

の燃料（重油）の備蓄量としては、燃料油貯油そうの合計油量のうち、使用可能量（180kl（1 基当たり）2 基）の合計（360kl）を考慮する。

- (d) 電源車（緊急時対策所用）への燃料供給については、各事故シーケンスにおける外部電源の有無に関わらず資源の評価上厳しくなるように考慮する。
- (e) 燃料消費量（重油）の計算においては、ディーゼル発電機等の負荷に応じた燃料消費量を想定し算出する。また、燃料消費開始時間は作業手順上、起動可能な時間とする。
- (f) 全交流動力電源喪失を仮定している事故シーケンスについては、送水車を用いた使用済燃料ピットへの海水注水に必要な燃料（重油）を考慮する。
- (g) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡される。ただし、各シーケンスにおいて補機類の起動時間は異なることから、燃料消費量の包絡性を評価するため、重要事故シーケンス等による評価に加え、事象発生直後から補機類が起動することを想定して燃料の消費量を算定し、発電所構内の備蓄量にて 7 日間の対応が可能であることの確認も行う。

d. 電源

- (a) 各事故シーケンスの事故条件で全交流動力電源喪失とした場合又は全交流動力電源喪失以外でも重大事故等対策として恒設代替低圧注水ポンプを用いる場合において、必要となる補機類に電源供給を行い最大となる負荷が空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW(3,650kVA)未満となることを評価する。
- (b) 各事故シーケンスの事故条件で、事象進展上厳しく評価する場合又は、資源の確保の観点から厳しく評価するために外部電源なしとした場合は、ディーゼル発電機から給電とする。
- (c) 各事故シーケンスの事故条件で、外部電源がある場合においても、仮に外部電源が喪失しディーゼル発電機から給電したことを

想定した確認を行う。

- (d) 各事故シーケンスにおける対策に必要な補機類は、重要事故シーケンス等の対策補機類に包絡されるため、重要事故シーケンス等の評価し成立性を確認する事で、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

(1) 必要な要員の評価結果

各事故シーケンスにおいて、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な作業の項目、要員数、移動時間を含めた各作業にかかる所要時間について確認した。

初動対応において必要な要員数が最も多い事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」、「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、「7.2.1.2 格納容器過温破損」、「7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「7.2.4 水素燃焼」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」であり、使用済燃料ピットへの注水対応をあわせて実施しても、1号炉及び2号炉は42名（1号炉及び2号炉のうち、1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合34名、1号炉及び2号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合26名）、3号炉及び4号炉は42名（3号炉及び4号炉のうち、1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合34名、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合26名）であり、合計83名（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち、1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合75名、2つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合67名、3つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合59名又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合51名。全体指揮者1名は共通。）で対処可能である。また、召集要員のうち緊急安全対策要員に期待する事象発生6時間以降に必要な要員は8名であり、合計91名（1号炉、2号炉、3号炉及び4

号炉のうち、1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合 83 名、2つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合 75 名、3つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合 67 名又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合 59 名) で対処可能である。

これらの要員数に消火活動要員 14 名 (消火活動要員 7 名及び消火活動要員を兼ねる緊急安全対策要員 7 名)、ガレキ除去要員 8 名、中央制御室チェンジングエリア対応要員 2 名及び召集要員のうち本部要員 20 名を加えた重大事故等対策要員 128 名 (1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉のうち、1 つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合 120 名、2つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合 112 名、3つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合 104 名又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合 96 名) を時間外、休日 (夜間) においても確保する。

7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

重大事故等発生後 7 日間は外部からの支援がない場合においても、必要量以上の水源、燃料及び電源の供給が可能である。

(1) 水源の評価結果

a. 炉心注水

炉心注水における水源評価上、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」及び「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」である。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水については、燃料取替用水タンクを水源とし、1,325m³ の使用が可能であることから、事象発生約 46.1 時間後までの注水継続が可能である。以降は、格納容器サンプ B を水源に切り替えた低圧代替再循環運転又は代替再循環運転の継続により、7 日間の代替炉心注水の継続が可能である。

b. 蒸気発生器注水

蒸気発生器注水における水源評価上、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」及び「7.1.3 原子炉

補機冷却機能喪失」である。

復水タンク（ 513m^3 ：有効水量）を水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、復水タンク枯渇までの約 8.5 時間の注水継続が可能である。なお、7.5 時間以降は、復水タンクに送水車（約 $210\text{m}^3/\text{h}$ ）による補給を行うことにより、7 日間の注水継続が可能である。

c. 原子炉格納容器注水

原子炉格納容器注水における水源評価上、最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」である。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイについては、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水を考慮しても、燃料取替用水タンクを水源とし、 $1,325\text{m}^3$ の使用が可能であるため、事象発生後の約 9.1 時間後までの注水が可能である。また、事象発生後の約 9.1 時間後から 24 時間後までは、水源を復水タンクに切り替え、送水車を用いて復水タンクに海水を補給することにより、格納容器内自然対流冷却移行までの間の注水継続が可能である。

以降は、格納容器内自然対流冷却の継続で原子炉格納容器の冷却継続が可能である。

(2) 燃料の評価結果

燃料の評価においては、重要事故シーケンス等による評価に加え、事象発生直後から補機類が起動することを想定して、燃料の消費量を算定し、発電所構内の備蓄量にて 7 日間の対応が可能であることを以下のとおり確認した。

最も消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」である。

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間デ

ィーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 327.6kℓ の重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 8.3kℓ の重油が必要となる。

空冷式非常用発電装置を用いた恒設代替低圧注水ポンプへの電源供給については、事故発生直後から約 68 時間後までの運転を想定して、約 6.8kℓ の重油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 342.7kℓ となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そうの合計油量（360kℓ）にて供給可能である。

また、各事故シーケンスの事故条件で全交流動力電源喪失とした場合に重油に関して最も消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」及び「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」であり、7 日間の運転継続に必要な重油は、約 195.0kℓ となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示す燃料油貯油そうの合計油量のうち、使用可能量（360kℓ）にて供給可能である。

さらに、各事故シーケンスを包絡するように、事象発生直後から補機類が起動することを想定し、保守的に評価した。

全交流動力電源喪失を想定していない事故シーケンスグループ等の場合、すべて事象発生直後から補機類の起動を想定していることから、最も消費量の厳しくなる「7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」についても同じ約 342.7kℓ の消費量となり、燃料油貯油そうの合計油量（360kℓ）にて供給可能である。

なお、各事故シーケンスの事故条件で全交流動力電源喪失とした場合に重油に関して最も消費量が厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」、「7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失」、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、「7.2.1.2 格納容器過温破損」、「7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、「7.2.5 熔融炉心・コン

クリート相互作用」及び「7.4.2 全交流動力電源喪失」であり、燃料消費量は、約 200.5kl となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示す燃料油貯油そうの合計油量のうち、使用可能量（360kl）にて供給可能である。

(3) 電源の評価結果

電源評価上、最も負荷が厳しくなる事故シーケンスグループ等は「7.1.2 全交流動力電源喪失」である。

空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として約 1,642kW 必要となるが、給電容量である 2,920kW(3,650kVA)未満となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。

追 補

(添付書類十)

目 次

追補 1 . 「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」の追補

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

追補 2 . 「6 . 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」の追補

I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

追補 「5. 2. 2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備」の追補

I 特定重大事故等対処施設の手順等について

II 想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価

追 補 1

「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」の追補

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」の記述に次のとおり追補する。

(2号炉)

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

本資料のうち、枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

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

目 次

1.	重大事故等対策における事項・・・・・・・・・・・・・・・・	1.0
1.1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための 手順等・・・・・・・・・・・・・・・・	1.1-1
1.2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を 冷却するための手順等・・・・・・・・	1.2-1
1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等・・・・	1.3-1
1.4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を 冷却するための手順等・・・・・・・・	1.4-1
1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等・・・・	1.5-1
1.6	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等・・・・	1.6-1
1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等・・・・	1.7-1
1.8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等・・・・	1.8-1
1.9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための 手順等・・・・・・・・・・・・・・・・	1.9-1
1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための 手順等・・・・・・・・・・・・・・・・	1.10-1
1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等・・・・	1.11-1
1.12	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等・・・・	1.12-1
1.13	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等・・・・	1.13-1
1.14	電源の確保に関する手順等・・・・・・・・	1.14-1
1.15	事故時の計装に関する手順等・・・・・・・・	1.15-1
1.16	原子炉制御室の居住性等に関する手順等・・・・	1.16-1
1.17	監視測定等に関する手順等・・・・・・・・	1.17-1
1.18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等・・・・	1.18-1
1.19	通信連絡に関する手順等・・・・・・・・	1.19-1

1. 重大事故等対策における事項

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

< 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. フロントライン系機能喪失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 フロントライン系機能喪失時の手順等

- (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。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉核計装、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（以下「格納容器」という。）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

運転時の異常な過渡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、原子炉保護系リレーラック、安全保護系プロセス計装、原子炉核計装、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健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定し、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する機能喪失に対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「機能喪失原因対策分析」という。）

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

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十四条及び技術基準規則第五十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能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、運転時の異常な過渡変化時にフロントライン系機能喪失として、原子炉保護系リレーラック、安全保護系プロセス計装、原子炉核計装、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断器の機能喪失を想定する。

電源喪失（サポート系機能喪失）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策手段の検討、審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

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

a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「A T W S」という。）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、手動による原子炉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（中央制御盤手動操作）
- ・ MGセット電源（常用母線440Vしゃ断器操作器）（中央制御盤手動操作）
- ・ 制御棒操作器（中央制御盤手動操作）
- ・ MGセット電源（発電機出力側しゃ断器スイッチ）（現場手動操作）
- ・ 原子炉トリップしゃ断器スイッチ（現場手動操作）

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、A T W S緩和設備の自動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格納容器の健全性を維持する手段がある。

原子炉出力抑制（自動）に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 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
- ・ 主蒸気大気放出弁
- ・ 主蒸気安全弁
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 加圧器安全弁
- ・ ほう酸タンク
- ・ ほう酸ポンプ
- ・ 緊急ほう酸注入弁
- ・ 充てん／高圧注入ポンプ

手動による原子炉緊急停止ができない場合かつA T W S緩和設備が自動作動しない場合は、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「補助給水ポンプ」という。）の手動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格納容器の健全性を維持する手段がある。

原子炉出力抑制（手動）に使用する設備は以下のとおり。

- ・ タービントリップスイッチ（中央制御盤手動操作）
- ・ 主蒸気隔離弁（中央制御盤手動操作）
- ・ 電動補助給水ポンプ（中央制御盤手動操作）
- ・ タービン動補助給水ポンプ（中央制御盤手動操作）
- ・ 復水タンク
- ・ 蒸気発生器
- ・ 主蒸気大気放出弁
- ・ 主蒸気安全弁
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 加圧器安全弁
- ・ ほう酸タンク
- ・ ほう酸ポンプ

- ・ 緊急ほう酸注入弁
- ・ 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。

- ・ ほう酸タンク
- ・ ほう酸ポンプ
- ・ 緊急ほう酸注入弁
- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ ほう酸注入タンク

(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（中央制御盤手動操作）は重大事故等対処設備と位置づける。

原子炉出力抑制（自動）に使用する設備のうち、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、主蒸気大気放出弁、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づける。

原子炉出力抑制（手動）に使用する設備のうち、主蒸気隔離弁（中央制御盤手動操作）、電動補助給水ポンプ（中央制御盤手動操作）、タービン動補助給水ポンプ（中央制御盤手動操作）、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気大気放出弁、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づける。

ほう酸水注入に使用する設備のうち、ほう酸タンク、ほう酸ポン

プ、緊急ほう酸注入弁、充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの重大事故等対処設備により、原子炉を緊急に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させることができる。また、以下の設備はそれぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ MGセット電源（常用母線440Vしゃ断器操作器）（中央制御盤手動操作）、MGセット電源（発電機出力側しゃ断器スイッチ）（現場手動操作）、原子炉トリップしゃ断器スイッチ（現場手動操作）

MGセット電源（常用母線440Vしゃ断器操作器）（中央制御盤手動操作）、MGセット電源（発電機出力側しゃ断器スイッチ）（現場手動操作）は耐震性がないものの、MGセット電源（常用母線440Vしゃ断器操作器）（中央制御盤手動操作）、MGセット電源（発電機出力側しゃ断器スイッチ）（現場手動操作）が健全であれば、サポート系である電源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。

- ・ 制御棒操作器（中央制御盤手動操作）

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。

- ・ タービントリップスイッチ（中央制御盤手動操作）

耐震性がないものの、機能が健全であれば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。

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を整備する（第1.1.2表、第1.1.3表）。

これらの手順は、発電所対策本部長^{※2}、当直課長、運転員等^{※3}及び緊急安全対策要員^{※4}の対応として原子炉出力を手動で抑制する手順等に定める（第1.1.1表）。

※2 発電所対策本部長：重大事故等発生時における発電所原子力防災管理者及び代行者をいう。

※3 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち当直課長の指示に基づき運転対応を実施する要員をいう。

※4 緊急安全対策要員：重大事故等対策要員のうち発電所対策本部長の指示に基づき対応する運転員等以外の要員をいう。

1.1.2 重大事故等時の手順等

1.1.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等

(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

原子炉トリップ設定値に到達し、原子炉トリップしゃ断器の状態、制御棒炉底位置表示等による原子炉自動トリップ失敗を確認した場合に、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。

- ① 当直課長は、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。

- ② 運転員等は、中央制御室で原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）により、原子炉トリップを行う。
- ③ 運転員等は、②の操作に失敗した場合、中央制御室で常用母線440V しゃ断器 2 台の開操作により、MGセット 2 台の電源を遮断する。
- ④ 運転員等は、③の操作に失敗した場合、中央制御室で制御棒手動操作により、制御棒を原子炉へ挿入する。
- ⑤ 運転員等は、④の操作と並行して、現場でMGセット制御盤の発電機出力側しゃ断器 2 台の開操作を行う。
- ⑥ 運転員等は、⑤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 台の開操作を行う。

c. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等2名、現場にて1ユニット当たり運転員等1名により行う。②及び③の中央制御室操作の所要時間は約3分と想定し、⑤及び⑥の現場での原子炉トリップしゃ断器等の開操作を含めた所要時間は約17分と想定する。円滑に操作ができるように移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(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、重大事故等対処設備である 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たにもかかわらず、原子炉トリップしゃ断器等の機能喪失による原子炉自動トリップに失敗したことを検知した場合に作動する「安全保護アナログ盤作動」警報が発信した

場合。

b. 操作手順

A T W S 緩和設備の作動の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。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にA T W S 緩和設備の作動状況の確認を指示する。
- ② 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、主蒸気隔離弁の閉を確認するとともに、すべ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。その後、蒸気発生器水位を無負荷時水位に維持する。
- ③ 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。
- ④ 運転員等は、中央制御室で加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、格納容器圧力及び温度の上昇がないこと、又は格納容器圧力及び温度の上昇がわずかであることを確認する。

また、補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことを確認する。

- ⑤ 運転員等は、中央制御室で緊急ほう酸濃縮を実施する。緊急ほう酸濃縮は後述の(4)に示すほう酸水注入の手順と同様。

c. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名により実施する。「安全保護アナログ盤作動」警報の発信により原子炉トリップ失敗を踏まえて、A T W S 緩和設備の作動を予測し速やかにA T W S 緩和設備の作動を確認する。

なお、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格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による格納容器圧力及び温度の上昇はわずかである。

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）

A T W S 緩和設備の自動信号が発信するものの、原子炉を未臨界に移行するために必要な機器等が自動動作しなかった場合、中央制御室から手動によりタービントリップ、主蒸気隔離弁の閉操作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

A T W S 緩和設備が自動動作しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合。

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。

- ① 当直課長は、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、主蒸気隔離弁の閉及び補助給水流量確保を指示する。
- ② 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（T h V、G V、I C V、R S V）の閉によりタービントリップを確認する。
- ③ 運転員等は、②によるタービントリップに失敗した場合は、中央制御室で主蒸気隔離弁を手動にて閉操作するとともに主蒸気隔離弁バイパス弁の閉を確認する。
- ④ 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。

- ⑤ 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。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、格納容器圧力及び温度の上昇がないこと、又は格納容器圧力及び温度の上昇がわずかであることを確認する。

