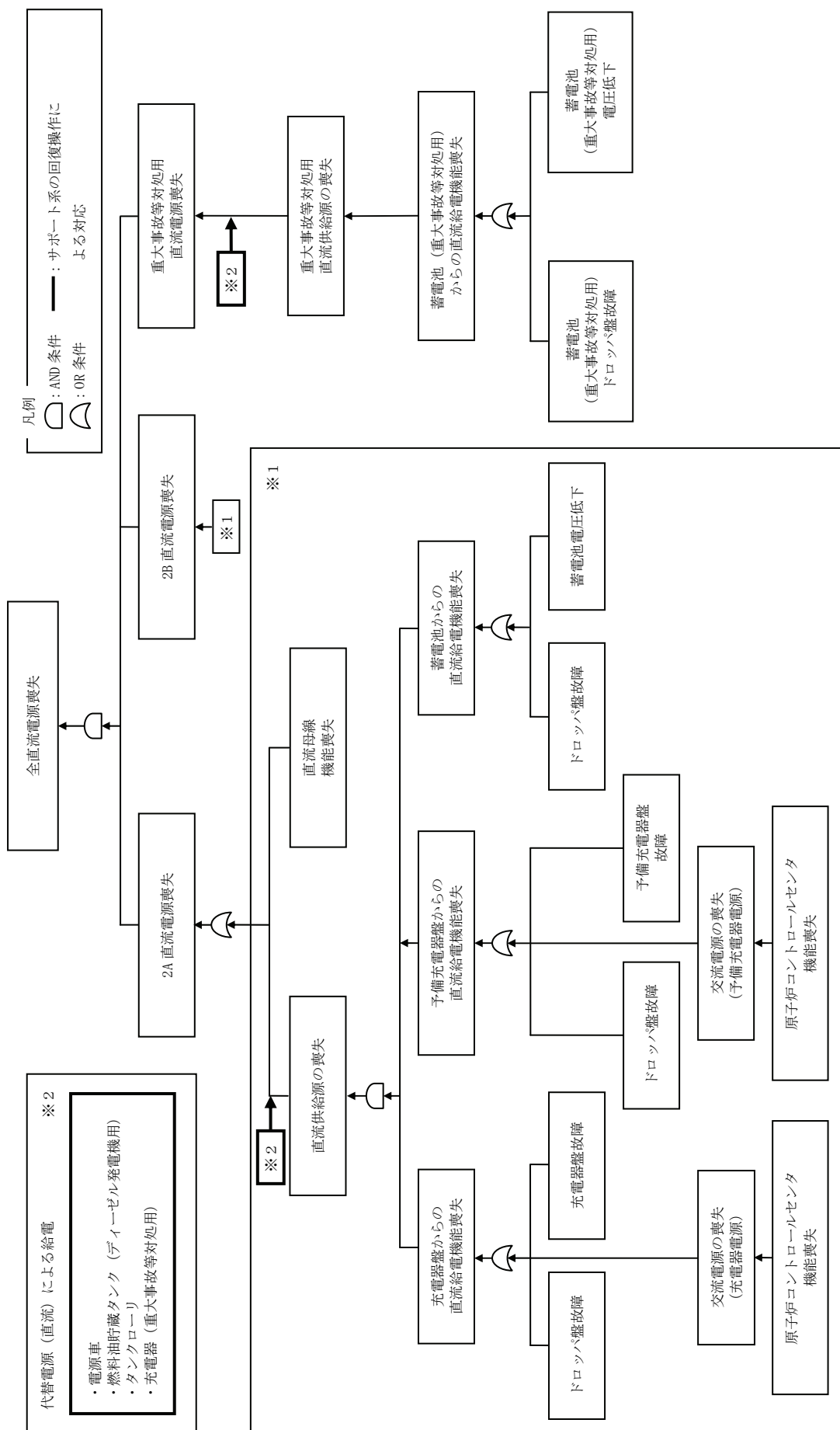
対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.14.2.2 代替電源（直流）による給電手順等			
(1)蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）による所内常設蓄電式直流電源からの給電	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
	操作	電源	・ 2A, 2B 直流電源電圧計 ・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計
	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計 ・ 2A, 2B 直流電源電圧計 ・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計
	操作	電源	・ 440V2A, 2B 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用低圧母線電圧計 ・ 2A, 2B 直流電源電圧計 ・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計 ・ 電源車電圧計，電力計，周波数計
(2)電源車及び充電器（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電			

監視計器一覧 (4/4)

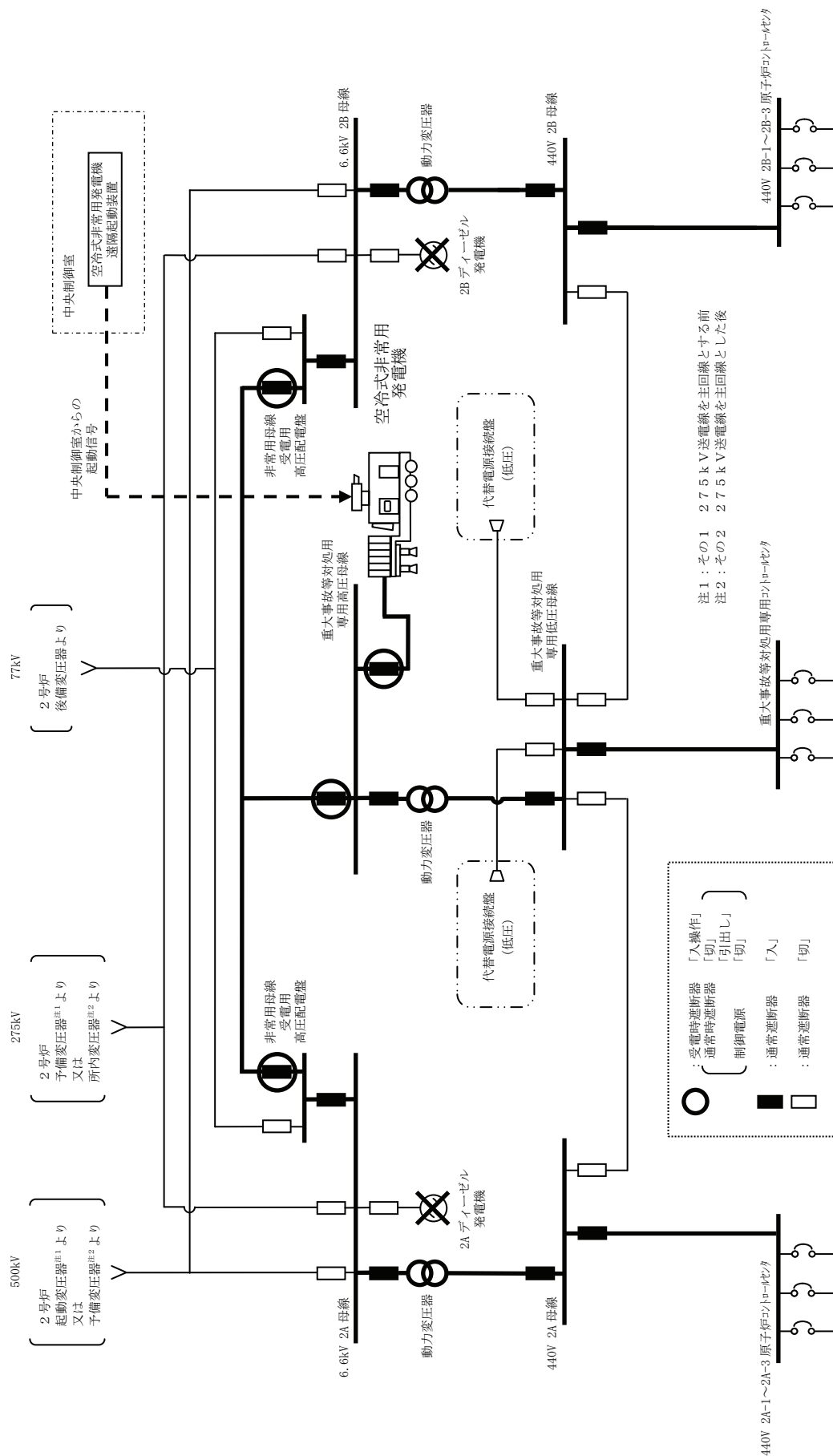
対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1. 14. 2. 3 代替所内電気設備による給電手順等			
(1) 代替所内電気設備による給電（空冷式非常用発電機）	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計
	操作	電源	・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
			・ 2A, 2B 直流電源電圧計
			・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計
			・ インバータ（重大事故等対処用）電圧計
(2) 代替所内電気設備による給電（電源車）	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計
	操作	電源	・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
			・ 空冷式非常用発電機電力計，周波数計（空冷式非常用発電機遠隔起動装置）
			・ 重大事故等対処用専用低圧母線電圧計
			・ 2A, 2B 直流電源電圧計
			・ 重大事故等対処用専用直流電源電圧計
(2) 代替所内電気設備による給電（電源車）	操作	電源	・ インバータ（重大事故等対処用）電圧計
			・ 電源車電圧計，電力計，周波数計



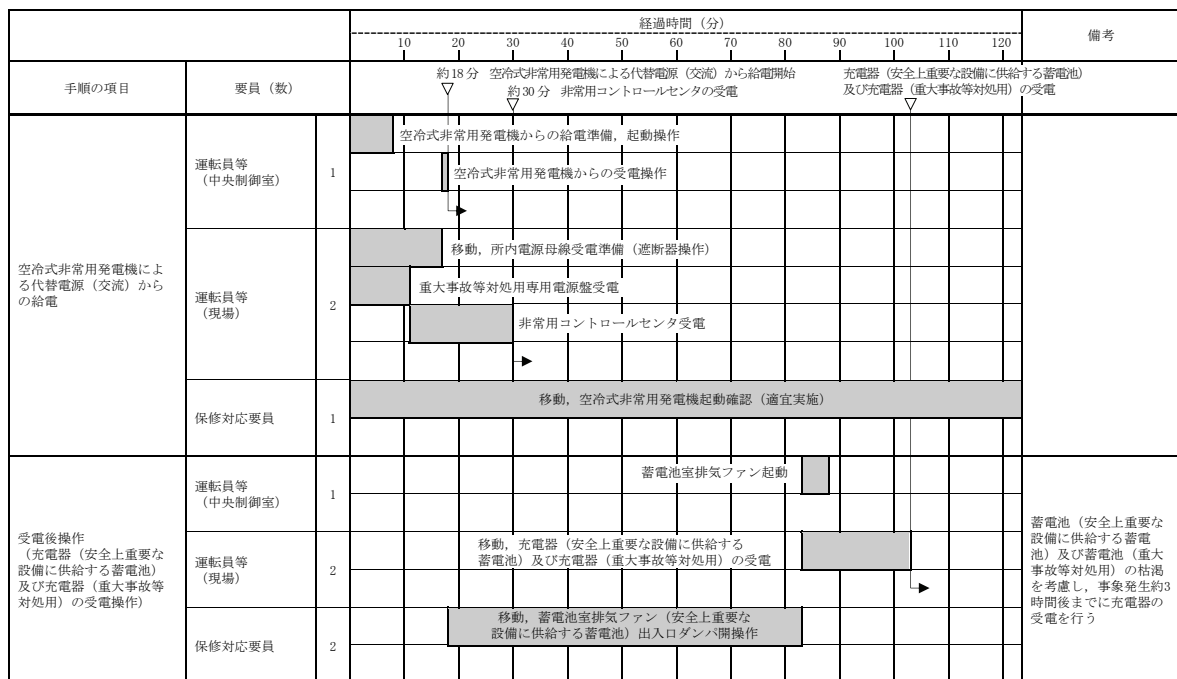
第 1.14.1 図 機能喪失原因対策分析 (全交流動力電源喪失)



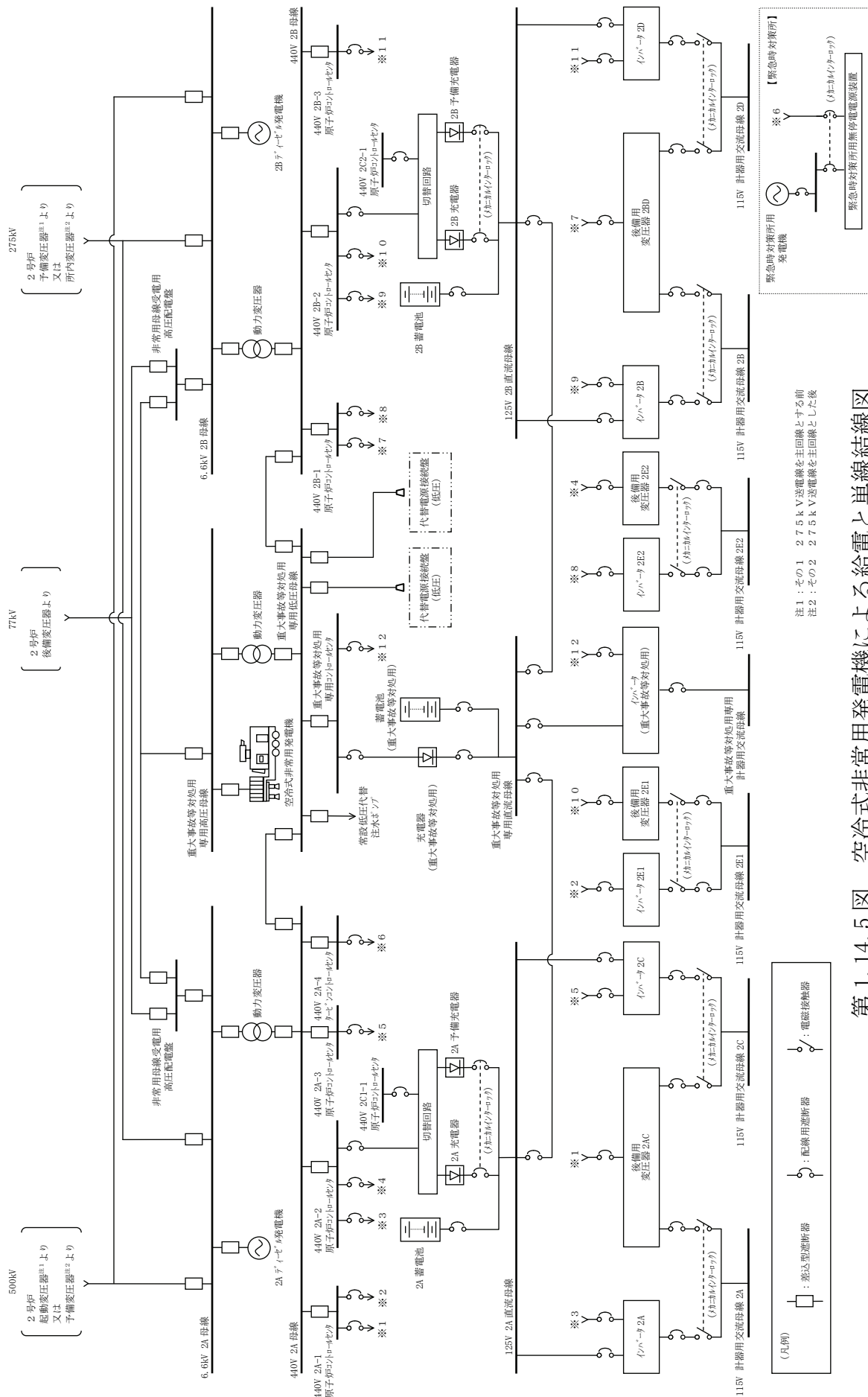
第 1.14.2 図 機能喪失原因対策分析（全直流電源喪失）



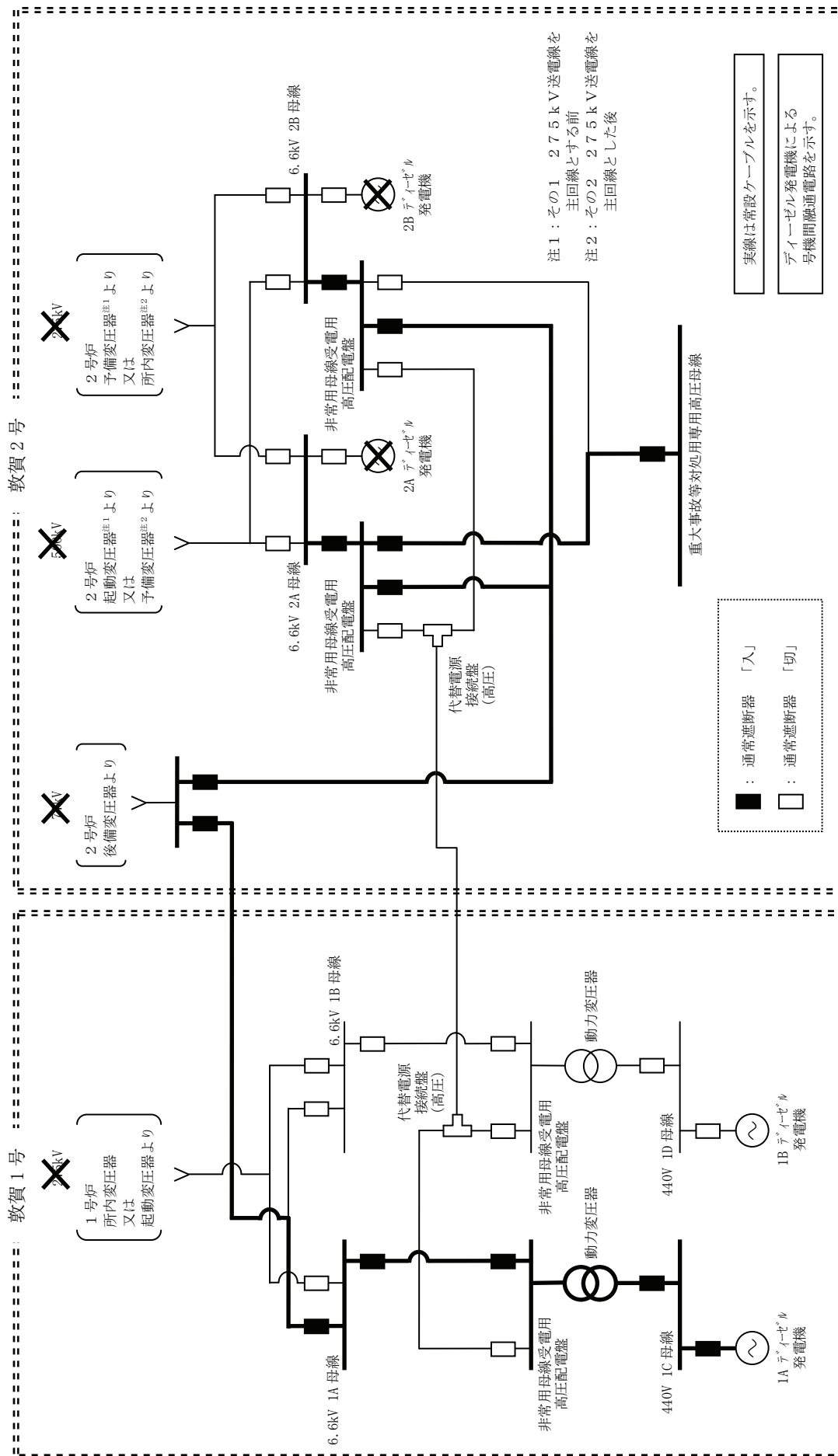
第 1.14.3 図 空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電 概略系統



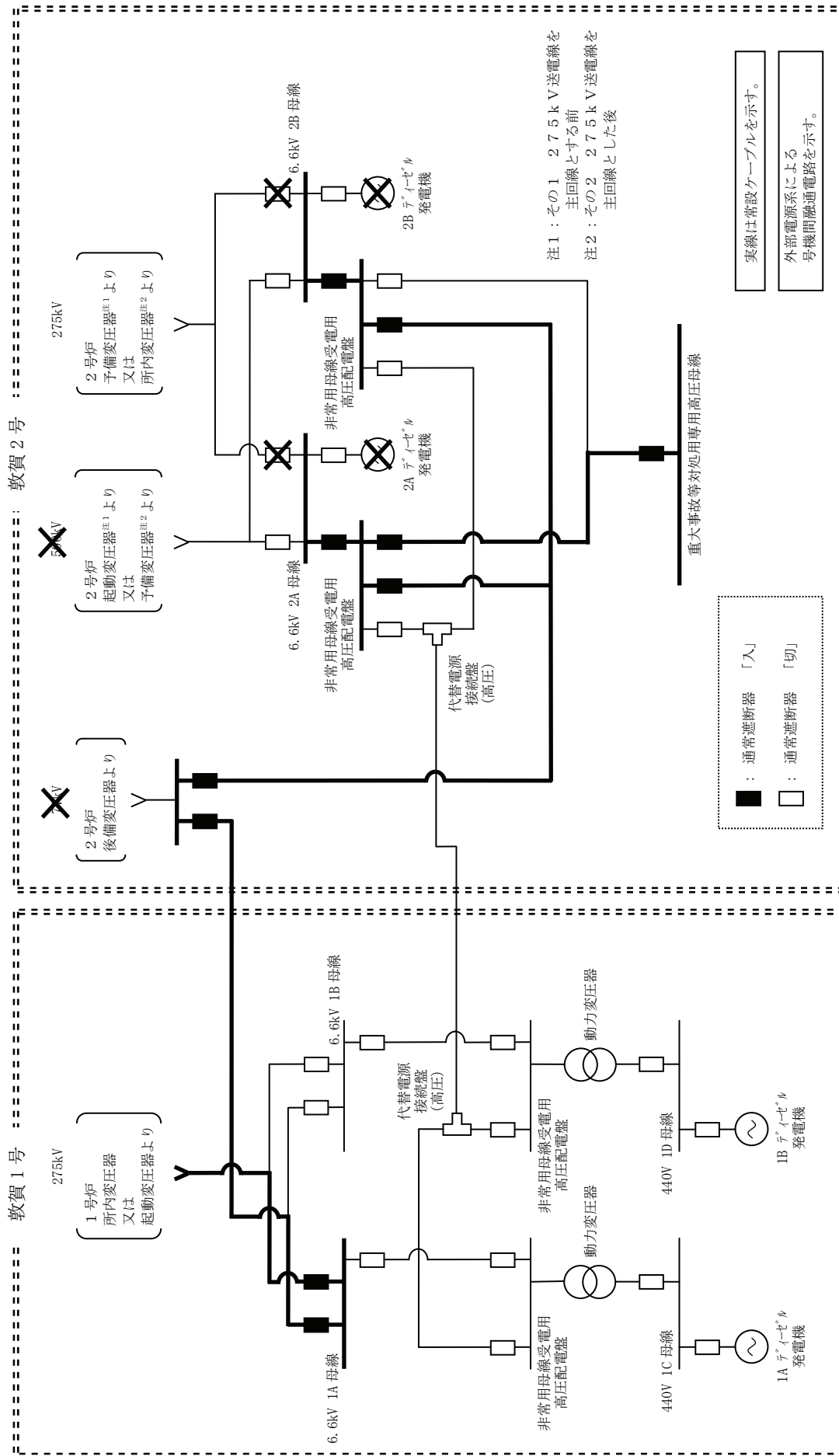
第1.14.4図 空冷式非常用発電機による代替電源（交流）からの給電タイムチャート



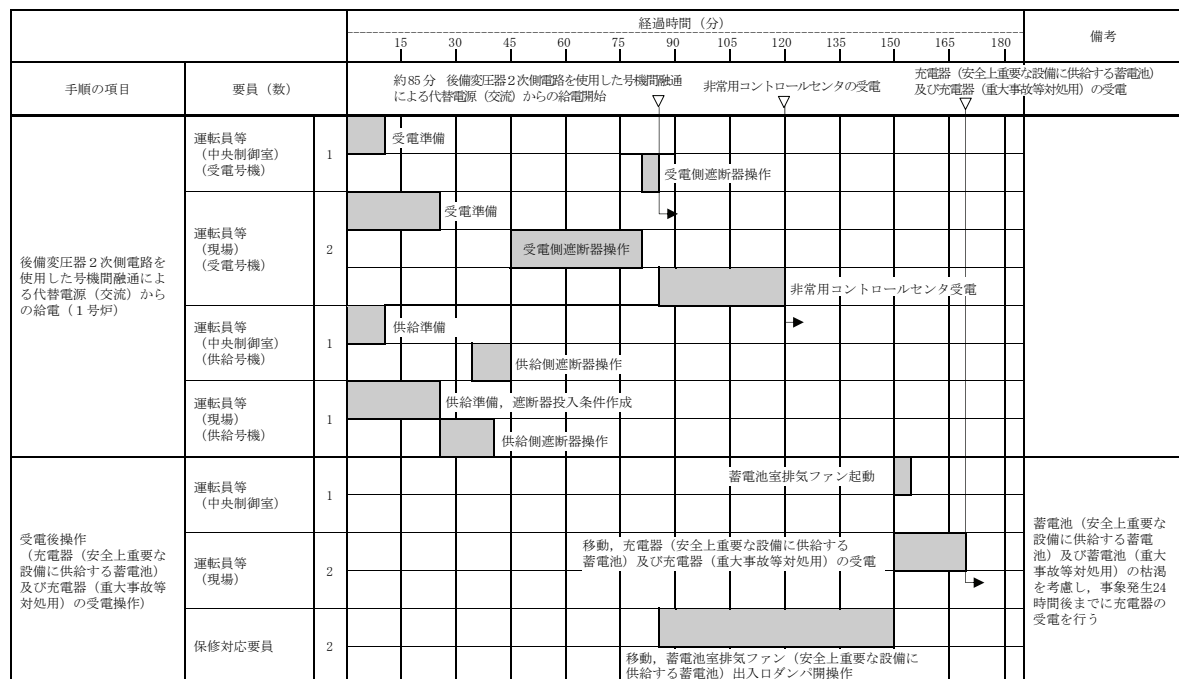
第1.14.5図 空冷式非常用発電機による給電と単線結線図



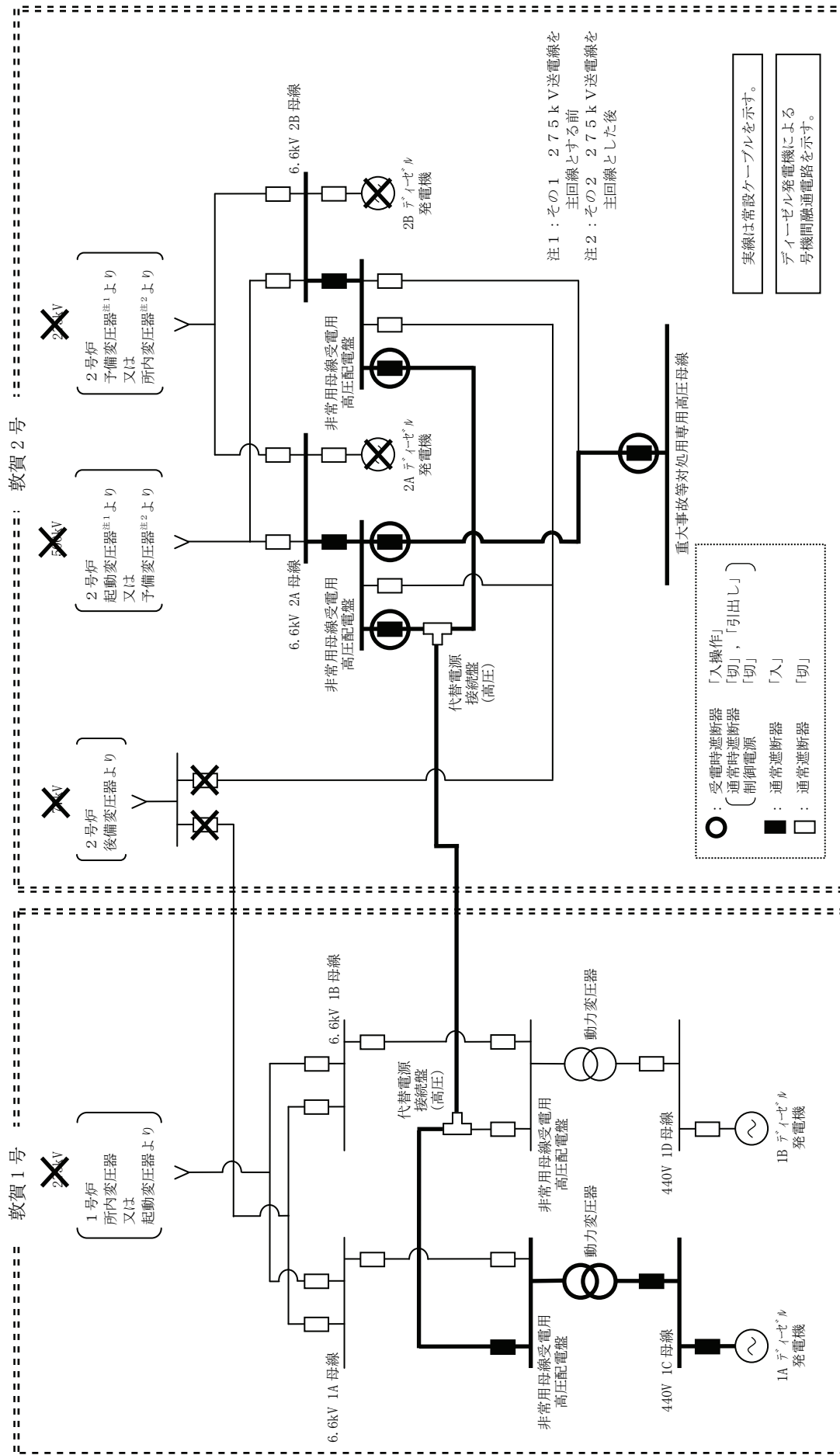
第 1.14.6 図 後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電 (1 号炉) (1) 概略系統



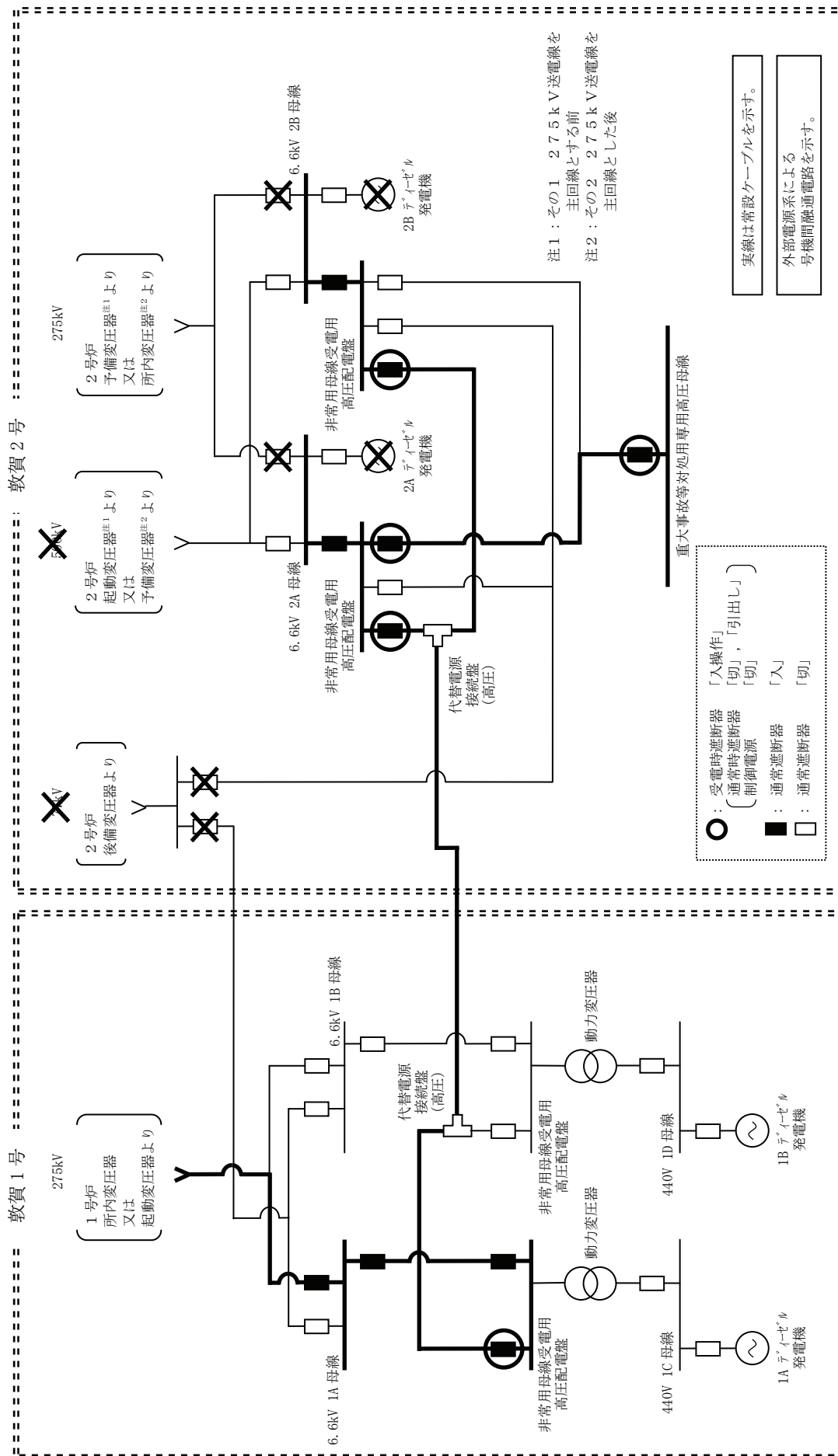
第 1.14.7 図 後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電 (1 号炉) (2) 概略系統



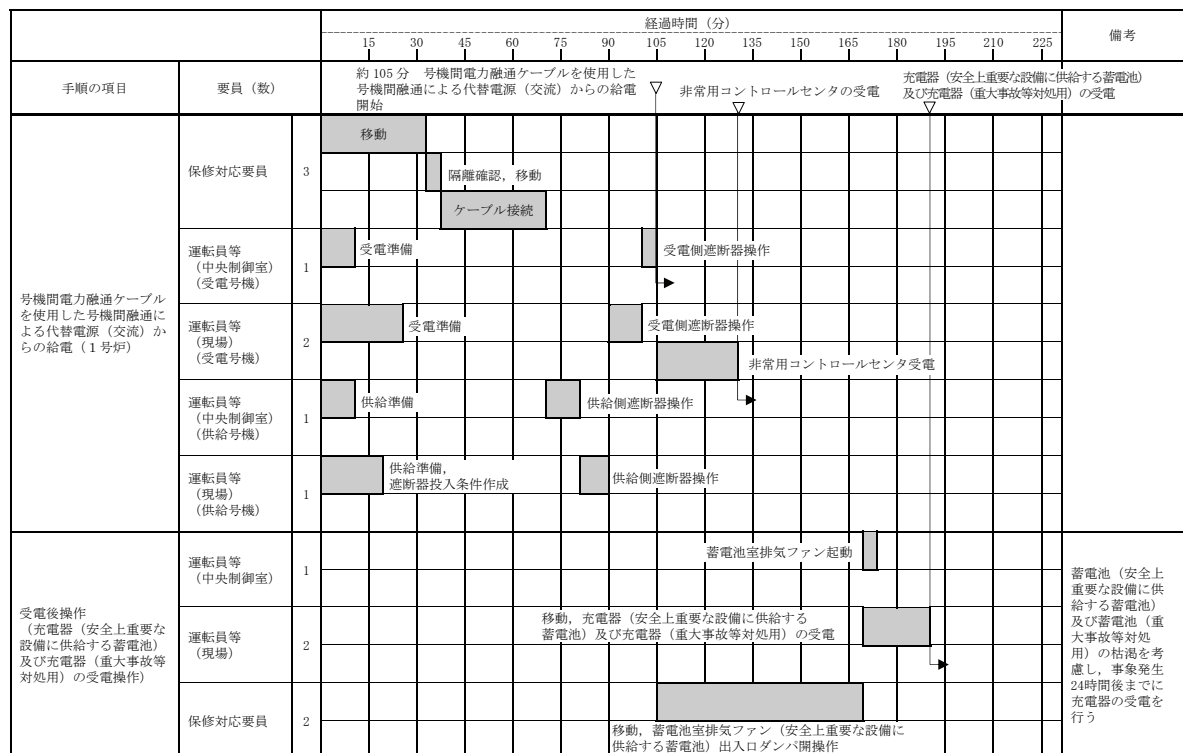
第1. 14. 8図 後備変圧器 2 次側電路を使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電 (1 号炉) タイムチャート



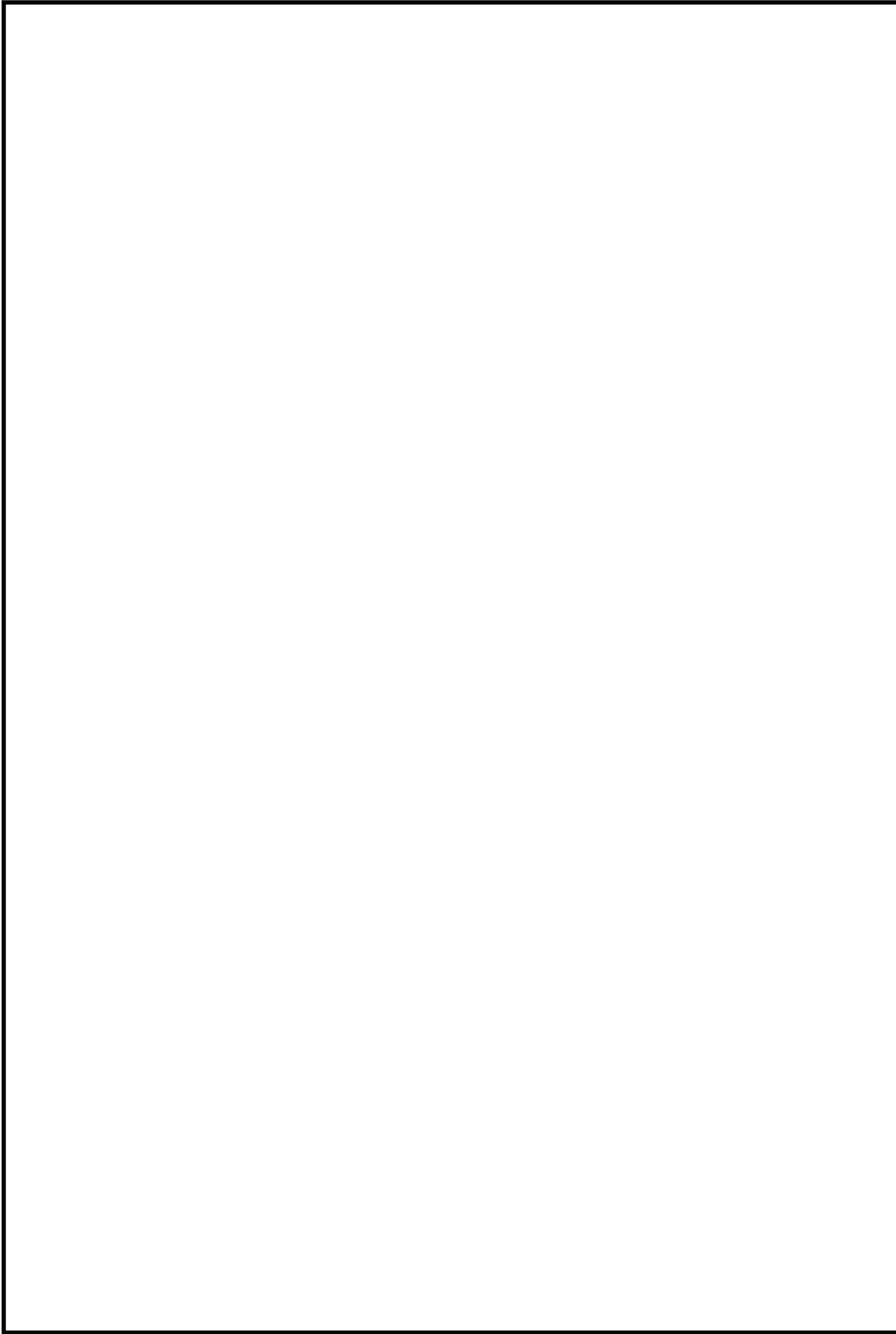
第 1.14.9 図 号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電 (1 号炉) (1) 概略系統



