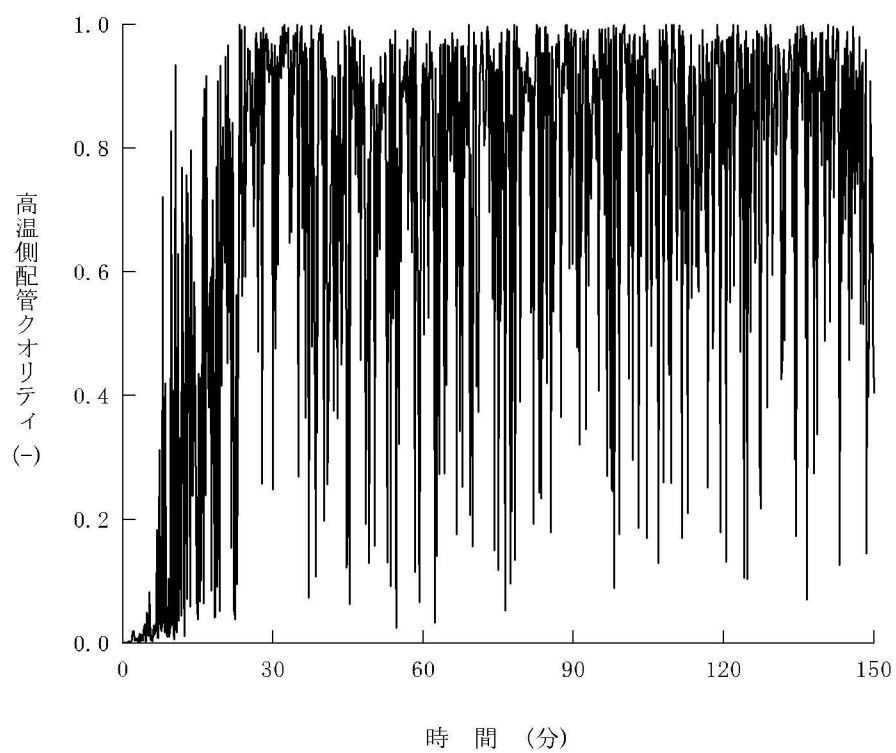
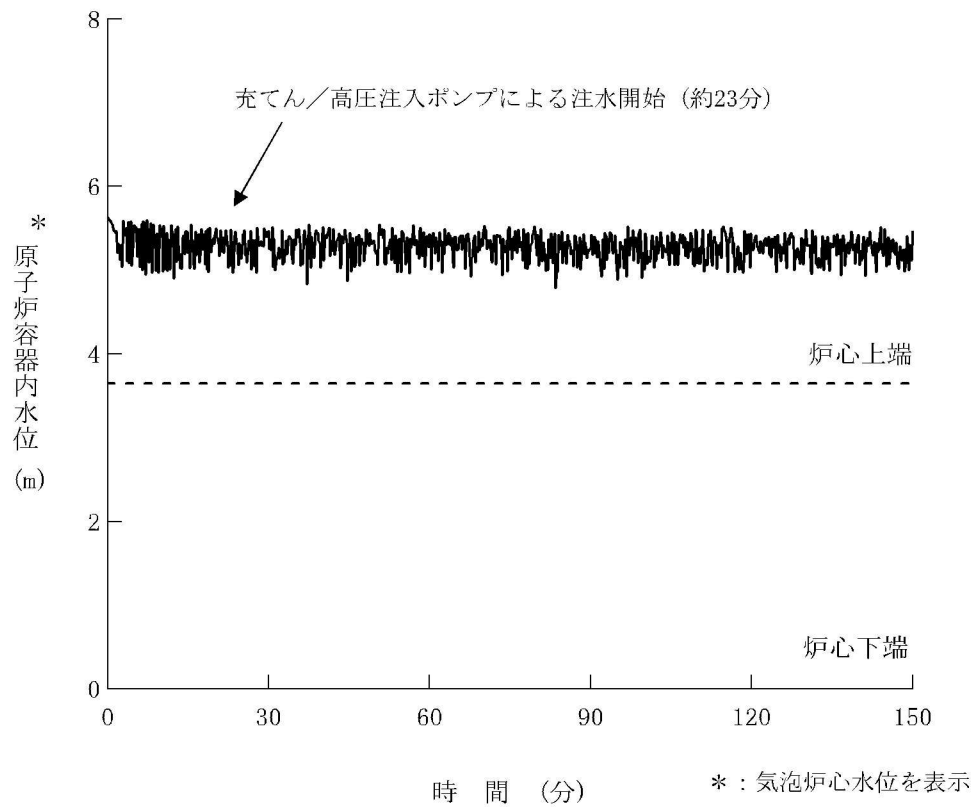
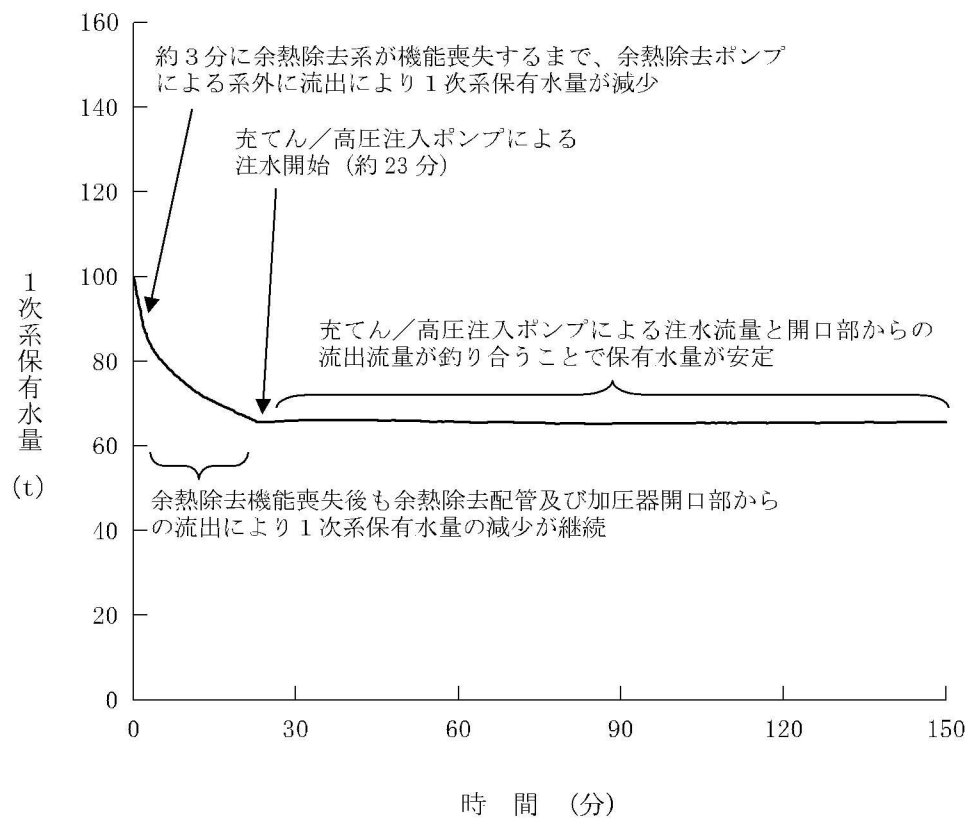