また、補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことを確認する。

- ⑦ 運転員等は、中央制御室で緊急ほう酸濃縮を実施する。緊急ほう酸濃縮は後述の(4)に示すほう酸水注入の手順と同様。

c. 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等2名により実施し、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、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の状態、制御棒炉底位置表示等により確認し、原子炉出力が5%以上又は

中間領域起動率が正であり、ほう酸タンク等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～第1.1.6図に、タイムチャートを第1.1.3図に示す。

- ① 当直課長は、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濃縮操作の準備と系統構成を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で充てん／高圧注入ポンプの起動を確認し、緊急ほう酸濃縮のための系統構成を実施する。
- ③ 運転員等は、中央制御室でほう酸ポンプを起動し、緊急ほう酸注入弁を開操作し、緊急ほう酸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。
- ④ 運転員等は、中央制御室でほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸濃縮ラインが使用できない場合は、代替手段として、充てん／高圧注入ポンプの入口ラインを体積制御タンクから燃料取替用水タンクに切り替え、ほう酸注入タンク出入口弁の開操作により安全注入ラインを使用し、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。

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。

- ⑤ 運転員等は、中央制御室でほう酸希釈ラインを隔離する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室でほう酸タンク等の水位により、ほう酸水注入量及び1次冷却材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、緊急ほう酸濃縮を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントを高温停止に維持し、引き続いて低温停止に移行させるために必要

となるほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。

- ⑦ 運転員等は、サンプリングの結果により、1次冷却材のほう素濃度が⑥で目標と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

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名により実施し、ほう酸水注入開始までの所要時間は約5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、正確なサンプリング結果が得られないと想定される場合は、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次冷却材のほう素濃度を確認し、主蒸気大気放出弁及び加圧器スプレ弁により1次冷却系の降温、降圧を行い、1次冷却材圧力2.7MPa [gage] 以下及び1次冷却材温度177℃以下となれば、余熱除去系に切り替え、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

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

(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（A T W S 緩和設備の作動状況確認を含む。）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（中央制御盤手動操作）（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う。蒸気発生器水位異常低信号による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（中央制御盤手動操作）（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い、その後、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（中央制御盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合で、かつ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1.1.7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（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		設備分類 ^{※3}	整備する手順書	手順の分類
フロントライン系機能喪失時	原子炉保護系 リレーラック 又は 安全保護系プロセス計装 又は 原子炉核計装	手動による原子炉緊急停止	原子炉トリップスイッチ (中央制御盤手動操作)	重大事故等 対処設備	a	手動により原子炉を 緊急停止する手順	炉心の著しい損傷 及び 格納容器破損を 防止する運転手順書
			MGセット電源 ^{※1} (常用母線 440V しゃ断器 操作器) (中央制御盤手動操作)	多様性拡張設備			
			制御棒操作器 (中央制御盤手動操作) ^{※1}				
			MGセット電源 ^{※1} (発電機出力側しゃ断器 スイッチ) (現場手動操作)				
			原子炉トリップしゃ断器スイッチ (現場手動操作)				
	制御棒クラスタ 又は 原子炉トリップしゃ断器 又は 原子炉保護系 リレーラック 又は 安全保護系プロセス計装 又は 原子炉核計装	原子炉出力抑制 (自動)	ATWS緩和設備 ^{※1} (蒸気発生器水位異常低による ・タービントリップ ・主蒸気隔離 ・電動補助給水ポンプ ・タービン動補助給水ポンプ)	重大事故等 対処設備	a,b	ATWS緩和設備の 作動を 確認する手順	
			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				
			主蒸気大気放出弁				
			主蒸気安全弁				
			加圧器逃がし弁				
			加圧器安全弁				
			緊急ほう酸濃縮 (中央制御盤手動操作) (a)				

※1：原子炉トリップしゃ断器機能喪失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。

※3：重大事故等対策において用いる設備の分類

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

第 1.1.1 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（2／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類※2	整備する手順書	手順の分類	
フロントライン系機能喪失時	制御棒クラスタ 又は 原子炉トリップしゃ断器 又は 原子炉保護系リレーラック 又は 安全保護系プロセス計装 又は 原子炉核計装	原子炉出力抑制（手動）	タービントリップスイッチ （中央制御盤手動操作）	拡張設備 多様性	a	原子炉出力を手動で抑制する手順	炉心の著しい損傷及び 格納容器破損を防止する運転手順書
			主蒸気隔離弁（中央制御盤手動操作）	重大事故等対処設備			
			電動補助給水ポンプ （中央制御盤手動操作）※1				
			タービン動補助給水ポンプ （中央制御盤手動操作）				
			復水タンク				
			蒸気発生器				
			主蒸気大気放出弁				
			主蒸気安全弁				
			加圧器逃がし弁				
			加圧器安全弁				
			緊急ほう酸濃縮 （中央制御盤手動操作）（a）				
		ほう酸水注入	ほう酸タンク ほう酸ポンプ※1 緊急ほう酸注入弁※1 充てん／高压注入ポンプ※1	重大事故等 対処設備	a,b	緊急ほう酸濃縮により 原子炉出力を抑制する 手順	
			燃料取替用水タンク				
			ほう酸注入タンク				

※1：ディーゼル発電機等により給電する。

※2：重大事故等対策において用いる設備の分類

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

第 1.1.2 表 重大事故等対処に係る監視計器（1 号炉）

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（1／6）

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 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(1) 手動による原子炉緊急停止	判断基準	未臨界の維持又は監視	・ 原子炉トリップしゃ断器表示
			・ 制御棒炉底位置表示
			・ 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
	操作	未臨界の維持又は監視	・ 原子炉トリップしゃ断器表示
			・ 制御棒炉底位置表示
			・ 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
	電源	・ 3－1 C 1、C 2 母線電圧計	

監視計器一覧（２／６）

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 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(2) 原子炉出力抑制（自動）	判断基準	未臨界の維持又は監視	・ 原子炉トリップしゃ断器表示
			・ 制御棒炉底位置表示
			・ 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
		信号	・ 安全保護アナログ盤作動警報

監視計器一覧（3／6）

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 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(2) 原子炉出力抑制（自動）	操作	未臨界の維持又は 監視	・ 非常しゃ断油圧計
			・ タービン主要弁表示
			・ 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
			・ 格納容器広域圧力計
		原子炉圧力容器内 の圧力	・ 1 次冷却材圧力計
		補機監視機能	・ 加圧器逃がし弁表示
			・ 主蒸気安全弁表示
・ 主蒸気大気放出弁表示			
最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力計		
	・ 蒸気発生器狭域水位計		
	・ 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 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.1.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(3) 原子炉出力抑制（手動）	判断基準	未臨界の維持又は監視	・ 原子炉トリップしゃ断器表示
			・ 制御棒炉底位置表示
			・ 非常しゃ断油圧計
			・ タービン主要弁表示
			・ 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
		信号	・ 安全保護アナログ盤作動警報
	最終ヒートシンクの確保	・ 主蒸気ライン圧力計	
		・ 蒸気発生器狭域水位計	
		・ 補助給水流量計	

監視計器一覧（5／6）

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 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(3) 原子炉出力抑制（手動）	操作	未臨界の維持又は 監視	・ 非常しゃ断油圧計
			・ タービン主要弁表示
			・ 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
			・ 格納容器広域圧力計
		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
		補機監視機能	・ 加圧器逃がし弁表示
			・ 主蒸気安全弁表示
			・ 主蒸気大気放出弁表示
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器狭域水位計
・ 主蒸気ライン圧力計			
・ 補助給水流量計			

監視計器一覧（6／6）

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 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(4) ほう酸水注入	判断基準	未臨界の維持又は監視	・原子炉トリップしゃ断器表示
			・制御棒炉底位置表示
			・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
	水源の確保	・ほう酸タンク水位計	
	操作	未臨界の維持又は監視	・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
			・可聴計数率計（可聴音）
			・緊急ほう酸注入ライン流量計
			・原子炉補給水補給流量制御器
			・純水補給流量積算制御器
		水源の確保	・燃料取替用水タンク水位計
			・ほう酸タンク水位計
		原子炉圧力容器内への注水量	・充てんライン流量計
			・低温側安全注入流量計
		—	・ほう素濃度（手分析値）

第 1.1.2 表 重大事故等対処に係る監視計器（2 号炉）

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（1／6）

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 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(1) 手動による原子炉緊急停止	判断基準	未臨界の維持又は監視	・原子炉トリップしゃ断器表示
			・制御棒炉底位置表示
			・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
	操作	未臨界の維持又は監視	・原子炉トリップしゃ断器表示
			・制御棒炉底位置表示
			・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
		電源	・3－2 C 1、C 2 母線電圧計

監視計器一覧（２／６）

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 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(2) 原子炉出力抑制（自動）	判断基準	未臨界の維持又は監視	・ 原子炉トリップしゃ断器表示
			・ 制御棒炉底位置表示
			・ 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
		信号	・ 安全保護アナログ盤作動警報

監視計器一覧（3／6）

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 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(2) 原子炉出力抑制（自動）	操作	未臨界の維持又は 監視	・ 非常しゃ断油圧計
			・ タービン主要弁表示
			・ 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
		原子炉压力容器内の温度	・ 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
			・ 格納容器広域圧力計
		原子炉压力容器内の圧力	・ 1 次冷却材圧力計
		補機監視機能	・ 加圧器逃がし弁表示
			・ 主蒸気安全弁表示
・ 主蒸気大気放出弁表示			
最終ヒートシンクの確保	・ 主蒸気ライン圧力計		
	・ 蒸気発生器狭域水位計		
	・ 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 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.1.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(3) 原子炉出力抑制（手動）	判断基準	未臨界の維持又は 監視	・ 原子炉トリップしゃ断器表示
			・ 制御棒炉底位置表示
			・ 非常しゃ断油圧計
			・ タービン主要弁表示
			・ 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
		信号	・ 安全保護アナログ盤作動警報
	最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力計	
		・ 蒸気発生器狭域水位計	
		・ 補助給水流量計	

監視計器一覧（5／6）

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 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(3) 原子炉出力抑制（手動）	操作	未臨界の維持又は 監視	・ 非常しゃ断油圧計
			・ タービン主要弁表示
			・ 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
			・ 格納容器広域圧力計
		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
		補機監視機能	・ 加圧器逃がし弁表示
			・ 主蒸気安全弁表示
			・ 主蒸気大気放出弁表示
		最終ヒートシンクの 確保	・ 蒸気発生器狭域水位計
・ 主蒸気ライン圧力計			
・ 補助給水流量計			

監視計器一覧（6／6）

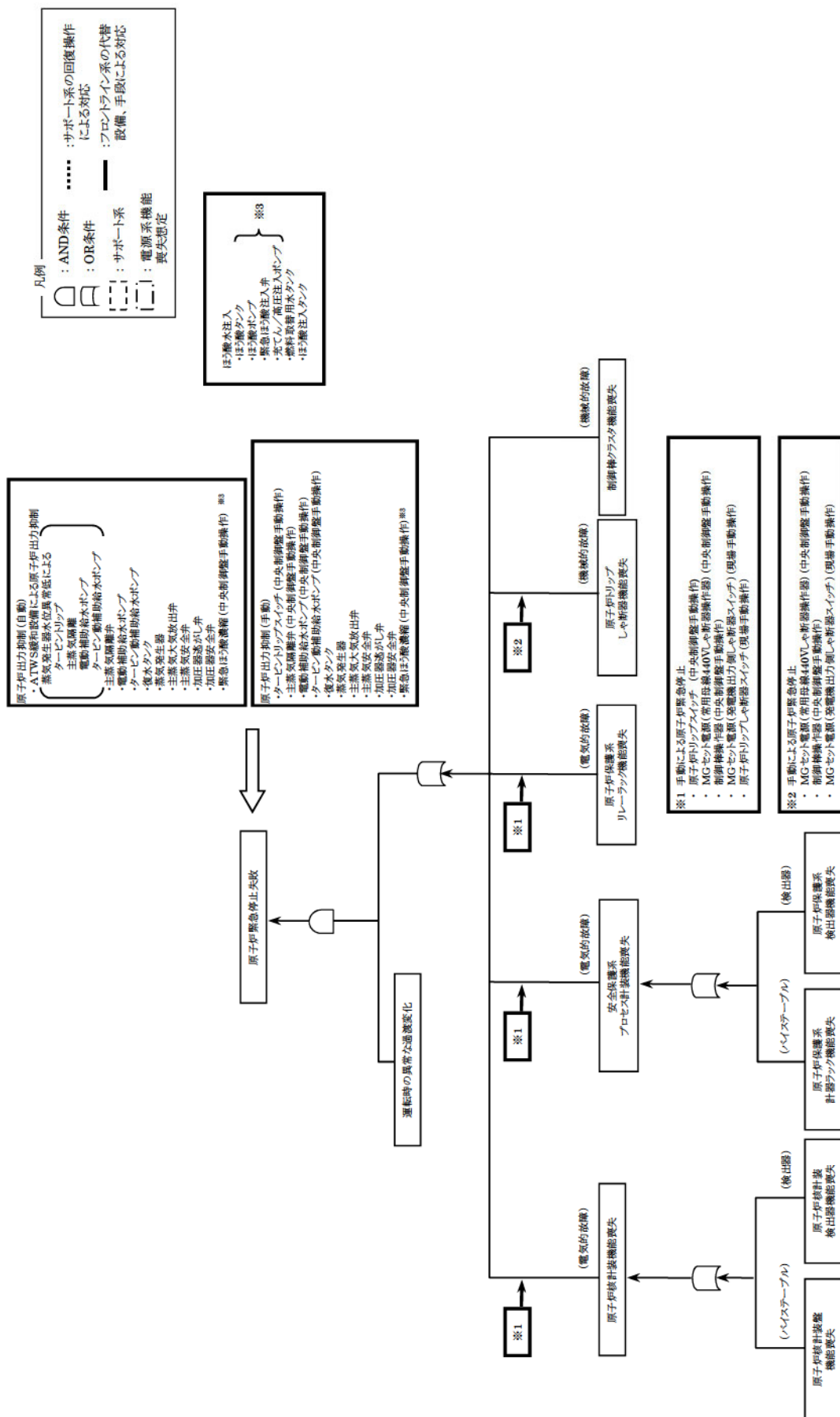
対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.1.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(4) ほう酸水注入	判断基準	未臨界の維持又は監視	・原子炉トリップしゃ断器表示
			・制御棒炉底位置表示
			・出力領域中性子束計
			・中間領域中性子束計
			・中性子源領域中性子束計
			・中間領域起動率計
			・中性子源領域起動率計
	水源の確保	・ほう酸タンク水位計	
	操作	未臨界の維持又は監視	・出力領域中性子束計
			・中間領域中性子束計
			・中性子源領域中性子束計
			・中間領域起動率計
			・中性子源領域起動率計
			・可聴計数率計（可聴音）
			・緊急ほう酸注入ライン流量計
			・原子炉補給水補給流量制御器
			・純水補給流量積算制御器
		水源の確保	・燃料取替用水タンク水位計
			・ほう酸タンク水位計
		原子炉圧力容器内への注水量	・充てんライン流量計
			・低温側安全注入流量計
		—	・ほう素濃度（手分析値）