第 1.14.10 図 号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電（1号炉）（2）概略系統

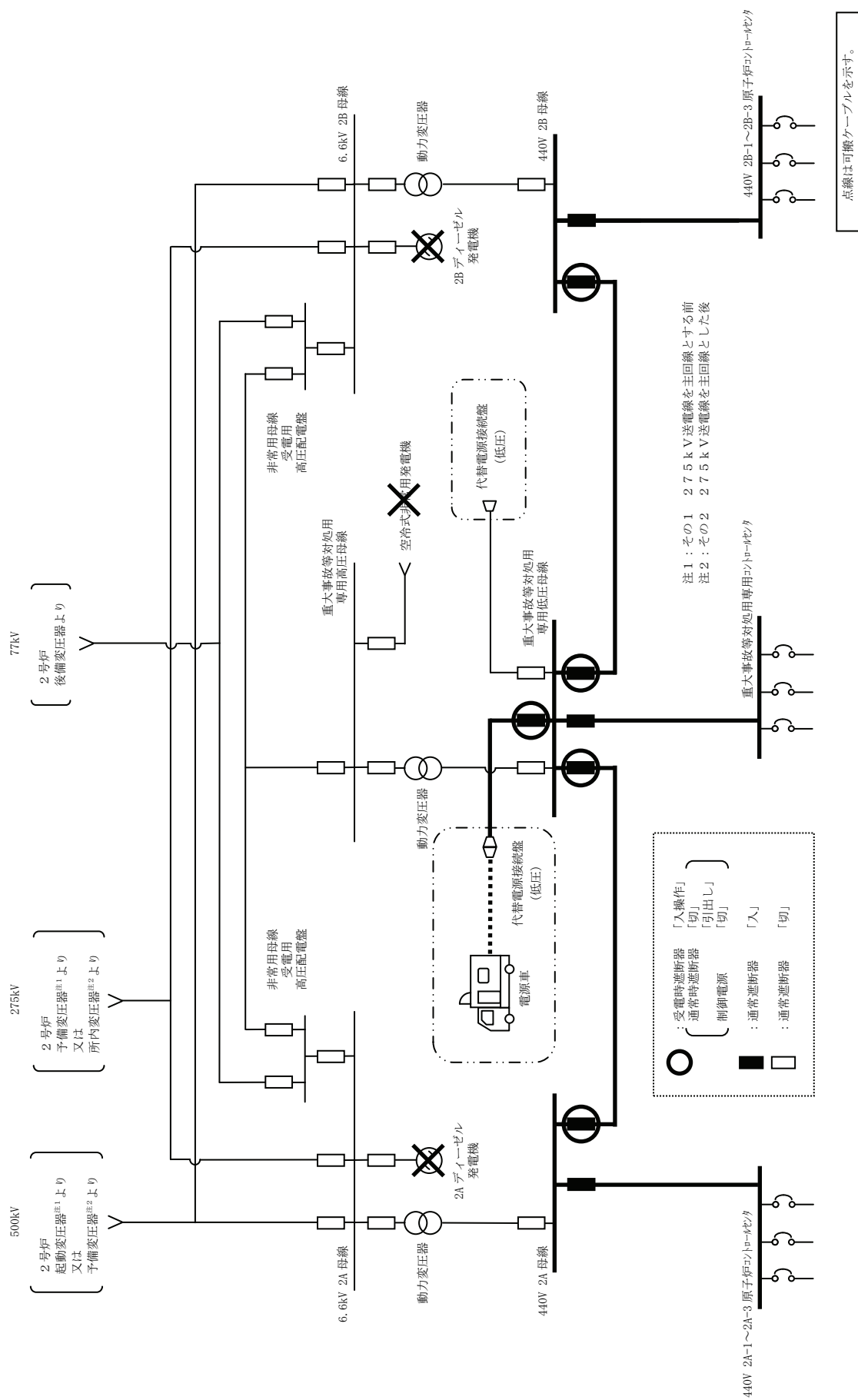


第 1.14.11 図 号機間電力融通ケーブルを使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電 (1号炉) タイムチャート

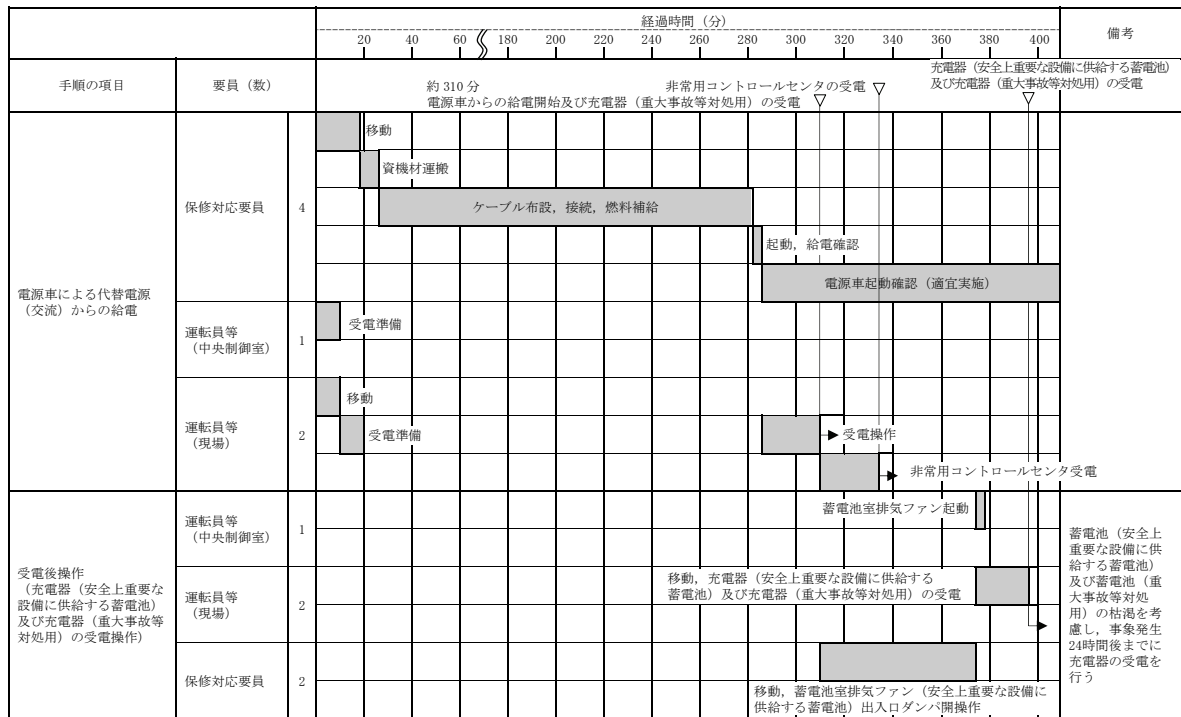


第1.14.12 図 号機間電力融通ケーブルによる号機間融通ケーブル布設ルート

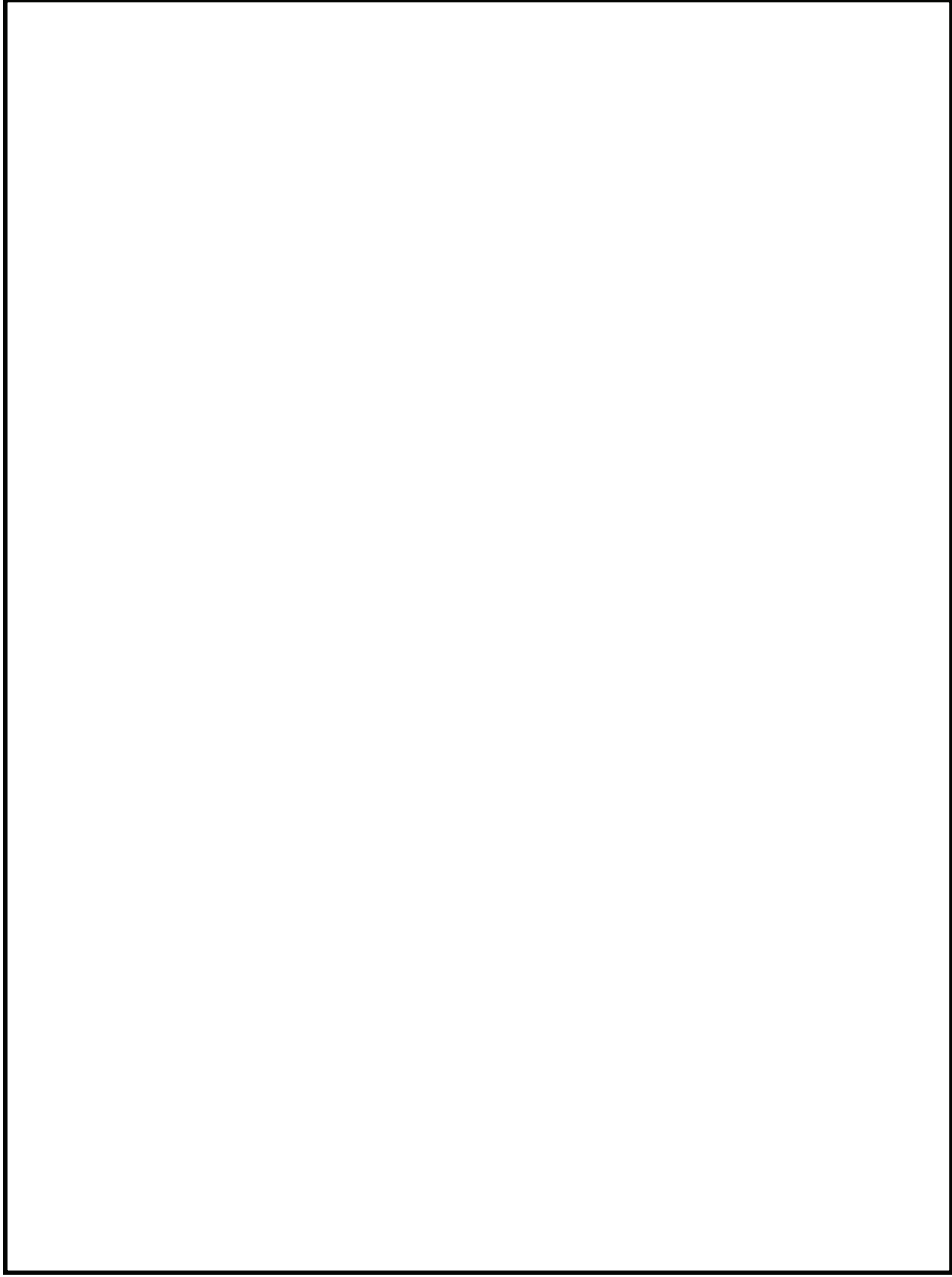
 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第1.14.13 図 電源車による代替電源（交流）からの給電概略系統

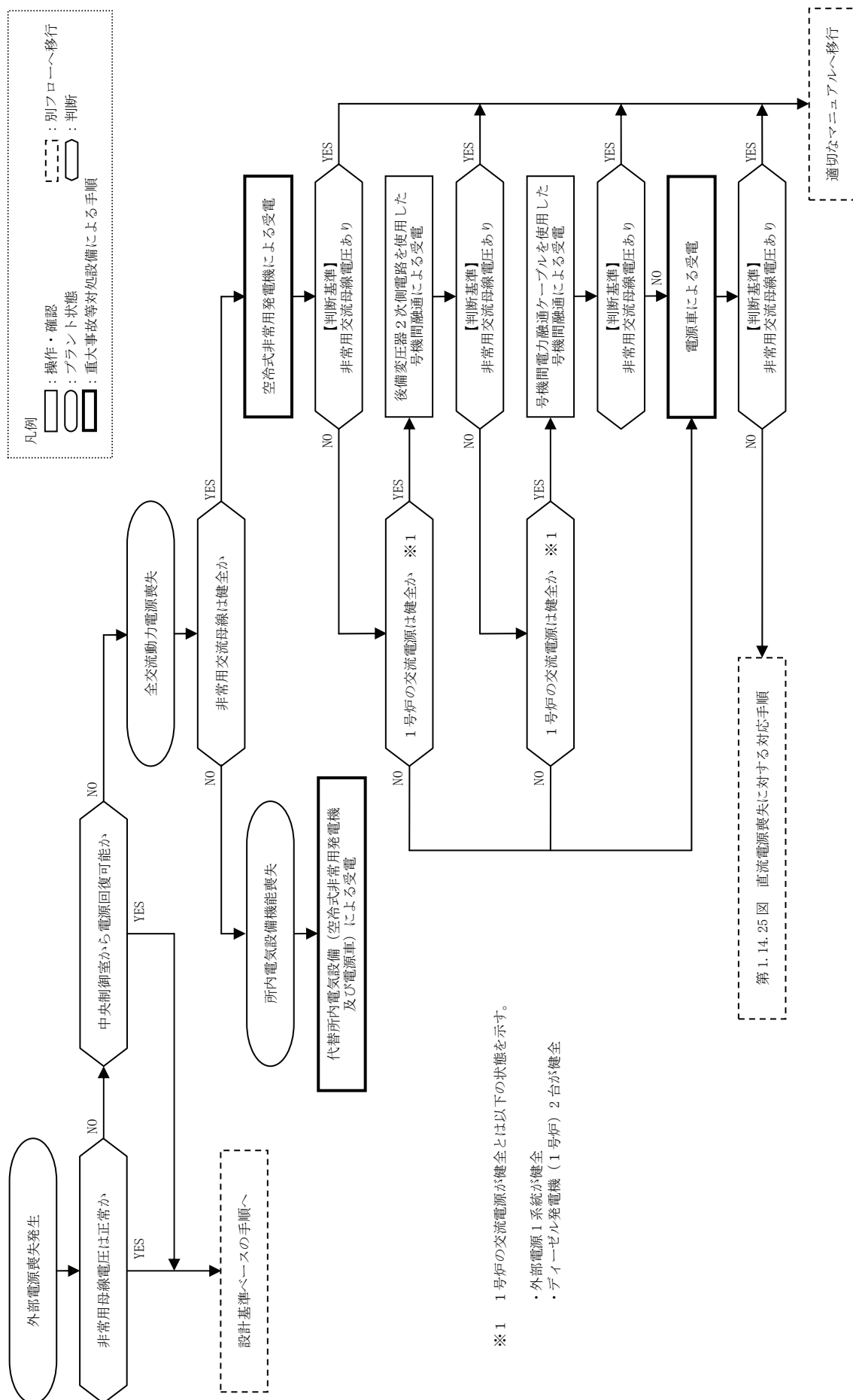


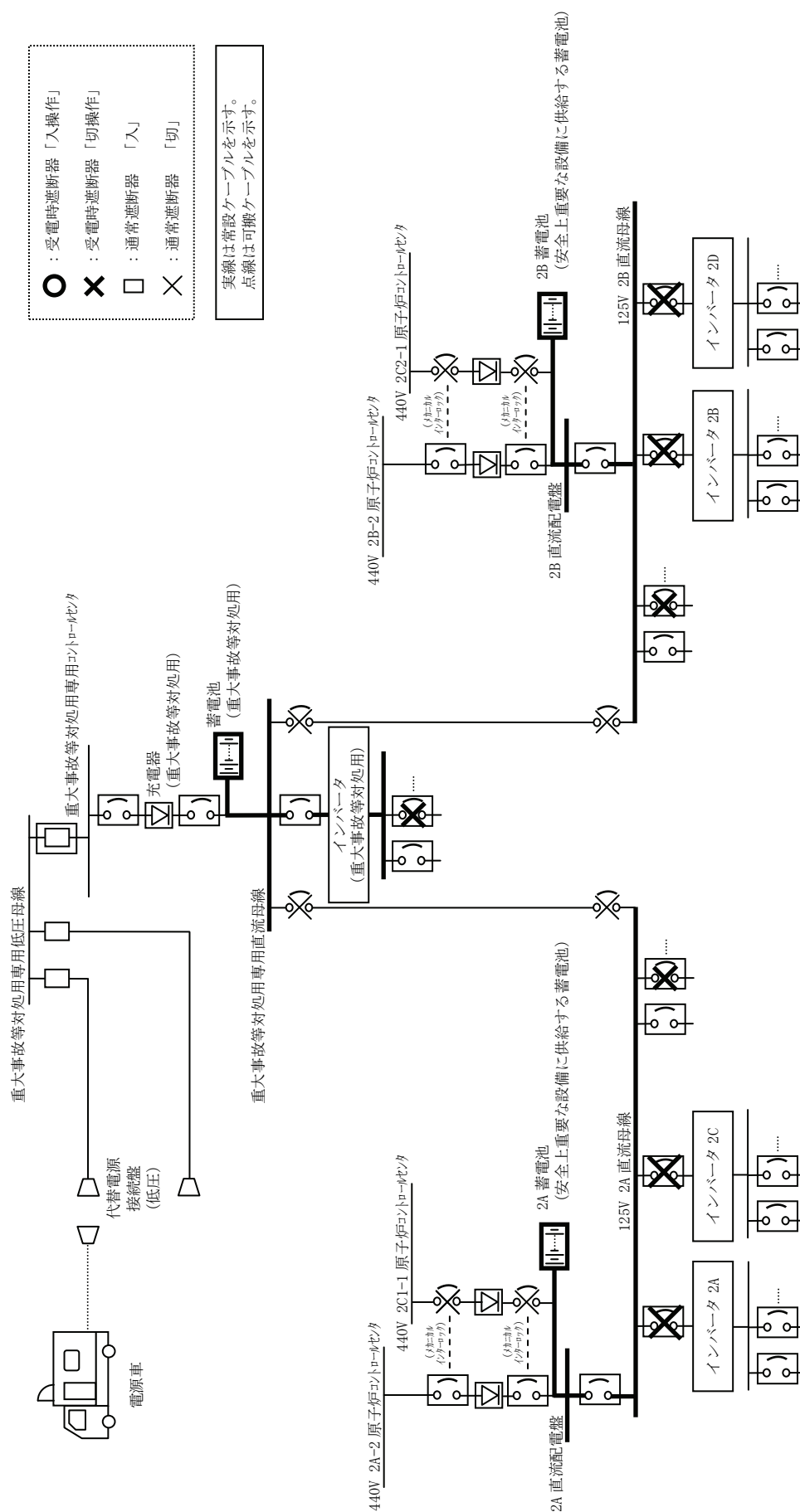
第 1.14.14 図 電源車による代替電源（交流）からの給電タイムチャート



第 1.14.15 図 電源ケーブル布設ルート

☐ は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

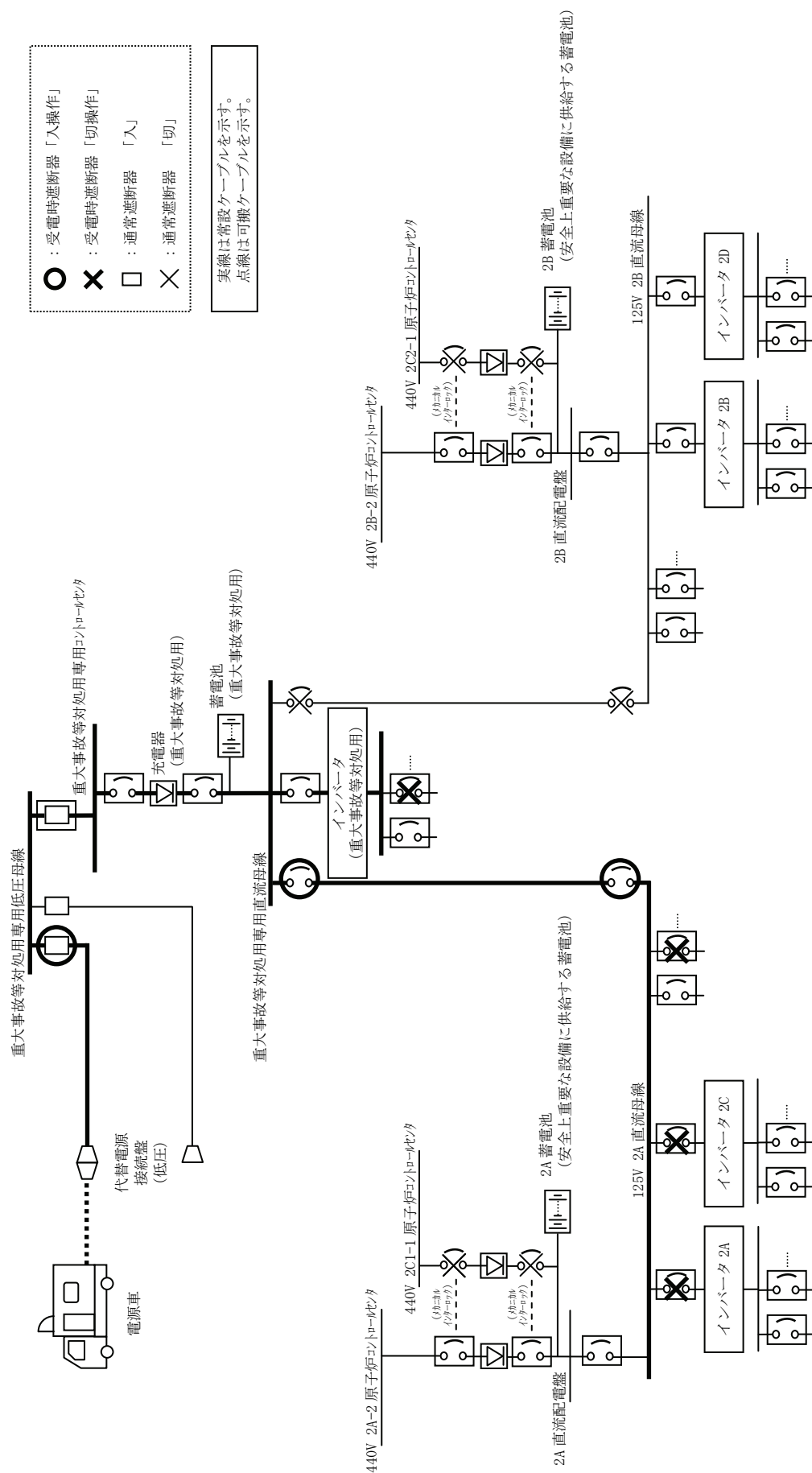




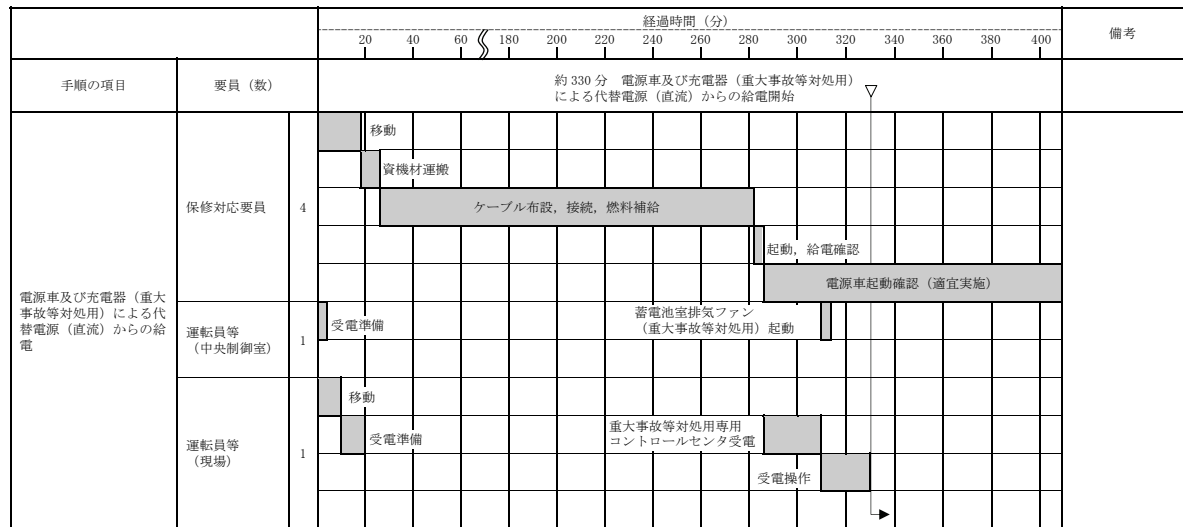
第 1.14.17 図 蓄電池 (安全上重要な設備に供給する蓄電池) 及び蓄電池 (重大事故等対処用) による所内常設蓄電式直流電源からの給電概略系統

			経過時間（時間）									備考
手順の項目		要員（数）	1	2	3	4	5	6	7	8	9	
			約 2 時間 ▽蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）の不要直流負荷切離し完了									
蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）による所内常設蓄電式直流電源からの給電	運転員等（中央制御室）	1		約 15 分 蓄電池（重大事故等対処用）の不要直流負荷切離し操作								
	運転員等（現場）	1		約 25 分 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）の不要直流負荷切離し操作								
					→							

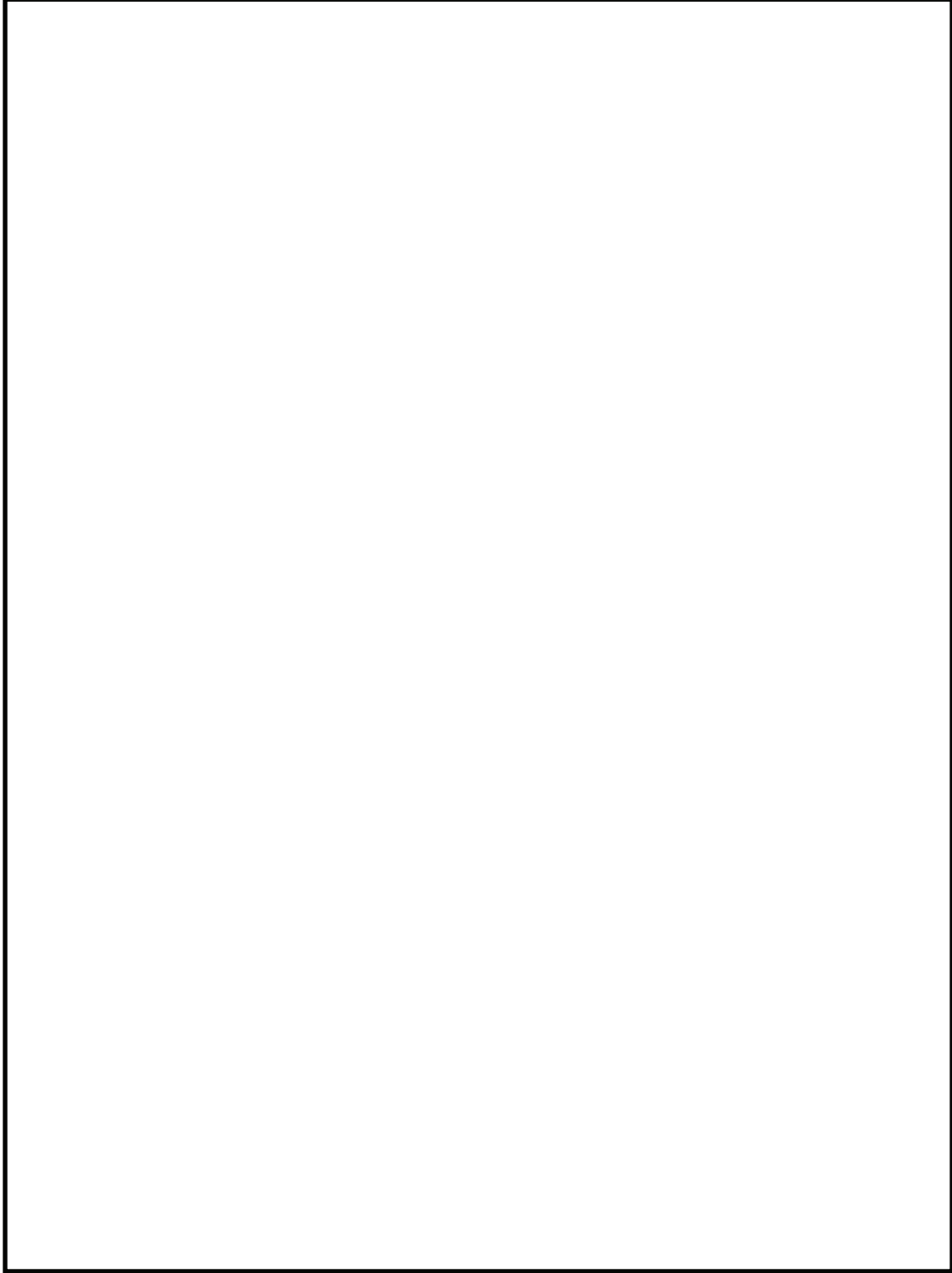
第 1.14.18 図 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）及び蓄電池（重大事故等対処用）による所内常設蓄電式直流電源からの給電タイムチャート



第 1.14.19 図 電源車及び充電器（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電概略系統



第 1. 14. 20 図 電源車及び充電器（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電タイムチャート

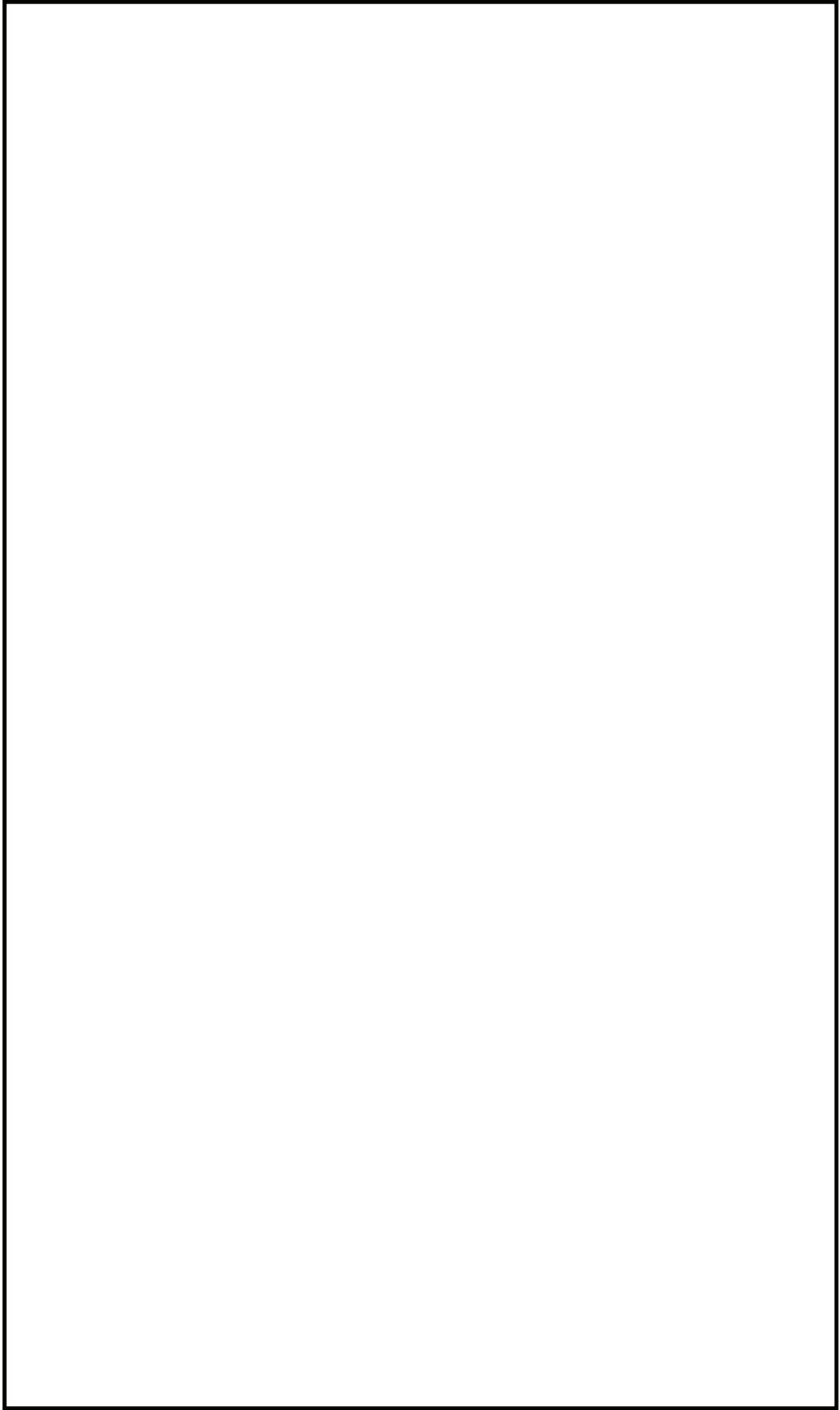


第 1. 14. 21 図 電源車ケーブル布設ルート（屋外）

 は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

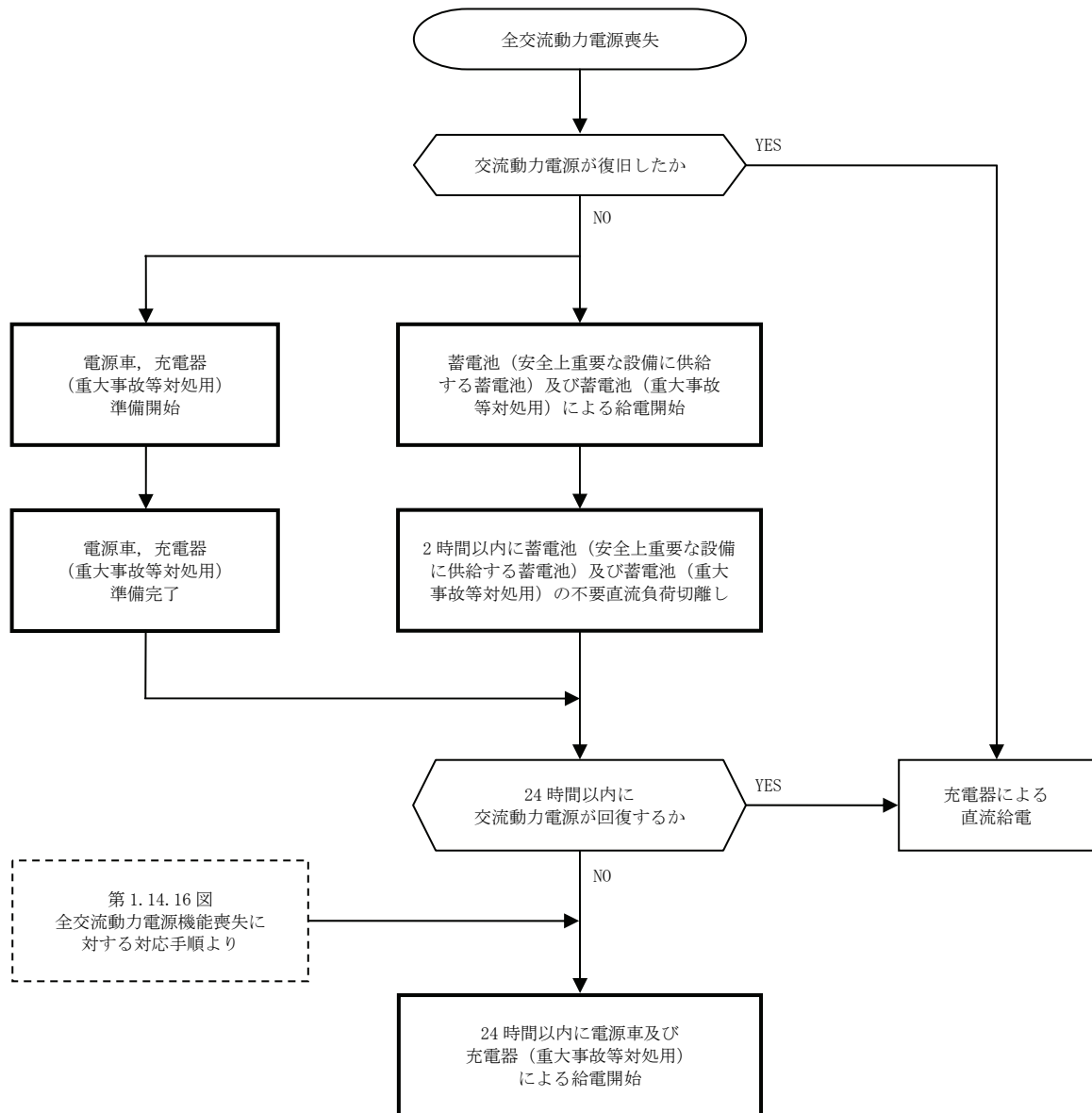
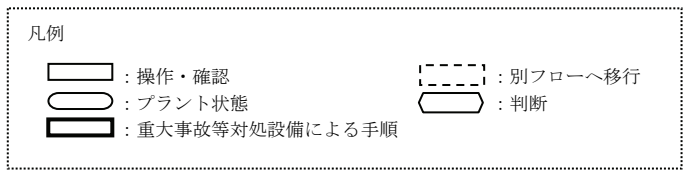
第1.14.22 図 電源ケーブル布設ルート

は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

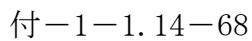


第1.14.23 図 電源ケーブル布設ルート

は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



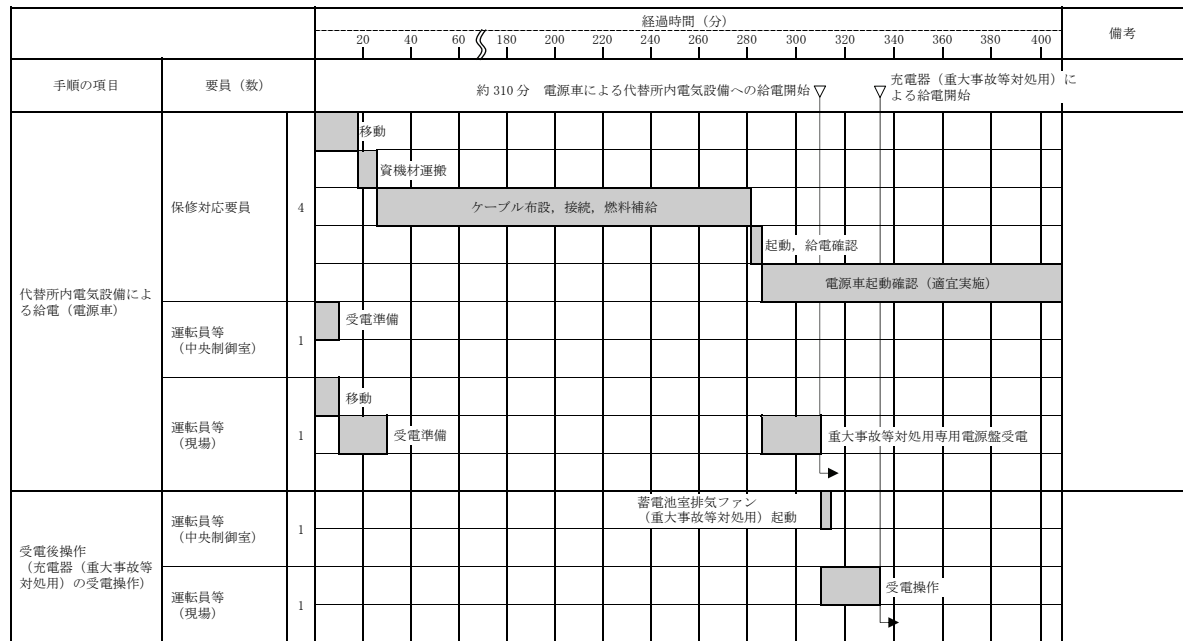
第 1. 14. 24 図 直流電源喪失に対する対応手順



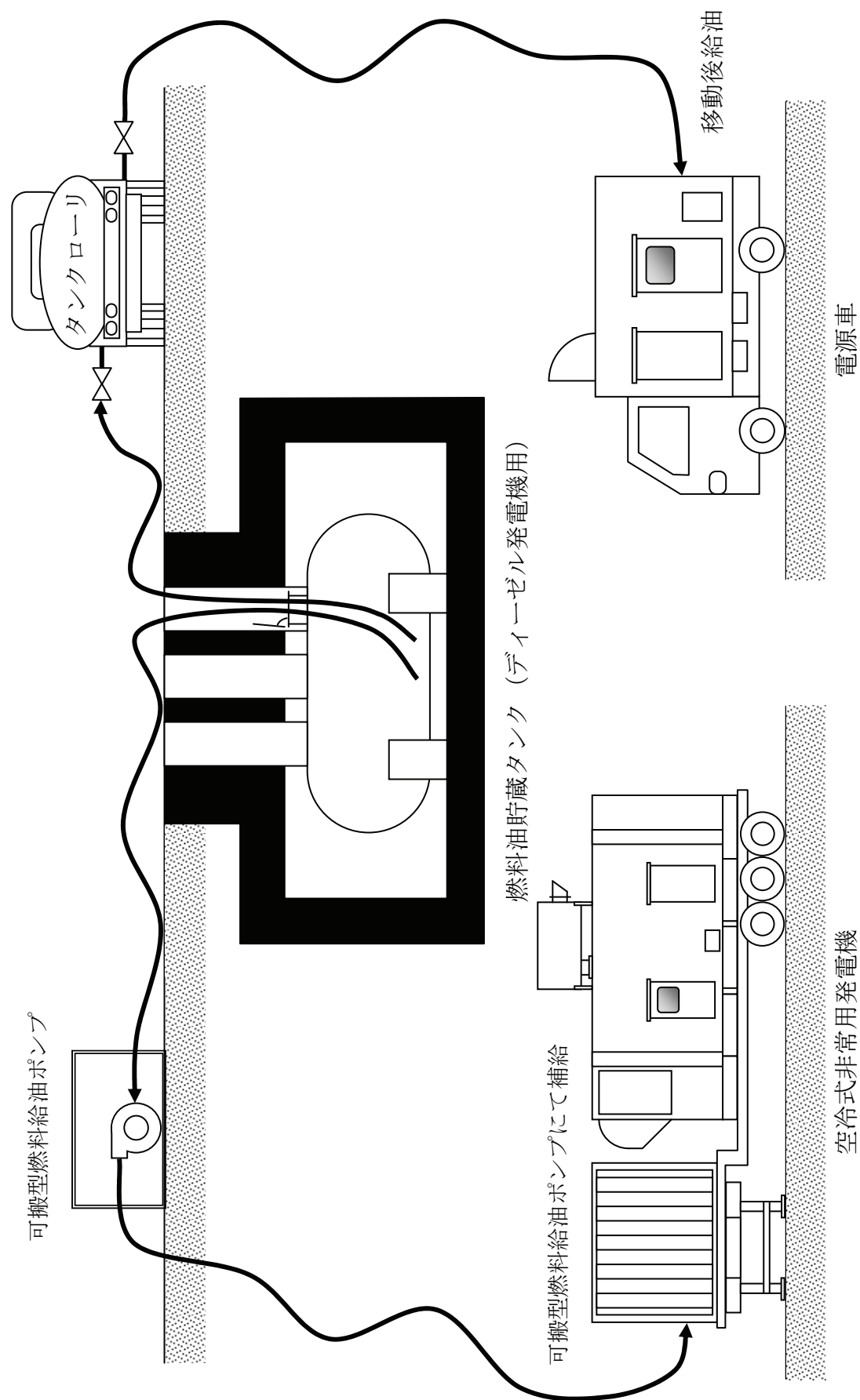
第1.14.25図 代替所内電気設備による給電概略系統

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目		要員（数）	約 60 分 空冷式非常用発電機による 代替所内電気設備への給電開始										充電器（重大事故等対処用）による給電開始
代替所内電気設備による 給電（空冷式非常用発電機）	運転員等 （中央制御室）	1											
	運転員等 （現場）	1											
	保守対応要員	1	移動、空冷式非常用発電機起動確認（適宜実施）										
受電後操作 （充電器（重大事故等対処用）の受電操作）	運転員等 （中央制御室）	1											
	運転員等 （現場）	1											