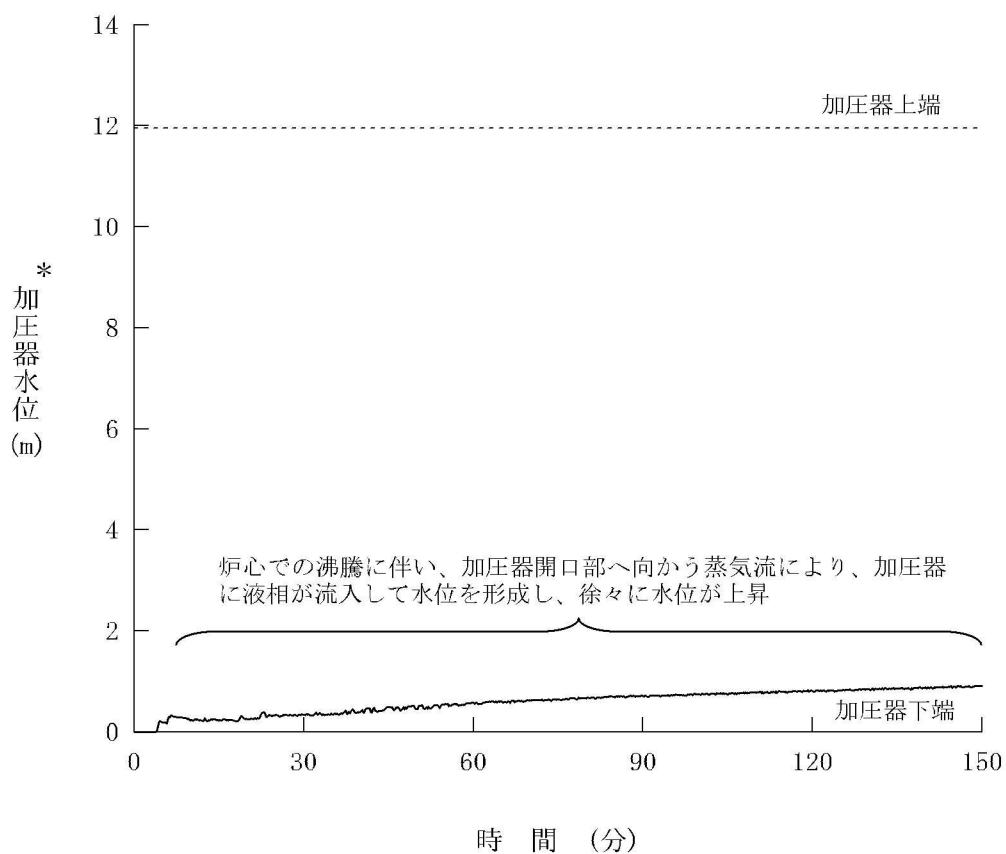
第 7.4.3.8 図 高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移