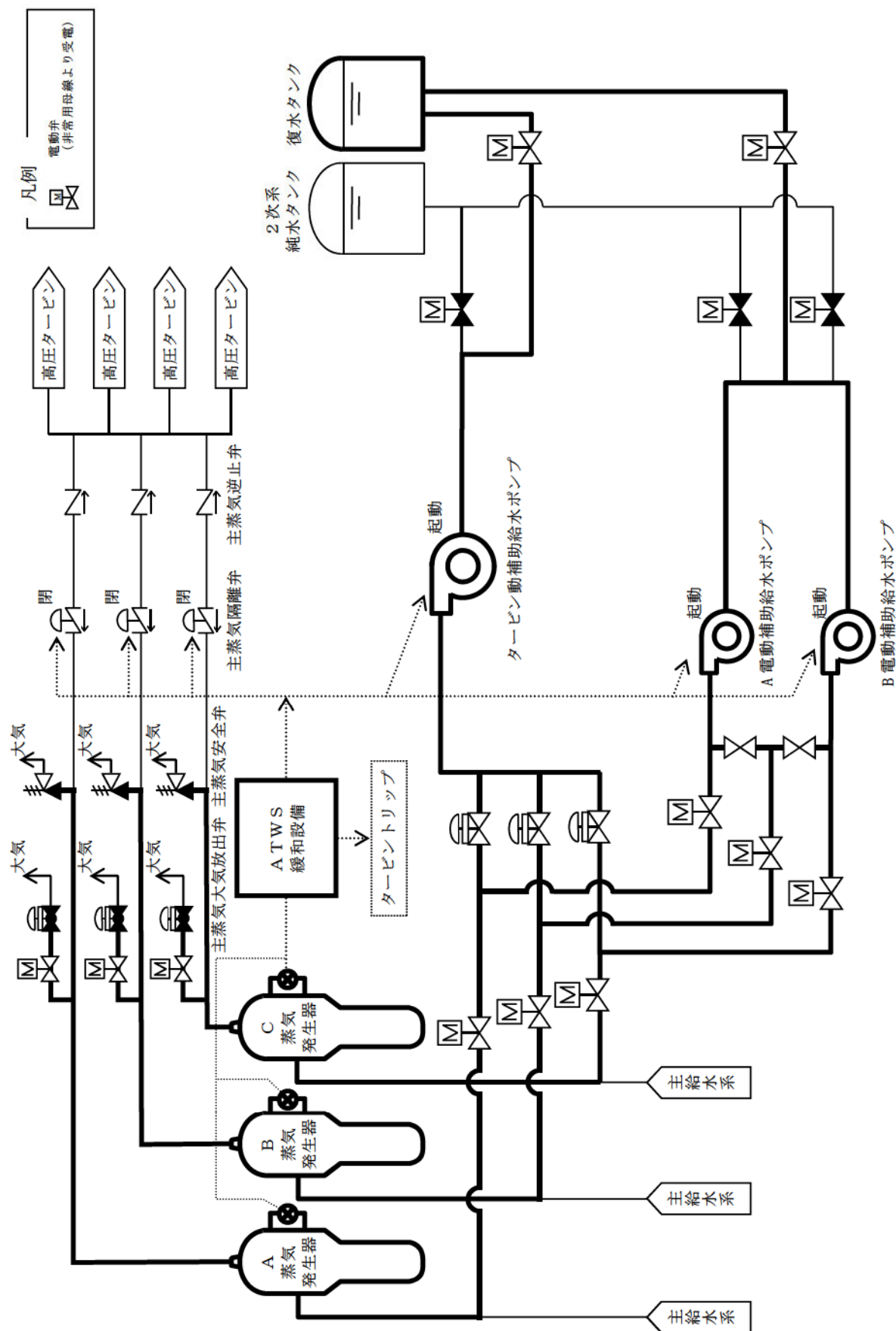
第1.1.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（1号炉）

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	4－1 A 非常用高圧母線
	C 1 充てん／高圧注入ポンプ	
	C 2 充てん／高圧注入ポンプ	4－1 B 非常用高圧母線
	B 充てん／高圧注入ポンプ	
	A 電動補助給水ポンプ	4－1 A 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	4－1 B 非常用高圧母線
	A ほう酸ポンプ	A 1 原子炉コントロールセンタ
	B ほう酸ポンプ	B 1 原子炉コントロールセンタ
	C ほう酸ポンプ	A B 原子炉コントロールセンタ
	緊急ほう酸注入弁	B 2 原子炉コントロールセンタ
	A 主蒸気隔離弁	A 1 電磁弁分電盤
		B 1 電磁弁分電盤
	B 主蒸気隔離弁	A 1 電磁弁分電盤
		B 1 電磁弁分電盤
	C 主蒸気隔離弁	A 1 電磁弁分電盤
		B 1 電磁弁分電盤
	A 主蒸気大気放出弁	A 3 電磁弁分電盤
	B 主蒸気大気放出弁	B 4 電磁弁分電盤
	C 主蒸気大気放出弁	A 3 電磁弁分電盤
	A 加圧器逃がし弁	A 1 電磁弁分電盤
	B 加圧器逃がし弁	B 1 電磁弁分電盤

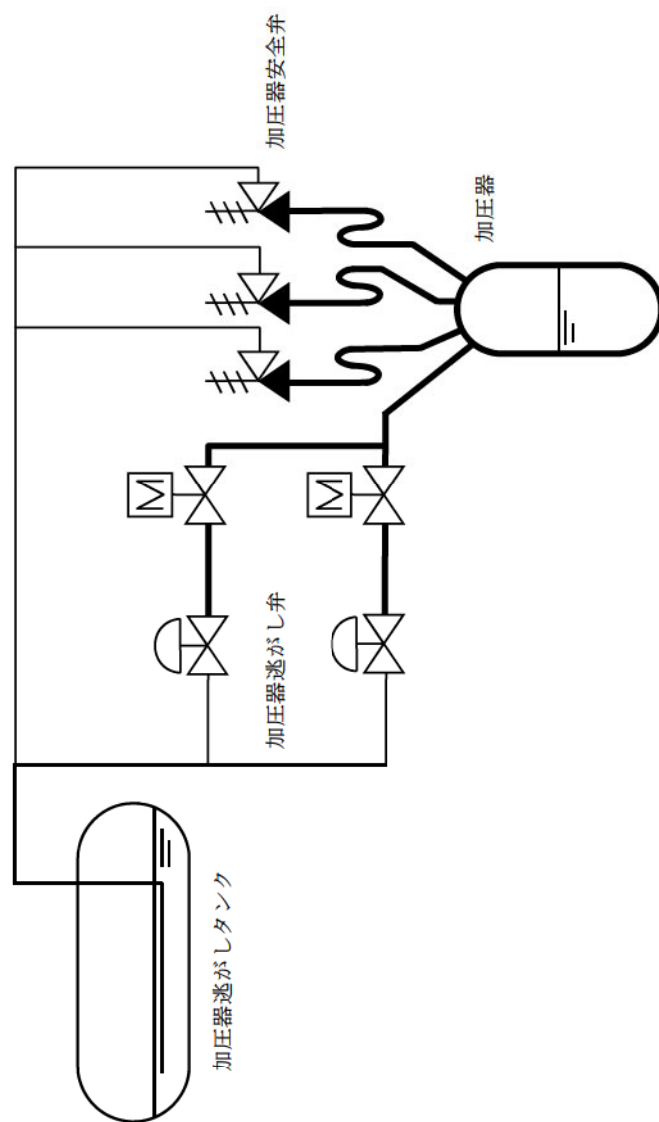
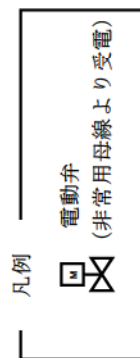
第1.1.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（2号炉）

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	4－2 A 非常用高圧母線
	C 1 充てん／高圧注入ポンプ	
	C 2 充てん／高圧注入ポンプ	4－2 B 非常用高圧母線
	B 充てん／高圧注入ポンプ	
	A 電動補助給水ポンプ	4－2 A 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	4－2 B 非常用高圧母線
	A ほう酸ポンプ	A 1 原子炉コントロールセンタ
	B ほう酸ポンプ	A B 原子炉コントロールセンタ
	C ほう酸ポンプ	B 1 原子炉コントロールセンタ
	緊急ほう酸注入弁	B 2 原子炉コントロールセンタ
	A 主蒸気隔離弁	A 1 電磁弁分電盤
		B 1 電磁弁分電盤
	B 主蒸気隔離弁	A 1 電磁弁分電盤
		B 1 電磁弁分電盤
	C 主蒸気隔離弁	A 1 電磁弁分電盤
		B 1 電磁弁分電盤
	A 主蒸気大気放出弁	A 3 電磁弁分電盤
	B 主蒸気大気放出弁	B 4 電磁弁分電盤
	C 主蒸気大気放出弁	A 3 電磁弁分電盤
	A 加圧器逃がし弁	A 1 電磁弁分電盤
	B 加圧器逃がし弁	B 1 電磁弁分電盤





第 1.1.2 図 原子炉出力抑制（自動）（手動） 概略系統（1 / 2）



第 1.1.2 図 原子炉出力抑制 (自動) (手動) 概略系統 (2 / 2)

(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	20	
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)	2	原子炉手動トリップ操作									
			MGセット電源断 (常用母線440Vしゃ断器開操作)									
			制御棒手動挿入									
	運転員等 (現場)	1	移動									
			MGセット発電機出力側しゃ断器現場開操作									
			原子炉トリップしゃ断器現場開操作									

※ 現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

(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	20	
手順の項目	要員 (数)	▽ 蒸気発生器水位設定値+10秒後										
原子炉出力抑制 (自動)	運転員等 (中央制御室)	1	A TWS緩和設備の作動確認									

(3) 原子炉出力抑制 (手動)

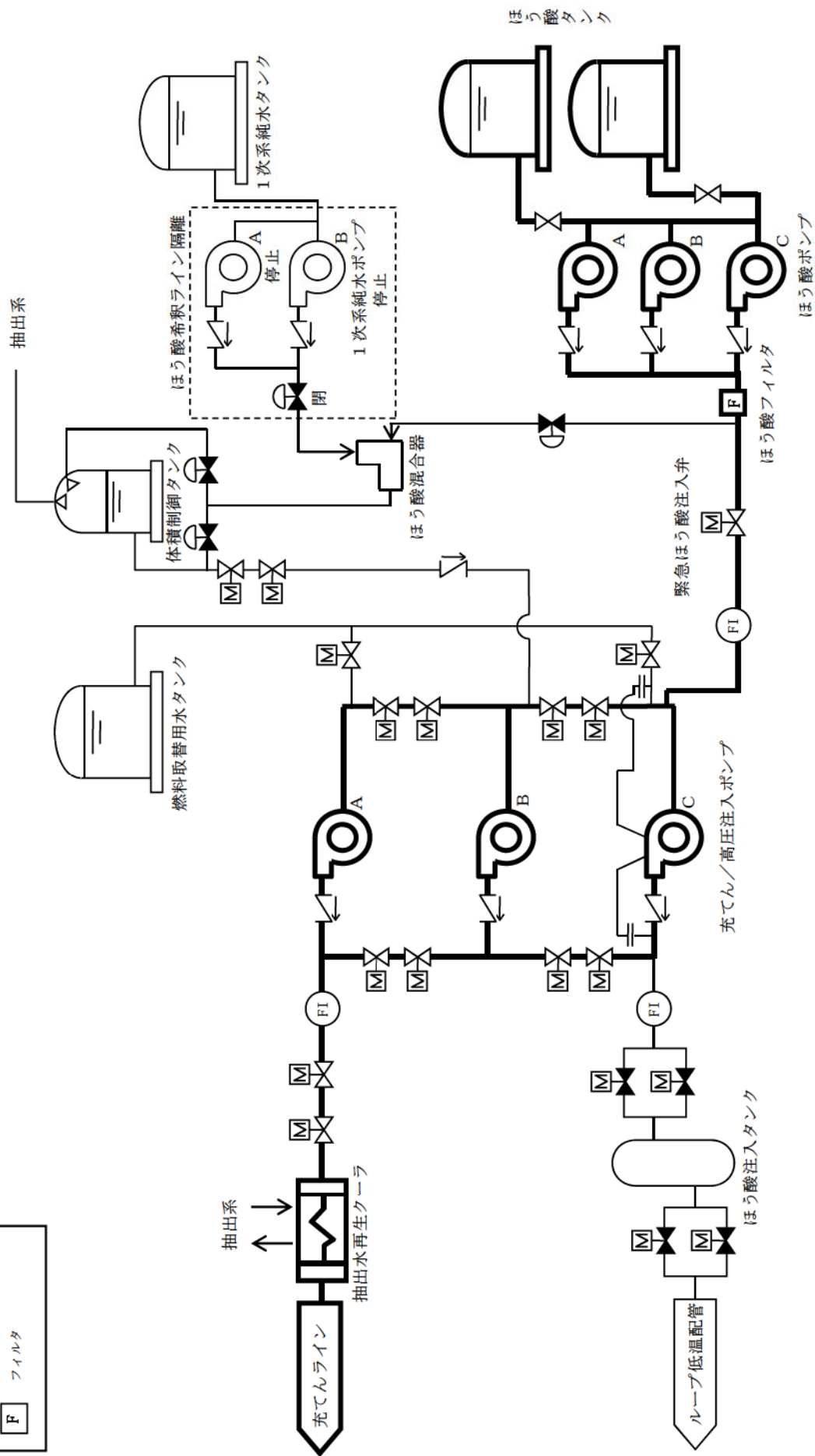
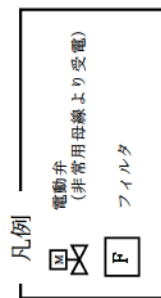
		経過時間 (分)										備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	
手順の項目	要員 (数)	▽ A TWS緩和設備が作動しない場合 かつ原子炉トリップ (中央制御室手動操作) による原子炉緊急停止ができない場合										
原子炉出力抑制 (手動)	運転員等 (中央制御室)	2	タービン手動トリップ操作									
			主蒸気隔離弁閉操作									
			電動及びタービン動補助給水ポンプの手動起動操作									

(4) ほう酸水注入

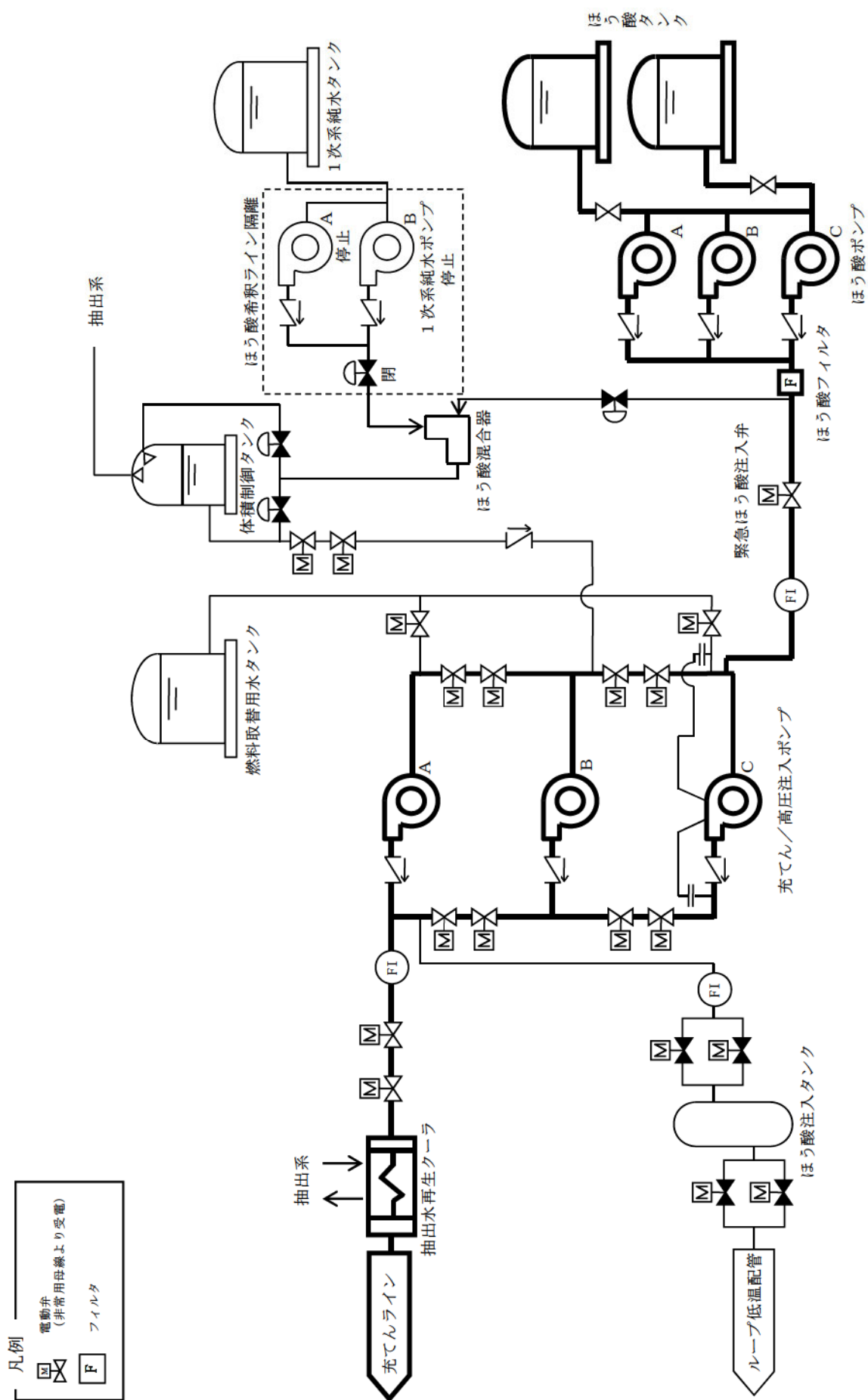
		経過時間 (分)										備考
		2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	
手順の項目	要員 (数)	▽ 手動による原子炉緊急停止の失敗を確認し、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり、 ほう酸タンクの水位が確保されている場合										
ほう酸水注入	運転員等 (中央制御室)	1	系統構成									
			約5分 ほう酸水注入 (緊急ほう酸濃縮) 開始									
			※ほう酸水注入 (緊急ほう酸濃縮)									