第1. 14. 26図 代替所内電気設備による給電 (空冷式非常用発電機) タイムチャート

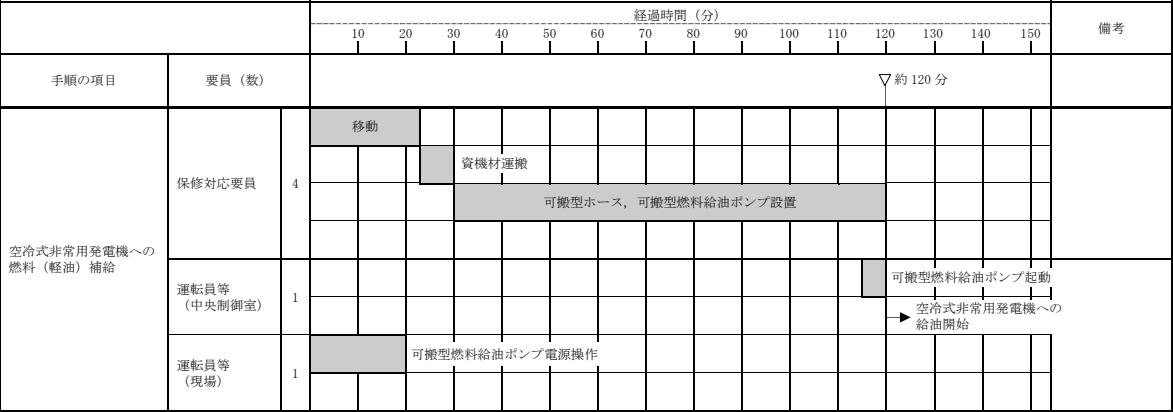


第 1. 14. 27 図 代替所内電気設備による給電（電源車）タイムチャート

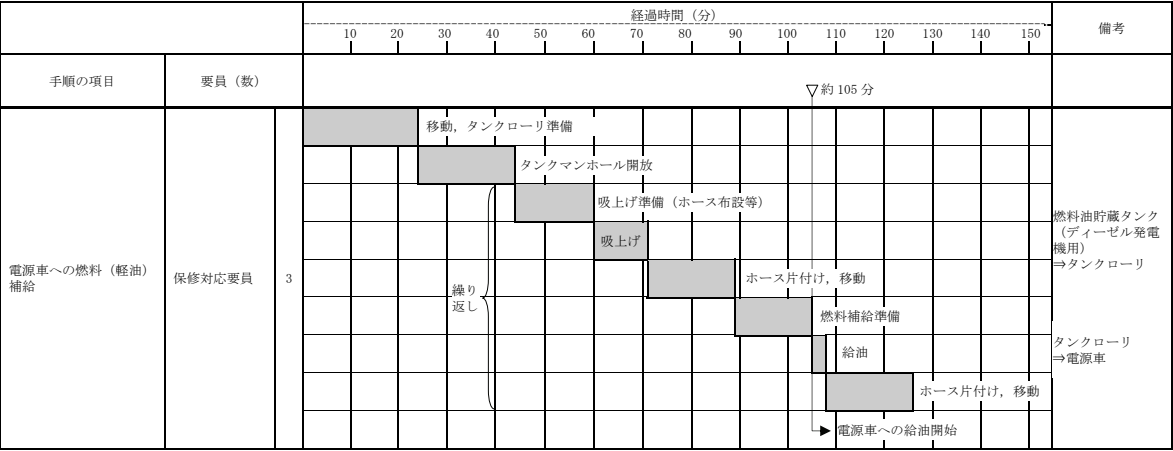


第 1.14.28 図 空冷式非常用発電機等への燃料（軽油）補給概略系統

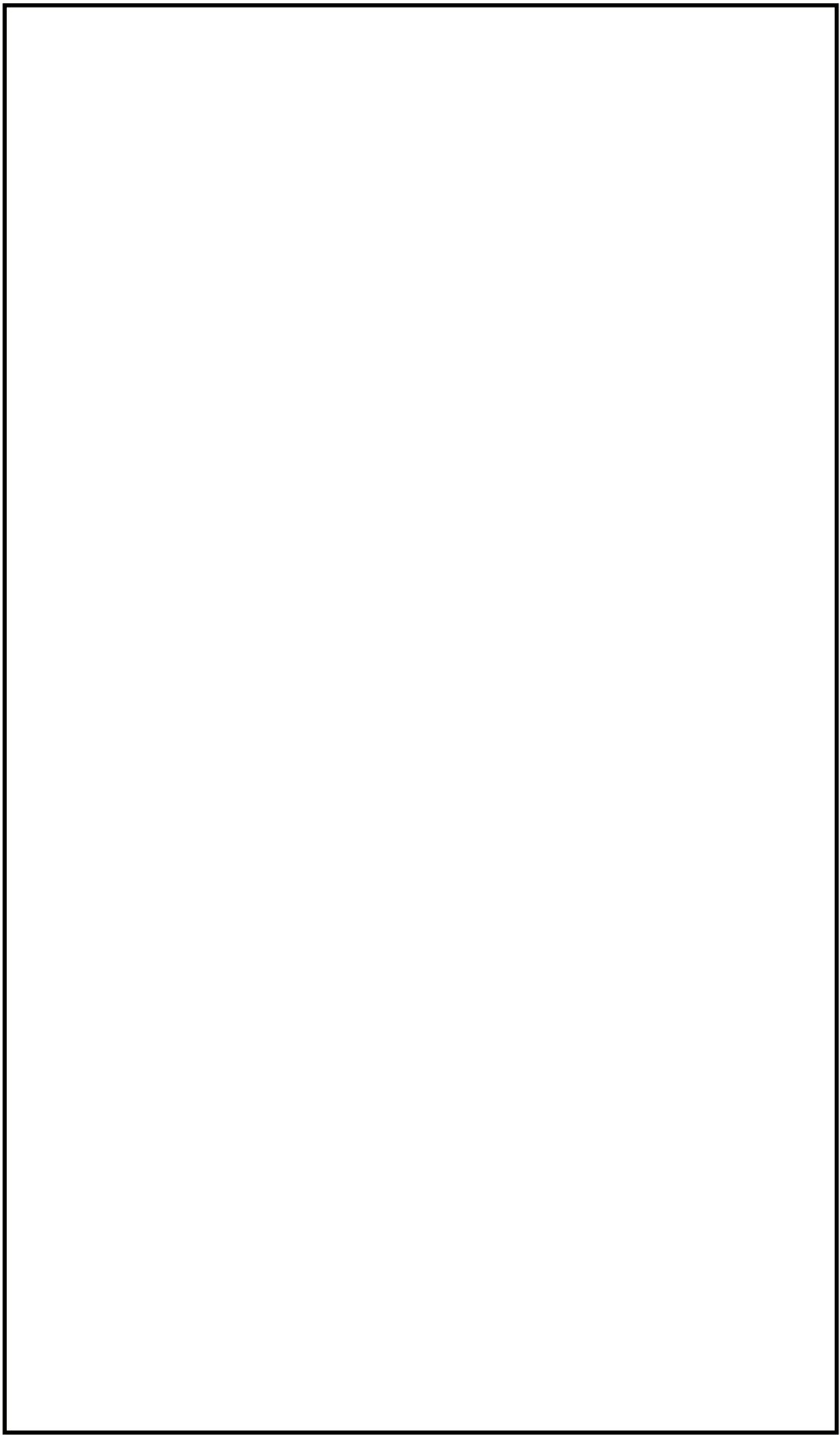
○空冷式非常用発電機への燃料補給



○電源車への燃料補給



第 1. 14. 29 図 空冷式非常用発電機等への燃料 (軽油) 補給タイムチャート



第1.14.30図 燃料給油アクセスルート

 は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目 次 >

1.15.1 設備の選定と対応手段

- (1) 設備の選定と対応手段の考え方
- (2) 設備の選定と対応手段の選定の結果
 - a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
 - b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備
 - c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備
 - d. 重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備
 - e. 手順等

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

- (1) 計器の故障
- (2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

- (1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失
 - a. 全交流動力電源喪失時の代替電源の供給
 - b. 直流電源喪失時の代替電源の供給
 - c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
 - d. 可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源の供給

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

1. 15 事故時の計装に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握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 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握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。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。

a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）

b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。

i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。

ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。

- iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
- c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。
- d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。

1. 15. 1 設備の選定と対応手段

(1) 設備の選定と対応手段の考え方

重大事故等時において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を実施するため、原子炉施設の状態を把握することが重要である。当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを整理し、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために監視することが必要なパラメータを明確にする（第 1. 15. 1 図）。

また、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータ（以下、付録 1. 15 において「主要パラメータ」という。）を推定するために必要なパラメータ（以下、付録 1. 15 において「代替パラメータ」という。）を用いて推定する対応手段を整備する（第 1. 15. 2 図）。（以下、付録 1. 15 において「機能喪失原因対策分析」という。）

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定する（第 1. 15. 1 表）。

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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」だけでなく、「設置許可基準規則」第五十八条及び「技術基準規則」第七十三条（以下、付録 1. 15 において「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。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象

の判別を行う運転手順書の判断基準，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の適用条件，炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び「技術的能力審査基準」1.1 から 1.10, 1.13, 1.14 のパラメータより選定する。

「技術的能力審査基準」1.11, 1.12, 1.16 から 1.19 については，炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるための手順とは別に整理した使用済燃料貯蔵槽，監視測定，緊急時対策所及び通信連絡等の対応手順として整備する。

選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉压力容器内の温度，圧力及び水位，原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量，原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率，未臨界の維持又は監視，最終ヒートシンクの確保，格納容器バイパスの監視，水源の確保及びアニュラス内の水素濃度等）は，以下のとおり分類する（第 1.15.1 図）。

a．重要な監視パラメータ

主要パラメータのうち，耐震性，耐環境性を有し，重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。

b．有効な監視パラメータ

主要パラメータのうち，多様性拡張設備の計器で計測されるが，計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。

c．補助的な監視パラメータ

主要パラメータのうち，現場運転状態，操作スイッチ表示灯及び関連警報等により監視が可能なパラメータ及び当該パラメータなしで操作の続行が可能なパラメータをいう。

さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。

d. 重要代替パラメータ

重要な監視パラメータの代替パラメータのうち重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を含む。）及び有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。

なお、選定フローにおいて、有効な監視パラメータ又は補助的な監視パラメータの分類に該当しないものは、耐震性、耐環境性を有さない重要な監視パラメータに該当すると判断し、耐震性、耐環境性を有した計器へ仕様変更又は設備変更を行う。

選定フローにより分類し、抽出した重要な監視パラメータ、重要代替パラメータを第 1.15.2 表に示す。

分類した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータにより、重大事故等対処に必要な原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータを計測又は監視及び記録する。

設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲、計器の個数、耐震性、非常用電源からの給電の有無等を明確にした運転手順書を整備する（第 1.15.2 表）。

重要な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった

場合、当該パラメータを推定する手段を整備する（第 1.15.3 表、第 1.15.4 表）。

原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定するための手段を整備する。

計測に必要な計器電源が喪失した場合、重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視する手段を整備する。

重大事故等の対処に必要なパラメータを計測又は監視し、記録する手段を整備する。

(2) 設備の選定と対応手段の選定の結果

a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器が故障した場合、原子炉施設の状態を把握するため、多重化された計器の他チャンネル※²又は他ループの計器による監視及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段を整備する。

※2 チャンネル：重要な監視計器については単一故障を想定しても、パラメータを監視できなくなないように、1 つのパラメータを複数の計器で監視する。複数の計器の 1 つを指すときにチャンネルと呼ぶ。

他チャンネル又は他ループによる監視及び代替パラメータを計測する計器によるパラメータの推定に使用する設備は、以下のとおり。

i) 当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器

重大事故等対処設備として選定する計器

ii) 当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器

重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない多様性拡張設備の計器

iii) 重要代替計器

代替パラメータを計測する計器で、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした設備

iv) 常用代替計器

代替パラメータを計測する計器で、重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない多様性拡張設備

主要パラメータのうち、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器が故障した場合に使用する代替パラメータを第 1.15.3 表に示す。

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定したパラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器及び重要代替計器を重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを把握することができるため、以下の設備は、多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

・当該パラメータの他の常用計器及び常用代替計器

耐震性等がないものの、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

b. 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び

原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器又は可搬型計測器により必要とするパラメータの値を推定する手段を整備する。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・ 重要代替計器
- ・ 常用代替計器

可搬型計測器による必要とするパラメータの値を推定する手段は以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、重要代替計器及び可搬型計測器は重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの重大事故等対処設備により、当該パラメータを把握することができるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 常用代替計器

耐震性等がないものの、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手段及び設備

(a) 対応手段

監視パラメータの計器に供給する電源が喪失し、監視機能が喪失した場合に、代替電源設備より給電し、当該パラメータの計器により計測し監視する手段を整備する。

また、直流電源が喪失した場合に、電源を内蔵した可搬型計測器を用いて計測し監視する手段がある。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は、以下のとおり。

- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ
- ・ 可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は、以下のとおり。

- ・ 蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）
- ・ 蓄電池（重大事故等対処用）
- ・ 電源車
- ・ 充電器（重大事故等対処用）
- ・ タンクローリ

直流電源が喪失した場合に計器に内蔵した電源により個別に計測する設備は、以下のとおり。

- ・ 可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、可搬型燃料給油ポンプ、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）、蓄電池（重大事故等対処用）、電源車、充電器（重大事故等対処用）、タンクローリ及び

可搬型計測器は、重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを把握することができるため、以下の設備は、多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）

電源を供給できる容量に限りがあり、重大事故等の対処時において連続監視することができないものの、代替電源設備による給電ができない場合において、炉外核計装装置及び放射線監視装置のパラメータを把握することが可能なことから代替手段として有効である。

d．重大事故等時のパラメータを記録する手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な監視パラメータを記録する手段を整備する。

監視パラメータを記録する設備は、以下のとおり。

- ・緊急時データ伝送システム（S P D S）

（以下、付録1.15において「S P D S」という。）

- ・S P D S データ表示装置

- ・可搬型温度計測装置

（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））

また、重大事故等時の有効な監視パラメータについても使用できる場合は、可能な限りパラメータを記録する手段を整備する。

なお、その他の記録として、監視パラメータの警報及びプラントトリップ状態を可能な限り記録する手段を整備する。

有効な監視パラメータを記録する設備は、以下のとおり。

- ・プロセス計算機

（計算機運転日誌，警報記録，事故時データ収集記録）

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

重要な監視パラメータを記録する設備であるSPDS，SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））は，重大事故等対処設備と位置付ける。

重要な監視パラメータは，原則として，SPDSへ記録するが，監視が必要な時に現場に設置する計器の値，複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値は，専用の記録装置又は記録用紙に記録する。

なお，その他は可能な限り多様性拡張設備により記録する。

以上の重大事故等対処設備により，重要な監視パラメータを記録することができるため，以下の設備は，多様性拡張設備と位置付ける。
あわせて，その理由を示す。

- ・プロセス計算機

（計算機運転日誌，警報記録，事故時データ収集記録）

耐震性を有していないが，設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。

e. 手順等

上記のa.，b.，c. 及びd. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，給電が必要となる設備についても整備する（第 1.15.6 表）。

これらの手順は，運転員等^{※3}及び保修対応要員^{※4}の対応として，炉

心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等の対応手順等に定める（第 1.15.1 表）。

※ 3 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※ 4 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

重要な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する（第1.15.1表、第 1.15.3表）。

a. 手順着手の判断基準

b. (d)の手順着手の判断は、b. (a)から(c)までの手順により主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器の故障が疑われた場合。

b. パラメータ監視の手順

計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。

(a) 監視が必要な重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータの指示値を読み取る。

(b) 読み取った指示値が正常であることを、運転手順書に明確に示された計測レンジ範囲内にあること及びプラント状況等によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないこと等により確認する。

- (c) 原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。

なお、当該パラメータの他の常用計器で監視可能であれば確認に使用する。

- (d) パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値を用いて以下の方法で推定する。

なお、常用代替計器が使用可能であれば、推定に使用する。

c. 代替パラメータでの推定方法

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。

重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く。）の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

パラメータを基準配管に水を満たした構造で計測するものについては、急激な減圧等により基準配管の水が蒸発し不確かな指示をする可能性がある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお、蒸気発生器水位（狭域）、蒸気発生器水位（広域）及び加圧器水位を除き、基準配管の水位に起因する不確かさを考慮する必要はない。

また、重大事故等の環境下で最も設置雰囲気的环境が厳しくなるのは、

原子炉格納容器内に蒸気が充満し加圧された状況であり、環境として圧力、温度、放射線量が厳しい状況下においても、その監視機能を維持できる計器（第1.15.2表の重大事故等対処設備）を優先して使用する。

重大事故等の状況によっては、耐震性、耐環境性がない計器（多様性拡張設備）についても、監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。ただし、多様性拡張設備については環境条件や不確かさを考慮し、耐震性、耐環境性のある計器のパラメータの値との差異を評価し、パラメータの値、信頼性を考慮した上で使用する。

事故発生から事象の進展状況（兆候）による炉心の冷却状態（漏えいの規模、安全注入状況）や当該パラメータの計器が故障するまでの状態等、関連するパラメータを複数確認し、得られた情報の中から有効な情報を評価することで、適切な原子炉施設の状態の把握に努める。

なお、圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。また、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

(a) 原子炉圧力容器内の温度の推定

1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材低温側温度（広域）又は1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉圧力容器内の温度を推定する。この推定方法では、重大事故等時において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮し推定する。また、使

用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により原子炉压力容器内の温度を推定する。

炉心出口温度（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により原子炉压力容器内の温度を推定する。この推定方法では、炉心出口のより直接的な値を示す1次冷却材高温側温度（広域）を優先して使用する。

1次冷却材高温側温度（広域）と炉心出口温度の関係は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点（350℃）において1次冷却材高温側温度（広域）の方がやや低めの値を示すものの、大きな温度差は見られないことから、1次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。なお、炉心出口温度は、全交流動力電源喪失時においても、炉心出口温度（8点）を中央制御室設置の記録装置により監視及び記録可能である。炉心出口温度の計測上限値は650℃であるが、可搬型計測器を使用することで検出器の温度素子の機能上限（約1,300℃）まで温度測定が可能である。

(b) 原子炉压力容器内の圧力の推定

1次冷却材圧力の計測が困難となった場合、代替パラメータの1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により、原子炉压力容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压力容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態でないことを確認した場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。また、計測範囲内であれば加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。

加圧器圧力（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータの1次冷却材圧力により推定する。この推定方法では、測定精度は加圧器圧力に比べ劣るが、重大事故等時において計測範囲が広い1次冷却材圧力を使用する。

(c) 原子炉圧力容器内の水位の推定

加圧器水位の計測が困難となった場合は、代替パラメータの原子炉容器水位により原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、サブクール度（C R T）（多様性拡張設備）、1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。なお、加圧器の急激な減圧時にパラメータ計測に必要な基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性があるため、そのような場合には、原子炉容器水位により原子炉圧力容器内の水位を推定する。

重大事故等時において、加圧器水位の計測範囲外となった場合、原子炉圧力容器内の水位は直接計測している原子炉容器水位を優先して使用し確認する。なお、原子炉圧力容器内が過熱状態の場合、炉心注入水により原子炉容器水位の指示に影響を及ぼす可能性があることを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。

原子炉容器水位の計測が困難となった場合は、加圧器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、サブクール度（C R T）（多様性拡張設備）、1次冷却材圧力及び炉心出口温度（多様性拡張設備）、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材低温側温度（広域）により原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であるこ

とを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。

プラント停止中におけるRCSミッドループ運転時において、1次冷却系ループ水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合、代替パラメータの1次冷却材高温側温度（広域）及び1次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視、又は余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の傾向監視により水位を推定する。この推定方法では、温度の急上昇により原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以下で冠水していないことを推定する。また、余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の低下により原子炉圧力容器内の水位が低下していることを推定する。

(d) 原子炉圧力容器への注水量の推定

ほう酸注入ライン流量、高圧注入ポンプ出口流量、余熱除去ライン流量及び充てんライン流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、加圧器水位、原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプル水位（広域）の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先して使用し推定する。また、加圧器水位及び原子炉冷却材喪失事故時の監視に使用する原子炉容器水位又は格納容器再循環サンプル水位（広域）は、水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。

常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、加圧器水位、原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプル水位（広域）の傾向監視により原子炉圧力容器への注水量を推定する。この推定方法では、

環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位を優先して使用し推定するが、可搬型の間身受槽を水源とする場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。また、加圧器水位及び原子炉冷却材喪失事故時の監視に使用する原子炉容器水位又は格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定する。

蓄圧タンク圧力（多様性拡張設備）及び蓄圧タンク水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの1次冷却材圧力及び1次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。

(e) 原子炉格納容器への注水量の推定

格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位を優先して使用し推定するが、復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。また、格納容器再循環サンプ水位（広域）は、水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。

ほう酸注入ライン流量、高圧注入ポンプ出口流量、余熱除去ライン流量、充てんライン流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サ

ンプ水位（広域）の水位変化により，原子炉格納容器への注水量を推定する。この推定方法では，環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先して使用し推定する。また，格納容器再循環サンプ水位（広域）は，水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。

格納容器スプレイ流量（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合，燃料取替用水タンク水位，復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定する。

(f) 原子炉格納容器内の温度の推定

格納容器内温度の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器圧力，原子炉格納容器圧力（AM）により，原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉格納容器内の温度を推定する。この推定方法では，計測範囲内であればより詳細な圧力が計測できる格納容器圧力を優先して使用し推定する。なお，原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は，不確かさを考慮し，関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。

(g) 原子炉格納容器内の圧力の推定

格納容器圧力の計測が困難になった場合，代替パラメータの原子炉格納容器圧力（AM）による推定，又は格納容器内温度から原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の関係を用いて原子炉格納容器の圧力を推定する。この推定方法では，同じ圧力の計測をしている原子炉格納容器圧力（AM）を優先して使用し推定する。なお，原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は，不確かさを考慮し，関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定

する。

原子炉格納容器圧力（AM）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力、又は格納容器内温度から原子炉格納容器内の圧力と水の飽和温度の關係を用いて原子炉格納容器内の圧力を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、より詳細な圧力が計測できる格納容器圧力を優先して使用し推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせて推定する。

(h) 原子炉格納容器内の水位の推定

格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難になった場合、計測範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（狭域）、又は原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位、注水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位（狭域）を優先して使用し推定する。なお、熔融炉心の冷却に必要な水位を確認する場合は、原子炉格納容器水位、原子炉下部キャビティ水位により確認する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。

格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）により、広域水位と狭域水位の相関關係を用いて推定する。

原子炉下部キャビティ水位の計測が困難になった場合、代替パラメ

ータである格納容器再循環サンプ水位（広域），又は燃料取替用水タンク水位，復水タンク水位，格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量の合計値（注水量）と原子炉格納容器内水位の相関関係を用いて推定する。

原子炉格納容器水位の計測が困難になった場合，代替パラメータである燃料取替用水タンク水位，復水タンク水位，格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量の合計値（注水量）と原子炉格納容器内水位の相関関係を用いて推定する。

(i) 原子炉格納容器内の水素濃度の推定

格納容器水素濃度の計測が困難になった場合，短時間で取替えが可能な予備の可搬型格納容器水素濃度計測装置に取り替えて水素濃度を計測する。また，代替パラメータによる推定方法は，原子炉格納容器内の水素発生量と静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の動作特性（水素処理特性）の関係から，静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の動作状況を確認することにより，原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認する。なお，使用可能であれば，ガス分析計（多様性拡張設備）により水素濃度を確認し，ガス分析計の結果に基づき水素濃度を推定する。

原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は，間接的な情報により推定するため，不確かさが生じることを考慮する。

(j) アニュラス内の水素濃度の推定

アニュラス水素濃度の計測が困難となった場合，代替パラメータである格納容器水素濃度，及び格納容器エリアモニタ（高レンジ）と排

気筒ガスモニタ（高レンジ）（多様性拡張設備）により推定する。格納容器エリアモニタ（高レンジ）及び排気筒ガスモニタ（高レンジ）（多様性拡張設備）の線量率の比によりアニュラスへの漏えい率を推定し、格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率から評価された相関関係により、アニュラス水素濃度を推定する。

アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。

(k) 原子炉格納容器内の放射線量率の推定

格納容器エリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器エリアモニタ（低レンジ）及びモニタリングポスト（多様性拡張設備）の指示により炉心損傷のおそれが生じているか推定する。この推定方法では、格納容器エリアモニタ（低レンジ）の上限値を超えることとなるが、炉心損傷のおそれが生じている場合には、原子炉格納容器内の放射線量率は急上昇すると考えられ、同じくモニタリングポスト（多様性拡張設備）の値も数倍から1桁程度急上昇することで推定できる。

格納容器エリアモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合、格納容器エリアモニタ（高レンジ）、格納容器地下1階入口エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）により、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器エリアモニタ（高レンジ）の計測範囲より低く、格納容器地下1階入口エリアモニタ（多様性拡張設備）及び炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備）の計測範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。

格納容器地下1階入口エリアモニタ（多様性拡張設備），炉内計装区域エリアモニタ（多様性拡張設備），格納容器じんあいモニタ（多様性拡張設備），格納容器ガスモニタ（多様性拡張設備）及び格納容器排気ガスモニタ（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合，計測範囲内であれば格納容器エリアモニタ（低レンジ）の上昇により，原子炉格納容器内の放射線量率の上昇を推定する。

(1) 未臨界の維持又は監視の推定

出力領域中性子束の計測が困難となった場合は，代替パラメータの中間領域中性子束，1次冷却材高温側温度（広域）と1次冷却材低温側温度（広域）の差により推定する。この推定方法では，出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。また，1次冷却材ポンプが運転中である場合，出力領域中性子束の計測範囲であれば，原子炉出力及び1次冷却材高温側温度（広域）と1次冷却材低温側温度（広域）の温度差の相関関係から推定する。なお，ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。

中間領域中性子束の計測が困難となった場合は，代替パラメータの出力領域中性子束の計測範囲内であれば，出力領域中性子束での推定を行い，中性子源領域中性子束の計測範囲内であれば，中性子源領域中性子束により推定する。また，出力領域中性子束の計測範囲下限と中性子源領域中性子束の上限の間である場合は，互いの計測範囲外の範囲であると推定する。なお，ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。

中性子源領域中性子束の計測が困難になった場合，中間領域中性子

束の計測範囲内であれば中間領域中性子束により推定する。また、中間領域中性子束の計測範囲下限以下の場合は、計測範囲下限より低い範囲であることを推定する。なお、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量の注入を把握することで未臨界状態の維持を推定する。

中間領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータである中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、中性子源領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。この推定方法では、中間領域中性子束を優先し推定する。

また、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（多様性拡張設備）は、中性子源領域中性子束の計測範囲内にある場合のみ使用する。

中性子源領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータである中性子源領域中性子束、中間領域中性子束、中間領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。この推定方法では、中性子源領域中性子束を優先し推定する。また、中間領域中性子束及び中間領域起動率（多様性拡張設備）は、中間領域中性子束の計測範囲内にある場合のみ使用する。

(m) 最終ヒートシンクの確保の推定

格納容器圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器圧力（AM）及び格納容器内温度により、原子炉格納容器内の圧力、温度が低下していることで最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。この推定方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態でないことが確認された場合は、不確かさを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報

を組み合わせ推定する。

原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）の傾向監視により格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

原子炉補機冷却水サージタンク圧力（A M）（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合、代替パラメータである原子炉補機冷却水サージタンク圧力（S A）により推定する。この推定方法は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（S A）の計測装置を接続し推定する。

格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

主蒸気ライン圧力の計測が困難になった場合、蒸気発生器２次側は温度計測ができないため、代替パラメータである１次冷却材低温側温度（広域）又は１次冷却材高温側温度（広域）の傾向監視により、蒸気発生器２次側における水の飽和圧力と飽和温度の関係から主蒸気ライン圧力を推定する。この推定方法では、１次冷却系が満水状態で蒸気発生器２次側が飽和状態にある場合は、１次冷却材低温側温度（広域）と蒸気発生器２次側の器内温度はほぼ等しくなることから推定が可能である。なお、１次冷却材高温側温度（広域）では、蒸気発生器２次側の温度よりも高めの指示となるため１次冷却材低温側温度（広域）を優先し推定する。また、蒸気発生器２次側が飽和状態になるまでの間（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮し、関連パラメータを複数確認した中から有効な情報を組み合わせ推定する。

蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメー

タである蒸気発生器水位（広域）との相関関係により保有水量を推定する。また，1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視することにより蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。この推定方法では，蒸気発生器水位（広域）を優先する。なお，蒸気発生器2次側の急激な減圧やドライアウト時にパラメータの計測に必要な基準配管の水が蒸発し，高めで不確かな水位を示す可能性があるため，そのような場合には1次冷却材低温側温度（広域），1次冷却材高温側温度（広域）の変化により推定する。

蒸気発生器水位（広域）の計測が困難になった場合，代替パラメータである蒸気発生器水位（狭域），1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視することにより蒸気発生器2次側の保有水の有無を推定する。この推定方法では，計測範囲であれば蒸気発生器水位（狭域）との相関関係を優先し推定する。また，蒸気発生器2次側がドライアウトした場合の判断は，蒸気発生器2次側の保有水の減少に伴う除熱能力の低下により，1次冷却材低温側温度（広域）及び1次冷却材高温側温度（広域）が上昇傾向となることで推定することができ，有効性評価の評価条件である蒸気発生器ドライアウトの判断に，代替パラメータを用いたとしても操作遅れなどの影響はない。なお，蒸気発生器2次側の急激な減圧やドライアウト時にパラメータの計測に必要な基準配管の水が蒸発し，高めで不確かな水位を示す可能性があるため，そのような場合には1次冷却材低温側温度（広域），1次冷却材高温側温度（広域）の変化により蒸気発生器保有水の有無を推定する。

補助給水流量の計測が困難になった場合，代替パラメータである復水タンク水位，蒸気発生器水位（広域）及び蒸気発生器水位（狭域）

の傾向監視により、補助給水流量を推定する。この推定方法では、水源である復水タンク水位を優先し推定する。

主蒸気流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、代替パラメータの主蒸気ライン圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器 2 次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器水位（狭域）及び蒸気発生器水位（広域）の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量を推定する。

(n) 格納容器バイパス監視の推定

蒸気発生器水位（狭域）の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することでも推定することができる。

主蒸気ライン圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（広域）の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定することができる。

1 次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータである蒸気発生器水位（狭域）の上昇及び主蒸気ライン圧力の上昇にて蒸気発生器伝熱管破損を、蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないことで、インターフェイスシステム L O C A を推定する。また、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材高温側温度（広域）又は 1 次冷却材低温側温度（広域）により、原子炉圧力容器内の圧力と水の飽和温度の関係から原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内が飽和状態である場合に適用できるが、飽和状態にない場合は、不確かさを生じることを考慮する必要がある。なお、計測範囲内であれ

ば加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。

復水器排気ガスモニタ（多様性拡張設備），蒸気発生器ブローダウン水モニタ（多様性拡張設備）及び高感度型主蒸気管モニタ（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合，代替パラメータの蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。

排気筒ガスモニタ（多様性拡張設備），安全補機室排気ガスモニタ（多様性拡張設備），一般補機室排気ガスモニタ（多様性拡張設備），周辺補機棟排気ガスモニタ（多様性拡張設備），補助建屋サンプタンク水位（多様性拡張設備），原子炉建屋サンプタンク水位（多様性拡張設備）及び余熱除去ポンプ出口圧力（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合，代替パラメータの1次冷却材圧力，加圧器水位，格納容器再循環サンプ水位（広域），蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力により，インターフェイスシステムLOCAを推定する。

加圧器逃がしタンク圧力（多様性拡張設備），加圧器逃がしタンク水位（多様性拡張設備）及び加圧器逃がしタンク温度（多様性拡張設備）の計測が困難になった場合，代替パラメータの1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下，格納容器サンプ水位（多様性拡張設備）の上昇がないことにより，インターフェイスシステムLOCAを推定する。

(o) 水源の確保の推定

燃料取替用水タンク水位の計測が困難になった場合，代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（広域），又は格納容器スプレイ積算流量，ほう酸注入ライン流量，高圧注入ポンプ出口流量，余熱除去ライン流量，充てんライン流量（多様性拡張設備）及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量の合計量により，燃料取替用水タンク水位を推

定する。この推定方法では、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先し推定するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。

復水タンク水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの補助給水流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量により、復水タンクを水源とするポンプの注水量の合計から水源の有無や使用量を推定する。この推定方法では、海（海水ポンプピット、1号炉取水路）を水源とした補給を行った場合、復水タンクへの補給量を考慮する。

ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、ほう酸急速注入ライン流量（多様性拡張設備）によりほう酸タンク水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により確認し、ほう酸水の使用量を推定する。

上記代替パラメータの推定について第1.15.3表に示す。

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。

原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。

a. 原子炉圧力容器内の温度

原子炉圧力容器内の温度のパラメータである1次冷却材温度が計測範囲（0から400℃）を超えた場合、可搬型計測器を接続し、計測する。これにより、検出器の耐熱温度である500℃程度までは温度測定できる。

多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。

b．原子炉压力容器内の圧力

原子炉压力容器内の圧力を監視するパラメータである1次冷却材圧力を計測する計器の計測範囲は、0から20.6MPa[gage]である。重大事故等時の判断基準は20.59MPa[gage]（1次冷却系最高使用圧力17.16MPa[gage]の1.2倍）であり、重大事故等時において原子炉压力容器内の圧力は、計器の計測範囲で計測可能である。

c．原子炉压力容器内の水位

原子炉压力容器内の水位のパラメータである加圧器水位は、原子炉压力容器より上に位置し、水位が低下し計測範囲以下となった場合は、原子炉容器水位で計測する。原子炉容器水位を計測する計器の計測範囲は、原子炉容器の底部から頂部までを0から100%としているため、重大事故等時において原子炉压力容器内の水位を計器の計測範囲内で計測が可能である。

d．原子炉压力容器への注水量

原子炉压力容器への注水量を監視するパラメータは、ほう酸注入ライン流量、高圧注入ポンプ出口流量、余熱除去ライン流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量である。

ほう酸注入ライン流量の計測範囲は、0から225m³/hとしており、計測対象である充てん／高圧注入ポンプの最大流量は125m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

高圧注入ポンプ出口流量の計測範囲は、0から200m³/hとしており、計測対象である高圧注入ポンプの最大流量は153m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。また、

余熱除去ライン流量の計測範囲は、0から1,300m³/hとしており、計測対象である余熱除去ポンプの最大流量は1,250m³/hであるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。並びに常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量の計測範囲は、0から190m³/hとしており、計測対象である常設低圧代替注水ポンプの事故対処時における必要最大流量は130m³/hであるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

e. 原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、格納容器スプレイ積算流量、ほう酸注入ライン流量、高圧注入ポンプ出口流量、余熱除去ライン流量、充てんライン流量（多様性拡張設備）及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量である。

格納容器スプレイ積算流量の計測範囲は、0から1,700m³/hとしており、計測対象である格納容器スプレイポンプの最大流量は1,640m³/hであるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。また、ほう酸注入ライン流量、高圧注入ポンプ出口流量、余熱除去ライン流量、充てんライン流量（多様性拡張設備）及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量については原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータ同様に重大事故等時において、計測範囲内での流量測定が可能である。

上記より、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは原子炉圧力容器内の温度と水位であり、この場合の原子炉施設の状態を推定するため、手順を以下のとおり整備する。

(a) 手順書着手の判断基準

i) 原子炉圧力容器内の温度

重大事故等時に1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低

高温側温度（広域）の値が、計器の計測範囲を超え確認できない場合。

ii) 原子炉圧力容器内の水位

重大事故等時に加圧器水位が低下し、計器の計測範囲を外れ確認できない場合。

(b) パラメータ監視の手順

計器の計測範囲を超えたかどうかの判断及び対応手順は、以下のとおり。

i) 原子炉圧力容器内の温度

イ) 監視が必要な当該パラメータの指示値を読み取る。

ロ) 読み取った指示値が正常であるかどうかを、プラント状況等によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないか等により確認する。

ハ) 1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）の他ループの指示値を確認し、他ループの指示値も同じ傾向か否かを確認する。

ニ) 1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）について、他ループの指示値も同じ傾向で計測範囲を超えていると判断される場合は、炉心出口温度（多様性拡張設備）で計測する。炉心出口温度による計測ができない場合は、1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）の計器に可搬型計測器を接続し、検出器（内部温度素子）の耐熱温度である500℃程度まで指示を読み取り推定する。

なお、可搬型計測器による計測においては、1次冷却材高温側温度（広域）を優先する。

ii) 原子炉圧力容器内の水位

- イ) 監視が必要な当該パラメータの指示値を読み取る。
- ロ) 読み取った指示値が正常であるかどうかを、プラント状況等によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないか等により確認する。
- ハ) 加圧器水位の他チャンネル指示値を確認し、他チャンネルの指示値も同じ傾向か否かを確認する。
- ニ) 加圧器水位について、他チャンネルの指示値も同じ傾向で計測範囲以下にあると判断される場合は、原子炉容器水位で計測する。

1. 15. 2. 2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

重要な監視パラメータの計器のうち、交流電源から供給される計器については、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続された無停電電源装置及び重大事故等対処用専用低圧母線と重大事故等対処用専用直流母線に接続された無停電電源装置より給電されており、無停電電源装置に接続されるいずれか一方の母線があれば計器へ電源を供給可能である。全交流動力電源喪失等により、計測に必要な計器電源が喪失した場合、空冷式非常用発電機、電源車、蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）、蓄電池（重大事故等対処用）及び充電器（重大事故等対処用）等の運転により、計器へ給電する。また、無停電電源装置が使えない場合においても、計装用後備電源装置を設けており、継続して電源を供給できる手段があり、信頼性も高く監視機能を失うことはない（第 1. 15. 4 図）。

代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した第 1. 15. 2 表に示す重要な監視パラメータ及び

重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。

可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか 1 つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

a. 全交流動力電源喪失時の代替電源の供給

ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線及び重大事故等対処用専用交流母線への交流電源による給電ができない場合は、代替電源（交流）により非常用高圧母線及び重大事故等対処用専用交流母線へ給電する。

b. 直流電源喪失時の代替電源の供給

ディーゼル発電機の故障により非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線への直流電源による給電ができない場合は、代替電源（直流）により非常用直流母線及び重大事故等対処用専用直流母線へ給電する。

全交流動力電源及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができなくなった場合の手段として、第 1.15.2 表に示す特に重要なパラメータ及び第 1.15.5 表に示す有効な監視パラメータ

について、可搬型計測器で計測可能なものを計測し監視する手順を整備する。また、可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）を用いて監視する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視ができない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.15.5 図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ii) 保修対応要員は、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。可搬型計測器を手順に定められた端子台に接続する。
- iii) 保修対応要員は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、必要に応じて、換算表を用いて工学値に換算し、運転員等は換算結果を記録用紙に記録する。

なお、使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は保修対応要員 1 名にて実施し、所要時間は約 60 分を想定している。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、照明、通信設備等を整備する。

d. 可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源

の供給

全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができない場合に、炉外核計装装置用、放射線監視装置用の可搬型バッテリーにより電源を供給する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源喪失により、炉外核計装装置、放射線監視装置のパラメータが監視できない場合。