第 7. 4. 3. 9 図 原子炉容器内水位の推移

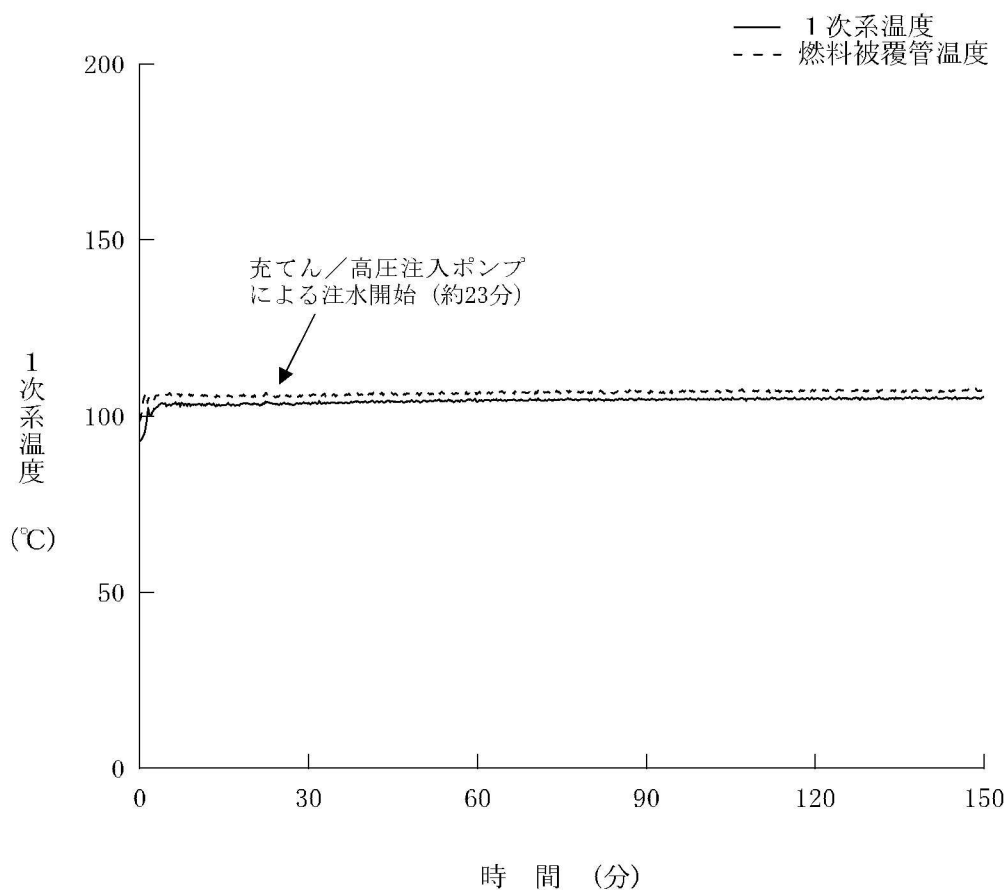


第 7. 4. 3. 10 図 1次系保有水量の推移

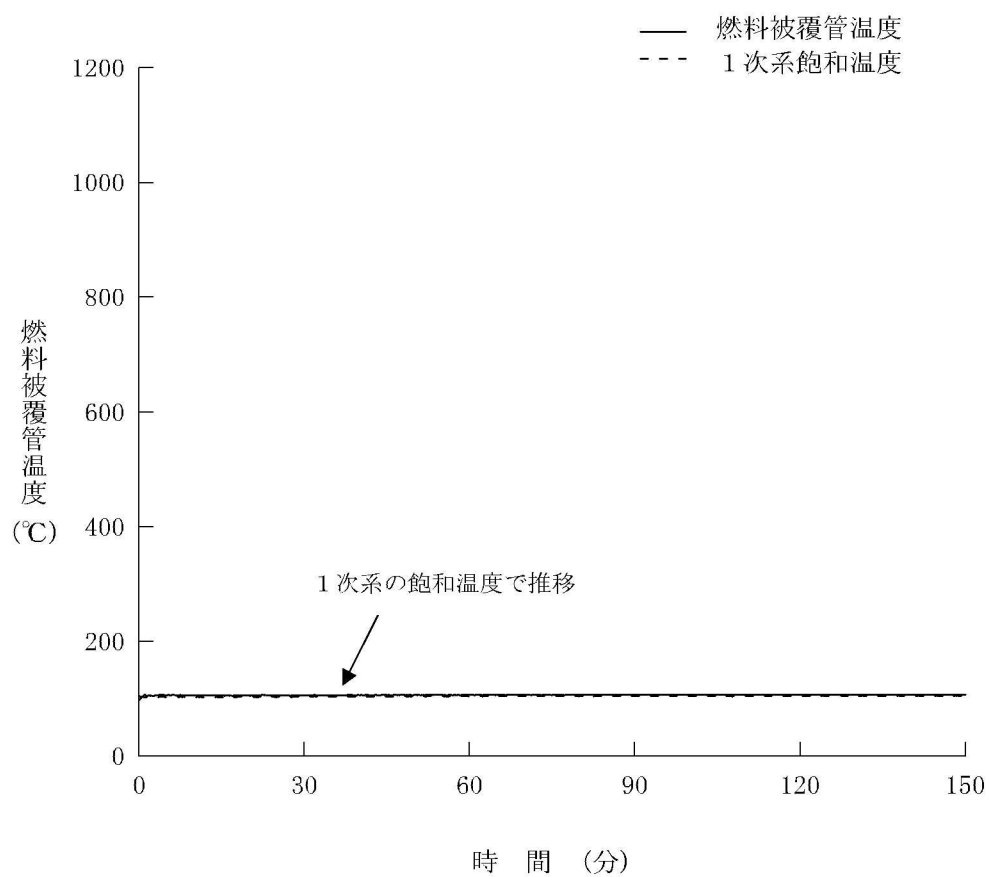


* : 加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

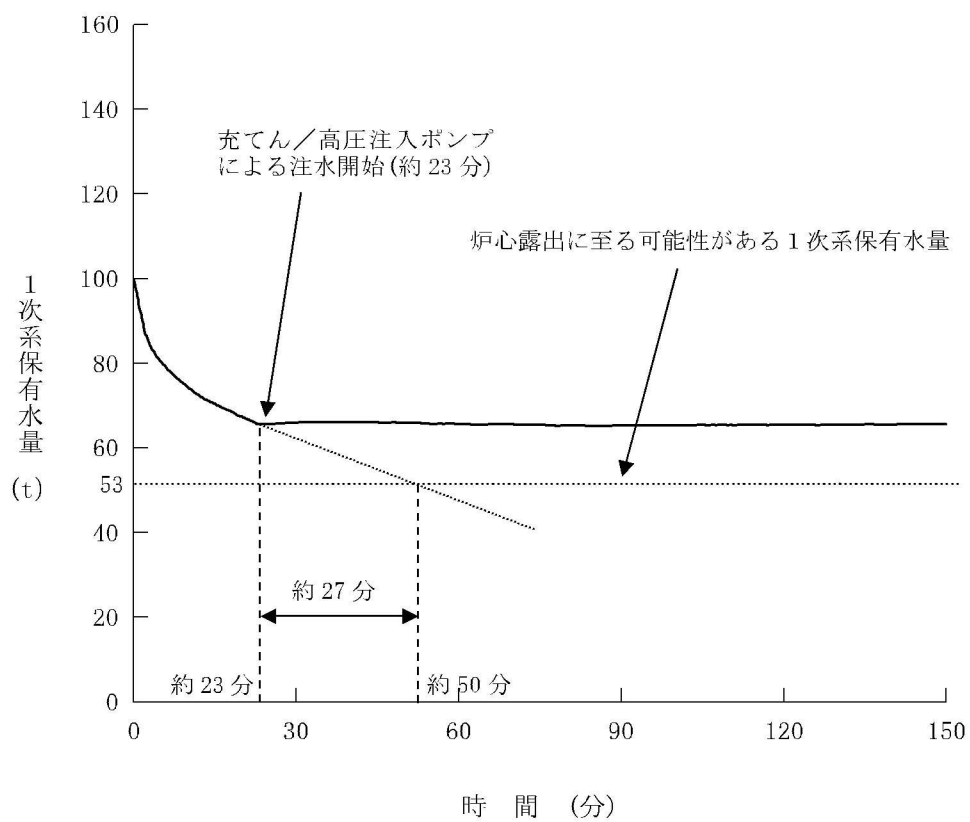
第 7. 4. 3. 11 図 加圧器水位の推移



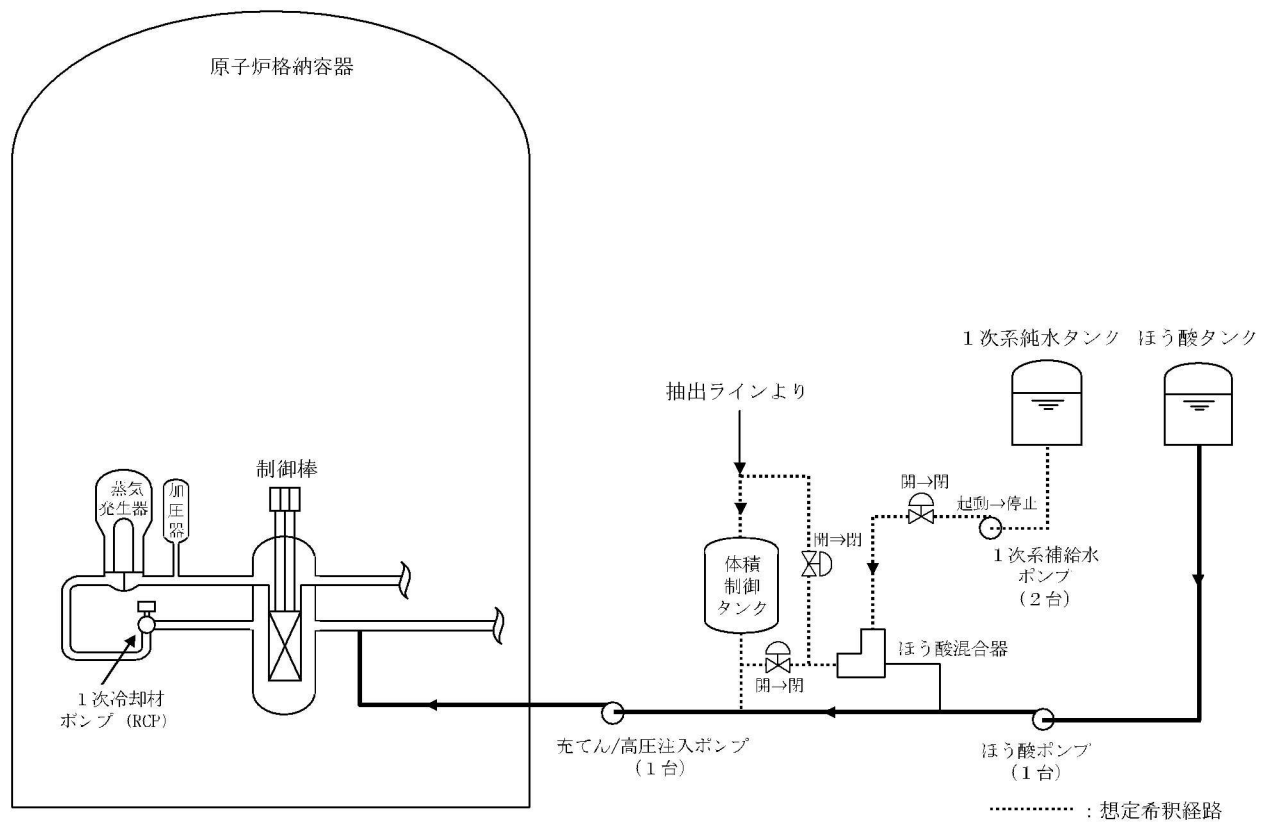
第 7. 4. 3. 12 図 1次系温度の推移



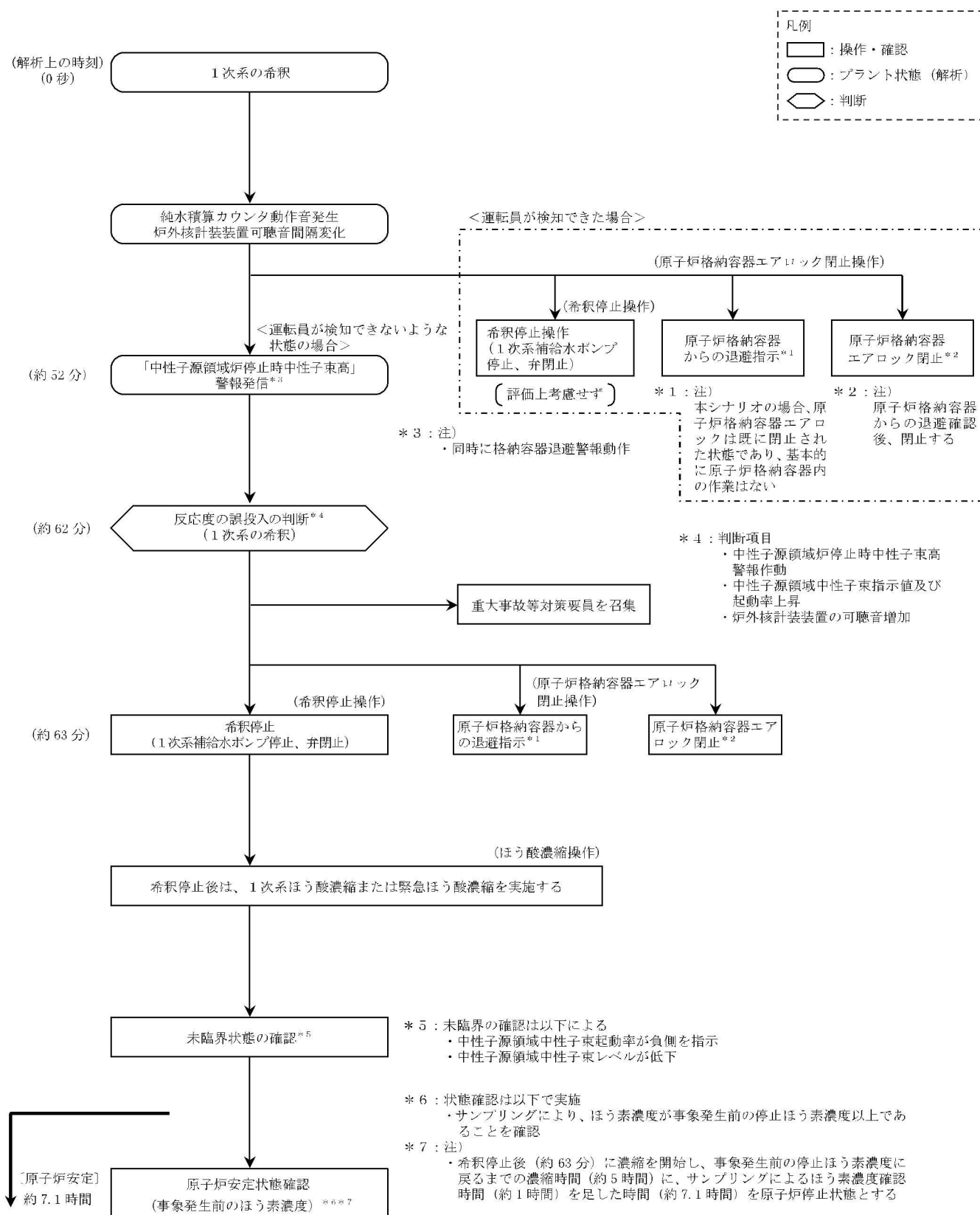
第 7. 4. 3. 13 図 燃料被覆管温度の推移



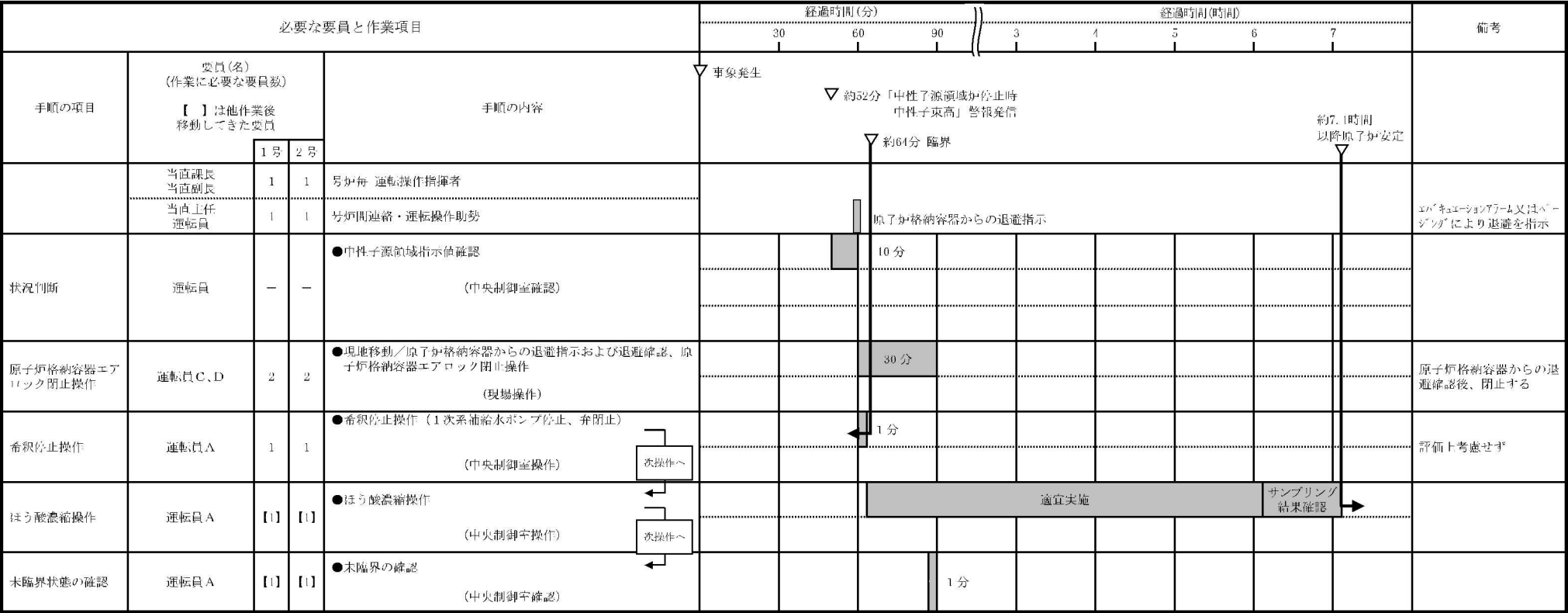
第 7. 4. 3. 14 図 1 次系保有水量の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認)



第 7. 4. 4. 1 図 反応度の誤投入時の重大事故等対策の概略系統図



第 7.4.4.2 図 事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)



・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した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第 7. 4. 4. 3 図 反応度の誤投入時（原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故）の作業と所要時間

初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

$$\left[\begin{array}{l} t : \text{希釈に係る時間 (h)} \\ V : \text{1次系有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \end{array} \right]$$

原子炉の状態	時 間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生後、約 52 分
臨 界	警報発信後、約 12 分



第 7. 4. 4. 4 図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

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大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
- III 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて

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。

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、枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

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。

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉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、原子炉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、発電用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、原子炉安全保護盤、原子炉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遮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「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（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、運転時の異常な過渡変化時にフロントライン系故障として、原子炉安全保護盤、原子炉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遮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