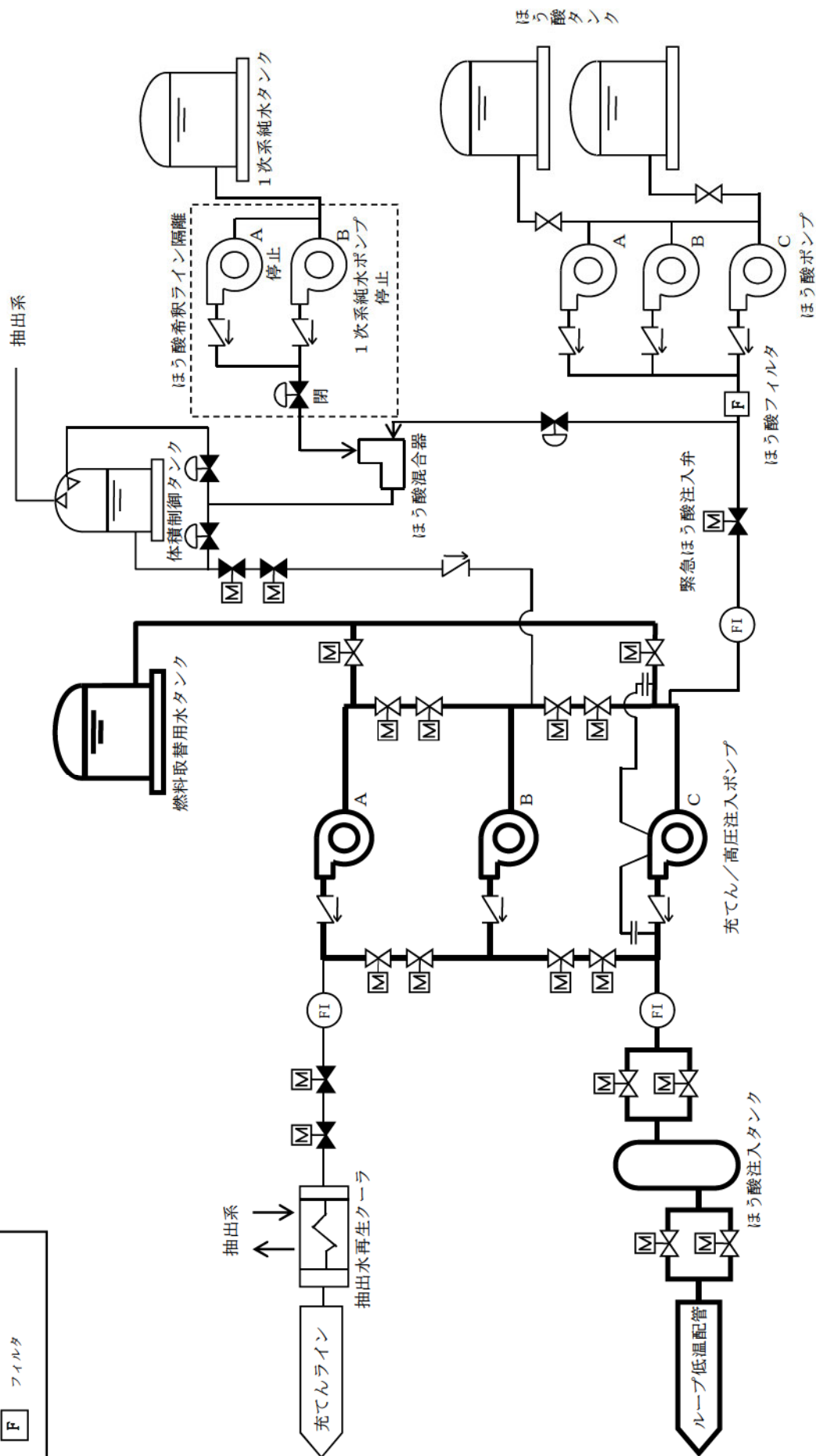
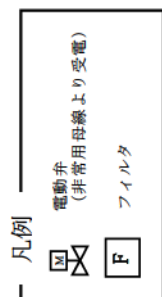
※濃縮時間 (例) : 0ppmから1,750ppmまで濃縮するには約60分を要する。ほう酸タンク : 21,000ppm、緊急ほう酸流量 : 17m³/h

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

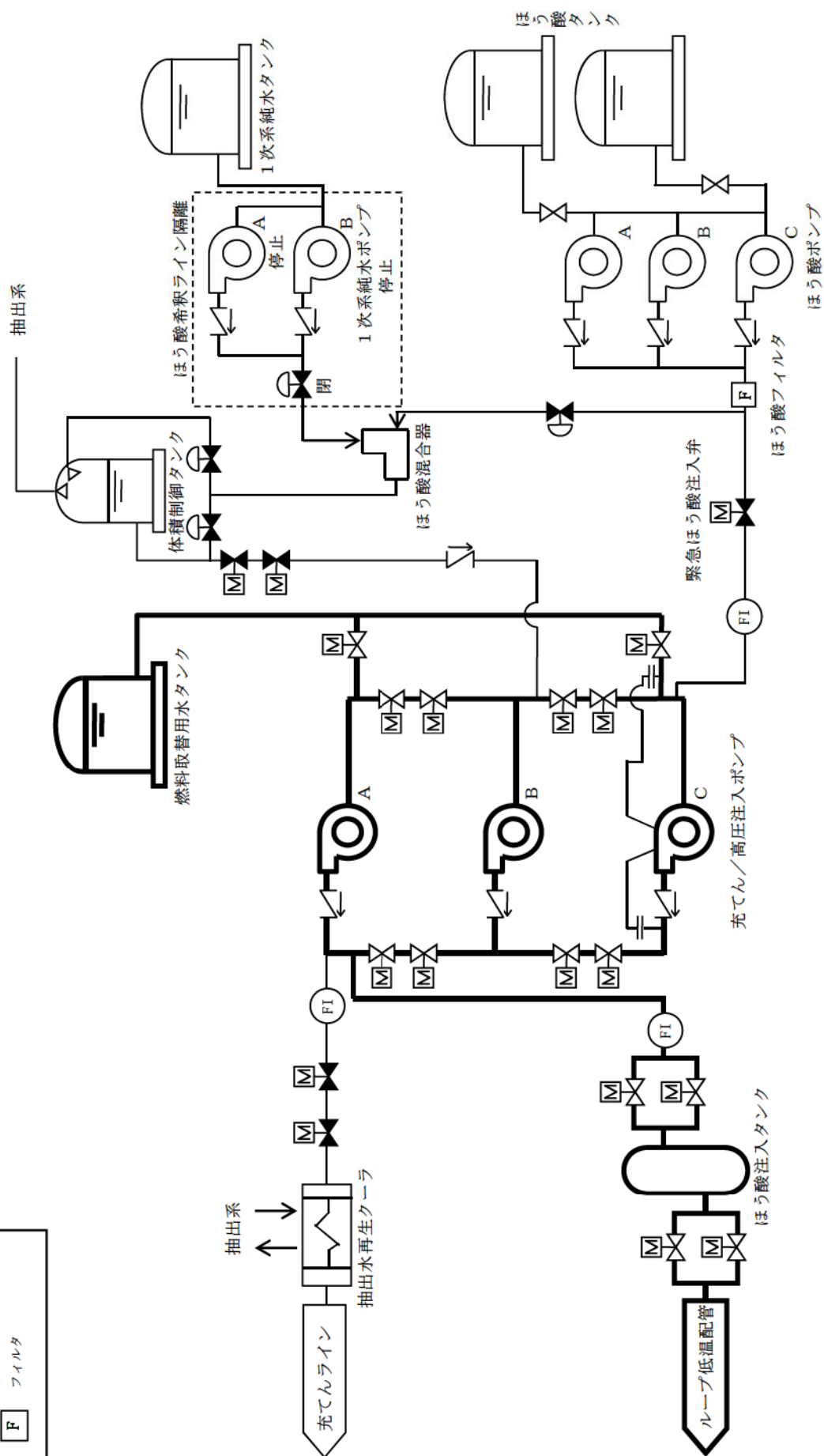
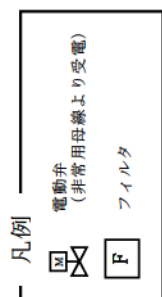


第 1.1.4 図 緊急ほう酸濃縮 (緊急ほう酸濃縮ライン) 概略系統 (1 号炉)

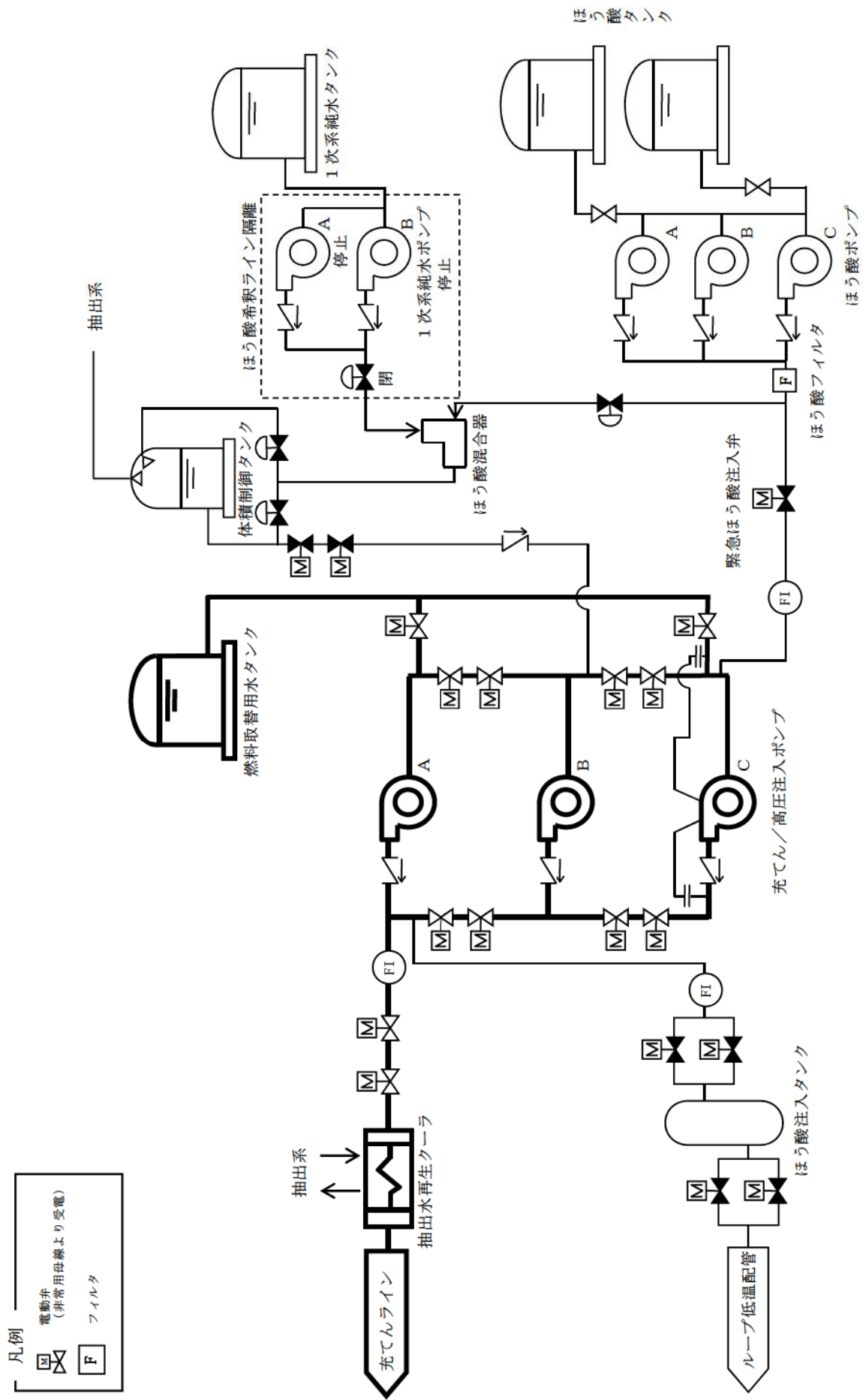




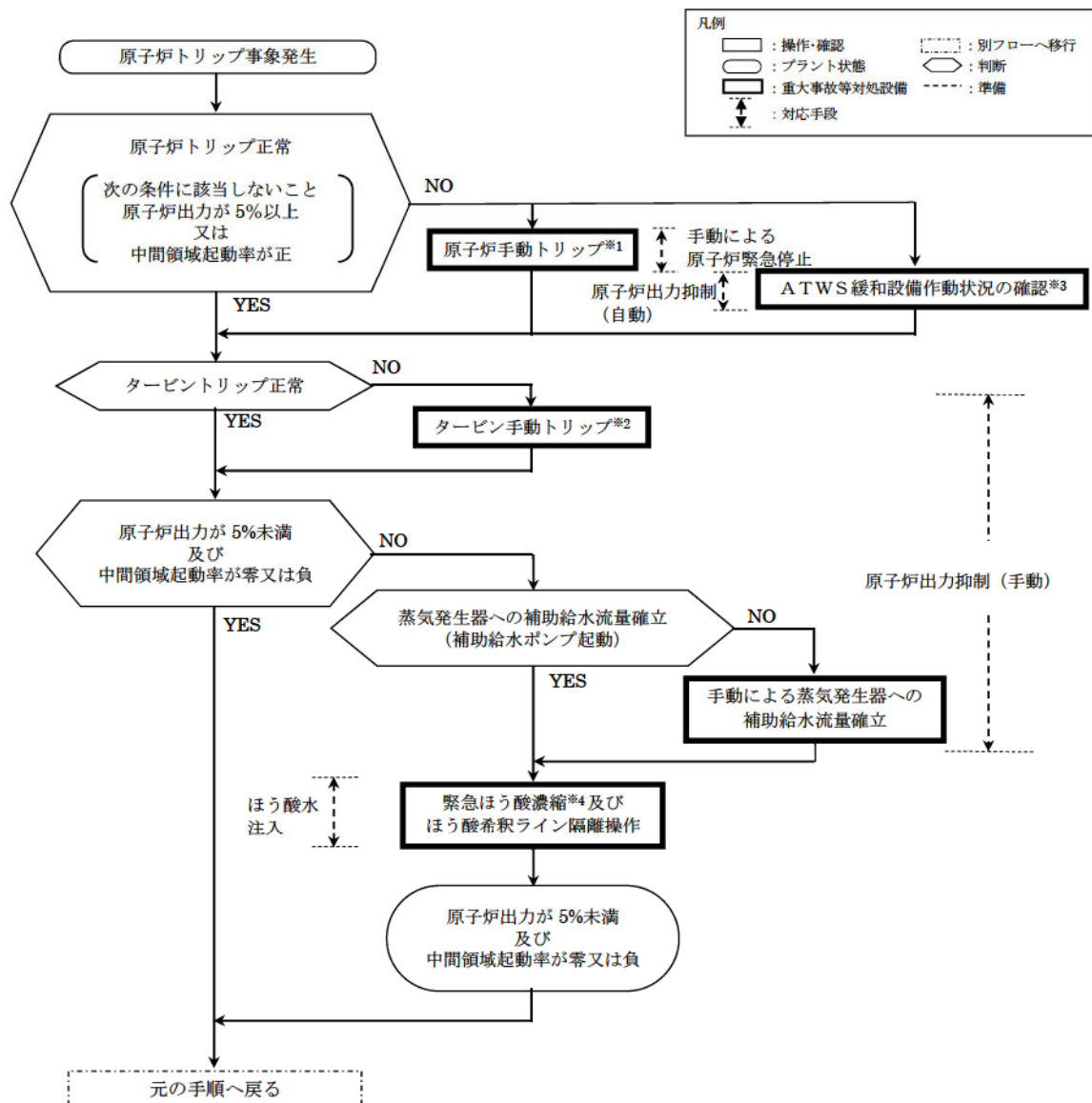
第 1.1.1.5 図 緊急ほう酸濃縮 (安全注入ライン) 概略系統 (1 号炉)