(b) 操作手順

可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源供給の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第 1.15.6 図、第 1.15.7 図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、保修対応要員に可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源供給を指示する。
- ii) 保修対応要員は、現場で炉外核計装盤又は放射線監視盤の電源を「切」とする。
- iii) 保修対応要員は、現場でケーブルを布設し、可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）を炉外核計装盤又は放射線監視盤に接続する。
- iv) 保修対応要員は、可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源供給を開始し、運転員等は計測結果を記録用紙に記録する。

(c) 操作の成立性

上記の現場における対応は保修対応要員 2 名にて実施し、所要時間は、炉外核計装盤については、約 85 分、放射線監視盤については、

約 70 分を想定している。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、照明、通信設備等を整備する。

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）は、SPDS、SPDS データ表示装置及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む。）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。

SPDS、SPDS データ表示装置及び可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存する。

有効な監視パラメータのうち記録可能なものについては、SPDS 又は多様性拡張設備であるプロセス計算機により計測結果及び警報等を記録する手順を整備する（第 1.15.5 表）。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生したとき。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（重大事故等対処設備）の記録の概要は以下のとおり。

a. SPDS による記録

SPDS は、非常用電源又は代替電源から給電可能で、7 日間以上の

記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるように、記録された計測結果を定期的に取り出し保存する手順は以下のとおり。

- (a) 重大事故等対策要員は、S P D S データ表示装置にて S P D S 及び S P D S データ表示装置に記録された重要な監視パラメータの計測結果を、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存する。
- (b) 重大事故等対策要員は、記録媒体に保存された重要な監視パラメータの計測結果を印刷し、記録を保存する。

b. 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））による記録

- (a) 運転員等は、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））に記録された計測結果について、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存する。
- (b) 運転員等は、記録媒体に保存された重要な監視パラメータの計測結果を印刷し、記録を保存する。

c. 現場指示計の記録

運転員等は、原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作時に、現場指示計の値を記録用紙へ記録する。

d. 可搬型計測器及び可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源供給時の記録

運転員等は、1. 15. 2. 2(1) c. 及び d. で得られた重要な監視パラメータのデータを記録用紙に記録する。

e. プロセス計算機の記録

- (a) 計算機運転日誌

定められたプロセスの計測結果を定時毎に記録し、日毎に帳票印刷

する。

(b) 警報記録

プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発信時、警報の状態を記録し、日毎に帳票印刷する。

また、プラントの過渡変化による重要警報のファーストアウト警報発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設動作状況を記録し、事象発生時に帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを収集、記録し、事象発生時に自動帳票印刷及び手動にて印刷する。

(3) 操作の成立性

S P D Sによる記録は、S P D S及びS P D Sデータ表示装置の記録容量（7日間以上）を超える前に、緊急時対策所内にて重大事故等対策要員1名で行う。室内での端末操作であるため、対応が可能である。

可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A））による記録は、記録容量を超える前に、現場でのデータ採取を運転員等1名で行う。記録の作成は、室内での端末操作であるため、対応が可能である。

現場指示計の記録は、運転員等による記録用紙への記録であり、対応が可能である。

可搬型計測器及び可搬型バッテリー（炉外核計装装置用、放射線監視装置用）による電源供給時の記録は運転員等による記録用紙への記録であり、対応が可能である。

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉格納容器内の水素濃度監視の手順については、「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」にて整備する。

アニュラス内の水素濃度監視の手順については、「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」にて整備する。

全交流動力電源喪失時，直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順及び空冷式非常用発電機，電源車への燃料補給の手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

原子炉格納容器内の放射線量率における代替パラメータとして有効なモニタリングポストなどによる空間線量率測定については、「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

第 1.15.1 表 事故時に必要な計装に関する手順

分類	機能喪失の想定	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
監視機能の喪失	計器の故障	他チャンネル又は他ループによる計測※1	当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器	重大事故等 対処設備	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 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器	拡張設備 多様性	
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	
			常用代替計器	拡張設備 多様性	
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			常用代替計器	拡張設備 多様性	
計装電源の喪失	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源の供給 (交流)	空冷式非常用発電機※2	重大事故等 対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※4		
			可搬型燃料給油ポンプ※4		
			可搬型バッテリー (炉外核計装装置用、放射線監視装置用)	拡張設備 多様性	発電所災害対策本部にて使用する手順
		代替電源の供給 (直流)	蓄電池（重大事故等対処用）※2	重大事故等 対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			蓄電池（安全上重要な設備に供給する蓄電池）※2		
			電源車※2		
			充電器（重大事故等対処用）※2		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※4		
			タンクローリ※4		
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器※3	重大事故等 対処設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
—	—	記録	緊急時データ伝送システム（SPDS）	重大事故等 対処設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			SPDSデータ表示装置		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA））（可搬型温度計からデータを収集する設備）		
			プロセス計算機	拡張設備 多様性	

※1：他チャンネル又は他ループの計器がある場合

※2：代替電源設備により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：全交流動力電源及び直流電源喪失時は、代替電源により電源を供給可能であるが、さらに、可搬型計測器により監視が可能。

※4：空冷式非常用発電機及び電源車の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（1／4）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ（注 1）	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No
原子炉 圧力容器内 の温度	1 次冷却材高温側温度（広域）※ 1	0～400℃	最大値：約 345℃	1 次冷却系最高使用温度（343℃）及び炉心損傷の判断基準である 350℃を超える温度を監視可能。なお、1 次冷却材高温側温度（広域）で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ 1 次冷却材高温側温度（広域）がやや低めの値を示すものの、炉心損傷を判断する時点（350℃）において大きな温度差は見られないことから、1 次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。	4	S	2A 計器用 交流母線	測温抵抗体	可	①
	1 次冷却材低温側温度（広域）※ 1	0～400℃	最大値：約 344℃		4	S	2B 計器用 交流母線	測温抵抗体	可	②
原子炉 圧力容器内 の圧力	1 次冷却材圧力※ 1	0～20、6MPa [gauge]	最大値：約 17、9MPa [gauge]	1 次冷却系最高使用圧力（17、16MPa[gauge]）の 1.2 倍（事故時の判断基準）である 20、59MPa[gauge]を監視可能。	2	S	2B、2C 計器用 交流母線	弾性 圧力検出器	可	③
	1 次冷却材高温側温度（広域）※ 2 1 次冷却材低温側温度（広域）※ 2			原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
原子炉 圧力容器内 の水位	加圧器水位※ 1	0～100%	最大値：約 97% 最小値：0%以下（注 2）	原子炉容器上部に位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の 1 次冷却系保有水量を制御し、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	2A、2B 計器用 交流母線	差圧式 水位検出器 （注 9）	可	④
	原子炉容器水位※ 1	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%	加圧器の下部に位置し、加圧器の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	1	S	重大事故等対処 専用計器用 交流母線	差圧式 水位検出器	可	⑤
	1 次冷却材圧力※ 2			原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ						
原子炉 圧力容器 への注水量	1 次冷却材高温側温度（広域）※ 2 1 次冷却材低温側温度（広域）※ 2			原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	ほう酸注入ライン流量	0～225m ³ /h	125m ³ /h	充てん／高圧注入ポンプの流量（125m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	2	S	2C、2D 計器用 交流母線	差圧式 流量検出器	可	⑥
	高圧注入ポンプ出口流量	0～200 m ³ /h	153m ³ /h	高圧注入ポンプの流量（153m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4	S	2C、2D 計器用 交流母線	差圧式 流量検出器	可	⑩
	余熱除去ライン流量	0～1、300m ³ /h	1、250m ³ /h	余熱除去ポンプの流量（1、250m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4	S	2C、2D 計器用 交流母線	差圧式 流量検出器	可	⑦
	常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	0～190m ³ /h （0～10、000m ³ ）	—（注 3）	重大事故等時において、常設低圧代替注水ポンプの流量（130m ³ /h）を監視可能。	1	S	重大事故等対処 専用計器用 交流母線	差圧式 流量検出器	可	⑧
	燃料取替用水タンク水位※ 2 復水タンク水位※ 2			水源を監視するパラメータと同じ						
	加圧器水位※ 2 原子炉容器水位※ 2 1 次冷却材圧力※ 2			原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ						
	1 次冷却材低温側温度（広域）※ 2 格納容器再循環サンプ水位（広域）※ 2			原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ 原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ						

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（2/4）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ（注 1）	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No
原子炉 格納容器 への注水量	格納容器スプレイ積算流量※1	0～1,700m ³ /h (0～10,000m ³)	－（注 3）	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量 (1,640m ³ /h) を監視可能。	2	S	重大事故等対処 用専用計器用 交流母線	差圧式 流量検出器	可	⑨
	常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量			原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ						
	ほう酸注入ライン流量 高圧注入ポンプ出口流量 余熱除去ライン流量			（計測範囲は、重大事故等時において、常設低圧代替注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（130m ³ /h）を監視可能。）						
	燃料取替用水タンク水位※2 復水タンク水位※2			原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ						
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2			原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ						
原子炉 格納容器内 の温度	格納容器内温度	0～220℃	最大値：約135℃	格納容器最高使用温度（144℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（145℃）を超える温度を監視可能。	2	S	2C、2D 計器用 交流母線	测温抵抗体	可	⑪
	格納容器圧力※2 原子炉格納容器圧力（AM）※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ						
	格納容器圧力※1	-25～440kPa [gage]	最大値：約0.332MPa [gage]	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（0.392MPa[gage]）を監視可能。重大事故等時の格納容器最高圧力（0.428MPa[gage]）を監視可能。	2	S	2C、2D 計器用 交流母線	弾性 圧力検出器	可	⑫
原子炉 格納容器内 の圧力	原子炉格納容器圧力（AM）※1	0～1.5MPa [gage]	－（注 3）	重大事故等時の格納容器最高使用圧力（0.784MPa[gage]以下）を監視可能。	1	S	重大事故等対処 用専用計器用 交流母線	弾性 圧力検出器	可	⑬
	格納容器内温度※2			原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
原子炉 格納容器内 の水位	格納容器再循環サンプ水位（広域）※1	0～100%	100%	再循環可能水位（61%）を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	2C、2D 計器用 交流母線	差圧式 水位検出器	可	⑭
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）※1	0～100%	100%以上	格納容器再循環サンプ上端（約 100%）を監視可能。狭域水位の 100%は、広域水位の約 54%に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	2C、2D 計器用 交流母線	差圧式 水位検出器	可	⑮
	原子炉格納容器水位※1	ON-OFF	－（注 3）	重大事故等時において、格納容器内への注水量の制限レベルに達したことを監視可能。	1	S	重大事故等対処 用専用計器用 交流母線	電極式水位 検出器	可	⑯
	原子炉下部キャビティ水位※1	ON-OFF	－（注 3）	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。	1	S	重大事故等対処 用専用計器用 交流母線	電極式水位 検出器	可	⑰
	燃料取替用水タンク水位※2 復水タンク水位※2			水源を監視するパラメータと同じ						
原子炉 格納容器内 の注水量	格納容器スプレイ積算流量※2			原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ						
	常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量※2			原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ						
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2			（計測範囲は、重大事故等時において、常設低圧代替注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（130m ³ /h）を監視可能。）						
原子炉 格納容器内 の注水量	格納容器注水濃度	0～20vol%	－（注 3）	重大事故等時において、注水濃度 13vol%を監視可能。	1	－ (補)	重大事故等対処 用専用計器用 交流母線	熱伝導式 検出器	－	⑱

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ (重大事故等対処設備) (3/4)

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ (注 1)	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	前置性	電源	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No
原子炉格納 容器内の 放射線量率	格納容器エアモニタ (低レンジ) ※ 1	$10^{-1} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	10^5 mSv/h 以下 (注 4)	炉心損傷判断の値である 10^5 mSv/h を超える放射線量率を監視可能。(低レンジ) と (高レンジ) の計測範囲はオーバーラップするように設定。	2	S	2C, 2D 計器用 交流母線	電離箱	(注 10)	⑬
	格納容器エアモニタ (高レンジ) ※ 1	$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$			2	S	2C, 2D 計器用 交流母線	電離箱	(注 10)	⑭
未臨界の 維持又は 監視	出力領域中性子束 ※ 1	$0 \sim 120\%$ $(3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^6 \text{ n/(cm}^2\text{s)})$	定格出力の 約 38 倍 設計基準事故「制御 棒飛び出し」 (注 5)	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。 通常運転時の変動範囲 $0 \sim 100\%$ に対し、 $0 \sim 120\%$ を監視可能。「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」とあいまって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。 通常運転時の変動範囲 $10^{-11} \sim$ 約 10^{-3} A に対し、 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ を監視可能。 通常運転時の変動範囲 $1 \sim 10^6 \text{ cps}$ を監視可能。	4 ※ 3	S	2A, 2B, 2C, 2D 計器用交流母線	γ 線非補償型 電離箱	(注 10)	⑮
	中間領域中性子束 ※ 1	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ $(1.3 \times 10^5 \sim 6.6 \times 10^6 \text{ n/(cm}^2\text{s)})$			2	S	2A, 2B 計器用 交流母線	γ 線補償型 電離箱	(注 10)	
	中性子源領域中性子束 ※ 1	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ $(0.1 \sim 10^6 \text{ n/(cm}^2\text{s)})$			2	S	2A, 2B 計器用 交流母線	比例計数管	(注 10)	
	1 次冷却材高温側温度 (広域) ※ 2									
	1 次冷却材低温側温度 (広域) ※ 2									
最終セー シンの 確保	ほう電タンク水位 ※ 2									
	格納容器圧力 ※ 1			水源を監視するパラメータと同じ						
	蒸気発生器水位 (狭域) ※ 1	$0 \sim 100\%$	最大値: 100% 以上 (注 6) 最小値: 0% 以下 (注 7)	水分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器水位 (広域)」とあいまって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。	8	S	2A, 2B 計器用 交流母線	差圧式水位 検出器 (注 9)	可	
	蒸気発生器水位 (広域) ※ 1	$0 \sim 100\%$	最大値: 100% 以上 (注 6) 最小値: 0% 以下 (注 7)	水分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。(注 8)	4	S	2A, 2B, 2C, 2D 計器用交流母線	差圧式水位 検出器 (注 9)	可	⑯
	補助給水流量 ※ 1	$0 \sim 210 \text{ m}^3/\text{h}$	$60 \text{ m}^3/\text{h}$	補助給水流量 ($60 \text{ m}^3/\text{h}$) を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4	S	2A, 2B, 2C, 2D 計器用交流母線	差圧式 流量検出器	可	⑰
	主蒸気ライン圧力 ※ 1	$0 \sim 9, 3 \text{ MPa}$ [gage]	最大値: 約 8, 5 MPa [gage]	2 次系最高使用圧力 (8, 17 MPa [gage]) を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	8	S	2A, 2B 計器用 交流母線	弾性 圧力検出器	可	⑱
	原子炉格納容器冷却水サーージタンク水位	$0 \sim 100\%$	100%	変動範囲 $0 \sim 100\%$ を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	2C, 2D 計器用 交流母線	差圧式 水位検出器	可	⑲
	原子炉格納容器冷却水	$0 \sim 1 \text{ MPa}$ [gage]	— (注 3)	原子炉格納容器冷却水サーージタンクの加圧目標 0, 3 MPa [gage] を監視可能。	1	— (可)	—	ブルドン管型 (弾性変形)	—	⑳
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口 温度 (SA) ※ 1	$0 \sim 200^\circ\text{C}$ を計測可能 (汎用温度計)	— (注 3)	格納容器最高使用温度 (144°C) 及び重大事故等時の格納容器最高温度 (145°C) を超える温度を監視可能。	3 ※ 4	— (可)	電源内蔵	測温抵抗体	—	㉑
	原子炉格納容器圧力 (AM) ※ 2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ						
	格納容器内温度 ※ 2			原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	1 次冷却材高温側温度 (広域) ※ 2			原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	1 次冷却材低温側温度 (広域) ※ 2			原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	復水タンク水位 ※ 2			水源を監視するパラメータと同じ						

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ (重大事故等対処設備) (4/4)

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ (注 1)	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数	前装性	電源	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No
格納容器 パイパスの 監視	蒸気発生器水位 (狭域) ※ 1 蒸気発生器水位 (広域) ※ 2 主蒸気ライン圧力 ※ 1 補助給水流量 ※ 2 1 次冷却材圧力 ※ 1			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ						
	1 次冷却材高温側温度 (広域) ※ 2 1 次冷却材低温側温度 (広域) ※ 2 加圧器水位 ※ 2			原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ 原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ 原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ						
	格納容器再循環サンプ水位 (広域) ※ 2			原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ						
	燃料取扱管用水タンク水位	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	2A、2B 計器用 交流母線	差圧式 水位検出器	可	㉔
	ほう酸タンク水位	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	4	S	2A、2B 計器用 交流母線	差圧式 水位検出器	可	㉔
	復水タンク水位	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	2C、2D 計器用 交流母線	差圧式 水位検出器	可	㉔
水源の 確保	格納容器再循環サンプ水位 (広域) ※ 2 格納容器スプレイ積算流量 ※ 2 ほう酸注入ライン流量 ※ 2 高圧注入ポンプ出口流量 ※ 2 余熱除去ライン流量 ※ 2 常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量 ※ 2 補助給水流量 ※ 2			原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ 原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ 原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ						
	出力領域中性子束 ※ 2 中間領域中性子束 ※ 2 中性子源領域中性子束 ※ 2			最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同じ 未臨界の維持又は監視をするパラメータと同じ						
	アニュラス水素濃度	0～20vol%	－ (注 3)	重大事故等時において、水素濃度 13vol%を監視可能。 水位は監視可能。	2	S	重大事故等対処 用専用計器用 交流母線	熱伝導式 検出器	－	㉕

※ 1：主要パラメータ及び代替パラメータ，※ 2：代替パラメータ，※ 3：上部と下部の中性子束平均値，※ 4：入口用 1 個，出口用 2 個

- (注 1) 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータの値については、緊急時データ伝送システム (SPDS) 及び SPDS データ表示装置又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。なお、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) は加圧操作時の一時的な監視に使用するものであり、記録用紙へ記録する。
- (注 2) 計測範囲を一時的に超えるが、このときには 1 次冷却材圧力と 1 次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監視する。
- (注 3) 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。
- (注 4) 炉心損傷判断の値は 10⁵msv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- (注 5) 120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。
- (注 6) 計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。
- (注 7) 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。
- (注 8) 蒸気発生器水位 (広域) 下端を一時的に下回る重大事故等時の事象があるが、下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はそのおそれがあることを監視可能。
- (注 9) 検出器取り付け部に基準配管に水を満たした構造 (コデンスバット) があり、急激な減圧やドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、高めで不確かな水位を示す可能性がある。
- (注 10) 直流電源喪失時は、定格式非常用発電機等により電源を供給可能であるが、さらに、専用の可搬型バッテリーにより計器を使用可能。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータ^(注1)の推定 (1/10)

【推定ケース】

- ケース1：同一物理量で推定（温度，圧力，水位，流量，放射線量）する。
 - ケース2：水位を注水源若しくは注水先の水位変化又は注水量から推定する。
 - ケース3：流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定する。
 - ケース4：除熱状態を温度，圧力等の傾向監視により推定する。
 - ケース5：1次冷却系からの漏えいを水位，圧力等の傾向監視により推定する。
 - ケース6：圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定する。
 - ケース7：ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定する。
 - ケース8：装置の動作特性により推定する。
 - ケース9：あらかじめ評価したパラメータの相関関係（ケース6を除く）により推定する。
- なお，代替パラメータによる推定に当たっては，代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ（注1）	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温側温度（広域）	①主要パラメータの他ループ ②1次冷却材低温側温度（広域） ③〔炉心出口温度〕※1【常】	ケース1	・1次冷却材高温側温度（広域）の1ループが故障した場合は，他ループの1次冷却材高温側温度（広域）により推定する。 ・1次冷却材高温側温度（広域）の計測が困難となった場合は，1次冷却材低温側温度（広域）により推定する。また，使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により，原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	1次冷却材低温側温度（広域）	①主要パラメータの他ループ ②1次冷却材高温側温度（広域） ③〔炉心出口温度〕※1【常】	ケース1	・1次冷却材低温側温度（広域）の1ループが故障した場合は，他ループの1次冷却材低温側温度（広域）により推定する。 ・1次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難となった場合は，1次冷却材高温側温度（広域）により推定する。また，使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により，原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	〔炉心出口温度〕※1	①主要パラメータの他検出器 ②1次冷却材高温側温度（広域） ③1次冷却材低温側温度（広域）	ケース1	・炉心出口温度（多様性拡張設備）の1つの検出器が故障した場合は，他検出器の炉心出口温度により推定する。 ・炉心出口温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は，1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により推定する。推定は，炉心出口のより直接的なパラメータである1次冷却材高温側温度（広域）を優先する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
〔 〕：多様性拡張設備，※1 耐震性，耐環境性がないパラメータ，※2 耐震性，耐環境性がなく，常用電源のパラメータ
【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
【常】：常用代替計器を示す。
(注1)：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータ (注1) の推定 (2/10)

分類	主要パラメータ (注1)	代替パラメータ		推定ケース	代替パラメータ推定方法
		①主要パラメータの他チャンネル ②〔加圧器圧力〕※1【常】	③1次冷却材高温側温度 (広域) ④1次冷却材低温側温度 (広域)		
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力			ケース1	・1次冷却材圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの1次冷却材圧力により推定する。 ・1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高温側温度 (広域) 又は1次冷却材低温側温度 (広域) により、圧力を推定する。推定は、1次冷却材高温側温度 (広域)、1次冷却材低温側温度 (広域) の順で優先し使用する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることがある。また、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) にて推定する。
	〔加圧器圧力〕※1			ケース6	・加圧器圧力 (多様性拡張設備) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器圧力により推定する。 ・加圧器圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、計測範囲が広い1次冷却材圧力により圧力を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉容器水位		ケース1	・加圧器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器水位により推定する。 ・多様性拡張設備を含む) ・加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、原子炉圧力容器内がサブクール状態で過熱状態かを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が炉心上部で冠水状態であることを確認する。
		③〔サブクール度 (CRT)〕※2 ③1次冷却材圧力 ③1次冷却材高温側温度 (広域)		ケース6	また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の計測範囲を考慮する。
	原子炉容器水位	①加圧器水位		ケース1	・原子炉容器水位の計測が困難となった場合は、加圧器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、サブクール度 (CRT) (多様性拡張設備)、1次冷却材圧力及び炉心出口温度 (多様性拡張設備)、1次冷却材高温側温度 (広域)、1次冷却材低温側温度 (広域) によりサブクール状態が過熱状態かを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が炉心上部以上で冠水状態であることを確認する。
	〔1次冷却系ループ水位〕※2	②〔サブクール度 (CRT)〕※2 ②1次冷却材圧力 ②〔炉心出口温度〕※1【常】 ②1次冷却材高温側温度 (広域) ②1次冷却材低温側温度 (広域) ①1次冷却材高温側温度 (広域)【重】 ①1次冷却材低温側温度 (広域)【重】		ケース6	また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している加圧器水位を優先するが、原子炉容器水位の計測範囲の上部に位置しているため、原子炉容器水位の計測範囲を考慮する。
番号	〔 〕	②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕※2【常】		ケース4	・1次冷却系ループ水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側温度 (広域) 又は1次冷却材低温側温度 (広域) の傾向監視又は余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の傾向監視により水位変化を推定する。

番号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 〔 〕 : 多様性拡張設備、※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】 : 主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】 : 常用代替計器を示す。
 (注1) : ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータ^(注1)の推定 (3/10)

分類	主要パラメータ（注1）	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	ほう酸注入ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース1 ケース3	・ほう酸注入ライン流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸注入ライン流量により推定する。 ・ほう酸注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	高圧注入ポンプ出口流量	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	・高圧注入ポンプ出口流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの高圧注入ポンプ出口流量により推定する。
		②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース3	・高圧注入ポンプ出口流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - また、原子炉容器水位の傾向監視により推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	余熱除去ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	・余熱除去ライン流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの余熱除去ライン流量により推定する。
		②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース3	・余熱除去ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 - また、原子炉容器水位の傾向監視により推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位（広域）	ケース3	・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位の傾向監視により注水量を推定する。 - また、加圧器水位、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・可搬型の中間受槽を水源とする場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。
	[充てんライン流量] ※2	①燃料取替用水タンク水位【重】 ②加圧器水位【重】 ③原子炉容器水位【重】 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）【重】	ケース3	・充てんライン流量（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位又は加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位の順で優先し使用する。また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の傾向監視により注水量を推定する。
	[蓄圧タンク圧力] ※2 [蓄圧タンク水位] ※2	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	・蓄圧タンク圧力及び蓄圧タンク水位（多様性拡張設備）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蓄圧タンク圧力及び蓄圧タンク水位により推定する。
		②1次冷却材圧力【重】 ②1次冷却材低温側温度（広域）【重】	ケース4	・蓄圧タンク圧力及び蓄圧タンク水位（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び1次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

〔 〕：多様性拡張設備，※1 耐震性，耐環境性がないパラメータ，※2 耐震性，耐環境性がなく，常用電源のパラメータ

【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。

【起】... 常用代蓄計器を下す。

【注1】：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータ (注1) の推定 (4/10)

分類	主要パラメータ (注1)	代替パラメータ		推定ケース	代替パラメータ推定方法
		① [格納容器スプレイ積算流量]	② 【常】		
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイ積算流量		ケース1	ケース3	・格納容器スプレイ積算流量の計測が困難となった場合は、使用可能であれば格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備) により、原子炉格納容器への注水量を推定する。 ・格納容器スプレイ積算流量の計測が困難となった場合は、水源の燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。
		②燃料取替用水タンク水位			
		②復水タンク水位			
	常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	③格納容器再循環サンプ水位 (広域)		ケース3	・常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。 - なお、復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間による注水量を考慮し推定を行う。
		①燃料取替用水タンク水位			
		①復水タンク水位			
	ほう酸注入ライン流量	②格納容器再循環サンプ水位 (広域)		ケース1	・ほう酸注入ライン流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸注入ライン流量により推定する。 ・ほう酸注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源の燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。
		①主要パラメータの他チャンネル			
		②燃料取替用水タンク水位			
	高圧注入ポンプ出口流量	③格納容器再循環サンプ水位 (広域)		ケース3	・高圧注入ポンプ出口流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの高圧注入ポンプ出口流量により推定する。 ・高圧注入ポンプ出口流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。
		①主要パラメータの他チャンネル			
		②燃料取替用水タンク水位			
番号	余熱除去ライン流量	③格納容器再循環サンプ水位 (広域)		ケース1	・余熱除去ライン流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの余熱除去ライン流量により推定する。 ・余熱除去ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。
		①主要パラメータの他チャンネル			
		②燃料取替用水タンク水位			
	〔充てんライン流量〕※2	③格納容器再循環サンプ水位 (広域)		ケース3	・充てんライン流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の順で優先し使用する。
		①燃料取替用水タンク水位 【重】			
		②格納容器再循環サンプ水位 (広域) 【重】			
	〔格納容器スプレイ流量〕※2	①格納容器スプレイ積算流量 【重】		ケース1	・格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、格納容器スプレイ積算流量により、原子炉格納容器への注水量を推定する。 ・格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位又は格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位を優先する。
		②燃料取替用水タンク水位 【重】			
		③格納容器再循環サンプ水位 (広域) 【重】			
	〔格納容器スプレイ流量〕※2	①格納容器スプレイ積算流量 【重】		ケース3	・格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、格納容器スプレイ積算流量により、原子炉格納容器への注水量を推定する。 ・格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位又は格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位を優先する。
		②燃料取替用水タンク水位 【重】			
		③格納容器再循環サンプ水位 (広域) 【重】			

番号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 〔 〕 : 多様性拡張設備、※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】 : 主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】 : 常用代替計器を示す。
 (注1) : ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータ (注1) の推定 (5/10)

分類	主要パラメータ (注1)	代替パラメータ		推定ケース	代替パラメータ推定方法
		①主要パラメータの他チャンネル	②格納容器圧力		
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度		③原子炉格納容器圧力 (AM)	ケース1	- 格納容器内温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内温度により推定する。 - 格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器圧力又は原子炉格納容器圧力 (AM) により、温度を推定する。推定は、詳細な値を把握できる格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。 - 格納容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器圧力により推定する。 - 格納容器圧力の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器圧力 (AM) により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、原子炉格納容器圧力 (AM) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。 - 原子炉格納容器圧力 (AM) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器圧力により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
				ケース6	
				ケース1	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力		②原子炉格納容器圧力 (AM)	ケース1	- 格納容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器圧力により推定する。 - 格納容器圧力の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器圧力 (AM) により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、原子炉格納容器圧力 (AM) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
			③格納容器内温度	ケース6	
	原子炉格納容器圧力 (AM)		①格納容器圧力	ケース1	原子炉格納容器圧力 (AM) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器圧力により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
			②格納容器内温度	ケース6	
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域)		①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	- 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器再循環サンプ水位 (広域) により推定する。 - 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、注水積算量である格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、計測範囲内であれば、連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (狭域) を優先する。 - 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により水位を推定する。
			②格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	ケース1	
			③原子炉下部キャビティ水位	ケース1	
			④燃料取替用水タンク水位	ケース2	
			⑤復水タンク水位	ケース2	
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)		①格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース1	- 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により水位を推定する。 - 原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 又は注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先する。 - 原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。
			②燃料取替用水タンク水位	ケース1	
			③復水タンク水位	ケース1	
			④燃料取替用水タンク水位	ケース2	
			⑤復水タンク水位	ケース2	
原子炉格納容器水位			①燃料取替用水タンク水位	ケース1	原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ積算流量及び常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。
			②燃料取替用水タンク水位	ケース2	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 []：多様性拡張設備。※1 耐震性、耐環境性が低いパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】：常用代替計器を示す。
 (注1)：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータ (注1) の推定 (6/10)

分類	主要パラメータ (注1)	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器放射線量率	①主要パラメータの予備	ケース1	・可搬型格納容器放射線量率計測装置が故障した場合は、予備の可搬型格納容器内放射線量率計測装置により推定する。 ・可搬型格納容器放射線量率計測装置の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の動作特性により原子炉格納容器内の放射線量率が大幅な水素燃焼が生じない領域であることを確認する。 ・使用可能であればガス分析計 (多様性拡張設備) により放射線量を推定し、ガス分析計の結果に基づき放射線量を推定する。
		②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ②電気式水素燃焼装置動作監視装置	ケース8	
		③ [ガス分析計による放射線量] ※1 【常】	ケース1	
アニュラス放射線量率	アニュラス放射線量率	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	・アニュラス放射線量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのアニュラス放射線量により推定する。 ・アニュラス放射線量の計測が困難となった場合は、格納容器エリアモニタ (高レンジ) 及び排気筒ガスモニタ (高レンジ) (多様性拡張設備) の放射線量の比により、アニュラスへの漏えい率を求め、可搬型格納容器放射線量率計測装置により計測した格納容器放射線量を基に、評価した格納容器放射線量とアニュラスへの漏えい率の関係をもとにアニュラス内の放射線量を推定する。
		②格納容器放射線量率 ②格納容器エリアモニタ (高レンジ) ② [排気筒ガスモニタ (高レンジ)] ※2 【常】	ケース9	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器エリアモニタ (高レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器エリアモニタ (低レンジ) ② [モニタリングポスト] ※2 【常】	ケース1	・格納容器エリアモニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器エリアモニタ (高レンジ) により推定する。 ・格納容器エリアモニタ (高レンジ) の計測が困難となった場合は、格納容器エリアモニタ (低レンジ) 及びモニタリングポスト (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視し、急上昇 (バックグラウンド値より数倍から1桁急上昇) により、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。
		格納容器エリアモニタ (低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器エリアモニタ (高レンジ) ③ [格納容器地下1階入口エリアモニタ] ※2 【常】 ③ [炉内計装区域エリアモニタ] ※2 【常】	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器エリアモニタ (低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器エリアモニタ (高レンジ) ③ [格納容器地下1階入口エリアモニタ] ※2 【常】 ③ [炉内計装区域エリアモニタ] ※2 【常】	ケース1	・格納容器エリアモニタ (低レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器エリアモニタ (低レンジ) により推定する。 ・格納容器エリアモニタ (低レンジ) の計測が困難となった場合は、格納容器エリアモニタ (高レンジ)、格納容器地下1階入口エリアモニタ (多様性拡張設備) 及び炉内計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量であることを推定する。なお、格納容器エリアモニタ (高レンジ) の計測範囲より低く、格納容器地下1階入口エリアモニタ及び炉内計装区域エリアモニタの計測範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。
		[格納容器地下1階入口エリアモニタ] ※2 [炉内計装区域エリアモニタ] ※2 [格納容器じんあいモニタ] ※2 [格納容器ガスモニタ] ※2 [格納容器排気ガスモニタ] ※2	ケース1	

番号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 [] : 多様性拡張設備。 ※1 耐震性、耐環境性が低いパラメータ、 ※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】 : 主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】 : 常用代替計器を示す。
 (注1) : ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータ (注1) の推定 (7/10)

分類	主要パラメータ（注1）	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	出力領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束	ケース1	・出力領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの出力領域中性子束により推定する。 ・出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、1次冷却材低温側温度（広域）と1次冷却材高温側温度（広域）の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。 ・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
		③1次冷却材高温側温度（広域） ③1次冷却材低温側温度（広域）	ケース4	
		④ほう酸タンク水位	ケース7	
		中間領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	
	中性子源領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	ケース1 ケース7	・中性子源領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中性子源領域中性子束により推定する。 ・中性子源領域中性子束の計測が困難になった場合は、中間領域中性子束の計測範囲内であれば、中間領域中性子束の計測を行う。なお、中間領域中性子束の計測範囲下限以下の場合には、計測範囲下限より低い範囲であると推定する。 ・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
	〔中間領域起動率〕※2	①中間領域中性子束【重】 ②中性子源領域中性子束【重】 ②（中性子源領域起動率）※2【常】	ケース1	・中間領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束により起動率を推定する。なお、中性子源領域中性子束の計測範囲内の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。
	〔中性子源領域起動率〕※2	①中性子源領域中性子束【重】 ②中間領域中性子束【重】 ②（中間領域起動率）※2【常】	ケース1	・中性子源領域起動率（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、中性子源領域中性子束により起動率を推定する。なお、中間領域中性子束の計測範囲内の場合、中間領域中性子束及び中間領域起動率（多様性拡張設備）により推定する。

番号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 〔 〕 : 多様性拡張設備、※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 〔重〕 : 主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 〔常〕 : 常用代替計器を示す。
 (注1) : ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータ (注1) の推定 (8/10)

分類	主要パラメータ (注1)		代替パラメータ		推定ケース		代替パラメータ推定方法	
	格納容器圧力		①主要パラメータの他チャネル ②原子炉格納容器圧力 (AM)		ケース1		・格納容器圧力の1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの格納容器圧力により推定する。 ・格納容器圧力の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器圧力 (AM) により、圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、原子炉格納容器圧力 (AM) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。	
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水サージタンク水位		③格納容器内温度		ケース6		・原子炉補機冷却水サージタンク水位の1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの原子炉補機冷却水サージタンク水位により推定する。 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難な場合は、格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (SA) の傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
			①主要パラメータの他チャネル		ケース1		・原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM) (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) により推定する。	
			②格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (SA)		ケース4		・格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度 (SA) の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。	
			①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) 【重】 ①格納容器内温度 ①格納容器圧力	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA)	ケース1		・原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM) (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (SA) により推定する。	
	主蒸気ライン圧力		①主要パラメータの他チャネル又は他ルール		ケース1		・主蒸気ライン圧力の1 チャネルが故障した場合は、他チャネル又は他ルールの主蒸気ライン圧力により推定する。	
			②1次冷却材低温側温度 (広域) ③1次冷却材高温側温度 (広域)		ケース6		・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、1次冷却材低温側温度 (広域) 及び1次冷却材高温側温度 (広域) により圧力を推定する。推定は、1次冷却材低温側温度 (広域) を優先する。なお、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで (未飽和状態) は不確かさが生じることを考慮する。	
			①主要パラメータの他チャネル ②蒸気発生器水位 (狭域)		ケース1		・蒸気発生器水位 (狭域) の1 チャネルが故障した場合は、他チャネルの蒸気発生器水位 (狭域) により推定する。(多様性拡張設備を含む)	
	蒸気発生器水位 (狭域)		③1次冷却材低温側温度 (広域) ③1次冷却材高温側温度 (広域)		ケース4		・蒸気発生器水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (広域)、1次冷却材低温側温度 (広域)、1次冷却材高温側温度 (広域) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位 (狭域) を推定する。推定は相関関係のある蒸気発生器水位 (広域) を優先する。	
			①蒸気発生器水位 (狭域)		ケース1		・蒸気発生器水位 (広域) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば蒸気発生器水位 (狭域) にて推定する。また、1次冷却材低温側温度 (広域)、1次冷却材高温側温度 (広域) の変化を傾向監視により、蒸気発生器水位 (広域) を推定する。推定は計測範囲内であれば、蒸気発生器水位 (狭域) を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、1次冷却材低温側温度 (広域) 及び1次冷却材高温側温度 (広域) が上昇傾向となることで推定することができる。	
	補助給水流量		①復水タンク水位 ②蒸気発生器水位 (広域) ③蒸気発生器水位 (狭域)		ケース3		・補助給水流量の計測が困難となった場合は、復水タンク水位、蒸気発生器水位 (広域) 及び蒸気発生器水位 (狭域) を傾向監視することにより推定する。推定は復水タンク水位を優先する。	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 []：多様性拡張設備、※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】：常用代替計器を示す。
 (注1)：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第1.15.3表 代替パラメータによる主要パラメータ (注1) の推定 (9/10)

分類	主要パラメータ (注1)	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
シ ン ク の 最 終 確 保	[主蒸気流量] ※1	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	・主蒸気流量 (多様性拡張設備) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの主蒸気流量により推定する。
		②主蒸気ライン圧力【重】 ③蒸気発生器水位 (狭域)【重】 ③蒸気発生器水位 (広域)【重】 ③補助給水流量【重】	ケース4	・主蒸気流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、主蒸気ライン圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量を推定する。
格 納 容 器 バ イ パ ス の 監 視	蒸気発生器水位 (狭域)	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	・蒸気発生器水位 (狭域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器水位 (狭域) により推定する。
		③主蒸気ライン圧力		・蒸気発生器水位 (狭域) の計測が困難となった場合、蒸気発生器水位 (広域) の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気ライン圧力及び補助給水流量により傾向監視する。
		③補助給水流量	ケース5	
	主蒸気ライン圧力	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	・主蒸気ライン圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの主蒸気ライン圧力により推定する。
		②蒸気発生器水位 (広域) ②補助給水流量	ケース5	・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び補助給水流量が減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	1次冷却材圧力	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1	・1次冷却材圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの1次冷却材圧力により推定する。
		②「加圧器圧力」※1【常】		
		③蒸気発生器水位 (狭域) ③主蒸気ライン圧力 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース5	・1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) により推定する。また、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の傾向監視により蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇がないことでインターフェイシスシステムLOCAを推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高温側温度 (広域) 又は1次冷却材低温側温度 (広域) により、圧力を推定する。推定は、計測範囲内であれば、圧力を直接計測している加圧器圧力を優先する。
		④1次冷却材高温側温度 (広域) ④1次冷却材低温側温度 (広域)	ケース6	
	[復水器排気ガスモニタ] ※2 [蒸気発生器ブローダウン水モニタ] ※2 [高感度型主蒸気管モニタ] ※2	①蒸気発生器水位 (狭域)【重】 ①主蒸気ライン圧力【重】	ケース5	・復水器排気ガスモニタ (多様性拡張設備)、蒸気発生器ブローダウン水モニタ (多様性拡張設備) 及び高感度型主蒸気管モニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
		①1次冷却材圧力【重】 ①加圧器水位【重】 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域)【重】 ①蒸気発生器水位 (狭域)【重】 ①主蒸気ライン圧力【重】	ケース5	・排気筒ガスモニタ (多様性拡張設備)、安全補機室排気ガスモニタ (多様性拡張設備)、一般補機室排気ガスモニタ (多様性拡張設備)、周辺補機棟排気ガスモニタ (多様性拡張設備)、補助建屋サンプタンク水位 (多様性拡張設備)、原子炉建屋サンプタンク水位 (多様性拡張設備) 及び余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイシスシステムLOCAの傾向監視ができる。
番 号	[] 【重】 【常】	①1次冷却材圧力【重】 ①加圧器水位【重】 ②「格納容器サンプ水位」※2【常】	ケース5	・加圧器逃がしタンク圧力 (多様性拡張設備)、加圧器逃がしタンク水位 (多様性拡張設備) 及び加圧器逃がしタンク温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位 (多様性拡張設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイシスシステムLOCAの傾向監視ができる。

代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 : 多様性拡張設備、※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ

【重】 : 主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。

【常】 : 常用代替計器を示す。

(注1) : ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第1.15.3表 代替パラメータ(注1)による主要パラメータ (注1) の推定 (10/10)