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（以下「ATWS」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
- ・ 電動発電機電源（所内常用母線440V遮断器操作スイッチ）
- ・ 制御棒操作スイッチ

- ・ 電動発電機電源（電動発電機出力遮断器スイッチ）
- ・ 原子炉トリップ遮断器スイッチ

ATWS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、多様化自動作動設備（ATWS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。

- ・ 多様化自動作動設備（ATWS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
- ・ 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設備（ATWS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

ビン手動トリップ及び補助給水ポンプ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。

- ・ タービン非常停止操作スイッチ
- ・ 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
- ・ 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

ATWS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
- ・ 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づける。

自動での原子炉出力抑制で使用する設備のうち、多様化自動作動設備（ATWS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、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づける。

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、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づける。

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づける。

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づけ

る。あわせて、その理由を示す。

- ・ 電動発電機電源（所内常用母線440V遮断器操作スイッチ）、
電動発電機電源（電動発電機出力遮断器スイッチ）及び原
子炉トリップ遮断器スイッチ

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。

- ・ 制御棒操作スイッチ

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。

- ・ タービン非常停止操作スイッチ

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。

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についても整備する（第1.1.2表）。

これらの手順は、運転員等^{※2}及び保修対応要員^{※3}の対応として原子炉未臨界維持する手順に定める（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。

※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。

1.1.2 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

ATWS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遮断器等により確認し、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。

- 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。
- ③ 運転員等は、②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、電動発電機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、中央制御室での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、現場で電動発電機出力

遮断器 2 台の開放操作を行う。

- 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遮断器 2 台を開放する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応は 1 ユニット当たり運転員等 1 名、現場対応は 1 ユニット当たり運転員等 1 名で行う。

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の現場での遮断器開放操作を含めた所要時間は約 18 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。室温は通常運転状態と同程度である。

(2) 原子炉出力抑制（自動）

ATWS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、多様化自動作動設備（ATWS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、原子炉トリップ遮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、「多様化自動作動設備作動」警報が発信した場合。

b. 操作手順

多様化自動作動設備（ATWS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。

- ① 当直課長は、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設備(ATWS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。
- 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、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。

- ⑤ 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

上記の中央制御室対応は、1ユニット当たり運転員等1名で実施する。原子炉トリップ失敗を踏まえて、多様化自動作動設備

(ATWS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設備(ATWS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。

多様化自動作動設備(ATWS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設備(ATWS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でかつ多様化自動作動設備(ATWS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。