第 1.1.1.5 図 緊急ほう酸濃縮 (安全注入ライン) 概略系統 (2 号炉)



第 1.1.6 図 緊急ほう酸濃縮 (充電んライン) 概略系統 (2 号炉)



※1：手動による原子炉トリップが不可能な場合は、制御棒を手動挿入する。

①MGセット電源（常用母線 440V しや断器操作器）（中央制御盤手動操作）開放

②制御棒挿入（中央制御盤手動操作）

③MGセット電源（発電機出力側しや断器スイッチ）（現場手動操作）開放

④原子炉トリップしや断器スイッチ（現場手動操作）開放

※2：手動によるタービントリップ不能な場合は、主蒸気隔離弁を手動閉とし、主蒸気隔離弁バイパス弁の閉を確認する。

※3：設定値（蒸気発生器水位 9% + 10 秒）

①タービントリップ

②主蒸気隔離

③補助給水ポンプ起動

※4：制御棒の挿入に失敗した場合は、制御棒値を補完するため、燃料取替ほう素濃度までほう酸水注入を継続する。

なお、ほう酸水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、プラントを高温停止に維持し、引き続いて低温停止に移行させるために必要となるほう素濃度を目標にほう酸注入を継続する。

燃料取替ほう素濃度

・2,600ppm 以上のほう素濃度

停止ほう素濃度

・高温停止：停止余裕 1.77% Δk/k 以上を確保できるほう素濃度

・低温停止：停止余裕 1.0% Δk/k 以上を確保できるほう素濃度

第 1.1.7図 原子炉トリップ失敗時の対応手順（フロントライン系機能喪失）

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. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備
 - b. サポート系機能喪失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 フロントライン系機能喪失時の手順等

- (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. 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
 - b. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水
- (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) その他の手順項目にて考慮する手順
- (5) 優先順位

1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等

- (1) 補助給水ポンプの機能回復
 - a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復
 - b. 空冷式非常用発電装置によるタービン動補助給水ポンプの機能回

復（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプへの給電）

c. 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復

(2) 主蒸気大気放出弁の機能回復

a. 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復

b. 窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復

c. 可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復

d. 大容量ポンプを用いたB計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気大気放出弁の機能回復

(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) 補助給水ポンプの動作状況確認

(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（R C I C）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「R C I C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ポンベ等）を用いた弁の操作によりR C I C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、R C I C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) R C I C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（S L C S）又は制御棒駆動機構（C R D）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（以下「原子炉」という。）の冷却機能は、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能である。

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、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が喪失した場合に炉心の著しい損傷を防止するため、蒸気発生器 2 次側による原子炉の冷却機能により原子炉を冷却する必要がある。蒸気発生器 2 次側による原子炉の冷却機能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、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「補助給水ポンプ」という。）、復水タンク並びに主蒸気大気放出弁を設置している。

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の機能喪失を想定し、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する機能喪失に対する対応手段及び重大事故等対処設備を選定する（第1.2.1図）。（以下「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ほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備※1を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十五条及び技術基準規則第六十条（以下「基準規則」という。）の要求機能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機能喪失として、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する設備の機能喪失を想定す

る。また、サポート系の機能喪失として全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失を想定する。

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

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

a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

蒸気発生器 2 次側への注水設備又は蒸気発生器 2 次側の蒸気放出設備の機能喪失により蒸気発生器 2 次側による炉心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原子炉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
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 格納容器サンプ B
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 余熱除去ポンプ
- ・ 余熱除去クーラ

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、常用設備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。

- ・ 主給水ポンプ

- ・ 蒸気発生器水張りポンプ
- ・ 脱気器タンク
- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）
- ・ 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）
- ・ 復水タンク

蒸気発生器 2 次側の蒸気放出設備である主蒸気大気放出弁の機能が喪失した場合は、常用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、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンク、格納容器サンプ B、格納容器再循環サンプスクリーン、余熱除去ポンプ及び余熱除去クーラは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。以上の重大事故等対処設備により、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用するすべての設備が使用できない場合においても、原子炉を冷却できる。また、以下の設備は、それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ 主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ、脱気器タンク

主給水ポンプは耐震性がないものの、常用母線が健全で、2 次冷却系の設備が運転中であり、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。

また、蒸気発生器水張りポンプは耐震性がないものの、常

用母線が健全で、2次冷却系の設備及び脱気器循環ポンプが運転中であり、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。

- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）、蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）、復水タンク

ポンプ吐出圧力が約3.0MPa [gage] であるため、1次冷却材圧力及び1次冷却材温度が低下し、蒸気発生器2次側の圧力が低下しないと使用できないが、補助給水ポンプの代替手段として長期的な事故収束のための蒸気発生器への注水手段として有効である。

- ・ タービンバイパス弁

耐震性がないものの、常用母線及び復水器真空度が健全であれば、主蒸気大気放出弁の代替手段として有効である。

b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

蒸気発生器2次側への注水設備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、タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）による手段又はタービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの使用により、タービン動補助給水ポンプの機能を回復させることで、原子炉の冷却を行う手段がある。

また、電動補助給水ポンプの機能を回復させるため、空冷式非常用発電装置から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（現場手動操作）
- ・ タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）
- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 燃料油貯油そう

- ・ 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ
- ・ タンクローリー

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。

- ・ 空冷式非常用発電装置
- ・ 燃料油貯油そう
- ・ 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ
- ・ タンクローリー

蒸気発生器 2 次側の蒸気放出設備である主蒸気大気放出弁の機能が喪失した場合は、現場での手動操作、窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）、可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）及び制御用空気により主蒸気大気放出弁の機能を回復させることで、原子炉の冷却を行う手段がある。

主蒸気大気放出弁の機能回復に使用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）
- ・ 窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）
- ・ 可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）
- ・ 大容量ポンプ
- ・ B 計器用空気圧縮機（海水冷却）

(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（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

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、空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置用給油ポンプ及びタンクローリーは、いずれも重大事故等対処設

備と位置づける。

主蒸気大気放出弁の機能を回復させる手段に使用する設備のうち、主蒸気大気放出弁（現場手動操作）は、機能回復のため現場において窒素ポンペ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ため、重大事故等対処設備と位置づける。

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

以上の重大事故等対処設備により、全交流動力電源又は常設直流電源系統が喪失しても原子炉を冷却するために必要な設備の機能を回復できる。また以下の設備は、それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ 窒素ポンペ（主蒸気大気放出弁作動用）

窒素ポンペの容量から使用時間に制限があるものの、事象発生時の初動対応である主蒸気大気放出弁（現場手動操作）に対し、中央制御室からの遠隔操作が可能となり、運転員等の負担軽減となる。また、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場合でも対応が可能である。

- ・ 可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）

交流電源の回復までに時間を要するが、事象発生時の初動対応である主蒸気大気放出弁（現場手動操作）に対し、中央制御室からの遠隔操作が可能となり、運転員等の負担軽減となる。また、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場合でも対応が可能である。

- ・ 大容量ポンプ、B計器用空気圧縮機（海水冷却）

全交流動力電源喪失時に、蒸気発生器2次側による炉心冷却が必要となるまでには間に合わないが、中央制御室からの遠隔操作が可能となり、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動作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
- ・ 蒸気発生器広域水位計
- ・ 蒸気発生器狭域水位計
- ・ 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

審査基準の要求により選定した、加圧器水位計、蒸気発生器広域水位計、蒸気発生器狭域水位計、補助給水流量計及び復水タンク水位計は、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

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1.2.2表、第1.2.3表）。

これらの手順は、発電所対策本部長^{※2}、当直課長、運転員等^{※3}及び緊急安全対策要員^{※4}の対応として蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順等に定める（第1.2.1表）。

※2 発電所対策本部長：重大事故等発生時における発電所原子力防災管理者及び代行者をいう。

※3 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち当直課長の指

示に基づき運転対応を実施する要員をいう。

※4 緊急安全対策要員：重大事故等対策要員のうち発電所対策本部長の指示に基づき対応する運転員等以外の要員をいう。

1.2.2 重大事故等時の手順等

1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等

(1) 1次冷却系のフィードアンドブリード

蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水を充てん／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の開操作により原子炉格納容器内部へ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る蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位（蒸気発生器広域水位計指示値が10%未満）になった場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水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。

- ① 当直課長は、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を指示する。
- ② 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台を起動し、低温側安全注入流量等により、原子炉へ注水できていることを確認する。
- ③ 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、すべ

ての加圧器逃がし弁を開操作し全開とする。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／高圧注入ポンプが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。

- ④ 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サンプB水位を確認し、再循環切替水位になれば再循環運転に切り替える。

【蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合：④より】

- ⑤ 運転員等は、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合、中央制御室で蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、1次冷却材温度等により原子炉の冷却状態を確認する。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室でアキュムレータの注入状態を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アキュムレータ出口弁を閉操作する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室でいずれかの蒸気発生器において蒸気発生器狭域水位が0%以上に回復したことを確認した場合、すべての加圧器逃がし弁を閉操作し、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。
- ⑧ 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。
- ⑨ 運転員等は、余熱除去運転のため、中央制御室で1次冷却材温度等にて、1次冷却材温度177℃以下、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。

【余熱除去系が使用可能の場合（蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合）：⑨より】

- ⑩ 運転員等は、余熱除去系が健全である場合、中央制御室で余熱除去系による原子炉の冷却操作を開始する。
- ⑪ 運転員等は、中央制御室で余熱除去系による原子炉の冷却が開始

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。

- ⑫ 運転員等は、中央制御室で余熱除去系による原子炉の冷却状態を 1 次冷却材温度等により確認し、低温停止とする。

【余熱除去系が使用不能の場合（蒸気発生器 2 次側による原子炉の冷却機能が回復した場合）：⑨より】

- ⑩ 運転員等は、余熱除去系が使用できない場合、中央制御室で蒸気発生器 2 次側による炉心冷却により冷却の効果がなくなるまで継続する。
- ⑪ 運転員等は、中央制御室及び現場で蒸気発生器 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。
- ⑫ 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る原子炉の冷却状態を 1 次冷却材温度等により確認し、低温停止状態とする。

【蒸気発生器 2 次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合：④より】

- ⑤ 運転員等は、余熱除去運転のため、中央制御室で 1 次冷却材温度等にて、1 次冷却材温度 177℃ 以下、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し、使用準備を行う。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で余熱除去系による原子炉の冷却が可能であることを確認した場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始する。
余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は蒸気発生器 2 次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで、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を継続する。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室でアキュムレータの注入状態を 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アキュムレータ出口弁を閉操作する。

- ⑧ 運転員等は、中央制御室で余熱除去系による原子炉の冷却が開始されたことを確認し、すべての加圧器逃がし弁を閉操作し、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。
- ⑨ 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。
- ⑩ 運転員等は、中央制御室で余熱除去系による原子炉の冷却状態を1次冷却材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

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名により実施する。補助給水ポンプの故障等を踏まえて蒸気発生器水位、圧力を継続的に監視、すべ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。

なお、蒸気発生器広域水位計は、定期検査での蒸気発生器の水張り時における水位を確認することを主目的としており、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、蒸気の密度が異なるため広域水位は実水位と異なる指示値を示すこととなるが、蒸気発生器がドライアウトとならない水位として、計器校正の誤差に余裕をもった広域水位が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。

(2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

a. 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、脱気器タンク水を常用設備である主給水ポンプ又は蒸気発生器水張り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

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

(b) 操作手順

主給水ポンプによる蒸気発生器への注水は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。蒸気発生器水張り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1.2.3図に、タイムチャートを第1.2.4図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に、蒸気発生器水張りポンプによる注水を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室及び現場で系統構成を実施し、脱気器循環ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプを起動する。
- ③ 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器水張り制御弁を開操作し、蒸気発生器への注水を開始する。
- ④ 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、主蒸気大気放出弁又はタービンバイパス弁を開操作し蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。
- ⑤ 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。

(c) 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名、現場にて1ユニット当たり運転員等1名により作業を実施し、所要時間は約20分と想定する。

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

る。

b. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）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、さらに主給水ポンプ及び蒸気発生器水張りポンプが使用できない場合に蒸気発生器圧力が約3.0MPa〔gage〕まで低下している場合、復水タンク水を蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）により蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

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

(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及び蒸気発生器への注水が喪失した場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）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1.2.5図に、タイムチャートを第1.2.6図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき発電所対策本部長へ蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水準備と系統構成を指示する。
- ② 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水準備と系統構成を指示する。
- ③ 緊急安全対策要員は、現場で蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）及び蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）の免震架台の固定治具取付け及び出入口管を接続する。

- ④ 緊急安全対策要員は、現場で蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の出口ラインと補助給水系統供給管台の接続を行う。
- ⑤ 緊急安全対策要員は、現場で蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）及び蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）による注水のための系統構成を実施する。
- ⑥ 緊急安全対策要員は、現場で蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）給水ラインの水張り及びベンディングを実施する。
- ⑦ 発電所対策本部長は、当直課長へ蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水準備が完了したことを報告する。
- ⑧ 当直課長は、発電所対策本部長へ蒸気発生器への注水が可能となり、その他の蒸気発生器への注水手段が喪失していれば注水開始を指示する。また、運転員等へ中央制御室で蒸気発生器水位等の監視を指示する。
- ⑨ 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に、蒸気発生器への注水開始を指示する。
- ⑩ 緊急安全対策要員は、現場で蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）及び蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）の電源を入とする。
- ⑪ 緊急安全対策要員は、現場で蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）を起動する。
- ⑫ 緊急安全対策要員は、現場で蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の水張り及びベンディングを実施する。
- ⑬ 緊急安全対策要員は、現場で蒸気発生器消火水補給第1、2止め弁を開操作する。
- ⑭ 緊急安全対策要員は、現場で蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）を起動する。
- ⑮ 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器水位の上昇や補助給水流量等により、蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）及び蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）の運転状態に異常がな

いことを確認する。

- ⑯ 運転員等は、中央制御室で蒸気発生器水位により蒸気発生器 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ため、現場にて蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）出口ラインに設置された手動弁の開度を調整して蒸気発生器水位を調整する。
- ⑰ 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、主蒸気大気放出弁又はタービンバイパス弁を開操作し蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。
- ⑱ 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。

(c) 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名、現場にて1ユニット当たり緊急安全対策要員4名により作業を実施し、所要時間は約97分と想定する。

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

(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等による 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、主蒸気大気放出弁の現場での開操作も可能であることから、その機能がすべ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。

a. タービンバイパス弁による蒸気放出

主蒸気大気放出弁による蒸気発生器からの蒸気放出ができない場

合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、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

主蒸気大気放出弁による蒸気放出が蒸気発生器圧力等にて確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2次冷却系の設備が運転中であり復水器真空度が維持されている場合。

(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」のうち、1.3.2.1(3)b.「タービンバイパス弁による蒸気放出」にて整備する。

(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時の補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.1「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給に係る手順等」、1.13.2.2「炉心注水のための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給に係る手順等」にて整備する。

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

(5) 優先順位

フロントライン系の機能喪失時に、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において原子炉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機能が喪失した場合は、多様性拡張設備である主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ及び蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水を行う。

操作の容易性から主給水ポンプを優先し、主給水ポンプが使用できなければ蒸気発生器水張りポンプを使用する。

蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）は使用準備に時間を要することから、補助給水ポンプによる注水手段を失った場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ蒸気発生器に注水を行う。

蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）における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大気放出弁を使用する。主蒸気大気放出弁が機能喪失した場合は、タービンバイパス弁を使用する。

上記手段による蒸気発生器２次側による炉心冷却による原子炉の冷却を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁の開操作による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1.2.7図に示す。

1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等

(1) 補助給水ポンプの機能回復

常設直流電源系統喪失時により、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「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タービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動する手順を整備する。

また、全交流動力電源喪失時でかつ、常設直流電源系統が健全な場合は、空冷式非常用発電装置からの給電により交流動力電源を確保し、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの起動及びタービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作により、タービン動補助給水ポンプを起動する手順を整備する。

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、空冷式非常用発電装置により交流動力電源を確保し、電動補助給水ポンプを起動する手順を整備する。