分類	主要パラメータ (注1)	代替パラメータ		推定ケース	代替パラメータ推定方法
		①主要パラメータの他チャンネル	ケース1		
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	②格納容器再循環サンプ水位 (広域) ③格納容器スプレイ積算流量 ③ほう酸注入ライン流量 ③高圧注入ポンプ出口流量 ③余熱除去ライン流量 ③[充てんライン流量]※2【常】 ③常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	ケース1	ケース2	- 燃料取替用水タンク水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの燃料取替用水タンク水位により推定する。 - 燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 又は格納容器スプレイ積算流量等の燃料取替用水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。
	復水タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル	ケース1		- 復水タンク水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの復水タンク水位により推定する。 - 復水タンク水位の計測が困難となった場合は、補助給水流量等の復水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により、使用量を推定する。
	ほう酸タンク水位	②補助給水流量 ②常設低圧代替注水ポンプ出口積算流量	ケース2	ケース1 ケース2 ケース7	- ほう酸タンク水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸タンク水位により推定する。 - ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、ほう酸急速注入ライン流量 (多様性拡張設備) により水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により推定する。
		①主要パラメータの他チャンネル	ケース1		
		② [ほう酸急速注入ライン流量] ※2【常】	ケース2		
		③出力領域中性子束 ③中間領域中性子束 ③中性子源領域中性子束	ケース7		

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 []：多様性拡張設備、※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 【重】：主要パラメータを計測する計器が多様性拡張設備の重要代替パラメータを示す。
 【常】：常用代替計器を示す。
 (注1)：ここでは主要パラメータのうち重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを示す。

第 1.15.4 表 補助的な監視パラメータ（多様性拡張設備）（1/2）

分 類	パラメータ	主要パラメータの代替監視可能理由
電源関係	6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計	関連警報の有無, 各補機の操作スイッチ表示灯等による運転状態を確認することにより監視可能
	440V2A, 2B, 2C2, 2D1 母線受電電圧計	関連警報の有無, 各補機の操作スイッチ表示灯等による運転状態を確認することにより監視可能
	2A, 2B 直流電源電圧計	関連警報の有無, 各補機の操作スイッチ表示灯等による運転状態を確認することにより監視可能
	2A, 2B, 2C, 2Dインバータ電源電圧計	関連警報の有無, 各補機の操作スイッチ表示灯等による運転状態を確認することにより監視可能
	重大事故等対処用専用高圧母線電圧計	各負荷の運転状態を確認することにより監視可能
	重大事故等対処用専用低圧母線電圧計	各負荷の運転状態を確認することにより監視可能
	重大事故等対処用専用直流電源電圧計	各負荷の運転状態を確認することにより監視可能
	インバータ（重大事故等対処用）電圧計	各負荷の運転状態を確認することにより監視可能
	空冷式非常用発電機電力計, 周波数計（空冷式非常用発電機速隔起動装置）	空冷式非常用発電機の運転状態を確認することにより監視可能
	電源車電圧計, 電力計, 周波数計	電源車の運転状態を確認することにより監視可能
	500kV1L, 2L電圧計, 275kV1L, 2L電圧計, 77kV電圧計	母線受電遮断器の接続状態及び所内母線電圧を確認することにより監視可能
	2A, 2Bディーゼル発電機電圧計	関連警報の有無, ディーゼル発電機の運転状態, 母線補機の操作スイッチ表示灯による運転状態を確認することにより監視可能
補機関係	充てん／高圧注入ポンプ出口圧力計	充てん／高圧注入ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	B 充てん／高圧注入ポンプ油冷却器及び封水冷却器補機冷却水流量計	B 充てん／高圧注入ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	B 充てん／高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量計	B 充てん／高圧注入ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	格納容器スプレイポンプ出口圧力計	格納容器スプレイポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	B 余熱除去ポンプ補機冷却水流量計	B 余熱除去ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	B 余熱除去ポンプ電動機補機冷却水流量計	B 余熱除去ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	余熱除去ポンプ出口圧力計	余熱除去ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	常設低圧代替注水ポンプ出口圧力計	常設低圧代替注水ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	高圧注入ポンプ出口圧力計	高圧注入ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	B 高圧注入ポンプ補機冷却水流量計	B 高圧注入ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	B 高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量計	B 高圧注入ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	B 制御用空気圧縮装置圧縮機補機冷却水流量計	B 制御用空気圧縮機の運転状態を確認することにより監視可能
	B 制御用空気圧縮装置後置冷却器補機冷却水流量指示スイッチ	B 制御用空気圧縮機の運転状態を確認することにより監視可能
	タービン動補助給水ポンプ制御油圧力計	主油ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	電動補助給水ポンプ入口圧力計	原子炉補機冷却海水ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	タービン動補助給水ポンプ入口圧力計	原子炉補機冷却海水ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	タービン動補助給水ポンプ出口圧力計	タービン動補助給水ポンプの運転状態を確認することにより監視可能

第 1.15.4 表 補助的な監視パラメータ（多様性拡張設備）（2/2）

分 類	パラメータ	主要パラメータの代替監視可能理由
その他	原子炉補機冷却水海水供給母管圧力計	原子炉補機冷却海水ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	原子炉補機冷却水冷却器海水流量計	原子炉補機冷却海水ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	原子炉補機冷却水供給母管流量計	原子炉補機冷却水ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	原子炉補機冷却水供給母管連絡管圧力	原子炉補機冷却水ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	ほう酸混合器出口流量制御器	原子炉補給水制御系の動作状態を中性子束の指示により監視可能
	ほう酸補給ライン流量計	原子炉補給水制御系の動作状態を中性子束の指示により監視可能
	制御用空気供給母管圧力計	制御用空気圧縮機の運転状態を確認することにより監視可能
	ほう酸急速注入ライン流量計	ほう酸ポンプの運転状態を確認することにより監視可能
	アニュラス内圧力計	アニュラス空気浄化ファンの運転状態を確認することにより監視可能
	EHガバナ非常しゃ断油圧力計	タービン主要弁の作動状態を確認することにより監視可能
	多様化設備動作警報	補機の作動状態を確認することにより監視可能
	E C C S 動作警報	関連警報の有無，各補機の操作スイッチ表示灯等による運転状態を確認することにより監視可能
	サブクール度（C R T）	サブクールは，1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材高温側温度（広域）から求めた値であり，C R T による監視ができない場合でも 1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材高温側温度（広域）により監視可能
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の他の検出器又は電気式水素燃焼装置動作監視装置の動作状態を確認することにより監視可能
	電気式水素燃焼装置動作監視装置	電気式水素燃焼装置動作監視装置の他の検出器又は静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の動作状態を確認することにより監視可能
	格納容器サンプ水位	原子炉格納容器内の漏えい状態を格納容器圧力，格納容器内温度及び格納容器再循環サンプ水位（広域）により監視可能
	凝縮液量測定装置水位	原子炉格納容器内の漏えい状態を格納容器圧力，格納容器内温度及び格納容器再循環サンプ水位（広域）により監視可能

第 1.15.5 表 有効な監視パラメータ（多様性拡張設備）の監視・記録

分類	パラメータ	計測		可否理由	記録	
		可否	要否		記録先	備考
原子炉圧力容器内の温度	炉心出口温度	可	要	重大事故等対処設備である 1 次冷却材高温側温度（広域）及び 1 次冷却材低温側温度（広域）の計測範囲を超えた場合に原子炉圧力容器内の温度を推定するために必要。	S P D S	S B O 対応時、記録装置（8 点）にて記録する。
原子炉圧力容器内の圧力	加圧器圧力	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力にて推定可能なため計測は必須としない。	S P D S	
原子炉圧力容器内の水位	1 次冷却系ループ水位	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材高温側温度（広域）及び 1 次冷却材低温側温度（広域）により推定可能なため、計測は必須としない。	警報記録	プロセス計算機にて警報を記録する。
原子炉圧力容器への注水量	充てんライン流量	可	否	重大事故等対処設備である燃料取替用水タンク水位、加圧器水位及び原子炉容器水位により推定可能なため、計測は必須としない。	S P D S	
	蓄圧タンク圧力	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材低温側温度（広域）により推定可能なため、計測は必須としない。	警報記録	プロセス計算機にて警報を記録する。
	蓄圧タンク水位	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材低温側温度（広域）により推定可能なため、計測は必須としない。	警報記録	プロセス計算機にて警報を記録する。
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイ流量	可	否	重大事故等対処設備である格納容器スプレイ積算流量にて推定可能なため、計測は必須としない。	S P D S	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器地下 1 階入口エリアモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	炉内計装区域エリアモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	格納容器じんあいモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	格納容器ガスモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	格納容器排気ガスモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
未臨界の維持又は監視	中間領域起動率	否	—	可搬型計測器での計測対象外	—	中間領域中性子束の記録（S P D S）で代替する。
	中性子源領域起動率	否	—	可搬型計測器での計測対象外	—	中性子源領域中性子束の記録（S P D S）で代替する。
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM）	否	—	現場指示計であるため計測対象外。	—	サージタンク加圧操作時の一時的な監視に使用するため、現場にて記録用紙に記録する。
	主蒸気流量	可	否	重大事故等対処設備である主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位（狭域）、蒸気発生器水位（広域）及び補助給水流量により推定可能なため、計測は必須としない。	記録計	
格納容器パイパスの監視	復水器排気ガスモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	蒸気発生器ブローダウン水モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	高感度型主蒸気管モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	排気筒ガスモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	安全補機室排気ガスモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	一般補機室排気ガスモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	周辺補機室排気ガスモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外	記録計	
	補助建屋サンプタンク水位	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力にてインターフェイスシステム L O C A の傾向監視は可能なため、計測は必須としない。	運転日誌	プロセス計算機にて指示を記録する。
	原子炉建屋サンプタンク水位	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力にてインターフェイスシステム L O C A の傾向監視は可能なため、計測は必須としない。	運転日誌	プロセス計算機にて指示を記録する。
	余熱除去ポンプ出口圧力	可	否	1 次冷却材圧力、蒸気発生器水位（狭域）、主蒸気ライン圧力にて推定可能なため、計測は必要としない。	警報記録	プロセス計算機にて警報を記録する。
	加圧器逃がしタンク圧力	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力及び加圧器水位にてインターフェイスシステム L O C A の傾向監視は可能なため、計測は必須としない。	運転日誌	プロセス計算機にて指示を記録する。
	加圧器逃がしタンク水位	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力及び加圧器水位にてインターフェイスシステム L O C A の傾向監視は可能なため、計測は必須としない。	警報記録	プロセス計算機にて警報を記録する。
	加圧器逃がしタンク温度	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力及び加圧器水位にてインターフェイスシステム L O C A の傾向監視は可能なため、計測は必須としない。	警報記録	プロセス計算機にて警報を記録する。

第 1.15.6 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (1/3)

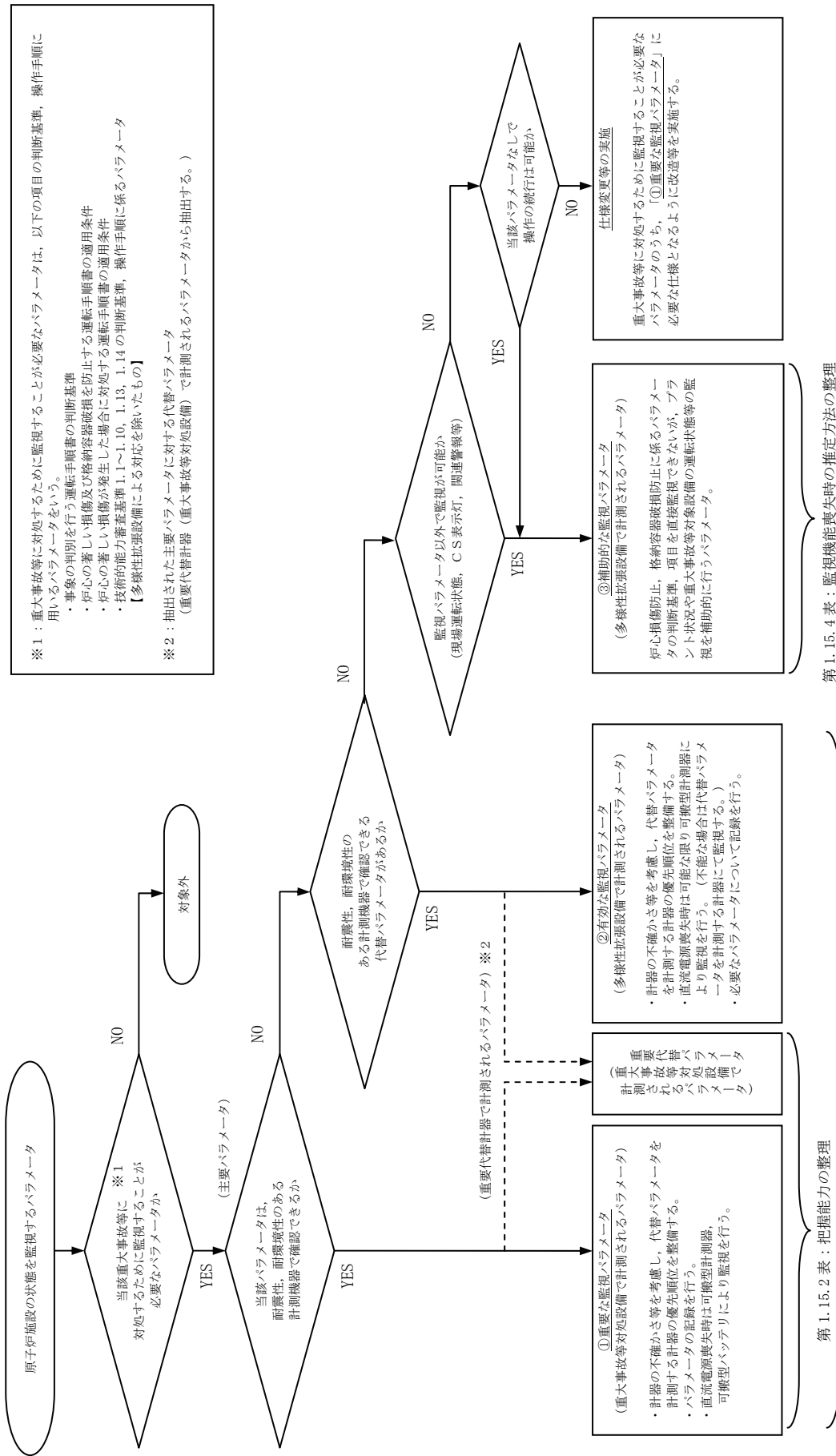
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.15】 事故時の計装に関する手 順等	1 次冷却材圧力	2 B 計器用交流母線
		2 C 計器用交流母線
	1 次冷却材高温側温度 (広域)	2 A 計器用交流母線
	1 次冷却材低温側温度 (広域)	2 B 計器用交流母線
	原子炉格納容器圧力 (AM)	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	格納容器圧力	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	格納容器スプレイ積算流量	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	格納容器エリアモニタ (高レンジ)	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	格納容器エリアモニタ (低レンジ)	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	格納容器内温度	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	原子炉格納容器水位	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	原子炉下部キャビティ水位	重大事故等対処用 専用計器用交流母線

第 1.15.6 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (2/3)

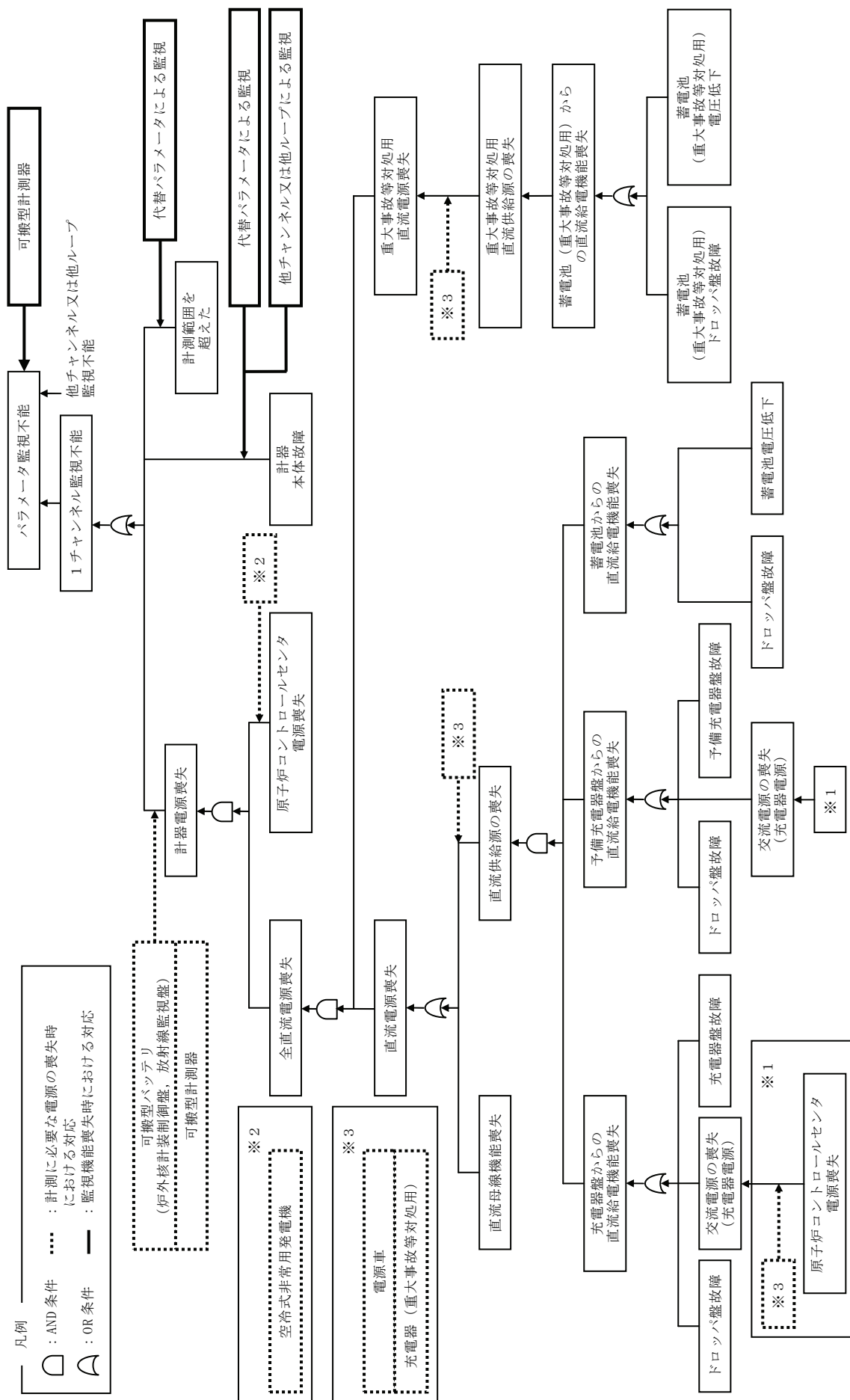
対象条文	供給対象設備	給電元
【1.15】 事故時の計装に関する手 順等	原子炉補機冷却水サージタンク水位	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	ほう酸注入ライン流量	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	主蒸気ライン圧力	2 A 計器用交流母線
		2 B 計器用交流母線
	出力領域中性子束	2 A 計器用交流母線
		2 B 計器用交流母線
		2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	蒸気発生器水位 (広域)	2 A 計器用交流母線
		2 B 計器用交流母線
		2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	蒸気発生器水位 (狭域)	2 A 計器用交流母線
		2 B 計器用交流母線
	中間領域中性子束	2 A 計器用交流母線
		2 B 計器用交流母線
	中性子源領域中性子束	2 A 計器用交流母線
		2 B 計器用交流母線
	燃料取替用水タンク水位	2 A 計器用交流母線
		2 B 計器用交流母線

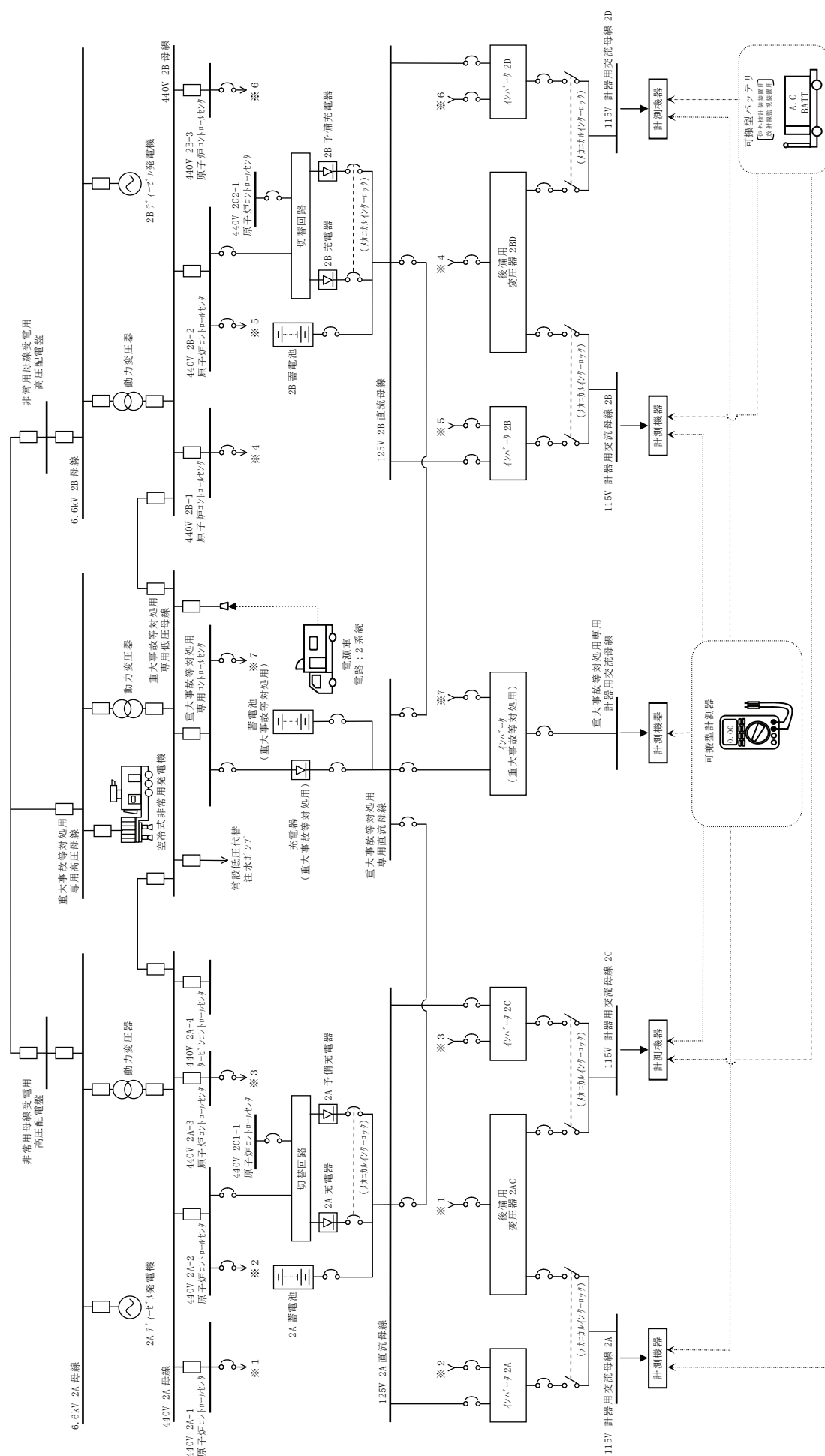
第 1.15.6 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備 (3/3)

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.15】 事故時の計装に関する手 順等	復水タンク水位	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	ほう酸タンク水位	2 A 計器用交流母線
		2 B 計器用交流母線
	補助給水流量	2 A 計器用交流母線
		2 B 計器用交流母線
		2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	高圧注入ポンプ出口流量	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	余熱除去ライン流量	2 C 計器用交流母線
		2 D 計器用交流母線
	原子炉容器水位	2 A 計器用交流母線
	加圧器水位	2 A 計器用交流母線
		2 B 計器用交流母線
	常設低圧代替注水ポンプ 出口積算流量	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	格納容器水素濃度	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	アニュラス水素濃度	重大事故等対処用 専用計器用交流母線
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ



第 1.15.1 図 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー





第1.15.4図 計器の電源構成図

			経過時間（分）								備考	
			10	20	30	40	50	60	70	80		90
手順の項目		要員（数）		▽接続開始 ▽接続完了，計測開始								
可搬型計測器による監視パラメータの計測	保修対応要員	1					移動					
			仮設ケーブル，計測器準備									
								1 計測点当たり，約 10 分 （接続，計測のみの時間）				

第 1.15.5 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測タイムチャート

		経過時間（分）										備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目	要員（数）	約 85 分 可搬型バッテリーによる炉外核計装盤（Ⅰ）への電源供給開始											
可搬型バッテリーによる炉外核計装盤（Ⅰ）への電源供給	保修対応要員	2					移動					▽	
							隔離						
			ケーブル布設・接続										
										給電		→	

第 1.15.6 図 可搬型バッテリーによる炉外核計装盤（Ⅰ）への電源供給タイムチャート

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）		約 70 分 可搬型バッテリーによる放射線監視盤（Ⅰ）への電源供給開始										
可搬型バッテリーによる放射線監視盤（Ⅰ）への電源供給	保修対応要員	2						移動					
							隔離						
			ケーブル布設・接続										
											給電		

第 1.15.7 図 可搬型バッテリーによる放射線監視盤（Ⅰ）への電源供給タイムチャート

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

< 目 次 >

1.16.1 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

1.16.2 重大事故等時の手順等

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

- (1) 中央制御室換気空調設備の運転手順等
 - a. 交流動力電源が健全な場合
 - b. 全交流動力電源が喪失した場合
- (2) 中央制御室の照明を確保する手順
- (3) その他の放射線防護措置等に関する手順等
 - a. 重大事故等時の全面マスクの着用手順
 - b. 放射線防護に関する教育等について
 - c. 重大事故等時の運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化
- (4) その他の手順項目にて考慮する手順
- (5) 優先順位

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

- (1) チェンジングエリアの設置手順

1. 16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、原子炉制御室に関し、重大事故が発生した場合においても運転員がとどま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 「運転員がとどまるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置（原子炉制御室の遮蔽設計及び換気設計に加えてマネジメント（マスク及びボンベ等）により対応する場合）又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、運転員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）が、代替交流電源設備からの給電を可能とする手順等（手順及び装備等）を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な設備及び資機材を整備しており、ここでは、この対処設備及び資機材を活用した手順等について整備する。

1. 16. 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

重大事故等が発生した場合において、運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、多様性拡張設備^{※1}及び資機材^{※2}を用いた対応手段を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上全ての要求事項を満たすことや全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。

※2 資機材：全面マスク、放射線防護具類、放射線計測器及びチェンジングエリア設置用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備及び多様性拡張設備としない。

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」だけでなく、「設置許可基準規則第五十九条及び技術基準規則第七十四条」（以下、付録 1. 16 において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

「技術的能力審査基準」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、多様性拡張設備及び資機材を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備、資機材及び整備する手順についての関係を第 1. 16. 1 表に示す。

- a. 重大事故等時において運転員等が中央制御室にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室の居住性を確保する手段がある。また、全交流動力電源が喪失した場合は代替電源から中央制御室用の電源を確保する。

中央制御室の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室非常用循環ファン
- ・ 中央制御室空調ファン
- ・ 中央制御室循環ファン
- ・ 中央制御室非常用循環フィルタユニット
- ・ 窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）
- ・ 中央制御室非常用照明
- ・ 無停電電源装置（中央制御室照明用）
- ・ 可搬型照明（S A）
- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ
- ・ 全面マスク

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止する手段がある。

中央制御室への汚染の持ち込みを防止するための設備は以下のとおり。

- ・可搬型照明（S A）
- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・可搬型燃料給油ポンプ
- ・放射線防護具類，放射線計測器及びチェンジングエリア設置用
資機材

(b) 重大事故等対処設備，多様性拡張設備及び資機材

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される中央制御室遮蔽，中央制御室非常用循環ファン，中央制御室空調ファン，中央制御室循環ファン，中央制御室非常用循環フィルタユニット，窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用），可搬型照明（S A），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，空冷式非常用発電機，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは重大事故等対処設備と位置付ける。

二酸化炭素濃度は，酸素濃度同様，居住性に関する重要な制限要素であることから，二酸化炭素濃度計は重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合においても中央制御室に運転員等がとどまることができるため，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・中央制御室非常用照明

耐震性が確保されていないが，全交流動力電源喪失時に空冷式非常用発電機から給電可能であるため可搬型照明（S A）の代替設備として有効である。

- ・無停電電源装置（中央制御室照明用）

耐震性が確保されていないが、全交流動力電源喪失時においても内蔵蓄電池により照明の確保が可能であるため可搬型照明（S A）の代替設備として有効である。

なお、全面マスク、放射線防護具類、放射線計測器及びチェンジングエリア設置用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備及び多様性拡張設備としない。

b. 手順等

上記の a. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する（第 1.16.2 表、第 1.16.3 表）。

これらの手順は、運転員等^{※3}及び保修対応要員^{※4}の対応として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等に定める。また、放射線管理班^{※5}の対応として発電所災害対策本部にて使用する手順に定める（第 1.16.1 表）。

※3 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

※4 保修対応要員：重大事故等対策要員のうち保修対応要員をいう。

※5 放射線管理班：重大事故等対策要員のうち放射線管理要員又は発電所災害対策本部要員のうち放射線管理班の班員をいう。

1.16.2 重大事故等時の手順等

1.16.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員等の被ばく量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするために必要な対応手順として、中央制御室遮蔽、中央制御室換気空調設備を設け、外気を遮断し閉回路

循環運転を行い、環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護する。

なお、重大事故等が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価については、炉心損傷が早く格納容器内の圧力が高く推移する事象が中央制御室の運転員等の被ばく評価上最も厳しくなる事故シーケンスとなることから、「大破断 L O C A 時に安全注入及び格納容器スプレイ失敗」事象を選定した。

炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員等の被ばく線量低減のため、発電長の指示により全面マスクを着用する。さらに、発電所災害対策本部と協議の上、長期的な保安確保の観点から、運転員等の交代要員体制を考慮する。

中央制御室換気空調設備が「閉回路循環運転モード」となった場合、中央制御室の居住性確保の観点より中央制御室の酸素濃度が 19%を下回るおそれがある場合、又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は、酸素欠乏防止の観点及び大気中の放射性物質濃度を考慮した上で発電所災害対策本部と換気のタイミングを協議し、二酸化炭素濃度が 1%を超える前までに外気を取り入れる。

ただし、評価上は 7 日間において、酸素濃度が基準値を逸脱することはない。

なお、これらの運用解除については、屋外の空気中の放射性物質濃度が濃度限度以下となったこと等を勘案し、発電所災害対策本部が決定する。

(1) 中央制御室換気空調設備の運転手順等

環境に放出された放射性物質による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気空調設備にて外気を遮断した状態で「閉回路循環運転モード」を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内

蔵されたよう素フィルタ及び微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。全交流動力電源が喪失した場合は、窒素ポンベ（中央制御室換気系ダンパ用）による代替空気（窒素）供給及び手動による開操作にて系統構成を行い、空冷式非常用発電機により受電し中央制御室換気空調設備を運転する。

a．交流動力電源が健全な場合

重大事故等が発生した場合に非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気系隔離信号により中央制御室換気空調設備の動作状況を確認する手順を整備する。また、中央制御室の居住性を確保するため、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定により外気を取り入れる手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号又は中央制御室エリアモニタ指示上昇により中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合。

(b) 操作手順

中央制御室換気系隔離の動作状況を確認し、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する手順は以下のとおり。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室換気系隔離動作状況の確認と酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ii) 運転員等は、中央制御室にて中央制御室換気系隔離信号発信を確認するとともに、中央制御室非常用循環ファンの自動起動を確認する。

iii) 運転員等は、中央制御室にて中央制御室外気取入ライン及び中央制御室排気ラインの全てのダンパが閉止され、中央制御室換気空調設備が「閉回路循環運転モード」で運転中であることを確認する。

iv) 運転員等は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。

v) 発電長は、中央制御室内の酸素濃度が 19%以上を維持できない場合又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は、発電所災害対策本部と換気のタイミングを協議の上、二酸化炭素濃度が 1%を超えるまでに外気取入による換気を行う。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名で行うことが可能である。

b. 全交流動力電源が喪失した場合

全交流動力電源喪失時には、中央制御室換気空調設備が起動不能となるため、空冷式非常用発電機による給電後、中央制御室換気空調設備を運転する手順を整備する。非常用低圧母線の停電に伴い、制御用空気圧縮機が停止することにより制御用空気が喪失する。中央制御室換気空調設備の空気作動ダンパはいずれもフェイル・クローズであることから、窒素ボンベ（中央制御室換気系ダンパ用）による代替空気（窒素）供給及び手動によるダンパの開操作により「閉回路循環運転モード」へ系統構成する手順及び中央制御室の居住性を確保するため、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定により外気を取り入れる手順を整理する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が「閉回路循

環運転モード」にできない場合。

(b) 操作手順

全交流動力電源喪失により非常用低圧母線が停電している場合に中央制御室非常用循環系の起動操作を行い、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度を測定する手順は以下のとおり。概略系統を第 1.16.1 図に、タイムチャートを第 1.16.2 図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等及び保修対応要員に中央制御室非常用循環系の起動操作と運転員等に酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ii) 運転員等は、中央制御室にて中央制御室換気空調系ファンを「引ロック」とする。
- iii) 運転員等は、中央制御室換気空調系ファンの「引ロック」が完了したのち、保修対応要員へ中央制御室非常用循環系を運転するためのダンパの開処置を依頼する。
- iv) 保修対応要員は、現場で代替空気（窒素）供給に係る系統構成を行う。
- v) 保修対応要員は、現場で窒素ポンベの接続を行い、代替空気（窒素）を供給する。
- vi) 保修対応要員は、現場で対象ダンパの手動による開処置を行う。
- vii) 発電長は、空冷式非常用発電機による非常用低圧母線の受電操作が完了していることを確認し、運転員等に中央制御室非常用循環系の運転操作の開始を指示する。
- viii) 運転員等は、保修対応要員に中央制御室非常用循環系の運転操作のためのダンパ開処置の完了を確認後、中央制御室にて中央制御室換気空調系のファンを起動する。

ix) 運転員等は、中央制御室にて、中央制御室換気空調設備が「閉回路循環運転モード」で運転していることを確認する。

x) 運転員等は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて、中央制御室の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。

xi) 発電長は、中央制御室内の酸素濃度が 19%以上を維持できない場合又は二酸化炭素濃度が 0.5%を超え上昇している場合は、発電所災害対策本部と換気のタイミングを協議の上、二酸化炭素濃度が 1%を超えるまでに外気取入による換気を行う。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は運転員等 1 名、現場における対応は保修対応要員 2 名で行い、一連の作業の所要時間は約 90 分と想定する。円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。また、作業を容易に実施するため、専用工具や操作用の昇降設備を整備する。

(2) 中央制御室の照明を確保する手順

中央制御室の居住性確保の観点から、中央制御室非常用照明が使用できない場合において、内蔵蓄電池及び空冷式非常用発電機から給電可能な可搬型照明（S A）により照明を確保する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、中央制御室非常用照明が使用できない場合。

b. 操作手順

全交流動力電源喪失時に、中央制御室非常用照明が使用できない場合において、可搬型照明（S A）による照明確保の手順は以下のとおり。

タイムチャートを第 1.16.3 図に示す。

i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御

室の照明を確保するため、可搬型照明（S A）の設置を指示する。

ii) 運転員等は、中央制御室に可搬型照明（S A）を設置し、可搬型照明（S A）を内蔵蓄電池により点灯し照明を確保する。

iii) 発電長は、空冷式非常用発電機による重大事故等対処用専用電源盤の受電操作が完了していることを確認し、運転員等に可搬型照明（S A）に可搬型照明用電源の接続を指示する。

iv) 運転員等は、可搬型照明（S A）を可搬型照明用電源に接続する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室における対応は、運転員等 1 名で行い、可搬型照明（S A）設置作業は約 10 分、可搬型照明用電源への接続作業は約 5 分であり、所要時間は約 15 分と想定する。

(3) その他の放射線防護措置等に関する手順等

a. 重大事故等時の全面マスクの着用手順

炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合は、運転員等の内部被ばくを低減するために全面マスクを着用する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合。

(b) 操作手順

重大事故等が発生した場合に全面マスクを着用する手順は以下のとおり。

i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、中央制御室及び現場において、運転員等に全面マスクの着用を指示する。

ii) 運転員等は、全面マスクを着用しリークチェックを行う。

(c) 操作の成立性

全交流動力電源喪失時においても、可搬型照明（S A）を設置し、空冷式非常用発電機から給電することで照明を確保できるため、全面マスクの装着は可能である。

b. 放射線防護に関する教育等について

全面マスクは、内部被ばく防止のため日常的な作業においても着用しているが、全面マスクの着用方法についての教育は社内教育（「電離放射線障害防止規則」に基づく特別教育、「原子力施設における放射線業務及び緊急作業に係る安全衛生管理対策の強化について」（厚生労働省通達：基発 0810 第 1 号）に基づく教育）にて実施する。

また、全面マスクは、定期的な点検にて健全性を確認する。

以上により、重大事故等が発生した場合においても適正に全面マスクを装着できる体制を整備する。

c. 重大事故等時の運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化

炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の兆候が見られた場合、運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、運転本部員は本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。

交代要員体制は、交代要員として通常勤務帯の運転員等を当直交代サイクルに充て構成する等の運用を行うことで、被ばく線量の平準化を行う。また、運転員等について運転員等交代に伴う移動時の放射線防護措置や、チェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで運転員等の被ばく低減を図る。

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

空冷式非常用発電機による中央制御室の電源への給電に関する手順及び空冷式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」にて整備する。

(5) 優先順位

全交流動力電源喪失時の中央制御室の照明は、多様性拡張設備である中央制御室非常用照明を優先して使用する。中央制御室非常用照明が使用できない場合は、可搬型照明（S A）を設置し内蔵蓄電池による点灯にて照明を確保する。空冷式非常用発電機からの受電操作が完了すれば、可搬型照明用電源へ接続を行い、引き続き照明を確保する。

1.16.2.2 汚染の持ち込みを防止するための手順等

(1) チェンジングエリアの設置手順

中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体汚染検査、放射線防護具類の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する手順を整備する。また、可搬型照明（S A）を設置し空冷式非常用発電機に接続する。

a. 手順着手の判断基準

「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合。

b. 操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.16.4図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、重大事故等が予想される事態となった場合は、中央制御室の出入口付近に、チェンジングエリアを設置するよう放射線管理班に連絡する。

- ii) 放射線管理班は、チェンジングエリア設置場所の照明が確保されていない場合、可搬型照明（S A）を設置し、可搬型照明（S A）を内蔵蓄電池により点灯し照明を確保する。
- iii) 放射線管理班は、各エリアにテントハウスを設置する。
- iv) 放射線管理班は、各エリア間の境界にバリア及び粘着マットを設置する。
- v) 放射線管理班は、簡易テントを組み立て、簡易テント内に簡易シャワー等を設置する。
- vi) 放射線管理班は、必要な箇所に脱衣収納容器、 β 線サーベイメータ等を設置する。
- vii) 発電長は、空冷式非常用発電機による重大事故等対処用専用電源盤の受電操作が完了していることを確認し、放射線管理班に可搬型照明（S A）を可搬型照明用電源へ接続できることを連絡する。
- viii) 放射線管理班は、可搬型照明（S A）を可搬型照明用電源に接続する。

c. 操作の成立性

中央制御室チェンジングエリア設置は、放射線管理班2名で行い、一連の作業の所要時間は約110分（中央制御室の出入口付近）と想定する。

なお、全交流動力電源喪失時においてもチェンジングエリアの設置及び運用を可能にするため、可搬型照明（S A）を設置し、内蔵蓄電池及び空冷式非常用発電機から給電する。

チェンジングエリア内には、放射線防護具類の着替えエリア、放射性物質による汚染を確認するためのスクリーニングエリア及び運転員等の放射性物質による汚染が確認された場合の除染エリアを設け、放射線管

理班員にて身体等の汚染検査を実施する。除染は、濡れウエス等による拭き取りを基本とするが、拭き取りにて除染ができない場合は簡易シャワーにて汚染部位を水洗する。除染による廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませる等適切に処理した後、放射性廃棄物として廃棄する。

第 1.16.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順

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		整備する手順書の分類
—	—	居住性の確保	中央制御室遮蔽	重大事故等 対処設備	—
			中央制御室非常用循環ファン※ 1		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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			中央制御室空調ファン※ 1		
			中央制御室循環ファン※ 1		
			中央制御室非常用循環 フィルタユニット		
			窒素ボンベ（中央制御室換気系ダン パ用）		
			中央制御室非常用照明	拡張設備 多様性	
			無停電電源装置（中央制御室照明 用）		
			可搬型照明（S A）※ 1	重大事故等 対処設備	
			酸素濃度計		
			二酸化炭素濃度計		
			空冷式非常用発電機※ 2		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電 機用）※ 4		
			可搬型燃料給油ポンプ※ 4		
			全面マスク ※ 3	資機材	
		汚染の持ち込み防止	可搬型照明（S A）※ 1	重大事故等 対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			空冷式非常用発電機※ 2		
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電 機用）※ 4		
			可搬型燃料給油ポンプ※ 4		
			放射線防護具類、放射線計測器及び チェン징エリア設置用資機材 ※ 3	資機材	発電所災害対策本部にて使用する 手順