- 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（MSV、GV、ICV、RSV）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。
- ④ 運転員等は、中央制御室で電動補助給水ポンプ及びタービン動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、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。

- ⑦ 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

上記の中央制御室対応は、1ユニット当たり運転員等1名で実施し、所要時間は約3分と想定する。

(4) ほう酸水注入

ATWS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遮断器等により確認し、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。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等には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。
- 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、緊急ほう酸注入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、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 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替え、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。

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の水位より、ほう酸注入量及び1次系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次系のほう素濃度が⑥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

上記の中央制御室対応は、1ユニット当たり運転員等1名で実施し、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

ATWS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に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操作を行う。蒸気発生器水位異常低信号による多様化自動作動設備(ATWS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、多様化自動作動設備(ATWS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設備(ATWS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＊1	手順書の分類	
フロントライン系故障時	原子炉安全保護盤 原子炉保護系プロセス計装 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（中央盤）	重大事故等 対処設備	原子炉未臨界を維持する手順 （二部兆候ベース：運転員等）	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順	
			電動発電機電源＊2 （所内常用母線 440V 遮断器操作スイッチ） （中央盤）	多様性拡張設備			
			制御棒操作スイッチ（中央盤）＊2				
			電動発電機電源＊2 （電動発電機出力遮断器スイッチ）（現場盤）				
			原子炉トリップ遮断器スイッチ（現場盤）				
	制御棒クラスタ 原子炉トリップ遮断器 原子炉安全保護盤 原子炉保護系プロセス計装 原子炉核計装	原子炉出力抑制（自動）	多様化自動作動設備(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＊3 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 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（a）	重大事故等 対処設備			
			原子炉出力抑制（手動）	タービン非常停止操作スイッチ（中央盤）			多様性 拡張設備
		主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ＊3 タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 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（a）		重大事故等 対処設備			
		ほう酸水注入		ほう酸ポンプ＊3 急速ほう酸補給弁＊3 ほう酸タンク 充てん／高圧注入ポンプ＊3			重大事故等 対処設備
				充てん／高圧注入ポンプ＊3 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＊3 燃料取替用水タンク				

*1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

*2：原子炉トリップ遮断器故障時にも有効に機能する。

*3：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	・原子炉トリップ遮断器表示灯 ・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 ・中間領域中性子束起動率計 ・中性子源領域中性子束起動率計
	操作	プラント停止状態	・原子炉トリップ遮断器表示灯 ・制御棒炉底位置表示灯
		電源	・3-1A、B1 母線電圧計
		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 ・中間領域中性子束起動率計 ・中性子源領域中性子束起動率計

監視計器一覧（２／４）

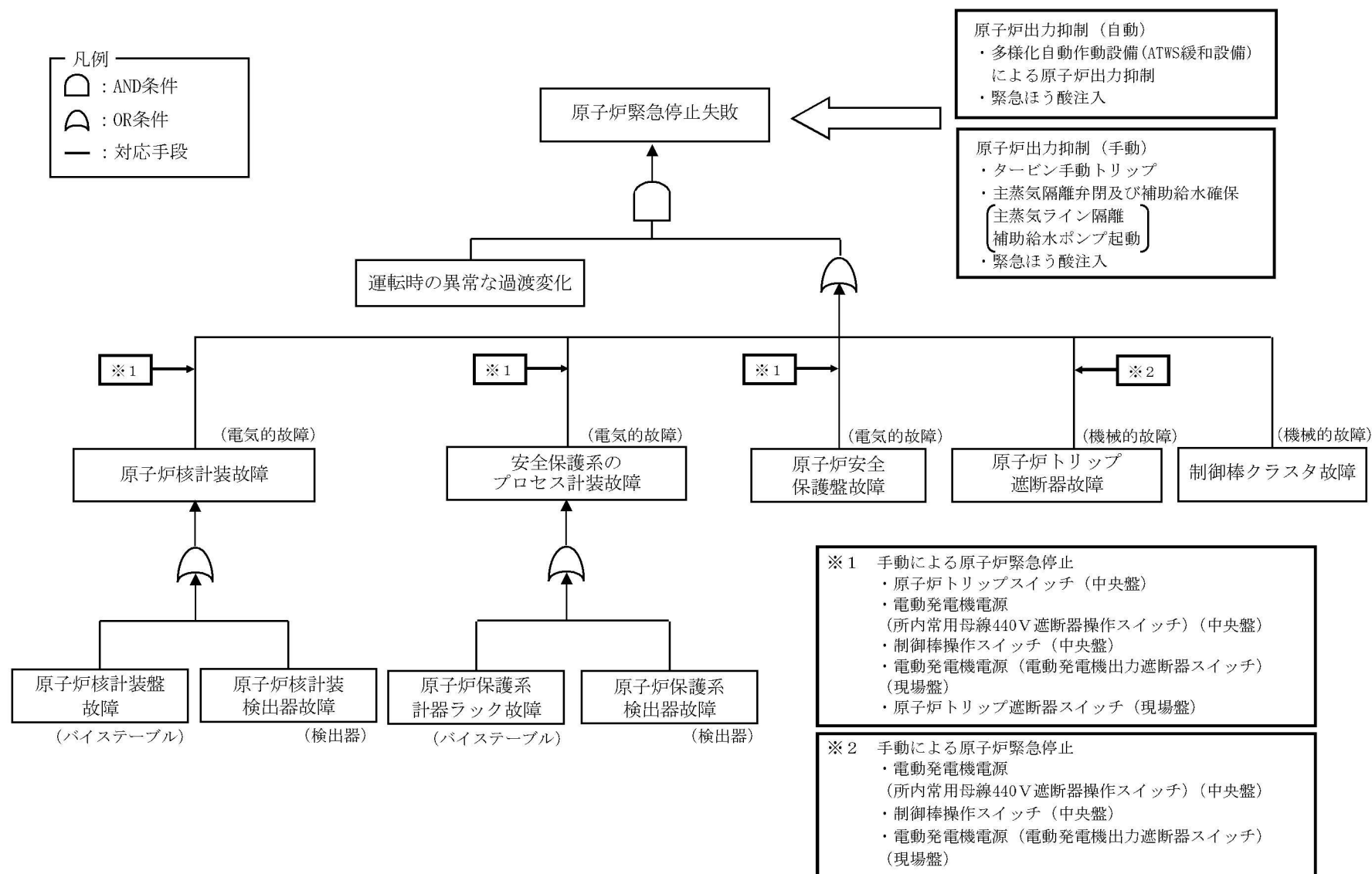
対応手段		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視計器
1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等			
(2) 原子炉出力抑制（自動）	判断基準	プラント停止 状態	・原子炉トリップ遮断器表示灯 ・制御棒炉底位置表示灯
		原子炉出力	・出力領域中性子束計
			・中間領域中性子束計
			・中性子源領域中性子束計
			・中間領域中性子束起動率計
			・中性子源領域中性子束起動率計
		信号	・多様化自動作動設備作動警報
	操作	プラント停止 状態	・EH 遮断油圧計 ・弁表示灯（EH）
		原子炉出力	・出力領域中性子束計
			・中間領域中性子束計
			・中性子源領域中性子束計
			・中間領域中性子束起動率計
			・中性子源領域中性子束起動率計
		原子炉圧力容器 内の温度	・1次冷却材高温側温度計（広域）
		原子炉圧力容器 内の圧力	・1次冷却材圧力
		原子炉格納容器 内の温度	・格納容器内温度
		原子炉格納容器 内の圧力	・格納容器圧力
		蒸気発生器除熱 機能	・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
		原子炉圧力容器 内への注水量	・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）