- a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復

非常用油ポンプの機能が喪失した場合、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又は復水タンクへの補給により水源を確保し、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原子炉の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大気放出弁及びタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。

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

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源系統喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、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、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

タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの起動手順は以下のとおり。概略系統を第1.2.8図に、タイムチャートを第1.2.9図に示す。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に、現場手動操作によるタービン動補助給水ポンプの起動操作を指示する。
- ② 運転員等は、現場でタービン動補助給水ポンプの起動前点検及び系統構成を実施する。また、タービン動補助給水ポンプ主蒸気止め弁の開を確認する。
- ③ 運転員等は、現場でタービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を専用工具により押し上げる。
- ④ 運転員等は、現場でタービン動補助給水ポンプ起動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。
- ⑤ 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し、専用工具を取り外す。
- ⑥ 運転員等は、中央制御室で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流量制御弁後弁を手動により操作し蒸気発生器水位を調整する。
- ⑦ 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、中央制御室又は現場で主蒸気大気放出弁により蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。
- ⑧ 運転員等は、中央制御室で1次冷却材温度等により原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名、現場にて1ユニット当たり運転員等2名により作業を実施し、所要時間は、

約34分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。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、運転員等は通話装置を用いることで、中央制御室と連絡する。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、タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を押し上げる単純な操作で、タービン動補助給水ポンプ起動弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。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. 空冷式非常用発電装置によるタービン動補助給水ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプへの給電）

全交流動力電源が喪失した場合でかつ、常設直流電源系統が健全な場合に、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、タービン動補助給水ポンプ付き補助油ポンプの起動及びタービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作により、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又は復水タンクへの補給により水源を確保し、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原子炉の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大気放出弁及びタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。

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

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、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、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

タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの運転操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

c. 空冷式非常用発電装置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、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、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又は復水タンクへの補給により水源を確保し、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原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

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

(a) 手順着手の判断基準

空冷式非常用発電装置により非常用母線が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、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、電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

電動補助給水ポンプは、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(2) 主蒸気大気放出弁の機能回復

制御用空気が喪失すれば、主蒸気大気放出弁は駆動源喪失により閉となる構造であるため中央制御室からの遠隔による開操作ができなくなる。

これらの駆動源が喪失した場合、主蒸気大気放出弁の機能を回復させ、原子炉の冷却を行う手順を整備する。

a. 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復

主蒸気大気放出弁は、駆動源喪失時に閉となる構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉とな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、現場で手動により、専用工具を用いて主蒸気大気放出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行う手順を整備する。

主蒸気大気放出弁による蒸気放出を行う場合、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、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気大気放出弁の操作は行わない。

なお、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際の現場操作時は状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。

(a) 手順着手の判断基準

主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失し、中央制御室からの開操作ができないことを蒸気発生器圧力等にて確認した場合に、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」のうち、1.3.2.2(2)a.「主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。

b. 窒素ポンベ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復

制御用空気が喪失した場合、窒素ポンベ（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気大気放出弁を操作する手順を整備する。

この手順は、主蒸気大気放出弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、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場合でも対応が可能である。

なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気大気放出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を防止できる。

(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、主蒸気大気放出弁（現場手動操作）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」のうち、1.3.2.2(2)b.「窒素ポンベ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。

c. 可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復

制御用空気が喪失した場合、可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し、主蒸気大気放出弁を操作する手順を整備する。

この手順は、主蒸気大気放出弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。また、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場合でも対応が可能である。

(a) 手順着手の判断基準

窒素ポンベ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復ができない場合に、主蒸気大気放出弁を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」のうち、1.3.2.2(2)c.「可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。

d. 大容量ポンプを用いたB計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気大気放出弁の機能回復

全交流動力電源が喪失した場合、大容量ポンプを用いてB計器用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、主蒸気大気放出弁の機能を回復する手順を整備する。

この手順は、主蒸気大気放出弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、運転員等の負担軽減を図る。

なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気大気放出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を防止できる。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気喪失時に主蒸気大気放出弁を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」のうち、1.3.2.2(2)d. 「大容量ポンプを用いたB計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気大気放出弁の機能回復」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」のうち、1.13.2.1「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び復水タンクへの供給に係る手順等」にて整備する。

空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。

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

(4) 優先順位

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、サポート系機能喪失時に、原子炉の冷却機能が喪失した場合の冷却手段として、以上の手段を用いて炉心の著しい損傷を防止する。これらの冷却手段の優先順

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、常設直流電源系統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（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）にてタービン動補助給水ポンプ起動操作を行う。

なお、常設直流電源系統が健全な場合でかつ、空冷式非常用発電装置からの給電により非常用母線が復旧すれば、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの起動及びタービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作による、タービン動補助給水ポンプ起動操作を行い蒸気発生器 2 次側へ注水を行う。

空冷式非常用発電装置からの給電により非常用母線が復旧すれば、電動補助給水ポンプの運転が可能となるが、空冷式非常用発電装置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、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。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、主蒸気大気放出弁を現場で手動により、専用工具を用いて開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気大気放出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、タービン動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。

主蒸気大気放出弁による 2 次冷却系からの除熱は、現場で手動による、専用工具を用いた主蒸気大気放出弁の開操作により行う。また、その後制御用空気の喪失が継続する場合に、主蒸気大気放出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（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の開操作を行う。乾燥空気に条件に近い窒素ポンベ（主蒸気大気放出弁作動用）による窒素供給操作ができない場合は、可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）による空気供給操作を行う。なお、長期的に中央制御室からの遠隔操作が必要でかつ大

容量ポンプによるB計器用空気圧縮機（海水冷却）が運転可能となった場合は、制御用空気系を回復し主蒸気大気放出弁の開操作を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.2.10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が健全であれば空冷式非常用発電装置等により非常用母線への給電を確認し起動する。その手順は 1.2.2.2(1)c.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及び復水タンクへの補給により水源を確保し、余熱除去系による原子炉の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及び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機能喪失又は計測範囲（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。

加圧器水位及び蒸気発生器水位の監視又は推定の手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(2) 補助給水ポンプの動作状況確認

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動作状況を補助給水流量計、復水タンク水位計及び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、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

補助給水ポンプの動作状況確認手順は以下のとおり。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に、補助給水ポンプの動作状況確認を指示する。
- ② 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。
- ③ 運転員等は、現場及び中央制御室で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

上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名、現場にて1ユニット当たり運転員等1名により作業を実施する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。補助給水ポンプの起動により騒音が発生するが、運転員等は通話装置を用いることで、中央制御室と連絡する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(3) 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恒設代替低圧注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合、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恒設代替低圧注水ポンプ等により原子炉へ注水し、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」のうち、1.4.2.1(1)a.(b)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水」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、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、「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.1(3)「蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）」及び1.2.2.1(2)b.、1.2.2.2(1)a.にて整備する。

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

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」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

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（1／2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 ^{※7}	整備する手順書	手順の分類
フロントライン系機能喪失時	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水タンク ^{※2} 又は主蒸気大気放弁	フィードアンドブリード 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 ^{※5}	a,b	1次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却の手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			加圧器逃がし弁 ^{※5}			
			燃料取替用水タンク			
			格納容器サンプB			
			格納容器再循環サンプスクリーン			
			余熱除去ポンプ ^{※5※6}			
			余熱除去クーラ ^{※6}			
	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は復水タンク ^{※2}	蒸気発生器 ² 次側による炉心冷却（注水）	主給水ポンプ	多様性拡張設備	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			蒸気発生器水張りポンプ		蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			脱気器タンク		蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動） ^{※4}		蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプによる蒸気発生器への注水のための手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{※1}
			蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動） ^{※4}		蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			復水タンク		蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
	主蒸気大気放弁	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 ^{※3}		蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書

※1：「高浜発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2：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：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：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ラインにより排水を行う。

※5：ディーゼル発電機等により給電する。

※6：1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操作に使用する。

※7：重大事故等対策において用いる設備の分類

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

第 1.2.1 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（2 / 2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 ^{※9}	整備する手順書	手順の分類	
サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 全交流動力電源 又は 直流電源	補助給水ポンプの機能回復 ^{※5}	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）	a	補助給水ポンプ機能回復の手順	炉心の著しい損傷及び 格納容器破損を防止する運転手順書	
			タービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）				
	電動補助給水ポンプ 全交流動力電源 又は タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ		空冷式非常用発電装置 ^{※6}	a	全交流動力電源喪失時の対応手順 空冷式非常用発電装置燃料補給の手順	炉心の著しい損傷及び 格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{※1}	
			燃料油貯油そう ^{※7}				
			空冷式非常用発電装置用給油ポンプ ^{※7}				
			タンクローリー ^{※7}				
	主蒸気大気放出弁 全交流動力電源（制御用空気） 又は 直流電源	主蒸気大気放出弁の機能回復	主蒸気大気放出弁（現場手動操作） ^{※3}	a,b	主蒸気大気放出弁機能回復の手順	炉心の著しい損傷及び 格納容器破損を防止する運転手順書	
			窒素ポンベ（主蒸気大気放出弁作動用） ^{※3}	多様性拡張設備			
			可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用） ^{※3}		主蒸気大気放出弁機能回復の手順 大容量ポンプによる原子炉補機冷却系通水の手順	炉心の著しい損傷及び 格納容器破損を防止する運転手順書 S A所達 ^{※1}	
			大容量ポンプ ^{※8}				
			B計器用空気圧縮機（海水冷却）				
—	—	及び監視制御	加圧器水位計 ^{※2※4} 蒸気発生器広域水位計 ^{※2※3} 蒸気発生器狭域水位計 ^{※2※3} 補助給水流量計 ^{※2} 復水タンク水位計 ^{※2}	重大事故等 対処設備	a,b	全交流動力電源喪失時の対応手順	炉心の著しい損傷及び 格納容器破損を防止する運転手順書

※1：「高浜発電所 重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達」

※2：直流電源系統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。

※3：手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。

※4：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：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ラインにより排水を行う。

※6：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※7：空冷式非常用発電装置の燃料補給に使用する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

※8：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。

※9：重大事故等対策において用いる設備の分類

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

第1.2.2表 重大事故等対処に係る監視計器（1号炉）

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（1／7）

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
1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(1) 1次冷却系のフィードアンドブリード	判断基準	最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器広域水位計 ・ 補助給水流量計
		水源の確保	・ 燃料取替用水タンク水位計
		信号	・ 安全注入作動警報
	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水位	・ 加圧器水位計 ・ サブクール度
		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 ・ 格納容器広域圧力計
		最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器広域水位計 ・ 蒸気発生器狭域水位計 ・ 補助給水流量計
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器サンプルB広域水位計
		原子炉圧力容器内への注水量	・ 低温側安全注入流量計 ・ アキュムレータ水位計 ・ 余熱除去クーラ出口流量計
		水源の確保	・ 燃料取替用水タンク水位計

監視計器一覧（２／７）

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
1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）			
a. 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	判断基準	電源	・ 4－1 C 1、C 2、D 母線電圧計
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
			・ 補助給水流量計
	水源の確保	・ 脱気器水位計	
	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）
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
水源の確保	・ 脱気器水位計		
b. 蒸気発生器補給用仮設中圧 ポンプ（電動）による蒸気 発生器への注水	判断基準	最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
			・ 蒸気発生器主給水流量計
			・ 補助給水流量計
	水源の確保	・ 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）
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
水源の確保	・ 復水タンク水位計		
(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	・ 4－1 C 1、C 2、D 母線電圧計
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
	・ 復水器真空度計		
	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」のうち、1.3.2.1(3)b.「タービンバイパス弁による蒸気放出」にて整備する。	

監視計器一覧（３／７）

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
1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等		
(1) 補助給水ポンプの機能回復		
a. タービン動補助給水ポンプ (現場手動操作) 及びタービン 動補助給水ポンプ起動弁(現場 手動操作) 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
		・ A、B 直流き電盤出力電圧計
		最終ヒートシンク の確保
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
		・ 補助給水流量計
		水源の確保
		・ 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)
		最終ヒートシンク の確保
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
		・ 補助給水流量計
		水源の確保
		・ 復水タンク水位計
b. 空冷式非常用発電装置による タービン動補助給水ポンプの 機能回復 (タービン動補助給水 ポンプ補助油ポンプへの給電)	判断基準	電源
		・ 4-1 A、B、C 1、C 2、D 母 線電圧計 ・ 空冷式非常用発電装置電力計、周 波数計
		最終ヒートシンク の確保
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
		・ 補助給水流量計
		水源の確保
		・ 復水タンク水位計
	操作	—
c. 空冷式非常用発電装置による 電動補助給水ポンプの機能回 復	判断基準	電源
		・ 4-1 A、B、C 1、C 2、D 母 線電圧計 ・ 空冷式非常用発電装置電力計、周 波数計
		最終ヒートシンク の確保
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
		・ 補助給水流量計
		水源の確保
		・ 復水タンク水位計
	操作	—

監視計器一覧（４／７）

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
1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (2) 主蒸気大気放出弁の機能回復		
a.主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	判断基準	補機監視機能
		・ A、B 計器用空気ヘッダ圧力計
		最終ヒートシンクの確保
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
	操作	・ 補助給水流量計
		「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2)a.「主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。
b. 窒素ポンペ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	判断基準	補機監視機能
		・ A、B 計器用空気ヘッダ圧力計
		最終ヒートシンクの確保
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
	操作	・ 補助給水流量計
		「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2 (2)b.「窒素ポンペ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。
c. 可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	判断基準	補機監視機能
		・ A、B 計器用空気ヘッダ圧力計
		最終ヒートシンクの確保
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
	操作	・ 補助給水流量計
		「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2 (2)c.「可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。

監視計器一覧（５／７）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (2) 主蒸気大気放出弁の機能回復		
d. 大容量ポンプを用いた B 計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気大気放出弁の 機能回復	判 断 基 準	補機監視機能
		・ A、B 計器用空気ヘッド圧力計
		最終ヒートシンク の確保
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 蒸気発生器広域水位計
	操 作	・ 蒸気発生器狭域水位計
		・ 補助給水流量計
		「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2)d. 「大容量ポンプを用いたB 計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。

監視計器一覧（6／7）

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
1.2.2.4 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」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。	
	操作	「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。	
(2) 補助給水ポンプの動作状況 確認	判断基準	最終ヒートシンクの確保	・蒸気発生器広域水位計
			・蒸気発生器狭域水位計
	操作	最終ヒートシンクの確保	・補助給水流量計
			・蒸気発生器広域水位計
			・蒸気発生器狭域水位計
		水源の確保	・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	・4－1 A、B、C 1、C 2、D 母線電圧計
		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
		原子炉圧力容器内への注水量	・B 余熱除去クーラ出口流量計
			・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算計
	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」のうち、1.4.2.1(1)a.(b)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水」にて整備する。	

監視計器一覧（7／7）

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
1.2.2.4 監視及び制御			
(4) 蒸気発生器水位の制御	判断基準	電源	・ 4－1 A、B、C 1、C 2、D 母線電圧計
		最終ヒートシンクの確保	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
			・ 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）	
	操作	「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.1(3)「蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）」及び1.2.2.1(2)b、1.2.2.2(1)a.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（2号炉）

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（1／7）

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
1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(1) 1次冷却系のフィードアンドブリード	判断基準	最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器広域水位計 ・ 補助給水流量計
		水源の確保	・ 燃料取替用水タンク水位計
		信号	・ 安全注入作動警報
	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水位	・ 加圧器水位計 ・ サブクール度
		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 ・ 格納容器広域圧力計
		最終ヒートシンクの確保	・ 蒸気発生器広域水位計 ・ 蒸気発生器狭域水位計 ・ 補助給水流量計
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器サンプルB広域水位計
		原子炉圧力容器内への注水量	・ 低温側安全注入流量計 ・ アキュムレータ水位計 ・ 余熱除去クーラ出口流量計
		水源の確保	・ 燃料取替用水タンク水位計

監視計器一覧（２／７）

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
1.2.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）			
a. 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	判断基準	電源	・ 4－2 C 1、C 2、D 母線電圧計
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
			・ 補助給水流量計
	水源の確保	・ 脱気器水位計	
	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）
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
水源の確保	・ 脱気器水位計		
b. 蒸気発生器補給用仮設中圧 ポンプ（電動）による蒸気 発生器への注水	判断基準	最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
			・ 蒸気発生器主給水流量計
			・ 補助給水流量計
	水源の確保	・ 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）
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
水源の確保	・ 復水タンク水位計		
(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	・ 4－2 C 1、C 2、D 母線電圧計
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
	・ 復水器真空度計		
	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」のうち、1.3.2.1(3)b.「タービンバイパス弁による蒸気放出」にて整備する。	