※ 1：ディーゼル発電機等により給電する。

※ 2：代替電源設備により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※ 3：全面マスク、放射線防護具類、放射線計測器及びチェンジングエリア設置用資機材については、資機材であるため重大事故等対処設備及び多様性拡張設備としない。

※ 4：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第1.16.2表 重大事故等対処に係る監視計器

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等

監視計器一覧 (1/2)

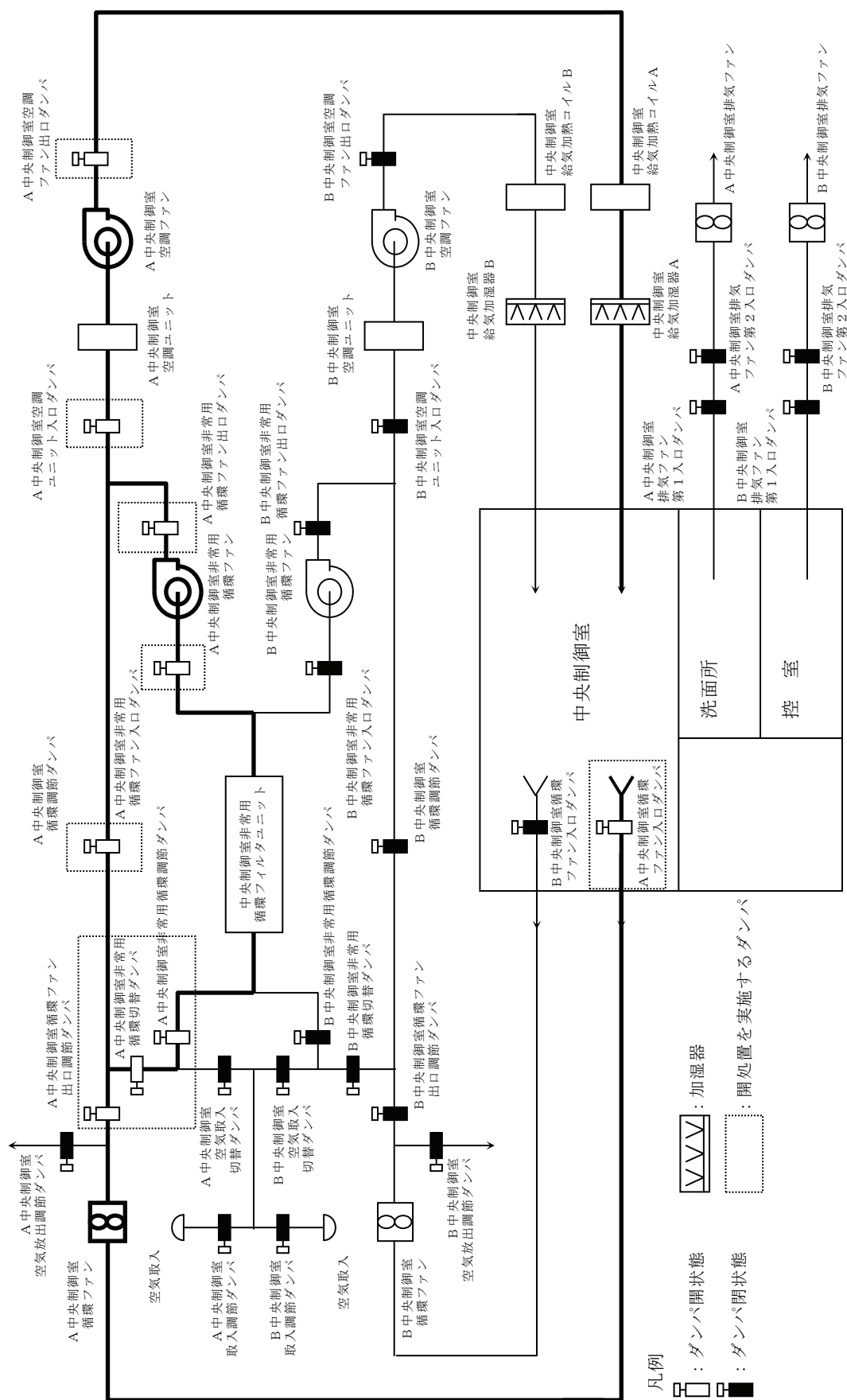
対応手段		重大事故等の対応に必要な となる監視項目	監視計器
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 中央制御室換気空調設備の運転手順等			
a. 交流動力電源が健全な 場合の手順	判断 基準	信号	・ E C C S 作動警報
		中央制御室内の放射線量 率	・ 中央制御室換気系隔離警報
	操作	信号	・ 中央制御室換気系隔離警報
		補機監視機能	・ 中央制御室非常用循環ファン C S 表示灯
		中央制御室内の環境監視	・ 酸素濃度計
			・ 二酸化炭素濃度計
b. 全交流動力電源が喪失 した場合の手順	判断 基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電 圧計
			・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
	操作	電源	・ 6.6kV2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
			・ 440V2A, 2B 母線受電電圧計
			・ 重大事故等対処用専用低圧母線電圧計
			・ 空冷式非常用発電機電力計, 周波数計 (空冷式 非常用発電機遠隔起動装置)
		補機監視機能	・ 中央制御室循環ファン C S 表示灯
			・ 中央制御室非常用循環ファン C S 表示灯
			・ 中央制御室空調ファン C S 表示灯
		中央制御室内の環境監視	・ 酸素濃度計
			・ 二酸化炭素濃度計

監視計器一覧 (2/2)

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
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等			
(2) 中央制御室の照明を確保する手順	判断基準	電源	・ 6.6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2 母線受電電圧計 ・ 重大事故等対処用専用高圧母線電圧計
	操作	—	—
1.16.2.1 居住性を確保するための手順等 (3) その他の放射線防護措置等に関する手順等			
a. 重大事故等時の全面マスクの着用手順	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度計
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器エリアモニタ (高レンジ)
	操作	—	—

第 1.16.3 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.16】 原子炉制御室の居住性等 に関する手順等	A 中央制御室非常用循環ファン	2 A 非常用コントロールセンタ
	B 中央制御室非常用循環ファン	2 B 非常用コントロールセンタ
	A 中央制御室空調ファン	2 A 非常用コントロールセンタ
	B 中央制御室空調ファン	2 B 非常用コントロールセンタ
	A 中央制御室循環ファン	2 A 非常用コントロールセンタ
	B 中央制御室循環ファン	2 B 非常用コントロールセンタ
	可搬型照明（S A）	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ



		経過時間（分）												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	要員（数）	約 90 分 中央制御室換気空調系 閉回路循環運転モード運転開始												
中央制御室非常用循環系の運転操作	保守対応要員	2				移動								
			中央制御室非常用循環系ダンパ開処置											
	運転員等 （中央制御室）	1	中央制御室非常用循環系系統構成						中央制御室非常用循環系運転操作					

第 1.16.2 図 中央制御室非常用循環系の運転操作タイムチャート

		経過時間（分）										備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）	▽ 約 10 分 可搬型照明（S A）使用開始 ▽ 約 15 分 可搬型照明（S A）給電開始										
中央制御室への可搬型照明（S A）設置	運転員等 （中央制御室）	1		可搬型照明（S A）設置								
可搬型照明用電源への可搬型照明（S A）接続	運転員等 （中央制御室）	1		可搬型照明用電源への接続								

第 1.16.3 図 中央制御室への可搬型照明（S A）設置タイムチャート

		経過時間（分）												備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	
手順の項目	要員（数）													
中央制御室チェンジングエリア設置	放射線管理班	2				移動（緊急時対策所→中央制御室）								
						資機材準備								
						床養生，可搬型照明（S A）設置								
						テントハウス設置								
						各資機材設置								

第 1.16.4 図 中央制御室チェンジングエリア設置タイムチャート

1.17 監視測定等に関する手順等

< 目 次 >

1.17.1 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. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備
- b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備
- c. モニタリングポストの代替交流電源の対応手段及び設備
- d. 手順等

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

(1) 放射性物質の濃度の測定

- a. 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定
- b. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

(2) モニタリングポストによる放射線量の測定

(3) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定

(4) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定

(5) 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

- a. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の測定
- b. 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定
- c. 可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定

d．海上モニタリング測定

(6) バックグラウンド低減対策等

a．モニタリングポストのバックグラウンド低減対策

b．放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策

c．敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

1.17.2.2 風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定

(2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

1.17.2.3 モニタリングポストの電源を代替交流電源設備から給電する手順等

1.17 監視測定等に関する手順等

< 要求事項 >

- 1 発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。
- 2 発電用原子炉設置者は、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故等が発生した場合でも、工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、モニタリング設備等により、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するために必要な手順等を整備すること。
 - b) 常設モニタリング設備が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。

c) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。

2 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策手段を検討しておくこと。

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備を整備している。また、重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備を整備している。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。

1.17.1 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

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための対応手段として重大事故等対処設備を選定する。

また、重大事故等が発生した場合に発電所において、風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための対応手段と設備を選定する。

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

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」だけでなく、「設置許可基準規則第六十条及び技術基準規則第七

十五条」(以下、付録 1.17 において「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。

※1 多様性拡張設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」からの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及び多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順の関係を第 1.17.1 表に示す。

a. 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)の放射線量を測定する手段がある。

放射線量の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・モニタリングポスト
- ・可搬型モニタリングポスト
- ・電離箱サーベイメータ
- ・小型船舶

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)の放射性物質の濃度を測定する手段がある。

放射性物質の濃度の測定で使用する設備は以下のとおり。

- ・放射能観測車
- ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ， NaI シンチレーションサーベイメータ， β 線サーベイメータ， ZnS シンチレーションサーベイメータ）
- ・小型船舶
- ・ Ge γ 線多重波高分析装置
- ・ガスフロー式カウンタ（サンプルチェンジャ付）

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

放射線量の測定に使用する設備のうち，可搬型モニタリングポスト，電離箱サーベイメータ及び小型船舶は，重大事故等対処設備と位置付ける。また，放射性物質の濃度の測定に使用する設備のうち，可搬型放射能測定装置及び小型船舶を重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において，原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる。

また，以下の設備を多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・放射能観測車

放射能観測車は，日常的に発電所及びその周辺において，放射性物質の濃度測定に使用しており，走行している場合があるため，重大事故等の発生時に使用できる場合は，放

放射性物質の濃度測定手段として有効である。

- ・モニタリングポスト

モニタリングポストは、耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、測定手段として有効である。

- ・Ge γ 線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタ（サンプルチェンジャ付）

Ge γ 線多重波高分析装置及びガスフロー式カウンタ（サンプルチェンジャ付）は、耐震性を有しておらず、また、同様な機能を有する重大事故等対処設備と比較し測定終了までに時間を要するが、放射性物質の濃度測定手段として有効である。

b. 風向，風速その他の気象条件の測定の対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合に発電所において，風向，風速その他の気象条件の測定を行う手段がある。

- ・気象観測設備

- ・可搬型気象観測設備

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

風向，風速その他の気象条件の測定に使用する設備のうち，可搬型気象観測設備は重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は，「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により，重大事故等が発生した場合に発電所において，風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる。

また、以下の設備を多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 気象観測設備

気象観測設備は、耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、風向、風速その他の気象条件の測定手段として有効である。

c. モニタリングポストの代替交流電源の対応手段及び設備

(a) 対応手段

全交流動力電源が喪失し、モニタリングポストの電源が喪失した場合、モニタリングポストの機能を回復させるため、代替電源設備からの給電手段がある。

なお、全交流動力電源の喪失が継続し、モニタリングポストの機能が回復しない場合は、可搬型モニタリングポストにより代替測定する手段がある。

モニタリングポストの機能回復等に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 可搬型モニタリングポスト
- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ
- ・ モニタリングポスト専用の無停電電源装置

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

全交流動力電源が喪失し、モニタリングポストの電源が喪失した場合、モニタリングポストの機能を回復するための設備のうち、可搬型モニタリングポスト、空冷式非常用発電機、燃料

油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）及び可搬型燃料給油ポンプは重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源が喪失した場合においても、発電所及びその周辺において、原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるため、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。

また、その設備の使用可能な状態等を示す。

- ・モニタリングポスト専用の無停電電源装置

モニタリングポスト専用の無停電電源装置は、モニタリングポスト故障時にはモニタリングポストの機能を回復できないが、モニタリングポストの電源が喪失した場合にモニタリングポストの機能維持に有効である。

d. 手順等

上記の a. , b. 及び c. により選定した対応手段に係る手順を整備する。(第 1.17.1 表)

また、重大事故時に監視が必要となる計器についても整備する。(第 1.17.2 表)

これらの手順は、放射線管理班^{※2}、運転員等^{※3}の対応として発電所災害対策本部にて使用する手順等に定める。

※2 放射線管理班：重大事故等対策要員のうち放射線管理要員又は発電所災害対策本部要員のうち放射線管理班の班員をいう。

※ 3 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち運転対応要員をいう。

1.17.2 重大事故等時の手順等

1.17.2.1 放射性物質の濃度及び放射線量の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、以下の手段を用いた手順を整備する。

得られた放射性物質の濃度、放射線量及び後述の「1.17.2.2 風向、風速その他の気象条件の測定の手順等」の気象データから放射能放出率を算出し、放出放射エネルギーを求める。重大事故等が発生した場合の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度については、放射性物質の濃度測定（空气中、水中、土壌中）及び海上モニタリングによる放射性物質の濃度測定は、毎日 1 回以上とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。また、モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポストを用いた放射線量の測定は、連続測定とする。

重大事故等が発生した場合の周辺汚染によりモニタリングポストの放射線量が測定できなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を行う。

重大事故等が発生した場合の周辺汚染により、可搬型放射能測定装置の放射性物質の濃度測定が不能となった場合、検出器の周辺を遮蔽材で囲む等のバックグラウンド低減対策を行う。

(1) 放射性物質の濃度の測定

a. 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺において、放射性物質の濃度（空気中）を放射能観測車により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。

放射能観測車は、日常的に発電所及びその周辺において、放射性物質の濃度測定に使用しており、重大事故等の発生時に使用できる場合は、継続して放射性物質の濃度を測定する。なお、放射性物質の濃度（空気中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備である放射能観測車を優先する。

(a) 手順着手の判断基準

排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し、放射性物質が放出された場合において、発電所及びその周辺の空気中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合。

(b) 操作手順

放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.17.2 図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に空気中の放射性物質の濃度の測定開始を指示する。
- ii) 放射線管理班は、ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料の採取場所において試料を採取する。

iii) 放射線管理班は、ダストモニタによりダスト濃度、よう素モニタによりよう素濃度を監視、測定する。

iv) 放射線管理班は、現場の測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班2名にて実施し、一連の作業（1箇所当たり）の所要時間は、試料採取を実施する発電所敷地内及び発電所敷地境界付近で、約105分と想定する。

なお、円滑に作業ができるよう、可搬型照明、通信設備等を整備する。

b. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

重大事故等が発生した場合に放射性物質の濃度（空気中）を可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射能観測車（多様性拡張設備）が使用できない場合、可搬型放射能測定装置を使用するための手順を整備する。手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

放射能観測車の故障等により、放射能観測車による放射性物質の濃度の測定機能が喪失した場合。

放射能観測車による測定機能喪失の確認については、放射能観測車に搭載しているダスト・よう素サンプラの稼働状況並びにダストモニタ及びよう素モニタの指示値にて確認する。

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定を行う手順は以下のとおり。タイムチャートを第 1.17.3 図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度の代替測定の開始を指示する。
- ii) 放射線管理班は、可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジのセット、試料の採取場所において試料を採取する。
- iii) 放射線管理班は、 β 線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及びNaIシンチレーションサーベイメータの使用前点検を行い、乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。
- iv) 放射線管理班は、 β 線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータによりダスト濃度を、NaIシンチレーションサーベイメータによりよう素濃度を監視、測定する。
- v) 放射線管理班は、現場の測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班 2 名にて実施し、一連の作業（1 箇所当たり）の所要時間は、試料採取を実施する発電所敷地内及び発電所敷地境界付近で、約 75 分と想定する。

なお、円滑に作業ができるよう、可搬型照明、通信設備等を

整備する。

(2) モニタリングポストによる放射線量の測定

重大事故等が発生した場合の発電所敷地境界付近の放射線量をモニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。

モニタリングポストは、通常時から放射線量を連続測定しており、重大事故等の発生時に放射線量の測定機能が喪失していない場合は、継続して放射線量を連続測定し、測定結果は記録用紙に記録し、保存する。

モニタリングポストによる放射線量の測定は、手順を要するものではなく自動的な連続測定である。なお、放射線量を測定する優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングポストを優先する。

(3) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定

重大事故等の発生時にモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための手順を整備する。手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。

可搬型モニタリングポストによる代替測定地点については、計測データの連続性を考慮し、各モニタリングポストに隣接した位置に配置することを原則として、第 1.17.4 図に示す。ただし、地震等でアクセス不能となった代替測定箇所については、原子炉中心から同じ方向の測定箇所にて確認する。

a. 手順着手の判断基準

モニタリングポストの故障等により、モニタリングポストの放

放射線の測定機能が喪失した場合。

モニタリングポストの測定機能喪失の確認については、中央制御室環境監視盤の指示値及び警報表示にて確認する。

b. 操作手順

可搬型モニタリングポストによる放射線の代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.17.5 図に示す。

- i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所災害対策本部に可搬型モニタリングポストによる放射線の代替測定の開始を依頼する。
- ii) 発電所災害対策本部は、放射線管理班に可搬型モニタリングポストによる放射線の代替測定の開始を指示する。
- iii) 放射線管理班は、緊急時対策所に移動し、可搬型モニタリングポスト（監視用パソコン）を起動する。
- iv) 放射線管理班は、必要とする数量の可搬型モニタリングポスト本体、充電池及び衛星携帯アンテナ部を車等に積載し、測定場所まで運搬、配置し、緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、監視、測定を開始する。
- v) 放射線管理班は、可搬型モニタリングポストの記録装置に測定データを記録し、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存する。なお、記録装置の電源が切れた場合でも記録装置内の測定データは消失しない。
- vi) 放射線管理班は、可搬型モニタリングポスト（監視用パソコン）のデータ指示値を発電所災害対策本部へ報告する。
- vii) 放射線管理班は、使用中に充電池の残量が少なくなった場

合，予備の充電電池と交換する。（連続 7 日間以上使用可能）

c．操作の成立性

上記の対応は，放射線管理班 2 名にて実施し，3 台配置した場合の所要時間は，約 175 分と想定する。

車等による所定の場所までの運搬ができない場合は，アクセス可能な場所まで車等で移動し，その後は台車等により運搬する。

なお，円滑に作業ができるよう，可搬型照明，通信設備等を整備する。

(4) 可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定

「原子力災害対策特別措置法第 10 条」特定事象が発生した場合，原子炉施設を囲む 8 方位の放射線量を可搬型モニタリングポストにより監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。ただし，多様性拡張設備であるモニタリングポストが使用できる場合の当該 1 方位の測定については，モニタリングポストを優先して使用することとし，モニタリングポストが機能喪失した場合の可搬型モニタリングポストによる代替測定については，1.17.2.1(3)項により実施する。可搬型モニタリングポストの配置位置を第 1.17.4 図に示す。

なお，配置する可搬型モニタリングポストのうち，1 台を緊急時対策所の加圧判断用に使用する。

a．手順着手の判断基準

「原子力災害対策特別措置法第 10 条」特定事象が発生した場合。

b．操作手順

可搬型モニタリングポストによる放射線量測定を行う手順の

概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.17.6 図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に可搬型モニタリングポストによる放射線量の測定開始を指示する。
- ii) 放射線管理班は、緊急時対策所に移動し、可搬型モニタリングポスト（監視用パソコン）を起動する。
- iii) 放射線管理班は、必要とする数量の可搬型モニタリングポスト本体、充電池及び衛星携帯アンテナ部を車等に積載し、測定場所まで運搬、配置し、緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し、監視、測定を開始する。
- iv) 放射線管理班は、可搬型モニタリングポストの記録装置に測定データを記録し、記録容量を超える前に定期的に記録媒体に保存する。なお、記録装置の電源が切れた場合でも、記録装置内の測定データは消失しない。
- v) 放射線管理班は、可搬型モニタリングポスト（監視用パソコン）のデータ指示値を発電所災害対策本部へ報告する。
- vi) 放射線管理班は、使用中に充電池の残量が少なくなった場合は、予備の充電池と交換する。（連続 7 日間以上使用可能）

c. 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班 4 名にて実施し、7 台配備した場合の所要時間は、約 190 分と想定する。

なお、円滑に作業ができるよう、可搬型照明、通信設備等を整備する。

- (5) 可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

重大事故等が発生した場合に発電所敷地内及びその周辺（周辺海域を含む。）における，放射性物質の濃度（空气中，水中，土壌中）及び放射線量を可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイメータにより監視し，及び測定し，並びにその結果を記録する。

周辺海域については，小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。これらのための手順を整備する。

a．可搬型放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等の発生時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において，発電所及びその周辺の空气中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に放射性物質の濃度を測定する。

(a) 手順着手の判断基準

排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し，原子炉施設から放射性物質が放出された場合において，発電所及びその周辺の空气中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合。

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち空气中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.17.3 図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，空气中の放射性物質の濃度の測定が必要な場合，放射線管理班に作業開始を指示する。
- ii) 放射線管理班は，可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし，試料の採取場所

において試料を採取する。

iii) 放射線管理班は、NaIシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータの使用前点検を行い、乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。

iv) 放射線管理班は、必要により前処理を行い β 線サーベイメータによりダスト濃度、NaIシンチレーションサーベイメータによりよう素濃度、ZnSシンチレーションサーベイメータにより α 線（ウラン、プルトニウム等）、 β 線サーベイメータにより β 線（ストロンチウム等）を監視、測定する。なお、多様性拡張設備であるGe γ 線多重波高分析装置、ガスフロー式カウンタ（サンプルチェンジャ付）が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。

v) 放射線管理班は、現場の測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班2名にて実施し、一連の作業（1箇所当たり）の所要時間は、試料採取を実施する発電所敷地内及び発電所敷地境界付近で、約75分と想定する。

なお、円滑に作業ができるよう、可搬型照明、通信設備等を整備する。

b. 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等が発生した場合に原子炉施設から放射性物質が放出するおそれがある、又は放出された場合に可搬型放射能測定装置により水中の放射性物質の濃度の測定を行う。

海水の試料採取場所を第 1.17.7 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

廃棄物処理設備排水モニタの指示値を確認し、原子炉施設から周辺海域への排水に放射性物質が含まれるおそれがある場合。

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち水中の放射性物質の濃度の測定を行う手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.17.8 図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に 2 号炉取水口、2 号炉放水口付近の海水サンプリング及び放射性物質の濃度の測定の開始を指示する。
- ii) 放射線管理班は、海水サンプリング用具を用いて試料の採取場所において海水を採取する。
- iii) 放射線管理班は、N a I シンチレーションサーベイメータ、Z n S シンチレーションサーベイメータ及び β 線サーベイメータの使用前点検を行い、乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。
- iv) 放射線管理班は、N a I シンチレーションサーベイメータにより、採取した試料の放射性物質の濃度を測定する。また、必要により前処理を行い、Z n S シンチレーションサーベイメータにより α 線（ウラン、プルトニウム等）、 β 線サーベイメータにより β 線（ストロンチウム等）を監視、測定する。
なお、多様性拡張設備である G e γ 線多重波高分析装置、ガスフロー式カウンタ（サンプルチェンジャ付）が健全であれ

ば，必要に応じて前処理を行い，測定する。

v) 放射線管理班は，現場の測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，放射線管理班 2 名にて実施し，一連の作業の所要時間は，約 135 分と想定する。

なお，円滑に作業ができるよう，可搬型照明，通信設備等を整備する。

c. 可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定

重大事故等の発生時に原子炉施設から放射性物質が放出された場合において，発電所及びその周辺の土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要と判断した場合に放射性物質の濃度を測定する。

(a) 手順着手の判断基準

排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し，原子炉施設から放射性物質が放出され，土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要となった場合（プルーム通過後）。

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち土壌中の放射性物質の濃度の測定についての手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.17.9 図に示す。

i) 発電所災害対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，土壌中の放射性物質の濃度の測定が必要な場合，放射線管理班に作業開始を指示する。

ii) 放射線管理班は，試料の採取場所において試料を採取する。

iii) 放射線管理班は、 β 線サーベイメータ及びZnSシンチレーションサーベイメータの使用前点検を行い、乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。

iv) 放射線管理班は、必要に応じ前処理を行い、ZnSシンチレーションサーベイメータにより α 線（ウラン、プルトニウム等）、 β 線サーベイメータにより β 線（ストロンチウム等）を監視、測定する。なお、多様性拡張設備であるGe γ 線多重波高分析装置、ガスフロー式カウンタ（サンプルチェンジャ付）が健全であれば、必要に応じて前処理を行い、測定する。

v) 放射線管理班は、現場の測定結果をサンプリング記録用紙に記録し、保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班2名にて実施し、一連の作業（1箇所当たり）の所要時間は、試料採取場所を実施する発電所敷地内及び発電所敷地境界付近で、約60分と想定する。

なお、円滑に作業ができるよう、可搬型照明、通信設備等を整備する。

d. 海上モニタリング測定

周辺海域での海上モニタリングが必要と判断した場合に小型船舶で可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイメータにより放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行う。

(a) 手順着手の判断基準

排気筒ガスモニタ等の指示値を確認し、原子炉施設から周辺海域への放射性物質漏えいが確認される等に

より小型船舶による海上モニタリングが必要となった場合。

(b) 操作手順

可搬型放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定のうち小型船舶による海上モニタリング測定手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.17.10 図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に海上モニタリングの測定の開始を指示する。
- ii) 放射線管理班は、運搬車両を用いて小型船舶を岸壁に運搬する。
- iii) 放射線管理班は、NaIシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ及び電離箱サーベイメータの使用前点検を行い、乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。
- iv) 放射線管理班は、測定用資機材を小型船舶に積載し、小型船舶にて試料の採取場所に移動し、可搬型ダスト・よう素サンプラにダストろ紙及びよう素用カートリッジをセットし、試料を採取する。海水は、海水サンプリング用具を用いて採取する。
- v) 放射線管理班は、 β 線サーベイメータによりダスト中の放射性物質の濃度を測定し、NaIシンチレーションサーベイメータにより、よう素濃度及び海水

の放射性物質の濃度を測定する。また，必要に応じて前処理を行い，ZnSシンチレーションサーベイメータにより α 線（ウラン，プルトニウム等）， β 線サーベイメータにより β 線（ストロンチウム等）を監視，測定する。なお，多様性拡張設備であるGe γ 線多重波高分析装置，ガスフロー式カウンタ（サンプルチェンジャ付）が健全であれば，必要に応じて前処理を行い，測定する。

vi) 放射線管理班は，電離箱サーベイメータにより放射線量を測定する。

vii) 放射線管理班は，現場の測定結果をサンプリング記録用紙に記録し，保存する。

(c) 操作の成立性

上記の対応のうち，小型船舶が海面に着水するまでの時間は約135分と想定する。その後の放射線量及び放射性物質の濃度の測定は，放射線管理班2名にて実施し，一連の作業（1箇所当たり）の所要時間は，発電所近くで約35分と想定する。

なお，円滑に作業ができるよう，可搬型照明，通信設備等を整備する。

(6) バックグラウンド低減対策等

a. モニタリングポストのバックグラウンド低減対策

重大事故等が発生した場合の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため，バックグラウンド低減対策を行う手順を整備する。

重大事故等の発生時に放射性物質の放出のおそれがある場合，モニタリングポストの検出器の養生を行う。放射性物質の放出によりモニタリングポスト配置場所の放射線量が通常のバックグラウンドより高い場合には，周辺の汚染レベルを確認し，汚染されている場所に応じて，測定設備の除染，周辺の土壌撤去，樹木の伐採等を行い，バックグラウンドレベルを低減する。

バックグラウンド低減対策のうちモニタリングポストのバックグラウンド低減対策についての手順の概要は以下のとおり。また，タイムチャートを第 1.17.11 図に示す。

(a) 手順着手の判断基準

放射性物質の放出のおそれがあることを確認した場合。

(b) 操作手順

- i) 発電所災害対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，放射線管理班に，モニタリングポスト検出器の養生作業を指示する。
- ii) 放射線管理班は，車等によりモニタリングポスト配置場所に移動し，検出器の養生作業を行う。また，時間に余裕がある場合は，局舎自体の養生も行う。
- iii) 放射線管理班は，重大事故等による放射性物質の放出が停止したと判断した後，モニタリングポスト配置場所の放射線量が通常のバックグラウンドより高い場合には，当該モニタリングポスト配置場所周

辺の汚染レベルの確認及びバックグラウンド低減対策を実施する。

iv) 放射線管理班は、サーベイメータの使用前点検を行い、乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。

v) 放射線管理班は、当該モニタリングポスト配置場所に移動し、サーベイメータ等により周辺の汚染レベルを確認する。

vi) 放射線管理班は、汚染状況の調査結果を踏まえて、周辺の汚染を確認した場合、汚染されている場所に応じて、次のバックグラウンド低減対策を講じる。

- ・ 検出器の養生を撤去する。養生を撤去しても検出器が汚染されている場合には検出器の拭き取り等を実施する。
- ・ 測定設備が汚染されている場合は、測定設備の除染を実施する。
- ・ 設備周辺が汚染されている場合は、アスファルトやコンクリートの除染を実施する。
- ・ 設備周辺の土壌等が汚染されている場合は、土壌等の撤去や周辺樹木の伐採を実施する。

vii) 放射性物質により汚染した場合のバックグラウンド低減の目安は通常時の放射線量レベルとする。ただし、通常値まで低減することが困難な場合は、可能な限り除染を行いバックグラウンドの低減を図る。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，放射線管理班 2 名にて実施し，養生作業までの作業の所要時間は，約 210 分と想定する。

なお，円滑に作業ができるよう，可搬型照明，通信設備等を整備する。

b. 放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策

重大事故等が発生した場合の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し，可搬型放射能測定装置が測定不能となった場合，可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲む等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて，放射性物質の濃度を測定する。

なお，可搬型放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲んだ場合でも可搬型放射能測定装置が測定不能になる場合は，緊急時対策所内の放射能測定室等のバックグラウンドレベルが低い場所で測定を行う。

c. 敷地外でのモニタリングにおける他の機関との連携体制

重大事故等が発生した場合における敷地外でのモニタリングについては，国，地方公共団体と連携して，策定されるモニタリング計画に従い，資機材，要員及び放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。

また，原子力災害が発生した場合に他の原子力事業者との協力体制を構築するため原子力事業者間協力協定を締結し，環境放射線モニタリングのための要員の派遣，

放射能測定装置の貸与等を受けることが可能である。

1.17.2.2 風向，風速その他の気象条件の測定の手順等

重大事故等が発生した場合に発電所において，風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するため，以下の手段を用いた手順を整備する。

重大事故等が発生した場合の測定頻度については，気象観測設備及び可搬型気象観測設備による風向，風速その他気象条件の測定は，連続測定とする。

(1) 気象観測設備による気象観測項目の測定

重大事故等が発生した場合に気象観測設備により，風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録用紙に記録する。なお，風向，風速その他気象条件を測定する優先順位は，多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。

気象観測設備は，通常時から風向，風速その他の気象条件を連続測定しており，重大事故等の発生時にその測定機能が使用できる場合は，継続して連続測定し，測定結果を記録用紙に記録し，保存する。なお，気象観測設備による風向，風速その他の気象条件の測定は，手順を要するものではなく自動的な連続測定である。

(2) 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

重大事故等が発生した場合の風向，風速その他気象条件は，可搬型気象観測設備により測定し，及びその結果を記録する。多様性拡張設備が使用できない場合，可搬

型気象観測設備を使用するための手順を整備する。この手順のフローチャートを第 1.17.1 図に示す。

可搬型気象観測設備による代替測定地点については、計測データの連続性を考慮し、気象観測設備に隣接した位置に配置することを原則として、第 1.17.12 図に示す。

a. 手順着手の判断基準

気象観測設備の故障等により、気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量、雨量の測定機能が喪失した場合。

気象観測設備の測定機能喪失の確認については、中央制御室環境監視盤の指示値及び警報表示にて確認する。

b. 操作手順

可搬型気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量、雨量の代替測定を行う手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.17.13 図に示す。

i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所災害対策本部に可搬型気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量、雨量の代替測定の開始を連絡する。

ii) 発電所災害対策本部は、放射線管理班に可搬型気象観測設備による風向、風速、日射量、放射収支量、雨量の代替測定の開始を指示する。

iii) 放射線管理班は、緊急時対策所に移動し、監視用パソコンを起動する。

iv) 放射線管理班は、可搬型気象観測設備一式を車等

に積載し，測定場所まで運搬，配置する。

v) 放射線管理班は，可搬型気象観測設備と通信機器を接続し，それぞれの電源を投入後，緊急時対策所までデータが伝送されていることを確認し，監視，測定を開始する。

vi) 放射線管理班は，可搬型気象観測設備の記録装置（電子メモリ）に測定データを記録し，保存する。
なお，記録装置の電源が切れた場合でも電子メモリ内の測定データは消失しない。

vii) 放射線管理班は，使用中に充電機の残量が少なくなった場合，予備の充電機と交換する。（連続 12 時間以上使用可能）

c. 操作の成立性

上記の対応は，放射線管理班 2 名にて実施し一連の作業の所要時間は，約 65 分と想定する。

なお，円滑に作業ができるよう，可搬型照明，通信設備等を整備する。

1.17.2.3 モニタリングポストの電源を代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備によりモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は，多様性拡張設備であるモニタリングポスト専用の無停電電源装置からの給電を優先し，空冷式非常用発電機による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。

その後，空冷式非常用発電機によりモニタリングポストへ

給電する。

代替電源設備からの給電の手順及び空冷式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」にて整備する。

なお、モニタリングポストは、電源が喪失した状態から、給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。

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

空冷式非常用発電機からの給電確認を行う手順の概要は以下のとおり。

i) 発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に中央制御室環境監視盤にモニタリングポスト専用の無停電電源装置に関する警報表示の確認を指示する。

ii) 運転員等は、中央制御室環境監視盤にモニタリングポスト専用の無停電電源装置に関する警報表示を確認し、無停電電源装置からの給電が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

iii) 発電長は、空冷式非常用発電機からの給電を確認後、中央制御室環境監視盤のモニタリングポスト専用の無停電電源装置に関する警報表示の消灯及びモニタリングポストの指示値の確認を運転員等に指示する。

c．操作の成立性

上記対応での一連の作業には特に時間を要しない。

なお，モニタリングポストの機能が回復しない場合は，可搬型モニタリングポストによる代替測定を行う。可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定の手順は，前述 1.17.2.1(3)のとおり。

第 1.17.1 表 機能喪失を想定する設備と整備する手順

分類	機能喪失を 想定する設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
－	放射 性物質の濃度及び放射線量の測定	放射 性物質の濃度の測定 γ線（よう素）	放射能観測車	多様性拡張設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			可搬型放射能測定装置 （可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーションサームータ，β線サームータ，ZnSシンチレーションサームータ）	重大事故等対処設備	
		放射 性物質の濃度及び放射線量の測定 水中，（土壌）及び海上モニタリングγ線（セシウム，よう素等） α線（ウラン，プルトニウム等） β線（ストロンチウム等）	Geγ線多重波高分析装置 ガスフロー式カウンタ（サンブルチェンジャー付）	多様性拡張設備	
			可搬型放射能測定装置 （可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーションサームータ，β線サームータ，ZnSシンチレーションサームータ） 電離箱サームータ 小型船舶 Geγ線多重波高分析装置 ガスフロー式カウンタ（サンブルチェンジャー付）	重大事故等対処設備	
－	件の連風の気流向，測定の対象の風速その他風	放射線量の測定 （原子炉施設周辺） 放射線量の測定 （発電所敷地境界周辺） 風向，風速，日射量，放射収支量，雨量の測定	可搬型モニタリングポスト モニタリングポスト 可搬型モニタリングポスト 気象観測設備 可搬型気象観測設備	多様性拡張設備 重大事故等対処設備 多様性拡張設備 重大事故等対処設備 多様性拡張設備 重大事故等対処設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			空冷式非常用発電機※1 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）※2 可搬型燃料給油ポンプ※2	重大事故等対処設備	
			モニタリングポスト専用の無停電電源装置 モニタリングポスト	多様性拡張設備 重大事故等対処設備	
			可搬型モニタリングポスト	重大事故等対処設備	
－		電源の確保			－
		放射線量の代替測定			発電所災害対策本部にて使用する手順

※1：代替電源設備により電源確保する。手順は，「1. 14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※2：空冷式非常用発電機の燃料補給には，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第 1.17.2 表 重大事故等対応に係る監視計器

1.17 監視測定等に関する手順等

監視計器一覧 (1/3)

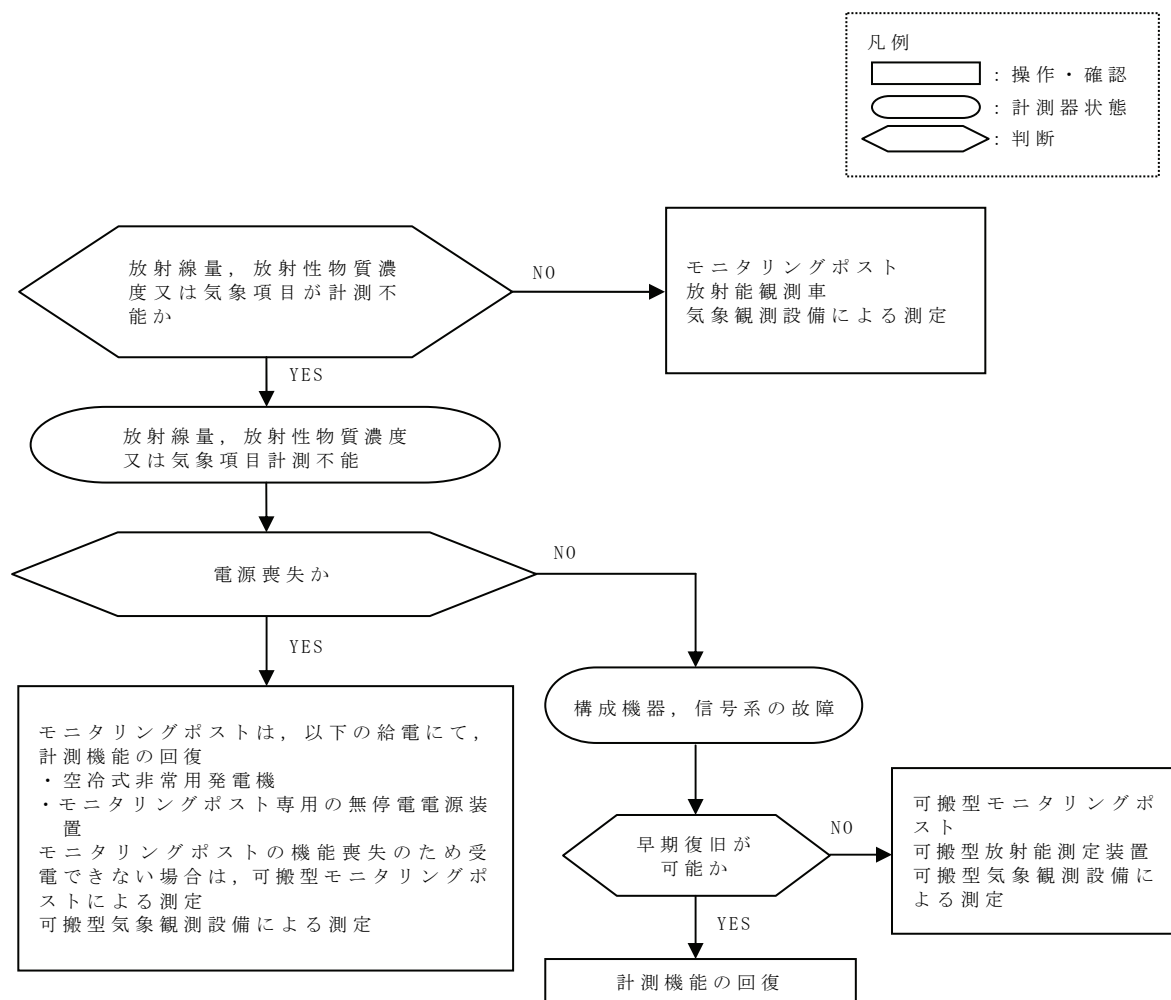
対 応 手 段		重 大 事 故 等 の 対 応 に 必 要 と な る 監 視 項 目	監 視 計 器
1. 17. 2. 1 放 射 性 物 質 の 濃 度 及 び 放 射 線 量 の 測 定 の 手 順 等 (1) 放 射 性 物 質 の 濃 度 の 測 定			
a. 放 射 能 観 測 車 に よ る 空 気 中 の 放 射 性 物 質 の 濃 度 の 測 定	判 断 基 準	モ ニ タ 値	・ 排 気 筒 ガ ス モ ニ タ
		放 射 線 量	・ モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
	操 作	放 射 性 物 質 の 濃 度	・ ダ ス ト ・ よ う 素 サ ン プ ラ
			・ ダ ス ト モ ニ タ
・ よ う 素 モ ニ タ			
b. 可 搬 型 放 射 能 測 定 装 置 に よ る 放 射 性 物 質 の 濃 度 の 代 替 測 定	判 断 基 準	放 射 性 物 質 の 濃 度	・ ダ ス ト ・ よ う 素 サ ン プ ラ
			・ ダ ス ト モ ニ タ
			・ よ う 素 モ ニ タ
	操 作	放 射 性 物 質 の 濃 度	・ β 線 サ ー ベ イ メ ー タ
			・ Z n S シ ン チ レ ー シ ョ ン サ ー ベ イ メ ー タ
			・ N a I シ ン チ レ ー シ ョ ン サ ー ベ イ メ ー タ
1. 17. 2. 1 放 射 性 物 質 の 濃 度 及 び 放 射 線 量 の 測 定 の 手 順 等			
(2) モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト に よ る 放 射 線 量 の 測 定	判 断 基 準	—	—
	操 作	放 射 線 量	・ モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
(3) 可 搬 型 モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト に よ る 放 射 線 量 の 代 替 測 定	判 断 基 準	放 射 線 量	・ モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
	操 作	放 射 線 量	・ 可 搬 型 モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
(4) 可 搬 型 モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト に よ る 放 射 線 量 の 測 定	判 断 基 準	—	—
	操 作	放 射 線 量	・ 可 搬 型 モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト