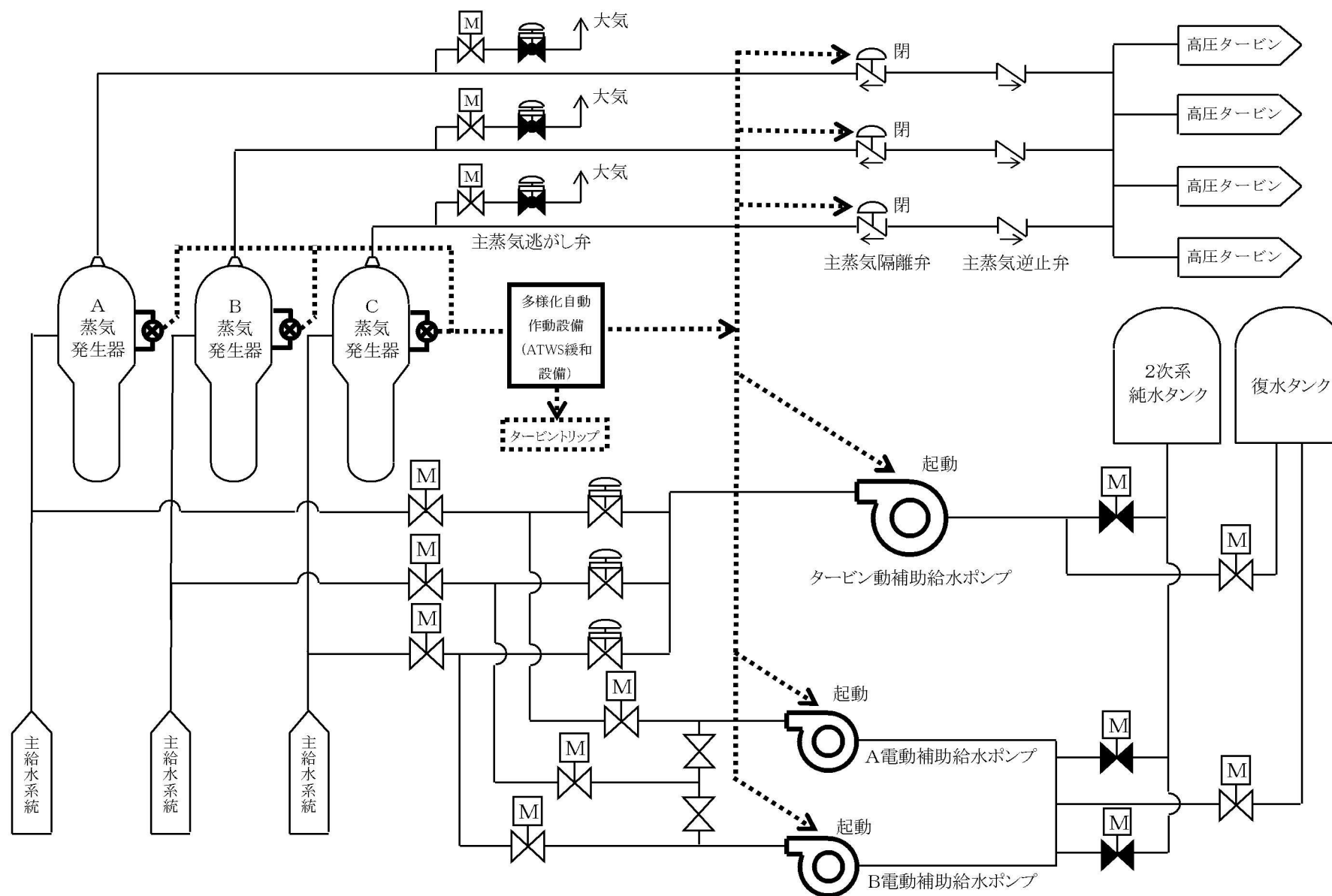
対応手段		重大事故等の 対応に必要なと なる監視項目	監視計器
1.1.2.1 フロントライン系故障時の手順等			
(3) 原子炉出力抑制（手動）	判断基準	プラント停止 状態	・ EH 遮断油圧計 ・ 弁表示灯（EH）
		信号	・ 多様化自動作動設備作動警報
		蒸気発生器除熱 機能	・ 蒸気ライン圧力計 ・ 蒸気発生器狭域水位計
			・ 補助給水流量計
	操作	プラント停止 状態	・ EH 遮断油圧計 ・ 弁表示灯（EH）
		原子炉出力	・ 出力領域中性子束計 ・ 中間領域中性子束計 ・ 中性子源領域中性子束計 ・ 中間領域中性子束起動率計 ・ 中性子源領域中性子束起動率計
		原子炉圧力容器 内の温度	・ 1 次冷却材高温側温度計（広域）
		原子炉圧力容器 内の圧力	・ 1 次冷却材圧力
		原子炉格納容器 内の温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器 内の圧力	・ 格納容器圧力
		蒸気発生器除熱 機能	・ 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			
(4) ほう酸水注入	判断基準	プラント停止 状態	・原子炉トリップ遮断器表示灯 ・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 ・中間領域中性子束起動率計 ・中性子源領域中性子束起動率計
		水源	・ほう酸タンク水位計
	操作	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 ・中間領域中性子束起動率計 ・中性子源領域中性子束起動率計 ・可聴計数率計（可聴音）
		水源	・燃料取替用水タンク水位計
		原子炉圧力容器 内への注水量	・充てんライン流量計 ・ほう酸急速注入ライン流量計 ・ほう酸注入ライン流量計 ・原子炉補給水流量制御器 ・原子炉補給水流量積算制御器
		—	・ほう素濃度（手分析値）