監視計器一覧（３／７）

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
1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (1) 補助給水ポンプの機能回復		
a. タービン動補助給水ポンプ (現場手動操作) 及びタービン 動補助給水ポンプ起動弁(現場 手動操作) 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
		・ A、B 直流き電盤出力電圧計
		最終ヒートシンク の確保
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
		・ 補助給水流量計
		水源の確保
		・ 復水タンク水位計
b. 空冷式非常用発電装置による タービン動補助給水ポンプの 機能回復(タービン動補助給水 ポンプ補助油ポンプへの給電)	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)
		最終ヒートシンク の確保
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
		・ 補助給水流量計
		水源の確保
		・ 復水タンク水位計
c. 空冷式非常用発電装置による 電動補助給水ポンプの機能回 復	判断基準	電源
		・ 4－2 A、B、C 1、C 2、D 母 線電圧計 ・ 空冷式非常用発電装置電力計、周 波数計
		最終ヒートシンク の確保
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
		・ 補助給水流量計
		水源の確保
		・ 復水タンク水位計
	操作	—
		—
	判断基準	電源
		・ 4－2 A、B、C 1、C 2、D 母 線電圧計 ・ 空冷式非常用発電装置電力計、周 波数計
		最終ヒートシンク の確保
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
		・ 補助給水流量計
		水源の確保
		・ 復水タンク水位計
	操作	—
		—

監視計器一覧（４／７）

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
1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (2) 主蒸気大気放出弁の機能回復		
a. 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	判断基準	補機監視機能
		・ A、B 計器用空気ヘッダ圧力計
		最終ヒートシンクの確保
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
	操作	・ 補助給水流量計
		「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2)a.「主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。
b. 窒素ポンペ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	判断基準	補機監視機能
		・ A、B 計器用空気ヘッダ圧力計
		最終ヒートシンクの確保
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
	操作	・ 補助給水流量計
		「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2 (2)b.「窒素ポンペ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。
c. 可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復	判断基準	補機監視機能
		・ A、B 計器用空気ヘッダ圧力計
		最終ヒートシンクの確保
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
	操作	・ 補助給水流量計
		「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2 (2)c.「可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。

監視計器一覧（5／7）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.2.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (2) 主蒸気大気放出弁の機能回復		
d. 大容量ポンプを用いた B 計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気大気放出弁の 機能回復	判 断 基 準	補機監視機能
		・ A、B 計器用空気ヘッド圧力計
		最終ヒートシンク の確保
		・ 主蒸気ライン圧力計
		・ 蒸気発生器広域水位計
		・ 蒸気発生器狭域水位計
		・ 補助給水流量計
		「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.2(2)d. 「大容量ポンプを用いたB 計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気大気放出弁の機能回復」にて整備する。

監視計器一覧（6／7）

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
1.2.2.4 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」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。	
	操作	「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。	
(2) 補助給水ポンプの動作状況 確認	判断基準	最終ヒートシンクの確保	・蒸気発生器広域水位計
			・蒸気発生器狭域水位計
	操作	最終ヒートシンクの確保	・補助給水流量計
			・蒸気発生器広域水位計
			・蒸気発生器狭域水位計
		水源の確保	・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	・4－2 A、B、C 1、C 2、D 母線電圧計
		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
		原子炉圧力容器内への注水量	・B 余熱除去クーラ出口流量計
			・恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算計
	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」のうち、1.4.2.1(1)a.(b)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水」にて整備する。	

監視計器一覧（7／7）

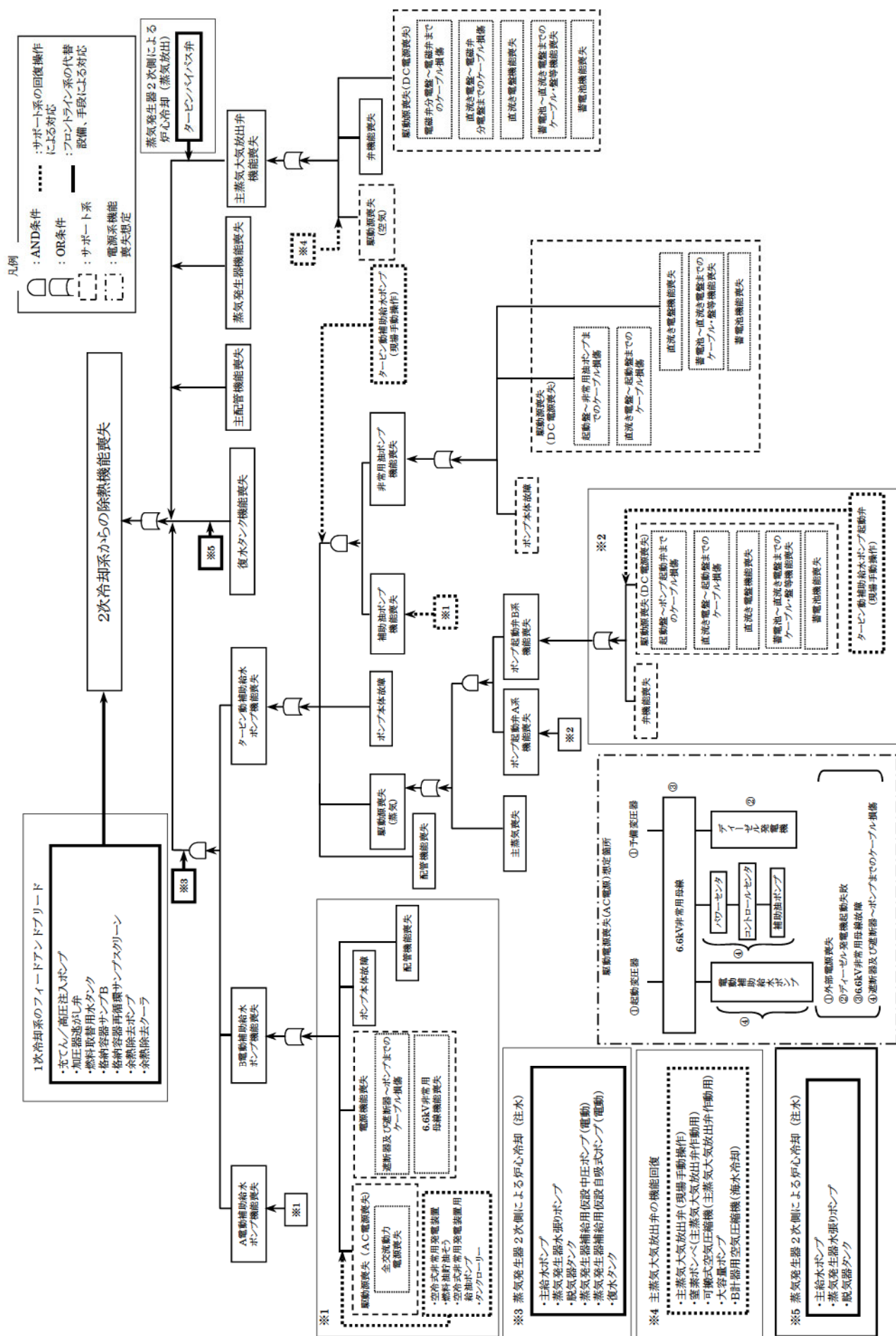
対応手段		重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器
1.2.2.4 監視及び制御			
(4) 蒸気発生器水位の制御	判断基準	電源	・ 4－2 A、B、C 1、C 2、D 母線電圧計
		最終ヒートシンクの確保	・ 主蒸気ライン圧力計
			・ 蒸気発生器広域水位計
			・ 蒸気発生器狭域水位計
			・ 補助給水流量計
	原子炉圧力容器内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）	
		・ 1 次冷却材低温側温度計（広域）	
	操作	「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」のうち、1.3.2.1(3)「蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）」及び1.2.2.1(2)b、1.2.2.2(1)a.にて整備する。	

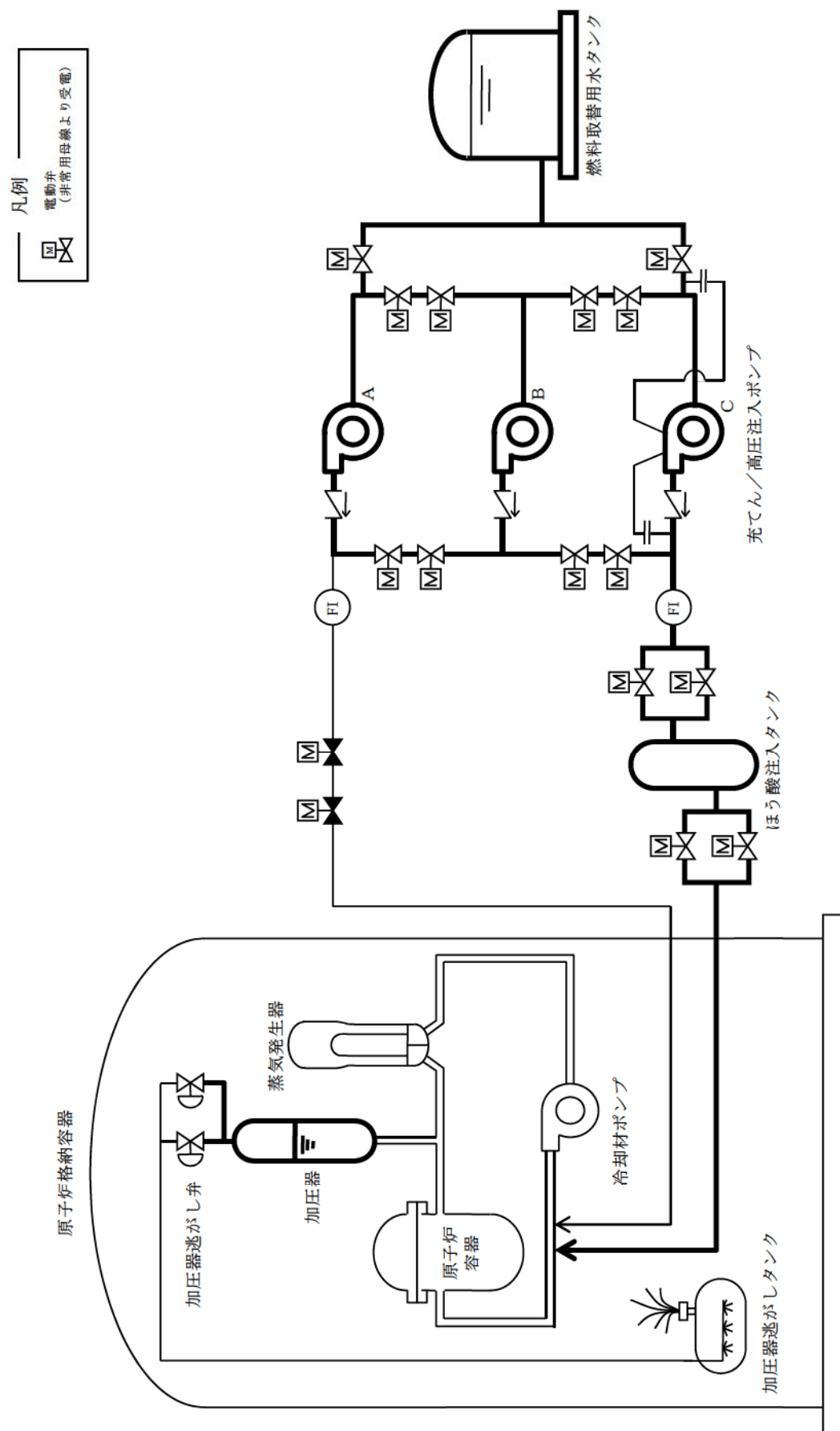
第1.2.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（1号炉）

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	4－1 A 非常用高圧母線
	C 1 充てん／高圧注入ポンプ	
	C 2 充てん／高圧注入ポンプ	4－1 B 非常用高圧母線
	B 充てん／高圧注入ポンプ	
	A 電動補助給水ポンプ	4－1 A 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	4－1 B 非常用高圧母線
	A 加圧器逃がし弁	A 1 電磁弁分電盤
	B 加圧器逃がし弁	B 1 電磁弁分電盤
	A 余熱除去ポンプ	4－1 A 非常用高圧母線
	B 余熱除去ポンプ	4－1 B 非常用高圧母線

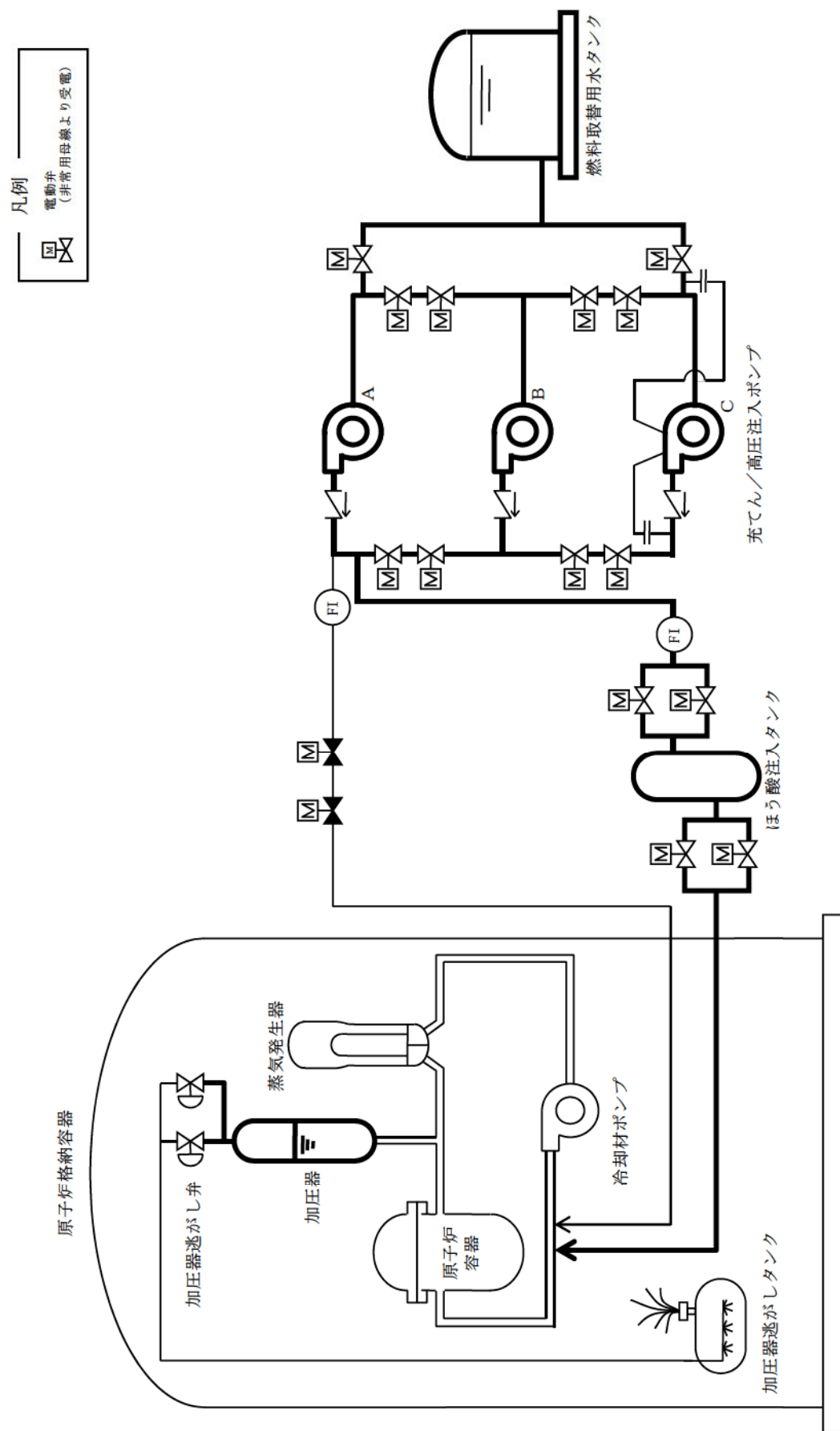
第1.2.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備（2号炉）