監視計器一覧 (2/3)

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. 17. 2. 1 放 射 性 物 質 の 濃 度 及 び 放 射 線 量 の 測 定 の 手 順 等 (5) 可 搬 型 放 射 能 測 定 装 置 等 に よ る 放 射 性 物 質 の 濃 度 及 び 放 射 線 量 の 測 定			
a. 可 搬 型 放 射 能 測 定 装 置 に よ る 放 射 性 物 質 の 濃 度 の 測 定	判 断 基 準	モ ニ タ 値	・ 排 気 筒 ガ ス モ ニ タ
		放 射 線 量	・ モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
			・ 可 搬 型 モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
	操 作	放 射 性 物 質 の 濃 度	・ N a I シ ン チ レ ー シ ョ ン サ ー ベ イ メ ー タ
			・ β 線 サ ー ベ イ メ ー タ
・ Z n S シ ン チ レ ー シ ョ ン サ ー ベ イ メ ー タ			
b. 可 搬 型 放 射 能 測 定 装 置 に よ る 水 中 の 放 射 性 物 質 の 濃 度 の 測 定	判 断 基 準	モ ニ タ 値	・ 廃 棄 物 処 理 設 備 排 水 モ ニ タ
	操 作	放 射 性 物 質 の 濃 度	・ N a I シ ン チ レ ー シ ョ ン サ ー ベ イ メ ー タ
			・ β 線 サ ー ベ イ メ ー タ
			・ Z n S シ ン チ レ ー シ ョ ン サ ー ベ イ メ ー タ
	c. 可 搬 型 放 射 能 測 定 装 置 に よ る 土 壌 の 放 射 性 物 質 の 濃 度 の 測 定	判 断 基 準	モ ニ タ 値
放 射 線 量			・ モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
			・ 可 搬 型 モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
操 作		放 射 性 物 質 の 濃 度	・ β 線 サ ー ベ イ メ ー タ
			・ Z n S シ ン チ レ ー シ ョ ン サ ー ベ イ メ ー タ
d. 海 上 モ ニ タ リ ン グ 測 定	判 断 基 準	モ ニ タ 値	・ 排 気 筒 ガ ス モ ニ タ
		放 射 線 量	・ モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
			・ 可 搬 型 モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
	操 作	放 射 性 物 質 の 濃 度	・ N a I シ ン チ レ ー シ ョ ン サ ー ベ イ メ ー タ
			・ β 線 サ ー ベ イ メ ー タ
			・ Z n S シ ン チ レ ー シ ョ ン サ ー ベ イ メ ー タ
			・ 電 離 箱 サ ー ベ イ メ ー タ
1. 17. 2. 1 放 射 性 物 質 の 濃 度 及 び 放 射 線 量 の 測 定 の 手 順 等 (6) バ ッ ク グ ラ ウ ン ド 低 減 対 策 等			
(1)モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト の バ ッ ク グ ラ ウ ン ド 低 減 対 策	判 断 基 準	放 射 線 量	・ モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト
	操 作	放 射 線 量	・ モ ニ タ リ ン グ ポ ス ト

監視計器一覧 (3/3)

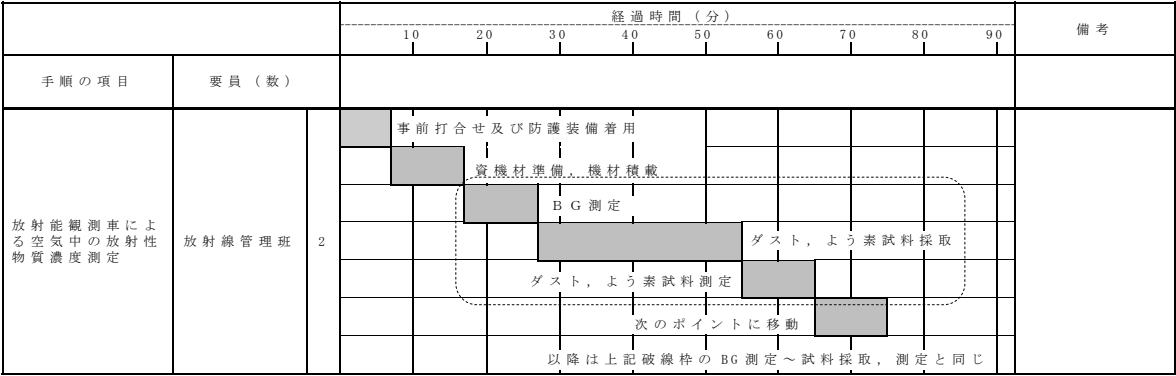
対応手段		重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器
1.17.2.2 風向，風速その他の気象条件の測定の手順等			
(2)可搬型気象観測設備 による気象観測項目 の代替測定	判断基準	風向，風速その他の 気象条件	・ 気象観測設備
	操作	風向，風速その他の 気象条件	・ 可搬型気象観測設備



第 1.17.1 図 放射性物質濃度，放射線量又は気象観測項目計測不能時
対応手順

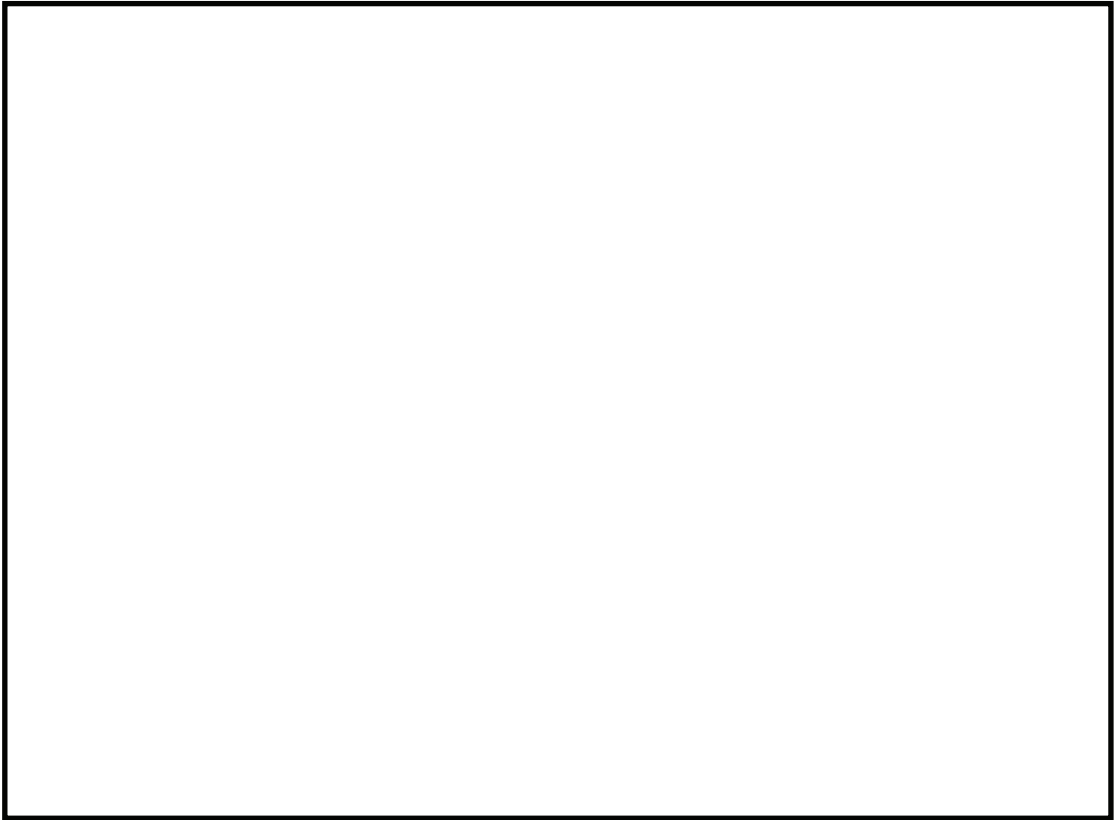
		経過時間（分）												備考	
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120		
手順の項目	要員（数）														
放射能観測車による 空気中の放射性物質濃度測定	放射線管理班	2	事前打合せ及び防護装備着用												
			資機材準備，車両保管場所まで移動（緊急時対策所→車両保管場所）												
			移動（車両保管場所→緊急時対策所付近）												
			BG測定												
			ダスト，よう素試料採取												
			ダスト，よう素試料測定												
			次のポイントに移動												
			以降は上記破線枠のBG測定～試料採取，測定と同じ												

第 1.17.2 図 放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度測定のタイムチャート
付-1-1.17-37



第 1.17.3 図 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質濃度測定のタイムチャート

※現場の状況により配置位置を変更する



第 1.17.4 図 モニタリングポスト、可搬型モニタリングポストの配置位置

は、商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

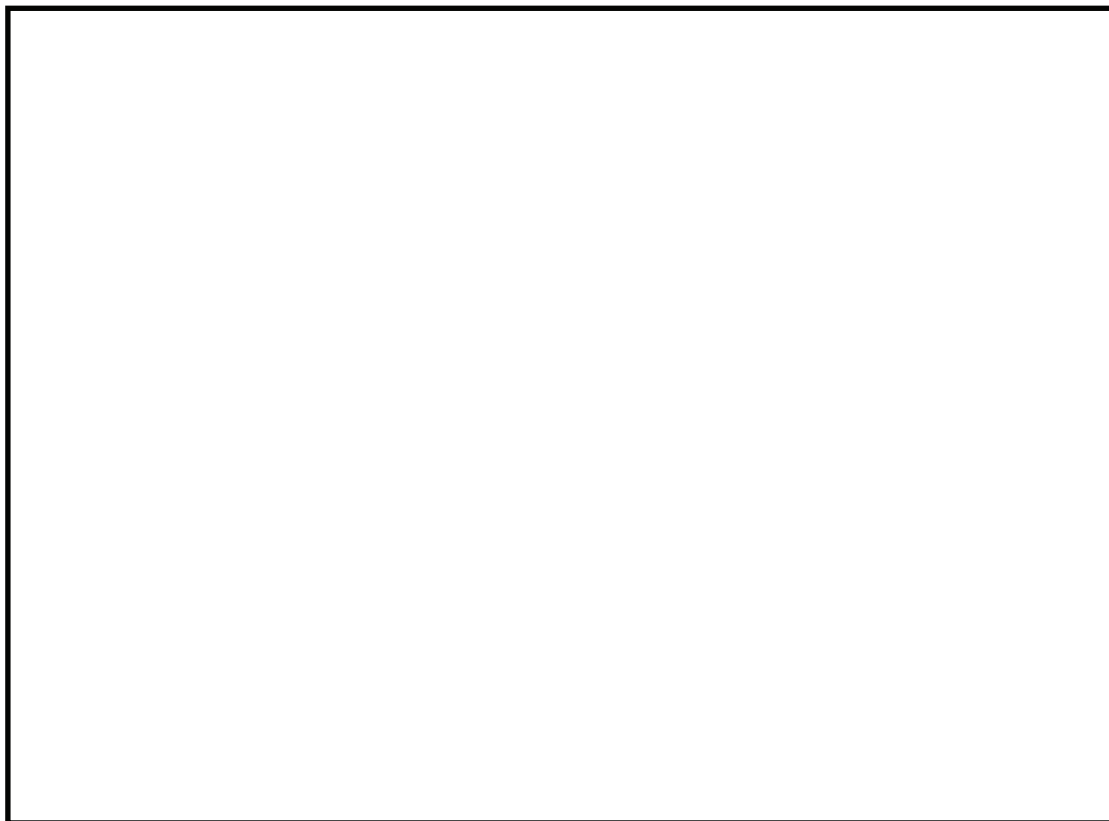
[illegible]

第 1.17.5 図 可搬型モニタリングポスト(代替測定)配備,
測定のタイムチャート

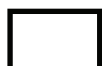
		経過時間（分）										備考	
		30	60	90	120	150	180	210	240	270			
手順の項目	要員（数）												
可搬型モニタリングポスト設置 （発電所周囲）	放射線管理班 2×2	4	事前打合せ及び防護装備着用										1班
		資機材準備、積載											
		移動（緊急時対策所→⑧）											
		設置・測定開始（⑧）											
		移動（⑧→⑥）											
		設置・測定開始（⑥）											
		移動（⑥→緊急時対策所に戻り）											
		資機材準備、積載											
		移動（緊急時対策所→⑤）											
		設置・測定開始（⑤）											
		移動（⑤→④）											
		設置・測定開始（④）											
		資機材準備、積載										2班	
		移動（緊急時対策所→①）											
		設置・測定開始（①）											
		移動（①→緊急時対策所に戻り）											
		資機材準備、積載											
		移動（緊急時対策所→②）											
		設置・測定開始（②）											
		移動（②→③）											
設置・測定開始（③）													

第 1.17.6 図 可搬型モニタリングポスト（発電所周囲）配備，測定のタイムチャート

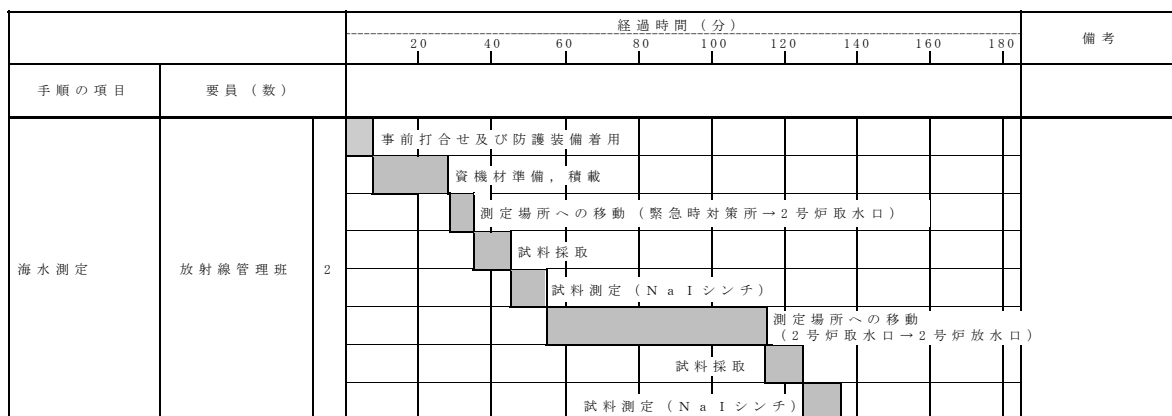
※現場の状況により採取箇所を変更する



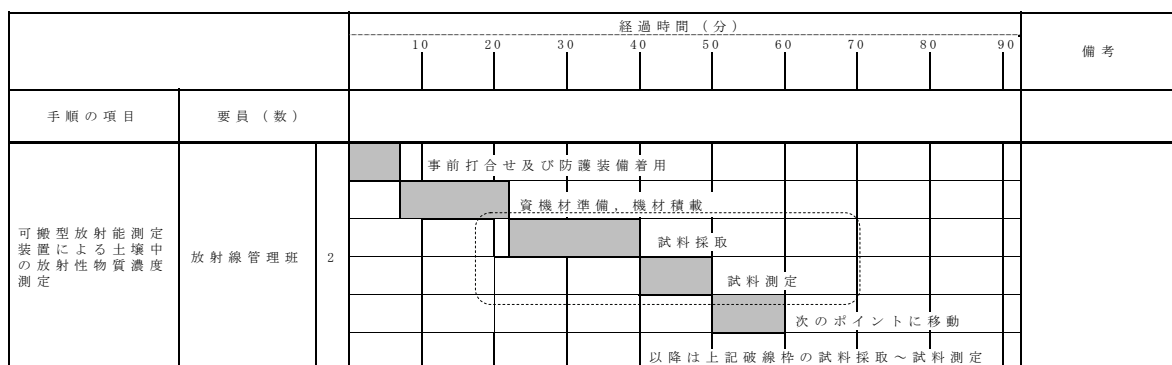
第 1.17.7 図 海水の試料採取場所



は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。



第 1.17.8 図 可搬型放射能測定装置による水中の放射性物質濃度測定のタイムチャート



第 1.17.9 図 可搬型放射能測定装置による土壌中の放射性物質濃度測定のタイムチャート

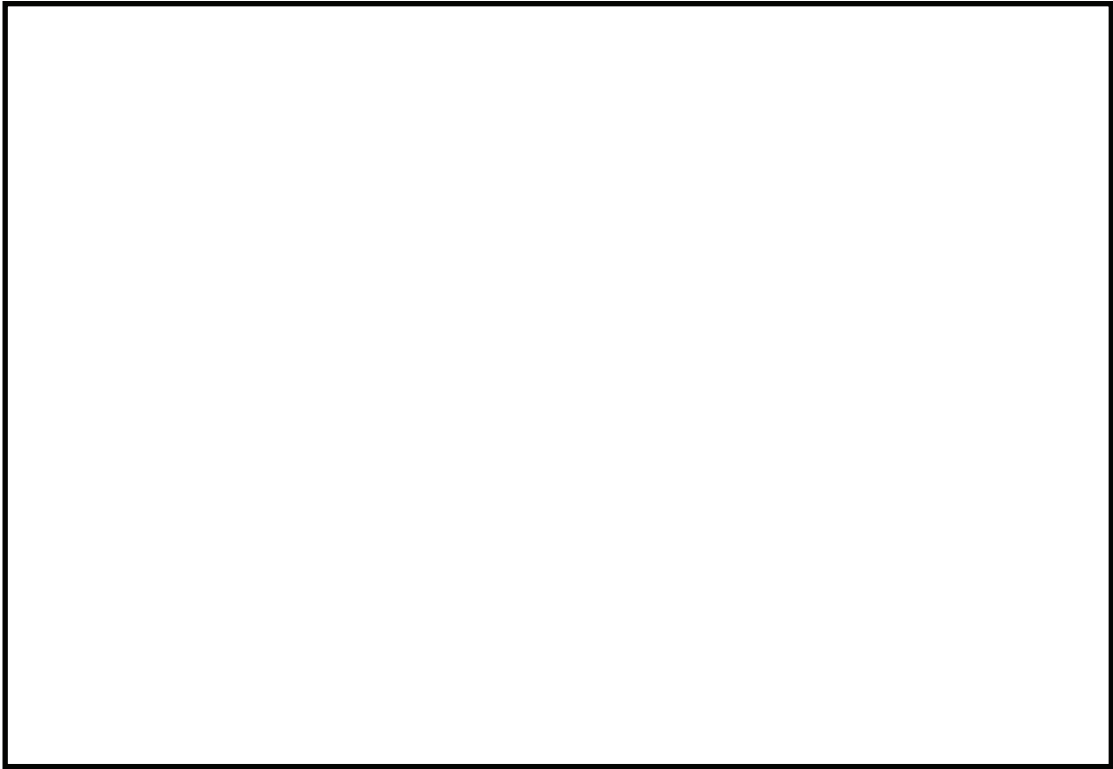
		経過時間（分）												備考
		30	60	90	120	150	180	210	240	270	300	330	360	
手順の項目	要員（数）	▽船舶運搬 ▽船舶着水浦底湾 ▽2号炉放水口 ▽試料採取												
海上モニタリング測定	放射線管理班	2	事前打合せ及び防護装備着用											
			船舶保管場所まで移動（緊急時対策所→船舶保管場所）											
			資機材準備（測定器の健全性確認含む）、資機材積載											
			移動（船舶保管場所→1号炉岸壁）											
			船舶吊り降ろし、着水準備（1号炉岸壁）											
			測定場所へ移動（浦底湾沖 1000m）											
			試料採取（浦底湾沖）											
			試料測定（NaIシンチ）											
			移動（2号炉放水口沖 500m）											
			試料採取（2号炉放水口沖 500m）											
			試料測定（NaIシンチ）											

第 1.17.10 図 海上モニタリング測定の実タイムチャート

		経過時間（分）												備考
		30	60	90	120	150	180	210	240	270				
手順の項目	要員（数）													
モニタリングポストのバックグラウンド低減対策	放射線管理班	2	事前打合せ及び防護装備着用											
			資機材準備、積載											
			移動（緊急時対策所→浦底MP）											
			検出器養生（浦底MP）											
			移動（浦底MP→猪ヶ池MP）											
			検出器養生（猪ヶ池MP）											
			移動（猪ヶ池MP→立石MP）											
			検出器養生（立石MP）											

第 1.17.11 図 モニタリングポストのバックグラウンド低減対策の実タイムチャート

※現場の状況により配置位置を変更する



第 1.17.12 図 気象観測設備，可搬型気象観測設備の配置位置

			経過時間（分）										備考	
			10	20	30	40	50	60	70	80	90			
手順の項目		要員（数）												
可搬型気象観測設備設置、測定	放射線管理班	2		事前打合せ及び防護装備着用										
					資機材運搬（緊急時対策所付近）									
											設置、測定開始			

第 1.17.13 図 可搬型気象観測設備による風向，風速，日
射量，放射収支量，雨量の代替測定のタイ
ムチャート

は，商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

< 目 次 >

1.18.1 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. 重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

b. 手 順 等

1.18.2 重大事故等時の手順等

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

(1) 緊急時対策所立上げの手順

a. 緊急時対策所換気設備運転手順

b. 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順

c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

(2) 「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象発生時の手順

a. 緊急時対策所エリアモニタ設置手順

b. その他の手順項目にて考慮する手順

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

a. 緊急時対策所にとどまる発電所災害対策本部要員

b. 緊急時対策所加圧設備への切替準備手順

c. 緊急時対策所加圧設備への切替手順

d. 緊急時対策所換気設備への切替手順

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる手順等

- (1) 緊急時対策所の情報収集設備によるプラントパラメータ等の監視手順
 - a. 手順着手の判断基準
 - b. 操作手順
 - c. 操作の成立性
- (2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備について
- (3) 通信連絡に関わる手順

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

- (1) 放射線管理について
 - a. 放射線管理用資機材の維持管理等について
 - b. チェンジングエリアの設置及び運用手順
 - c. 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替手順
- (2) 飲料水，食料等について

1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順

- (1) 緊急時対策所用発電機による給電
 - a. 緊急時対策所用発電機起動手順

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持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 「現地対策本部としての機能を維持するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 重大事故が発生した場合においても、放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまるために必要な手順等を整備すること。
 - b) 緊急時対策所が、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。
 - c) 対策要員の装備（線量計及びマスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。
 - d) 資機材及び対策の検討に必要な資料を整備すること。
 - e) 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するための飲料水及び食料等を備蓄すること。

2 「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、
「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員が緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所内外の通信連絡を行う必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な設備及び資機材を配備する。ここでは、緊急時対策所の設備及び資機材を活用した手順等について説明する。

1.18.1 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

重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員が緊急時対策所にとどまり，重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し，重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の発電所災害対策本部としての機能を維持するために必要な対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に，多様性拡張設備^{※1}及び資機材^{※2}を用いた対応手段を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況で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。

※2 資機材：「対策の検討に必要な資料」，「放射線管理用資機材」，「チェンジングエリア用資機材」及び「飲料水，食料等」については，資機材であるため重大事故等対処設備及び多様性拡張設備としない。

また，緊急時対策所の電源は，通常，発電所の交流動力電源から給電する。

この発電所からの給電が喪失した場合は，その機能を代替するための機能，相互関係を明確にした上で，想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する

(第1.18.1図)。(以下「機能喪失原因対策分析」という。)

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」だけでなく、「設置許可基準規則第六十一条及び技術基準規則第七十六条」(以下、付録1.18において「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、多様性拡張設備及び資機材との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果並びに「技術的能力審査基準」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、多様性拡張設備及び資機材を以下に示す。

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、資機材及び整備する手順についての関係を第1.18.1表に示す。

- a. 重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等が緊急時対策所にとどまるために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等を防護するため、緊急時対策所の居住性を確保する手段がある。

緊急時対策所の居住性を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所遮蔽
- ・ 緊急時対策所非常用給気ファン
- ・ 緊急時対策所排気ファン
- ・ 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット
- ・ 緊急時対策所加圧設備
- ・ 緊急時対策所エリアモニタ
- ・ 可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）
- ・ 酸素濃度計
- ・ 二酸化炭素濃度計

緊急時対策所から重大事故等の対処に必要な指示を行うために，必要な情報を把握し，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡をするための手段がある。

必要な情報を把握するための設備，必要な通信連絡を行うための設備及び資機材は以下のとおり。

- ・ 緊急時データ伝送システム（S P D S）
- ・ S P D S データ表示装置
- ・ 衛星携帯電話設備
- ・ 携帯型通話設備
- ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
- ・ 運転指令設備
- ・ 電力保安通信用電話設備
- ・ 無線連絡設備
- ・ テレビ会議システム（社内）
- ・ 加入電話設備
- ・ 対策の検討に必要な資料

重大事故等に対処するために必要な数の要員を緊急時対策所で収容するための手段がある。この必要な数の要員を収容するために必要な資機材は以下のとおり。

- ・放射線管理用資機材
- ・チェンジングエリア用資機材
- ・飲料水，食料等

緊急時対策所の電源として，代替電源設備からの給電を確保するための手段がある。

緊急時対策所の代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所用発電機
- ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ
- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・可搬型燃料給油ポンプ

(b) 重大事故等対処設備，多様性拡張設備及び資機材

「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される緊急時対策所遮蔽，緊急時対策所非常用給気ファン，緊急時対策所排気ファン，緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット，緊急時対策所加圧設備，緊急時対策所エリアモニタ，可搬型モニタリングポスト（加圧判断用），酸素濃度計，二酸化炭素濃度計，緊急時データ伝送システム

（SPDS），SPDSデータ表示装置，衛星携帯電話設備，携帯型通話設備，統合原子力防災ネットワークに接続

する通信連絡設備及び、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）は重大事故等対処設備と位置付ける。

二酸化炭素濃度は、酸素濃度同様、居住性に関する重要な制限要素であることから、二酸化炭素濃度計は重大事故等対処設備と位置付ける。

機能喪失原因対策分析の結果により選定した、緊急時対策所の代替電源設備からの給電を確保するための手段に使用する設備のうち、緊急時対策所用発電機、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク、緊急時対策所用発電機給油ポンプ、空冷式非常用発電機、燃料貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）、可搬型燃料給油ポンプはいずれも重大事故等対処設備と位置付ける。

これらの選定した設備は、「技術的能力審査基準」及び「基準規則」に要求される設備が全て網羅されている。

以上の重大事故等対処設備において、発電所内外との通信連絡を行うことが可能であることから、以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 運転指令設備
- ・ 電力保安通信用電話設備
- ・ 無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、放射能観測車）
- ・ テレビ会議システム（社内）
- ・ 加入電話設備

上記の設備は、耐震性を有していないが、設備が健全である場合は、発電所内外の通信連絡を行うための手段とし

て有効である。

対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，チェンジングエリア用資機材，飲料水，食料等については，資機材であるため重大事故等対処設備及び多様性拡張設備としない。

b．手 順 等

上記の a．により選定した対応手段に係る手順を整備する。

（第1.18.1表）また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整備する。（第1.18.2表，第1.18.3表）

これらの手順は，発電所災害対策本部にて使用する手順に定める。

また，通常時における，対策の検討に必要な資料，放射線管理用資機材，飲料水，食料等の管理，運用については，担当マネージャーにて実施する。

1.18.2 重大事故等時の手順等

1.18.2.1 居住性を確保するための手順等

重大事故等が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等の被ばく量を7日間で100mSvを超えないようにするために必要な対応手段として，緊急時対策所遮蔽及び緊急時対策所換気設備，緊急時対策所用発電機，酸素濃度計，二酸化炭素濃度計により，緊急時対策所にとどまるために必要な居住性を確保する。

環境に放射性物質が放出された場合，可搬型モニタリングポス

ト（加圧判断用）により，緊急時対策所に向かって放出される放射性物質による放射線量を測定，監視し，緊急時対策所加圧設備による希ガス等の放射性物質の取り込みを防止することで，重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等を防護する。

また，万が一，希ガス等の放射性物質が緊急時対策所内に取り込まれた場合においても，緊急時対策所エリアモニタにて監視，測定し対策をとることにより，緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の取り込みを低減する。

緊急時対策所が事故対策のための活動に影響がない酸素濃度及び二酸化炭素濃度の範囲にあることを把握する。

これらを踏まえ事故状況の進展に応じた手順とする。

(1) 緊急時対策所立上げの手順

重大事故等が発生するおそれがある場合等，発電所災害対策本部が緊急時対策所を使用するための準備として，緊急時対策所を立上げるための手順を整備する。

a．緊急時対策所換気設備運転手順

緊急時対策所換気設備を起動し，放射性物質の取り込みを低減するための手順を整備する。

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備からの給電により，緊急時対策所換気設備を起動する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所の立上げ時。

(b) 操作手順

緊急時対策所立上げ時の緊急時対策所換気設備運転の手

順は以下のとおり。緊急時対策所換気設備の手順のタイムチャートを第1.18.2図に示す。

- i) 原子力防災管理者は、手順着手の判断基準に基づき、
発電所災害対策本部初動要員に緊急時対策所換気設備の
起動を指示する。
- ii) 発電所災害対策本部初動要員は、緊急時対策所換気設備
を起動する。
- iii) 発電所災害対策本部初動要員は、流量が調整されている
ことを確認する。
- iv) 発電所災害対策本部初動要員は、室内の圧力が微正圧
に調整されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は発電所災害対策本部初動要員 1 名で行い、
一連の操作完了まで約 2 分と想定する。

b. 緊急時対策所加圧設備による空気供給準備手順

緊急時対策所加圧設備の系統構成を行い、漏えい等がない
ことを確認し、切替えの準備を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所の立上げ時。

(b) 操作手順

緊急時対策所加圧設備による空気供給準備の手順は以下の
とおり。緊急時対策所加圧設備による空気供給準備時の
手順のタイムチャートを第1.18.2図に示す。

- i) 原子力防災管理者は、手順着手の判断基準に基づき、
発電所災害対策本部初動要員に緊急時対策所加圧設備の

系統構成（空気ポンベから流量調整用弁まで）の確認を指示する。

- ii) 発電所災害対策本部初動要員は、緊急時対策所加圧設備の系統構成（空気ポンベから流量調整用弁まで）を行い、各部の漏えい等がないことを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は発電所災害対策本部初動要員 1 名で行い、一連の操作完了まで約 2 分と想定する。

c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順

緊急時対策所の居住性確保の観点から、緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所換気設備を運転している場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所内の酸素濃度又は二酸化炭素濃度の測定を行う手順は以下のとおり。

- i) 原子力防災管理者は、手順着手の判断基準に基づき、発電所災害対策本部初動要員に緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を指示する。
- ii) 発電所災害対策本部初動要員は、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計にて緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始する。
- iii) 発電所災害対策本部初動要員は、緊急時対策所内の酸素濃度が19%以上又は二酸化炭素濃度が0.5%以下を維持できない場合は、給気ダンパ及び排気ダンパの開度調整

により，換気率を調整する。

なお，緊急時対策所加圧設備を使用している場合において，酸素濃度が19%以上又は二酸化炭素濃度が1.0%以下を維持できない場合は，緊急時対策所に設置されている空気ボンベ加圧ラインの空気ボンベ流量調整弁及び排気ダンパの開度調整により，空気流入量を調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所にて発電所災害対策本部初動要員 1 名で操作を行うことが可能である。室内での測定，弁及びダンパの調整のみであるため，短時間での対応が可能である。

(2) 「原子力災害対策特別措置法第 10 条」特定事象発生時の手順

「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合に，緊急時対策所内への放射性物質等の取り込み量を微量のうちに検知するため，緊急時対策所内へ緊急時対策所エリアモニタを設置する手順を整備する。

原子炉施設を囲む8方位（モニタリングポスト設置方位を除く）に設置する可搬型モニタリングポストのうち，緊急時対策所付近に設置する可搬型モニタリングポストは緊急時対策所内を加圧するための判断に用いる。

a . 緊急時対策所エリアモニタ設置手順

(a) 手順着手の判断基準

「原子力災害対策特別措置法第10条」特定事象が発生した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所エリアモニタ設置手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.3図に示す。

i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班に緊急時対策所エリアモニタ設置を指示する。

ii) 放射線管理班^{※3}は、緊急時対策所エリアモニタを設置し、起動する。

※3 放射線管理班：重大事故等対策要員のうち放射線管理要員又は発電所災害対策本部要員のうち放射線管理班の班員をいう。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内にて放射線管理班1名で行い、一連の操作完了まで約25分と想定する。

b. その他の手順項目にて考慮する手順

緊急時対策所付近に可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）を設置する手順は「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

(3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等

重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等を防護し、居住性を確保するための手順を整備する。

a. 緊急時対策所にとどまる発電所災害対策本部要員

ブルーム通過中においても、緊急時対策所にとどまる要員は、休憩、仮眠をとるための交代要員を考慮して、重大事故

等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員37名と，原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な発電所災害対策本部要員50名の合計87名と想定している。

プルーム放出のおそれがある場合，発電所災害対策本部は，この要員数を目安とし，最大収容可能人数（100名）の範囲で緊急時対策所にとどまる要員を判断する。

b．緊急時対策所加圧設備への切替準備手順

プルーム放出のおそれがある場合，プルーム放出に備え，パラメータの監視強化及び空気ポンベによる加圧操作の要員配置を行うための手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

プルーム放出のおそれがある場合。

具体的には，以下のいずれかに該当した場合。

- ・プルーム放出前の段階において，直接線，スカイシャイン線により，原子炉施設を囲む8方位（モニタリングポスト設置方位を除く）に設置する可搬型モニタリングポストのうち可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）が重大事故等により指示値の有意な上昇傾向となった場合。
- ・中央制御室から炉心損傷が生じた旨の連絡，情報があつた場合又は，緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果，発電所災害対策本部が炉心損傷の可能性を踏まえ，プルーム放出に備える必要があると判断した場合。

- ・ 炉心損傷前であって中央制御室から原子炉格納容器破損が生じた旨の連絡，情報があつた場合。又は，緊急時対策所内でのプラント状態監視の結果，発電所災害対策本部が原子炉格納容器破損の可能性を踏まえ，ブルーム放出に備える必要があると判断した場合。

(b) 操作手順

ブルーム放出のおそれがある場合に実施する手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.4図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，ブルーム放出に備え，放射線管理班他へパラメータの監視強化及び空気ポンベによる加圧操作の要員配置を指示する。
- ii) 放射線管理班は可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）の監視強化を行う。
- iii) 庶務班^{※4}は加圧操作の要員を配置する。

※4 庶務班：発電所災害対策本部初動要員又は発電所災害対策本部要員のうち庶務班の班員をいう。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内にて放射線管理班他2名で行う。室内での要員の配置等のみであるため，短時間での対応が可能であると想定する。

なお，直接線，スカイシャイン線では原子炉施設を囲む8方位（モニタリングポスト設置方位を除く）に設置する可搬型モニタリングポストのうち複数台の指示値上昇が予想されることから，可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）

以外の可搬型モニタリングポスト指示値も参考とする。

c. 緊急時対策所加圧設備への切替手順

原子炉格納容器から希ガス等の放射性物質が放出され、緊急時対策所に接近した場合、緊急時対策所換気設備を停止し、緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所内を加圧する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

以下のいずれかに該当した場合。

- ・可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）が重大事故等により指示値の有意な上昇傾向となった場合。
- ・緊急時対策所エリアモニタが重大事故等により指示値の有意な上昇傾向となった場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所加圧設備により緊急時対策所内を加圧する手順の概要は以下のとおり。緊急時対策所加圧設備運転時のタイムチャートを第1.18.5図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、発電所災害対策本部初動要員に緊急時対策所加圧設備による緊急時対策所内加圧の開始を指示する。
- ii) 発電所災害対策本部初動要員は、緊急時対策所換気設備を停止する。
- iii) 発電所災害対策本部初動要員は、緊急時対策所内にて空気ポンペ流量調整弁を開とし、流量を調整する。
- iv) 緊急時対策所内が微正圧に調整されていることを確認する。

なお，緊急時対策所換気設備運転時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視手順については，「(1) 緊急時対策所立上げ時の手順 c. 緊急時対策所の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視手順」に示す。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所にて，発電所災害対策本部初動要員 1 名で行い，一連の操作完了まで約 2 分と想定する。

d. 緊急時対策所換気設備への切替手順

緊急時対策所周辺から希ガス等の放射性物質の影響が減少した場合に緊急時対策所加圧設備による加圧を停止し，緊急時対策所換気設備を起動する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）及び緊急時対策所エリアモニタにて放射線量を継続的に監視し，その指示値がプルーム接近時の指示値に比べ急激に低下した場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所換気設備に切り替える手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.6図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は，手順着手の判断基準に基づき，発電所災害対策本部初動要員に緊急時対策所加圧設備から緊急時対策所換気設備への切替えを指示する。
- ii) 発電所災害対策本部初動要員は，緊急時対策所換気設備を起動し，流量が調整されていることを確認する。
- iii) 発電所災害対策本部初動要員は，空気ポンペ流量調整

用弁を閉とし，空気ポンベによる加圧を停止する。

iv) 発電所災害対策本部初動要員は，緊急時対策所が微正圧に調整されていることを確認する。

なお，換気空調設備運転時の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の監視手順については，「(1) 緊急時対策所立上げ時の手順 c. 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定手順」に示す。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所内にて，発電所災害対策本部初動要員 1 名で行い，一連の操作完了まで約 2 分と想定する。

なお，緊急時対策所換気設備への切替えを判断する場合は，モニタリングポスト及び可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）以外の可搬型モニタリングポストの指示値も参考とする。

1.18.2.2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関わる手順等

重大事故等が発生した場合において，重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員が，緊急時対策所情報収集設備及び緊急時対策所の通信連絡設備により，必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し，重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに，重大事故等に対処するための対策の検討を行う。

また，重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を，緊急時対策所に整備する。

重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所の通信連絡設備により，発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備からの給電により，緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備を使用する。

(1) 緊急時対策所情報収集設備によるプラントパラメータ等の
監視手順

重大事故等が発生した場合，緊急時対策所情報収集設備である緊急時データ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置により重大事故等に対処するために必要なプラントパラメータ等を監視する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

緊急時対策所の立上げ時。

b．操作手順

緊急時データ伝送システム（SPDS）については，常時，伝送が行われており，SPDSデータ表示装置を起動し，監視する手順は以下のとおり。緊急時対策所情報収集設備を第1.18.7図に示す。

i) 発電所災害対策本部初動要員は，手順着手の判断基準に基づきSPDSデータ表示装置の接続を確認し，起動する。

ii) 発電所災害対策本部初動要員は，SPDSデータ表示装置にて，各パラメータを監視する。

c．操作の成立性

上記の対応は，緊急時対策所内にて発電所災害対策本部

初動要員1名で行う。

室内での装置起動等のみであるため、短時間での対応が可能であると想定する。

(2) 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備について

安全・防災グループマネージャーは、重大事故等が発生した場合に、重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を緊急時対策所に整備し、資料が更新された場合には資料の差し替えを行い、常に最新となるよう通常時から維持、管理する。

(3) 通信連絡に関わる手順

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の通信連絡設備により、中央制御室、屋内外の作業場所、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等の発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順を整備する。