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	4－2 A 非常用高圧母線
	C 1 充てん／高圧注入ポンプ	
	C 2 充てん／高圧注入ポンプ	4－2 B 非常用高圧母線
	B 充てん／高圧注入ポンプ	
	A 電動補助給水ポンプ	4－2 A 非常用高圧母線
	B 電動補助給水ポンプ	4－2 B 非常用高圧母線
	A 加圧器逃がし弁	A 1 電磁弁分電盤
	B 加圧器逃がし弁	B 1 電磁弁分電盤
	A 余熱除去ポンプ	4－2 A 非常用高圧母線
	B 余熱除去ポンプ	4－2 B 非常用高圧母線

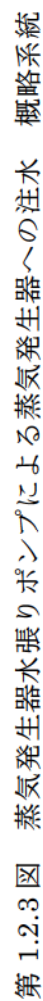




第 1.2.2 図 1 次冷却系のフィードアンドブリード 概略系統 (1 号炉)



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 (2 号炉)



		経過時間（分）												備考			
手順の項目	要員（数）	▽約20分 蒸気発生器水張りポンプによる 蒸気発生器への注水可能															
蒸気発生器水張り ポンプによる蒸気 発生器への注水	運転員等 （中央制御室）	1															
	運転員等 （現場）	1															

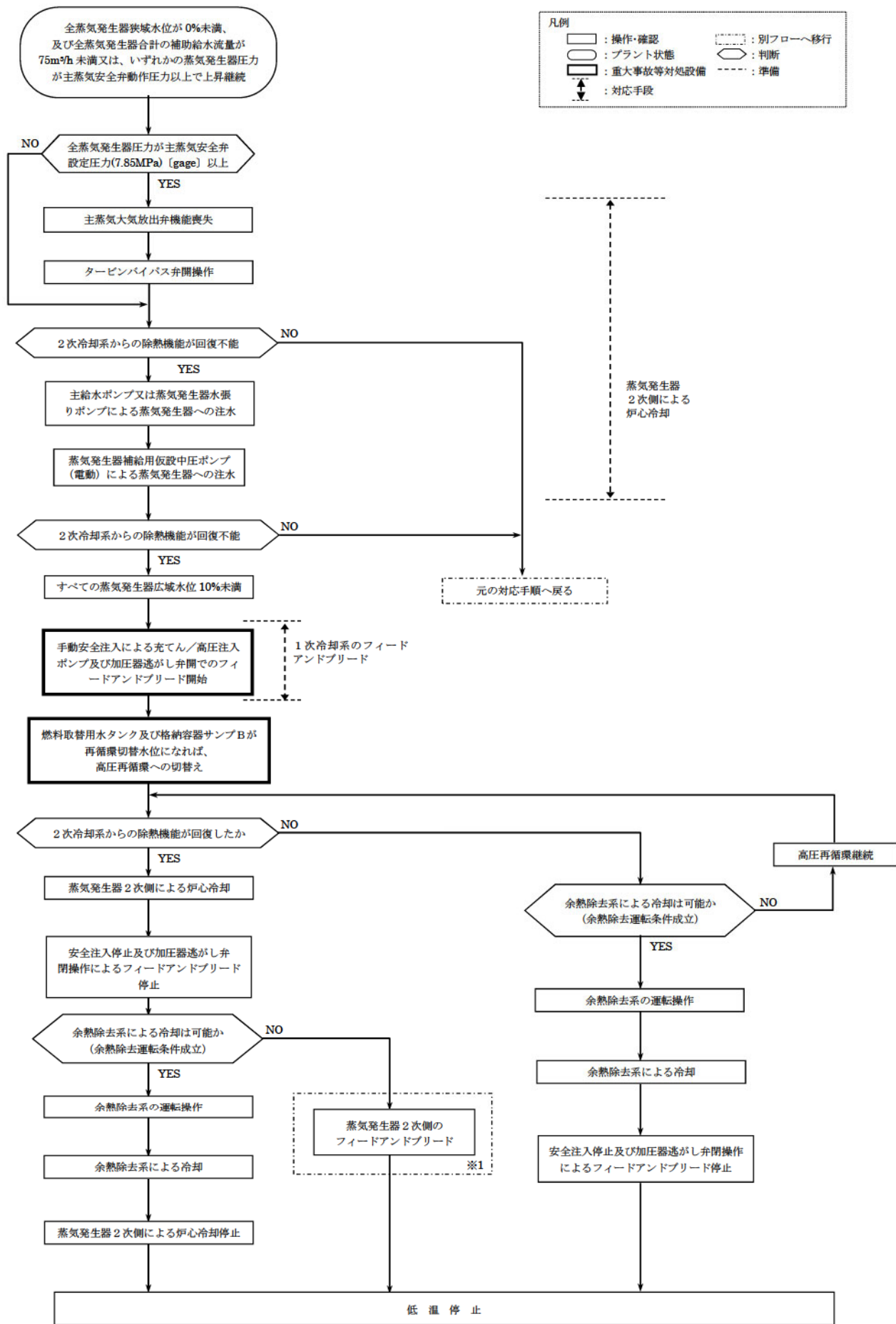
※ 現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

第1.2.4図 蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水 タイムチャート

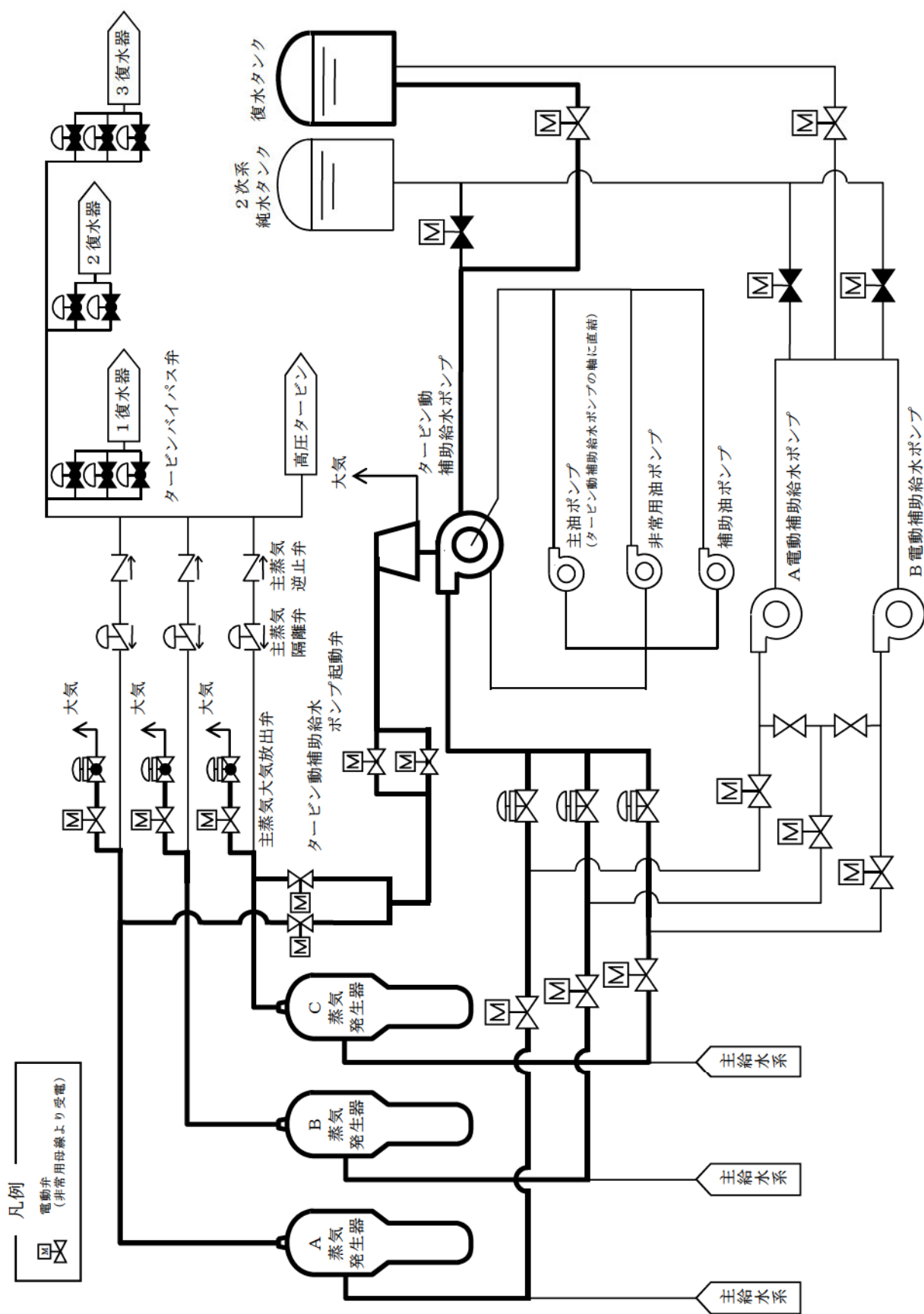
		経過時間（分）											備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	
手順の項目	要員（数）	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ （電動）による蒸気発生器への注水可能 ▽約97分											
蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水	緊急安全対策要員	3											
				移動									
		1											

※ 現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

第1.2.6図 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水 タイムチャート



第 1.2.7 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
(フロントライン系機能喪失時)

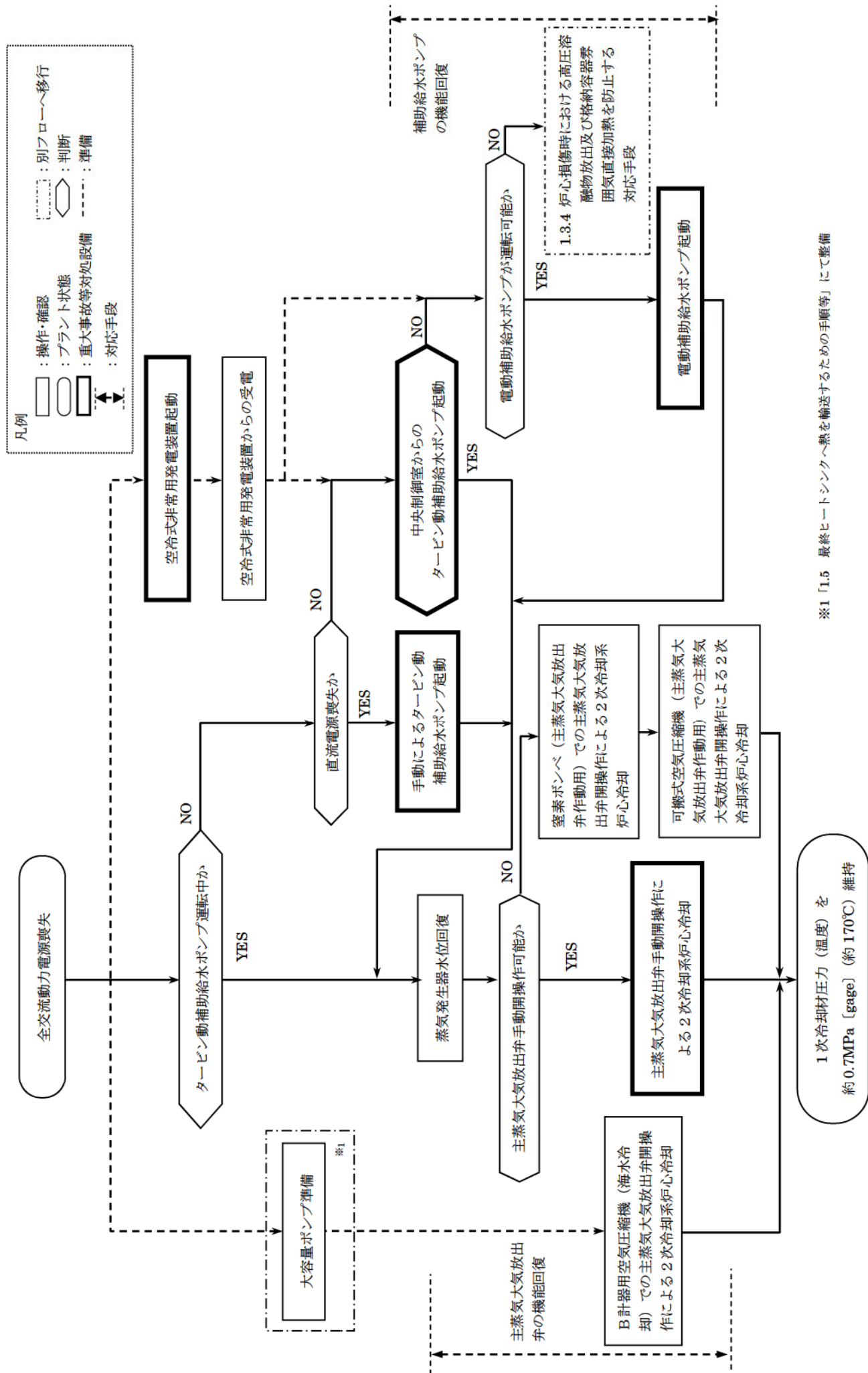


第 1.2.8 図 タービン動補給水ポンプ (現場手動操作) 及びタービン動補給水ポンプ起動弁 (現場手動操作) による
タービン動補給水ポンプの機能回復 概略系統

		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34分 タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの起動開始										
タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等（現場）	2										

※ 現場移動時間には防保護具着用時間を含む。

第1.2.9図 タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復 タイムチャート



第 1.2.10 図：2 次冷却系からの除熱の機能喪失に対する対応手順（サポート系機能喪失時）

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. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備
- b. サポート系機能喪失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 フロントライン系機能喪失時の手順等

(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. 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
- c. 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水

(3) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

- a. 主蒸気大気放出弁による蒸気放出
- 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 サポート系機能喪失時の手順等

(1) 補助給水ポンプの機能回復

- a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復
- b. 空冷式非常用発電装置によるタービン動補助給水ポンプの機能回復（タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプへの給電）
- c. 空冷式非常用発電装置による電動補助給水ポンプの機能回復

(2) 主蒸気大気放出弁の機能回復

- a. 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復
- b. 窒素ポンベ（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復
- c. 可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）による主蒸気大気放出弁の機能回復
- d. 大容量ポンプを用いた B 計器用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気大気放出弁の機能回復

(3) 加圧器逃がし弁の機能回復

- a. 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復
- b. 可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復
- c. 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）による加圧器逃がし弁の機能回復
- d. 空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器による加圧器逃がし弁の機能回復
- e. 大容量ポンプを用いた B 計器用空気圧縮機（海水冷却）による加圧器逃がし弁の機能回復

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

(5) 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対応手段及び設備

1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順

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、破損した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箇所を隔離すること。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発電用原子炉（以下「原子炉」という。）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により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発生時は、破損した蒸気発生器の隔離を行い、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作により1次冷却系と2次冷却系を均圧させることで1次冷却材の漏えいを抑制する。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、主蒸気大気放出弁による冷却、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1次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、主蒸気大気放出弁による冷却、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（以下「格納容器」という。）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。

1.3.1 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「補助給水ポンプ」という。)、復水タンク、主蒸気大気放出弁並びに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の機能喪失を想定し、その機能を代替するために、各設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした上で、想定する機能喪失に対する対応手段及び重大事故等対処設備を選定する(第1.3.1図、第1.3.2図)。(以下「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格納容器破損の防止、蒸気発生器伝熱管破損及びインターフェイスシステムLOCA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ほかに、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※1}を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準(以下「審査基準」という。)だけでなく、設置許可基準規則第四十六条及び技術基準規則第六十一条(以下「基準規則」という。)の要求機能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機能喪失として、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

の機能喪失を想定する。また、サポート系機能喪失として、全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失を想定する。

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

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

a. フロントライン系機能喪失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機能喪失により蒸気発生器2次側による炉心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原子炉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
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 格納容器サンプB
- ・ 格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 余熱除去ポンプ
- ・ 余熱除去クーラ

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、常用設備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。

- ・ 主給水ポンプ

- ・ 蒸気発生器水張りポンプ
- ・ 脱気器タンク
- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）
- ・ 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）
- ・ 復水タンク

蒸気発生器 2 次側の蒸気放出設備である主蒸気大気放出弁の機能が喪失した場合は、常用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等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）、加圧器補助スプレイにより 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
- ・ 主給水ポンプ
- ・ 蒸気発生器水張りポンプ
- ・ 脱気器タンク
- ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）
- ・ 蒸気発生器補給用仮設自吸式ポンプ（電動）

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。