緊急時対策所の通信連絡設備を第1.18.4表に示す。

発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の使用等方法、必要な手順の詳細は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

1.18.2.3 必要な数の要員の収容に係る手順等

緊急時対策所は、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員に加え、原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の発電所災害対策本部要員を含めた重大事故等

に対処するために必要な数の要員として最大100名を収容する。

この要員の収容に当たっては、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員と現場作業を行う発電所災害対策本部要員等との混雑を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレ、休憩スペース等を整備するとともに、収容する要員に必要な放射線管理を行うための資機材、飲料水、食料等を配備し、維持、管理する。

(1) 放射線管理について

a. 放射線管理用資機材の維持管理等について

担当グループマネージャーは、1週間外部からの支援がなくとも対策要員が使用するのに十分な数量の装備（電子式個人線量計、マスク等）を配備するとともに、通常時から維持、管理する。

放射線管理班は、重大事故等が発生した場合には、放射線防護具類の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行うとともに、重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員、現場作業を行う発電所災害対策本部要員等の被ばく線量管理を行うため、電子式個人線量計を常時装着させるとともに線量評価を行う。

また、作業に必要な放射線管理用資機材を用いて作業現場の放射線量率測定等を行う。

さらに、放射線管理班は、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの放射線量を監視するため、可搬型エリアモニタを設置するとともに、放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。

b. チェンジングエリアの設置及び運用手順

緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体の汚染検査、放射線防護具類の着脱等を行うため、チェンジングエリアを設置するための資機材及び運用する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）にて放射線量を監視し、プルームの通過を確認した場合。

(b) 操作手順

チェンジングエリアを設置するための手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.8図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は、手順着手の判断基準に基づき、放射線管理班にチェンジングエリアの設置を指示する。
- ii) 放射線管理班は、床養生用シートにてチェンジングエリアの床面全体を養生する。
- iii) 放射線管理班は、各エリア間の境界にバリア、粘着マットを設置する。
- iv) 放射線管理班は、脱衣収納容器、 β 線サーベイメータ等を必要な箇所に配備する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、放射線管理班2名で行い、一連の操作完了まで約25分と想定する。チェンジングエリアには、放射線防護具類の着替えエリア、放射線管理班が放射性物質による汚染を確認するためのスクリーニングエリア及び現場

作業を行う発電所災害対策本部要員等に放射性物質による汚染が確認された場合に用いる除染エリアを設け、放射線管理班 2 名が身体の汚染検査及び汚染している現場作業を行う発電所災害対策本部要員等の除染を行うとともに、チェンジングエリアの汚染管理を行う。

なお、身体の汚染検査を待つ現場作業を行う発電所災害対策本部要員等は、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある緊急時対策所内で待機する。

チェンジングエリア内での身体の汚染検査で現場作業を行う発電所災害対策本部要員等に放射性物質による汚染が確認された場合は、スクリーニングエリアに隣接した除染エリアにて濡れウエス等による拭き取り除染を実施するが、拭き取りにて除染ができない場合は、簡易シャワーにて汚染部位を水洗する。

除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませる等適切に処理した後、放射性廃棄物として廃棄する。

c. 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替手順

緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの放射線量が上昇するなど切替えが必要となった場合に、切替えを実施する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの放射線量上昇等により運転中の緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替えが必要となった場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットを待機側に切替える手順は以下のとおり。タイムチャートを第1.18.9図に示す。

- i) 発電所災害対策本部は手順着手の判断基準に基づき、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替えを発電所災害対策本部初動要員に指示する。
- ii) 発電所災害対策本部初動要員は、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットの切替えを実施する。
- iii) 発電所災害対策本部初動要員は、待機側の緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットに切替わることを確認する。
- iv) 発電所災害対策本部初動要員は、室内の圧力が微正圧に調整されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は緊急時対策所内にて発電所災害対策本部初動要員 1 名で行い、一連の操作完了まで約 2 分と想定する。

緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットは、緊急時対策所に設置する 2 系統により、数ヶ月間使用可能とする。また、当社他原子力発電所からの輸送及びフィルタの製作等を実施することにより、中長期的な対応を可能とする。

なお、使用側の緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットは、放射線量に応じ適切に切替え、フィルタの交換、保管等を行う。特にフィルタの放射線量が高い場合は、待機側の緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニットに切

替えた後，放射性物質が減衰するまで一定期間隔離する。

(2) 飲料水，食料等について

担当グループマネージャーは，重大事故等に対処するために必要な指示を行う発電所災害対策本部要員等が重大事故等の発生後，少なくとも外部からの支援なしに 1 週間，活動するために必要な飲料水，食料等を備蓄するとともに，通常時から維持，管理する。

庶務班は，重大事故等が発生した場合には，食料等の支給を適切に運用する。

放射線管理班は，適切な頻度で緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度の測定を行い，飲食しても問題ない環境であることを確認する。

ただし，緊急時対策所内の空气中放射性物質濃度が目安値（ $1 \times 10^{-3} \text{ Bq/cm}^3$ 未満）よりも高くなった場合であっても，発電所災害対策本部の判断により必要に応じて飲食を行う。

1.18.2.4 代替電源設備からの給電手順

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備として緊急時対策所用発電機により緊急時対策所へ給電する。

(1) 緊急時対策所用発電機による給電

全交流動力電源喪失時は，緊急時対策所の電源を確保するため，代替電源設備である緊急時対策所用発電機が起動することにより緊急時対策所へ給電する。

緊急時対策所用発電機には緊急時対策所近傍に設置している緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクより給油される。

a . 緊急時対策所用発電機起動手順

全交流動力電源喪失時における緊急時対策所用発電機の起動手順を整備する。

なお，緊急時データ伝送システム（SPDS）のうち原子炉補助建屋に設置されている機器については，代替電源設備として空冷式非常用発電機より給電する。給電の手順及び燃料補給の手順は，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に，早期の電源回復が不可能な場合。

(b) 操作手順

緊急時対策所用発電機による電源を給電する手順は以下のとおり。緊急時対策所用発電機による電源を給電する場合のタイムチャートを第1.18.10図に示す。

- i) 原子力防災管理者は，手順着手の判断基準に基づき発電所災害対策本部初動要員に緊急時対策所電源供給作業開始を指示する。
- ii) 発電所災害対策本部初動要員は，緊急時対策所用発電機が自動起動していることを確認する。
- iii) 発電所災害対策本部初動要員は，発電機出力用遮断器及び緊急時対策所用電源設備受電用遮断器が自動で投入されていることを確認する。
- iv) 発電所災害対策本部初動要員は，緊急時対策所用電源設備にて出力電圧確立を電圧計にて確認する。

なお、運転中の発電機へは、外部からの支援がなくとも、7日分の運転に必要な容量を有する緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンクから、緊急時対策所用発電機給油ポンプにより、燃料が自動補給される。

発電機運転中は、緊急時対策所用発電機給油ポンプの運転状態及び燃料油補給状況の監視を行い、正常に自動補給されていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、発電所災害対策本部初動要員 1 名で行い、一連の操作完了まで約 2 分と想定する。円滑に対応できるように、可搬型照明を配備する。重大事故等発生後 7 日間運転継続するために必要な燃料の備蓄量として、緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク（44kl／基，2 基）を管理する。

第1.18.1表 重大事故等対処設備等と整備する手順（1／2）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の分類
—	—	居住性の確保	緊急時対策所遮蔽	重大事故等 対処設備	—
			緊急時対策所非常用給気ファン		発電所災害対策本部にて使用する手 順
			緊急時対策所排気ファン		
			緊急時対策所非常用空気浄化 フィルタユニット		
			緊急時対策所加圧設備		
			緊急時対策所エリアモニタ		
			可搬型モニタリングポスト ※1 （加圧判断用）		
			酸素濃度計		
			二酸化炭素濃度計		
		必要な指示及び情報の把握	緊急時データ 伝送システム（SPDS）※2※3	多様性拡張設備	
			SPDSデータ表示装置 ※2		
			衛星携帯電話設備 （衛星携帯電話（固定型）） ※2※3		
			衛星携帯電話設備 （衛星携帯電話（携帯型））		
			無線連絡設備 （無線通話装置（携帯型））		
			携帯型通話設備		
			統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備 ※2※3		
			電力保安通信用電話設備	資機材	
			無線連絡設備 （無線通話装置（固定型、放射能観 測車））		
			テレビ会議システム（社内）		
			加入電話設備		
			運転指令設備		
			対策の検討に必要な資料 ※4		

第 1.18.1 表 重大事故等対処設備等と整備する手順（2／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書の分類
一	—	必要な数の要員収容	放射線管理用資機材 ※ 4	資機材	発電所災害対策本部にて使用する手順
			チェンジングエリア用資機材 ※ 4		
			飲料水，食料等 ※ 4		
	緊急時対策所全交流動力電源喪失	代替電源設備からの給電	緊急時対策所用発電機	重大事故等対処設備	
			緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク		
			緊急時対策所用発電機 給油ポンプ		
			空冷式非常用発電機		
			燃料油貯蔵タンク （ディーゼル発電機用）		
			可搬型燃料給油ポンプ		

※1：可搬型モニタリングポストは「1.17 監視測定等に関する手順」にて整備する。

※2：ディーゼル発電機等により給電する。

※3：代替電源設備により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※4：「対策の検討に必要な資料」，「放射線管理用資機材」，「チェンジングエリア用資機材」及び「飲料水，食料等」については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。

※5：空冷式非常用発電機の燃料補給には，燃料貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

第1.18.2表 重大事故等対応に係る監視計器

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等

監視計器（1／3）

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
1.18.2.1 居住性を確保するための手順等 (1) 緊急時対策所立上げ時の手順			
c. 緊急時対策所内の酸素 及び二酸化炭素濃度の 測定監視手順	判 断 基 準	緊急時対策所内の環境監 視	・酸素濃度計
			・二酸化炭素濃度計
	操 作	加圧設備使用時の空気流 入量	・流量調整用流量計
			・緊急時対策所用圧力計
		緊急時対策所換気設備使 用時の換気率	・緊急時対策所非常用給気ファン用流量計
			・緊急時対策所用圧力計
		緊急時対策所内の環境監 視	・酸素濃度計
			・二酸化炭素濃度計

監視計器（2／3）

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. 18. 2. 1 居住性を確保するための手順等 (3) 重大事故等が発生した場合の放射線防護等に関する手順等			
b. 緊急時対策所加圧設備 への切替準備手順	判断 基準	緊急時対策所付近の放射 線量率	・ 可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）
		炉心損傷	・ 炉心損傷が生じた旨の連絡，情報
		原子炉格納容器破損	・ 原子炉格納容器破損が生じた旨の連絡，情報
	操作	—	—
c. 緊急時対策所加圧設備 への切替手順	判断 基準	緊急時対策所付近の放射 線量率	・ 可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）
			・ 緊急時対策所エリアモニタ
	操作	緊急時対策所加圧設備使 用時の空気流入率	・ 流量調整用流量計
			・ 緊急時対策所用圧力計
		緊急時対策所の環境監視	・ 酸素濃度計 ・ 二酸化炭素濃度計
d. 緊急時対策所換気設備 への切替手順	判断 基準	緊急時対策所付近の放射 線量率	・ 可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）
			・ 緊急時対策所エリアモニタ
	操作	緊急時対策所換気設備使 用時の換気率	・ 緊急時対策所非常用給気ファン用流量計
			・ 緊急時対策所用圧力計
		緊急時対策所の環境監視	・ 酸素濃度計 ・ 二酸化炭素濃度計

監視計器（3／3）

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. 18. 2. 4 代替電源設備からの給電手順 (1) 緊急時対策所用発電機による給電			
a. 緊急時対策所用発電機起 動手順	判 断 基 準	電 源	・ 緊急時対策所用電源母線受電電圧計
			・ 500KV1L, 2L電圧計
			・ 275KV1L, 2L電圧計
			・ 77kV1L, 2L電圧計
			・ 6. 6kV2A, 2B, 2C1, 2C2, 2D1, 2D2母線受電電圧計
			・ 2A, 2Bディーゼル発電機電圧計
	操 作	電 源	・ 緊急時対策所用電源母線受電電圧計
			・ 緊急時対策所用発電機用電圧計, 電力計, 周波数計

第 1.18.3 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象
設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1.18】 緊急時対策所の居住 性等に関する手順等	緊急時対策所非常用 給気ファン	緊急時対策所用電源設備
	緊急時対策所排気ファン	緊急時対策所用電源設備
	緊急時データ 伝送システム (SPDS)	2 A 非常用コントロールセンタ
		2 B 非常用コントロールセンタ
		緊急時対策所用電源設備
	SPDS データ表示装置	緊急時対策所用電源設備
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ

※通信連絡設備における給電対象設備は「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。

第1.18.4表 重大事故等対処に係る通信連絡設備一覧

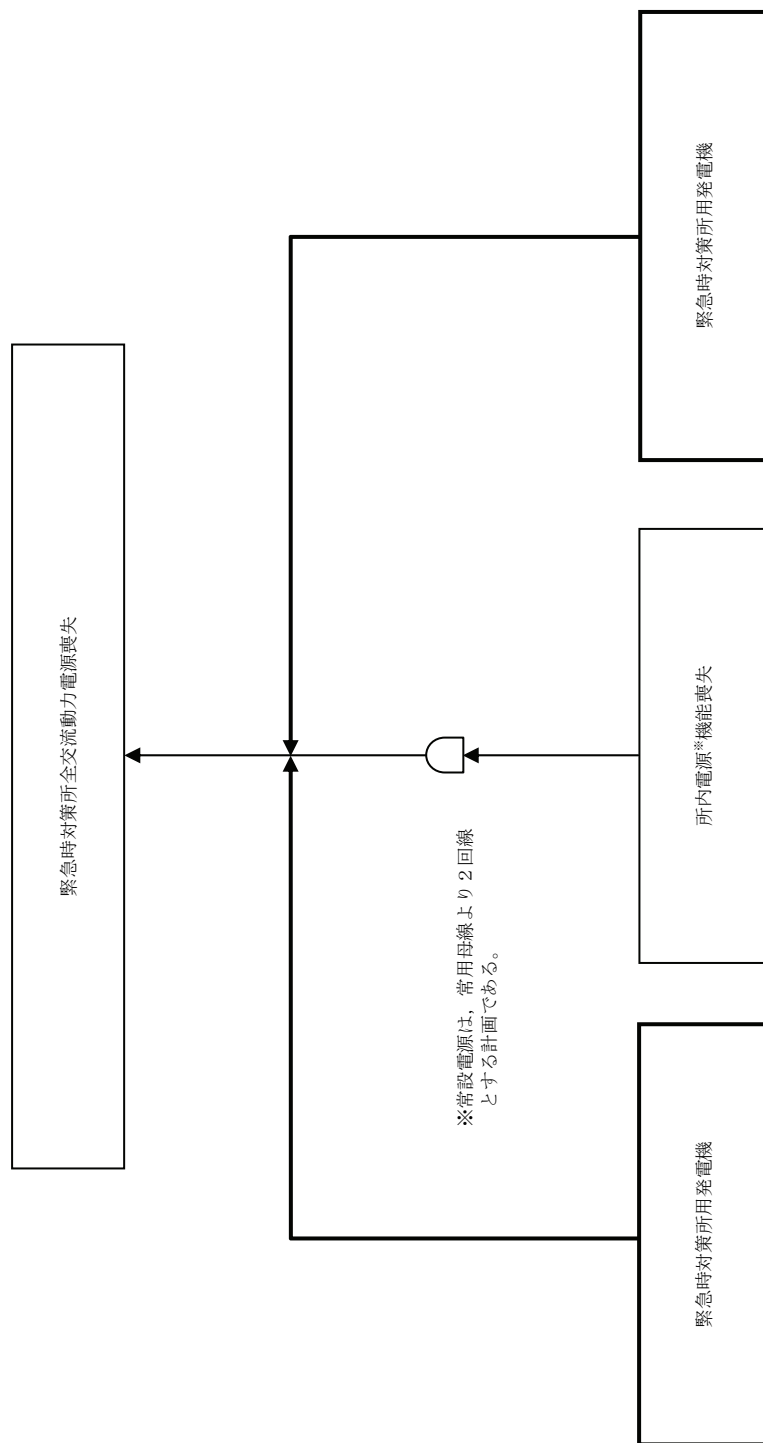
対 応 設 備		
衛星携帯電話設備	衛星携帯電話（固定型）	重大事故等対処設備
	衛星携帯電話（携帯型）	
無線連絡設備	無線通話装置（携帯型）	
携帯型通話設備	携帯型有線通話装置	
統合原子力防災ネットワークに 接続する通信連絡設備	テレビ会議システム	
	I P 電 話	
	I P - F A X	
運転指令設備	ページング装置	多様性拡張設備
電力保安通信用電話設備	保安電話	
	構内電話	
無線連絡設備	無線通話装置（固定型）	
	無線通話装置（放射能観測車）	
テレビ会議システム（社内）		
加入電話設備	加入電話	

凡例



— : AND条件

— : サポート系の回復操作による対応



第1.18.1図 緊急時対策所全交流動力電源喪失の機能喪失要因と対処設備，対処手段

			経過時間（分）										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員（数）												
緊急時対策所換気系 起動、停止手順	緊急時対策所換気 設備	発電所災害対策本部 初動要員1名	起動準備										
			換気設備運転操作										
	緊急時対策所加圧 設備		起動準備										
			系統構成										

第1.18.2図 緊急時対策所換気設備運転及び加圧設備空気供給準備作業タイムチャート

			経過時間（分）										備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目		要員（数）											
エリアモニタ設置手順	緊急時対策所 エリアモニタ	放射線 管理 1名					専用ケーブル、電源コンセントの接続						
								可搬型エリアモニタ起動操作					

第1.18.3図 緊急時対策所エリアモニタ設置作業タイムチャート

		経過時間（分）										備考	
		5	10	15	20	25	30	35	40	45			
手順の項目	要員（数）												
緊急時対策所 換気系起動、停止手順	緊急時対策所加圧 設備への切替準備	放射線管理 班他2名	・可搬型モニタリングポスト（加圧判断用）重大事故等による指示値の有意な上昇傾向 ・炉心損傷の連絡、情報があった場合 ・原子炉格納容器破損の連絡、情報があった場合 ・緊急時対策所でのプラント状態監視の結果、発電所災害対策本部がブルーム放出に備える必要があると判断した場合										
			パラメータ監視及び加圧操作要員配置										
			監視（エリアモニタ指示、記録計）										

第1.18.4図 緊急時対策所換気設備から加圧設備への切替準備作業タイムチャート

			経過時間（分）									備考	
			1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目		要員（数）											
緊急時対策所 換気系起動、停止手順	緊急時対策所加圧 設備への切替	発電所災害対策本部 初動要員 1名		ブリューム検知、判断・操作指示									
				緊急時対策所換気設備 停止操作									
				加圧操作開始									
				室内微正圧確認									

第1. 18. 5図 緊急時対策所換気設備から加圧設備への切替作業タイムチャート

			経過時間（分）									備考	
			1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	要員（数）												
緊急時対策所 換気系起動、停止手順	緊急時対策所換気 設備への切替	至電所災害対策本部 初動要員 1名		ブリューム接近時の指示値に比べ急激に低下、判断・操作指示									
					緊急時対策所換気設備起動								
						加圧操作停止							
						室内微正圧確認							

第1. 18. 6図 緊急時対策所加圧設備から換気設備への切替作業タイムチャート

			経過時間 (分)										備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	90		
手順の項目	要員 (数)		資機材準備 (緊急時対策所チェンジングエリアに配備)										
チェンジングエリア 設置手順	緊急時対策所チェ ンジングエリア設 置	放 射 線 管 理 班 2 名	移動										
					床面養生								
					バリア, 粘着マット設置								

第1. 18. 8図 緊急時対策所チェンジングエリア設置作業タイムチャート

		経過時間（分）									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	要員（数）										
緊急時対策所 換気系起動、停止手順	緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット切替	発電所災害対策本部初動要員1名									

第1.18.9図 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット切替作業タイムチャート

			経過時間（分）										備考
			5	10	15	20	25	30	35	40	45		
手順の項目	要員（数）												
緊急時対策所 交流電源起動手順	緊急時対策所用 発電機	発電所 火災 急											

第1. 18. 10図 緊急時対策所用発電機起動作業タイムチャート

1.19 通信連絡に関する手順等

< 目 次 >

1.19.1 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. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
 - b. 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備
 - c. 手 順 等

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

- (1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等
 - a. 手順着手の判断基準
 - b. 操作手順
 - c. 操作の成立性
 - d. 優先順位
- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等
 - a. 手順着手の判断基準
 - b. 操作手順
 - c. 操作の成立性
 - d. 優先順位

1.19.2.2 発電所外（社内外）との通信連絡

(1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

a．手順着手の判断基準

b．操作手順

c．操作の成立性

d．優先順位

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

a．手順着手の判断基準

b．操作手順

c．操作の成立性

d．優先順位

1. 19. 2. 3 代替電源設備から給電する手順等

1.19 通信連絡に関する手順等

< 要求事項 >

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生した場合において発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う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 「発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。
 - b) 計測等行った特に重要なパラメータを必要な場所で共有する手順等を整備すること。

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、必要な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. 19. 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

重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な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に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備を選定する。

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だけでなく、「設置許可基準規則第六十二条及び技術基準規則第七十七条」（以下、付録 1. 19 において「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。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

技術的能力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及び多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第 1. 19. 1 表、第 1. 19. 2 表に示す。

- a. 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

発電所内で、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手段がある。

発電所内の通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・ 衛星携帯電話設備
- ・ 無線連絡設備
- ・ 携帯型通話設備
- ・ 緊急時データ伝送システム（SPDS）（以下、付録 1.19 において「SPDS」という。）
- ・ SPDS データ表示装置
- ・ 運転指令設備
- ・ 電力保安通信用電話設備

発電所内の通信連絡を行うために必要な設備は、代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・ 空冷式非常用発電機
- ・ 燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・ 可搬型燃料給油ポンプ
- ・ 緊急時対策所用発電機
- ・ 緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・ 緊急時対策所用発電機給油ポンプ

(b) 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備

技術的能力審査基準及び基準規則に要求される発電所内の通信連絡を行うための設備のうち衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）、携帯型通話設備、SPDS、SPDS データ表示装置、空冷式非常用発電機、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機

用），可搬型燃料給油ポンプ，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは，重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備において，発電所内の通信連絡を行うことが可能であることから，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。

あわせて，その理由を示す。

- ・ 運転指令設備，電力保安通信用電話設備，無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型，放射能観測車）

上記の設備は，耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所内の通信連絡を行うための手段として有効である。

b．発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等が発生した場合において，発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う手段がある。

国の緊急時対策支援システム（E R S S）等へ必要なデータを伝送し，パラメータを共有する手段がある。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手段がある。

発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備は以下のとおり。

- ・ 衛星携帯電話設備
- ・ 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備
(テレビ会議システム，I P 電話，I P－F A X)
- ・ S P D S
- ・ 加入電話設備

- ・電力保安通信用電話設備
- ・テレビ会議システム（社内）
- ・無線連絡設備

発電所外（社内外）との通信連絡を行うために必要な設備は，代替電源設備からの給電を可能とする手段がある。

代替電源設備からの給電を確保するための設備は以下のとおり。

- ・空冷式非常用発電機
- ・燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）
- ・可搬型燃料給油ポンプ
- ・緊急時対策所用発電機
- ・緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク
- ・緊急時対策所用発電機給油ポンプ

(b) 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備

技術的能力審査基準及び基準規則に要求される発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備のうち衛星携帯電話設備，無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ），ＳＰＤＳ，空冷式非常用発電機，燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用），可搬型燃料給油ポンプ，緊急時対策所用発電機，緊急時対策所用発電機燃料油貯蔵タンク及び緊急時対策所用発電機給油ポンプは，重大事故等対処設備と位置付ける。

以上の重大事故等対処設備において，発電所外（社内外）との通信連絡を行うことが可能であることから，以下の設備は多様性拡張設備と位置付ける。あわせて，その理由を示す。

- ・加入電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム

（社内），無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型，放射能観測車）

上記の設備は，耐震性を有していないが，設備が健全である場合は，発電所外（社内外）の通信連絡を行うための手段として有効である。

c．手 順 等

上記 a．及び b．により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，給電が必要となる設備についても整備する（第 1.19.3 表）。

これらの手順は，発電所災害対策本部にて使用する手順等に定める（第 1.19.1 表，第 1.19.2 表）。

1.19.2 重大事故等時の手順等

1.19.2.1 発電所内の通信連絡

(1) 発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において，通信設備（発電所内）により，発電所災害対策本部要員が，中央制御室，屋内外の作業場所，緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために，衛星携帯電話設備，無線連絡設備，携帯型通話設備，運転指令設備及び電力保安通信用電話設備を使用する手順を整備する。

また，データ伝送設備（発電所内）により，緊急時対策所へ重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し，パラメータを共有するために，SPDS 及び SPDS データ表示装置を使用する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所内）及びデータ伝送設備（発電所内）により、発電所内の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星携帯電話設備

中央制御室の運転員等及び緊急時対策所の発電所災害対策本部要員は、衛星携帯電話（固定型）を使用する。屋外の発電所災害対策本部要員は、衛星携帯電話（携帯型）を使用する。これらの衛星携帯電話を用いて相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 衛星携帯電話（固定型）

イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii) 衛星携帯電話（携帯型）

イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作し、充電機の残量及び電波の受信状態を確認する。

ロ) 充電機の残量が少ない場合、予備の充電機と交換する。

ハ) 使用する端末とともに予備の充電機を携行する。

ニ) 一般の携帯電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ホ) 使用中に充電機の残量が少なくなった場合は、予備の充電機と交換する。

ヘ) 使用後は、電源を「切」操作する。

(b) 無線連絡設備

中央制御室の運転員等及び緊急時対策所の発電所災害対策本部要員は、無線通話装置（固定型）を使用する。屋外の発電所災害対策本部要員は、無線通話装置（携帯型）を使用する。発電所内でモニタリングを行う発電所災害対策本部要員は、無線通話装置（携帯型、放射能観測車）を使用する。

これらの無線通話装置を用いて相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 無線通話装置（固定型）

i) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、通話ボタンを押し、連絡する。

ii) 無線通話装置（携帯型）

i) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作し、充電池又は乾電池の残量及び電波の受信状態を確認する。

ロ) 充電池又は乾電池の残量が少ない場合、予備の充電池又は乾電池と交換する。

ハ) 通話チャンネルの設定が必要な端末は、事前に取り決めた通話チャンネルに設定されていることを確認する。

ニ) 使用する端末とともに予備の充電池又は乾電池を携行する。

ホ) 通話ボタンを押し、連絡する。

ヘ) 使用中に充電池又は乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の充電池又は乾電池と交換する。

ト) 使用後は、電源を「切」操作する。

iii) 無線通話装置（放射能観測車）

- イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作する。
- ロ) 通話ボタンを押し、連絡する。
- ハ) 使用後は、電源を「切」操作する。

(c) 携帯型通話設備

中央制御室の運転員等及び屋内外の発電所災害対策本部要員は、携帯型有線通話装置を使用し、相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 携帯型有線通話装置

- イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、保管場所等で作業に使用する端末と中継コードを接続し、端末の電源「入」操作をして、乾電池の残量を確認する。
- ロ) 乾電池の残量が少ない場合、予備の乾電池と交換する。
- ハ) 端末の通話スイッチを操作し、使用する端末間で通話通信確認を行い、健全性を確認する。
- ニ) 確認後は、端末と中継コードを切離し、端末の電源「切」操作をする。
- ホ) 使用する端末及び中継コードとともに予備の乾電池を携行する。
- ヘ) 使用する場所に中継コードを布設後、端末と中継コードを接続する。（複数の端末を中継コードで接続することにより、複数者での連絡を可能とする。）
- ト) 通話スイッチを操作し、連絡する。
- チ) 使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。
- リ) 使用後は、端末及び中継コードを切り離す。

(d) S P D S

S P D Sにより，緊急時対策所のS P D Sデータ表示装置へ，必要なデータの伝送を行うための対応として，以下の手順がある。

i) S P D S

常時伝送を行うため，通常操作は必要ない。なお，中央制御室で警報を常時監視する。

(e) S P D Sデータ表示装置

操作手順は，「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

(f) 運転指令設備

中央制御室の運転員等，緊急時対策所の発電所災害対策本部要員及び屋内外の発電所災害対策本部要員は，ページング装置を使用し，相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として，以下の手順がある。

i) ページング装置

イ) 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡又は通話通信確認を行う場合は，使用チャンネルを選択し連絡する。

(g) 電力保安通信用電話設備

中央制御室の運転員等，緊急時対策所の発電所災害対策本部要員及び屋内外の発電所災害対策本部要員は，構内電話を使用し，相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として，以下の手順がある。

i) 構内電話

イ) 手順着手の判断基準に基づき，通信連絡又は通話通信確認を行う場合は，一般の電話機，携帯電話機又はF A Xと同様の操作に

より，通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し連絡する。

- ロ) 携帯型端末の充電電池の残量が少なくなった場合は，予備の充電電池と交換する。

c．操作の成立性

衛星携帯電話設備，無線連絡設備，運転指令設備及び電力保安通信用電話設備は，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であるとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

携帯型通話設備は，使用場所において端末と中継コードを容易かつ確実に接続可能とするとともに，必要な個数を設置又は保管することにより，通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d．優先順位

中央制御室の運転員等，屋内外の発電所災害対策本部要員は，操作，作業等の通信連絡を行う場合，通常時から使用しており，短時間で準備が可能であることから，多様性拡張設備である運転指令設備，電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型，放射能観測車）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は，衛星携帯電話設備，無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

- (2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ，使用済燃料ピット水位（広域），使用済燃料ピット周辺線量率，発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合，現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し，現場又は中央制御室と緊急時対策所との連絡には衛星携帯電話設備を使用する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により，発電所内の必要な場所で共有する場合。

b．操作手順

1. 19. 2. 1(1) b．と同様。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1. 11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」，「1. 15 事故時の計装に関する手順等」及び「1. 17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c．操作の成立性

発電所内の通信連絡を行うための設備により，特に重要なパラメータを発電所内の必要な場所での共有を可能とする。

d．優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合，通常時から使用しており，短時間で準備が可能であることから，多様性拡張設備である運転指令設備，電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型，放射能観測車）の使用を優先する。多様性拡

張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

1. 19. 2. 2 発電所外（社内外）との通信連絡

- (1) 発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うための手順等

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）により、発電所災害対策本部要員が、緊急時対策所と本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX）、加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備を使用する手順を整備する。

また、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、SPDSを使用する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生した場合において、通信設備（発電所外）及びデータ伝送設備（発電所外）により、発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡又は通話通信確認を行う場合。

b. 操作手順

(a) 衛星携帯電話設備

緊急時対策所の発電所災害対策本部要員は、衛星携帯電話（固定型）を使用し、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等へ通信連絡を行う。また、発電所外でモニタリングを行う発電所災害対策本部要員

は、衛星携帯電話（携帯型）を使用し、緊急時対策所の発電所災害対策本部要員へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 衛星携帯電話（固定型）

- i) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

ii) 衛星携帯電話（携帯型）

- i) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作し、充電電池の残量及び電波の受信状態を確認する。
- ロ) 充電電池の残量が少ない場合、予備の充電電池と交換する。
- ハ) 使用する端末とともに予備の充電電池を携行する。
- ニ) 一般の携帯電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。
- ホ) 使用中に充電電池の残量が少なくなった場合は、予備の充電電池と交換する。
- ヘ) 使用後は、電源を「切」操作する。

(b) 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

緊急時対策所の発電所災害対策本部要員は、統合原子力防災ネットワークに接続するテレビ会議システム、IP電話及びIP-FAXを使用し、本店、国及び地方公共団体へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i) テレビ会議システム

イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、モニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

ロ) 操作端末により、通信先と接続する。

ハ) 使用後は、モニタの電源を「切」操作する。

ii) I P 電話

イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機と同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤルし、連絡する。

iii) I P - F A X

イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般のF A Xと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。

(c) S P D S

S P D Sにより、緊急時対策支援システム（E R S S）等へ、必要なデータの伝送を行うための対応として、以下の手順がある。

i) S P D S

常時伝送を行うため、通常操作は必要ない。なお、中央制御室で警報を常時監視する。

(d) 加入電話設備

緊急時対策所の発電所災害対策本部要員は、加入電話を使用し、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 加入電話

- イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機、携帯電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。
- ロ) 携帯型端末の充電電池の残量が少なくなった場合は、予備の充電電池と交換する。

(e) 電力保安通信用電話設備

緊急時対策所の発電所災害対策本部要員は、保安電話及び構内電話を使用し、本店、他の原子力発電所等へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 保安電話

- イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、通話ボタンを押し、連絡する。

ii) 構内電話

- イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、一般の電話機、携帯電話機又はFAXと同様の操作により、通信先の電話番号をダイヤル又は短縮ダイヤルボタンを押し、連絡する。
- ロ) 携帯型端末の充電電池の残量が少なくなった場合は、予備の充電電池と交換する。

(f) テレビ会議システム（社内）

緊急時対策所の発電所災害対策本部要員は、テレビ会議システム（社内）により、本店、他の原子力発電所等へ通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i) テレビ会議システム（社内）

イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、モニタの電源を「入」操作後、テレビ会議システムの待ち受け画面を確認し、通信が可能な状態とする。

ロ) 操作端末により、通信先と接続する。

ハ) 使用後は、モニタの電源を「切」操作する。

(g) 無線連絡設備

緊急時対策所の発電所災害対策本部要員は無線通話装置（固定型）を使用する。発電所外でモニタリングを行う発電所災害対策本部要員は、無線通話装置（携帯型、放射能観測車）を使用する。

これらの無線連絡設備を用いて相互に通信連絡又は通話通信確認を行うための対応として、以下の手順がある。

i) 無線通話装置（固定型）

イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、通話ボタンを押し、連絡する。

ii) 無線通話装置（携帯型）

イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作し、充電池又は乾電池の残量及び電波の受信状態を確認する。

ロ) 充電池又は乾電池の残量が少ない場合、予備の充電池又は乾電池と交換する。

ハ) 通話チャンネルの設定が必要な端末は、事前に取り決めた通話チャンネルが設定されていることを確認する。

ニ) 使用する端末とともに予備の充電池又は乾電池を携行する。

ホ) 通話ボタンを押し、連絡する。

へ) 使用中に充電電池又は乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の充電電池又は乾電池と交換する。

ト) 使用後は、電源を「切」操作する。

iii) 無線通話装置（放射能観測車）

イ) 手順着手の判断基準に基づき、通信連絡又は通話通信確認を行う場合は、電源を「入」操作する。

ロ) 通話ボタンを押し、連絡する。

ハ) 使用後は、電源を「切」操作する。

c. 操作の成立性

衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備は、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であるとともに、必要な個数を設置又は保管することにより、使用場所において通信連絡をする必要のある場所と確実に接続及び通信連絡を行うことを可能とする。

d. 優先順位

緊急時対策所の発電所災害対策本部要員が、本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行う場合、特別な技量を要することなく、容易に操作が可能であることから、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、I P 電話、I P - F A X）並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備のうち無線連絡装置（固定型、放射能観測車）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）を使用する。

なお，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）については，緊急時対策所の立上げ時から使用する。テレビ会議システム（社内）は，緊急時対策所と本店，他の原子力発電所等との通信連絡用として必要に応じて使用する。

(2) 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する手順等

直流電源喪失時等，可搬型の計測器にて，炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ，使用済燃料ピット水位（広域），使用済燃料ピット周辺線量率，発電所周辺の放射線量等の特に重要なパラメータを計測し，その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合，緊急時対策所と本店，国，地方公共団体等との連絡には衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）を使用する手順を整備する。

a．手順着手の判断基準

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所外）により，発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合。

b．操作手順

1.19.2.2(1) b．と同様。

特に重要なパラメータを計測する手順等は，「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」，「1.15 事故時の計装に関する手順等」及び「1.17 監視測定等に関する手順等」にて整備する。

c．操作の成立性

発電所外（社内外）との通信連絡を行うための設備により，特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所での共有を可能とする。

d．優先順位

特に重要なパラメータを可搬型の計測器にて計測し，その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合，特別な技量を要することなく，容易に操作が可能であることから，統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ）並びに多様性拡張設備である加入電話設備，電力保安通信用電話設備，テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備のうち無線連絡装置（固定型，放射能観測車）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は，衛星携帯電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）を使用する。

1. 19. 2. 3 代替電源設備から給電する手順等

全交流動力電源喪失時は，代替電源設備により，衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型），統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，ＩＰ電話，ＩＰ－ＦＡＸ），ＳＰＤＳ及びＳＰＤＳデータ表示装置へ給電する。

代替電源により給電する手順は「1. 14 電源の確保に関する手順等」及び「1. 18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。空冷式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」にて整備する。

衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（携帯型），無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備は，充電池又は乾電池を使用する。

充電電池を用いるものについては、使用前及び使用中の充電電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の充電電池と交換することにより継続して通話を可能とし、使用後の充電電池は、中央制御室、緊急時対策所の電源から充電する。

乾電池を用いるものについては、使用前及び使用中の乾電池の残量確認で、残量が少ない場合、予備の乾電池と交換することにより 7 日間以上継続しての通話を可能とする。

第 1.19.1 表 重大事故等における対応手段と整備する手順
(発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

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		整備する手順書の分類
—	—	発電所内の通信連絡	衛星携帯電話設備 (衛星携帯電話 (固定型 ※ 1))	重大事故等対処設備	発電所災害対策本部にて使用する手順
			衛星携帯電話設備 (衛星携帯電話 (携帯型))		
			無線連絡設備 (無線通話装置 (携帯型))		
			携帯型通話設備 (携帯型有線通話装置)		
			S P D S ※ 1		
			S P D S データ表示装置 ※ 1		
			運転指令設備 (ペーシング装置)	多様性拡張設備	
			電力保安通信用電話設備 (構内電話)		
			無線連絡設備 (無線通話装置 (固定型, 放射能観測車))		
	—	代替電源設備からの給電の確保	空冷式非常用発電機 ※ 2	重大事故等対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する手順
			燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) ※ 4		
			可搬型燃料給油ポンプ ※ 4		発電所災害対策本部にて使用する手順
			緊急時対策所用発電機 ※ 3		
			緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク ※ 5		
			緊急時対策所用発電機 給油ポンプ ※ 5		

※ 1 : ディーゼル発電機等から給電する。

※ 2 : 代替電源設備により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※ 3 : 代替電源設備により電源確保する。手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※ 4 : 空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク (ディーゼル発電機用) を使用する。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。

※ 5 : 緊急時対策所用発電機の燃料補給に使用する。

第 1.19.2 表 重大事故等における手段と整備する手順
(発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡)

分類	機械喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対応設備		整備する手順書の分類
—	—	発電所外（社内外）との通信連絡	衛星携帯電話設備 （衛星携帯電話（固定型 ※１））	重大事故等 対処設備	発電所災害対策本部にて使用する 手順
			衛星携帯電話設備 （衛星携帯電話（携帯型））		
			統合原子力防災ネットワークに接続 する通信連絡設備 ※１ （テレビ会議システム， Ｉ Ｐ 電話， Ｉ Ｐ － Ｆ Ａ Ｘ）		
			無線連絡設備 （無線通話装置（携帯型））		
			Ｓ Ｐ Ｄ Ｓ ※１		
			加入電話設備 （加入電話）	多 様 性 拡 張 設 備	
			電力保安通信用電話設備 （保安電話， 構内電話）		
			テレビ会議システム（社内）		
			無線連絡設備 （無線通話装置（固定型， 放射能観 測車））		
	—	代替電源設備からの給電の確保	空冷式非常用発電機 ※２	重大事故等 対処設備	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 発電所災害対策本部にて使用する 手順
			燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電 機用）※４		発電所災害対策本部にて使用する 手順
			可搬型燃料給油ポンプ ※４		
			緊急時対策所用発電機 ※３		
			緊急時対策所用発電機 燃料油貯蔵タンク ※５		
			緊急時対策所用発電機 給油ポンプ ※５		

※1：ディーゼル発電機等から給電する。

※2：代替電源設備により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※3：代替電源設備により電源確保する。手順は「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

※4：空冷式非常用発電機の燃料補給には、燃料油貯蔵タンク（ディーゼル発電機用）を使用する。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。

※5：緊急時対策所用発電機の燃料補給に使用する。

第 1. 19. 3 表 技術的能力審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元
【1. 19】 通信連絡に関する手順等	衛星携帯電話（固定型）	2 A 非常用コントロールセンタ
		2 B 非常用コントロールセンタ
		緊急時対策所用電源設備
	統合原子力防災ネットワーク に接続する通信連絡設備	緊急時対策所用電源設備
	S P D S	2 A 非常用コントロールセンタ
		2 B 非常用コントロールセンタ
		緊急時対策所用電源設備
	S P D S データ表示装置	緊急時対策所用電源設備
	可搬型燃料給油ポンプ	重大事故等対処用 専用コントロールセンタ