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
		2468101214161820																
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 (中央制御室)	1	原子炉手動トリップ															
			電動発電機電源断 (所内母線遮断器開放)															
			制御棒手動挿入															
	運転員 (現場)	1	移動、電動発電機遮断器現場開放															
			移動、原子炉トリップ遮断器現場開放															

(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	20							
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：9%
原子炉出力抑制 (自動)	運転員 (中央制御室)	1	タービントリップの動作確認、主蒸気隔離弁閉動作確認、 電動及びタービン動補助給水ポンプの自動起動確認																

(3) 原子炉出力抑制 (手動)

		経過時間(分)																備考
		2468101214161820																
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かつ多様化自動動作設備(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 (中央制御室)	1		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														
				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

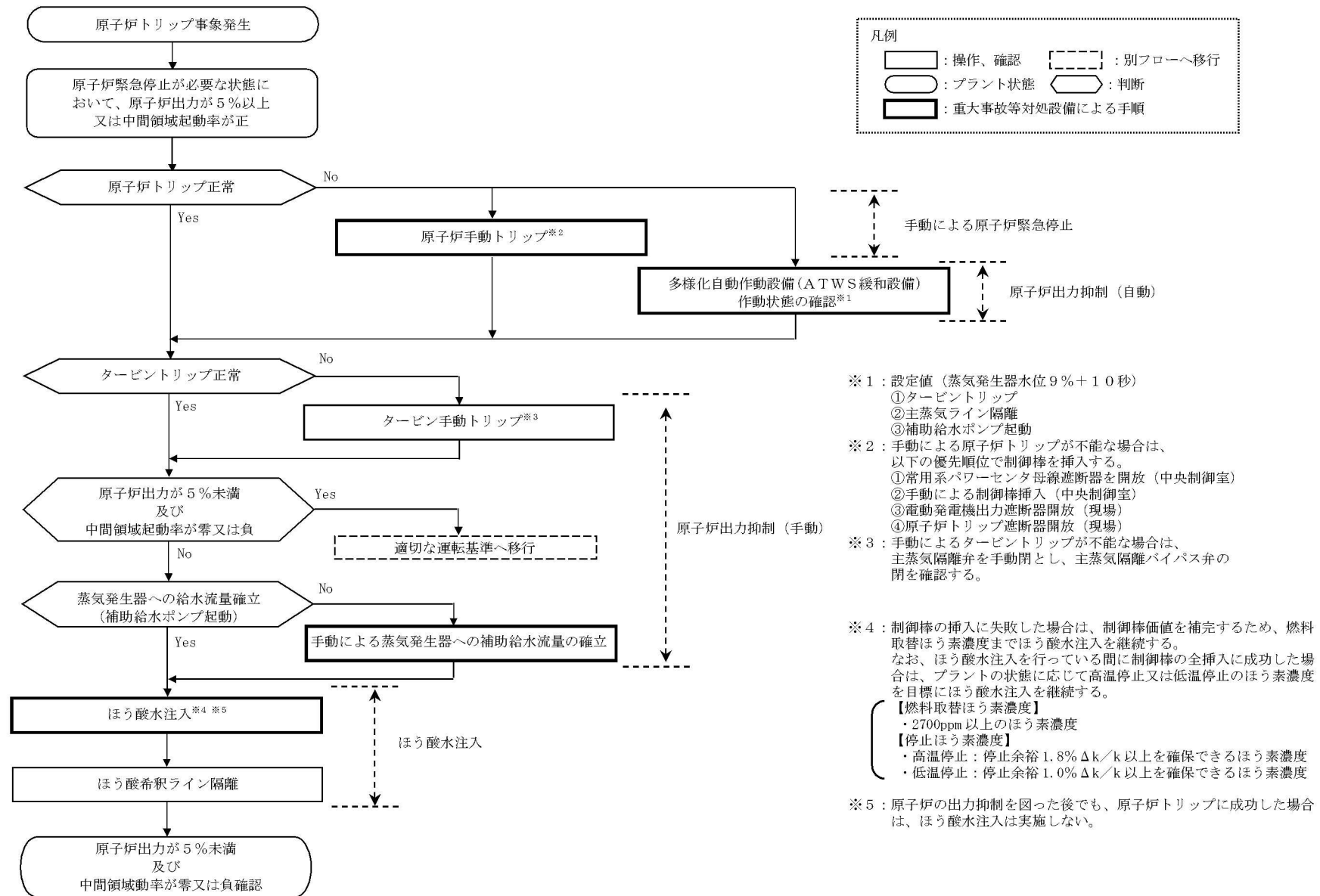
		経過時間(分)																備考		
		2468101214161820																		
手順の項目	要員(数)	▽ 手動による原子炉緊急停止の失敗を確認し、原子炉出力が5%以上又は中間領域起動率が正であり、ほう酸タンクの水位が確保されている場合																		
ほう酸注入操作	運転員 (中央制御室)	1	系統構成														低濃度停止ほう酸濃度より 高い方の濃度まで濃縮			
					緊急ほう酸注入															

※濃縮時間(例):0ppmから1,750ppmまで濃縮するには約1.1時間を要する。

(ほう酸タンク:21,000ppm、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 1.1.5 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. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水
- c. 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. 大容量空冷式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

(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ポンプ等)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次冷却材を冷却する必要がある。2次冷却系の除熱機能により1次冷却材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、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「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次冷却材及び2次冷却材の保有水を監視及び制御する対応手段と重大事故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（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喪失又は直流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

- ・ 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
- ・ 可搬型ディーゼル注入ポンプ
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料油貯蔵タンク
- ・ タンクローリ

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、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 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、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づける。また、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 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は重大事故等対処設備として位置づける。

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づける。あわせて、その理由を示す。

- ・ 電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプ

常用系電源が健全であれば、補助給水ポンプの代替手段として有効である。

- ・ 可搬型ディーゼル注入ポンプ、復水タンク、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ

可搬型ホース、ポンプ車等の運搬、接続作業に最短でも約 8 時間の時間を要し、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。

- ・ 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。

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、現場でのタービン動補助給水ポンプ蒸気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、代替電源を供給する手段がある。

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。

- ・ 大容量空冷式発電機

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、現場での手動操作又は窒素ポンベ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）
- ・ 窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）

(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、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入口弁（手動）は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、大容量空冷式発電機は重大事故等対処設備と位置づける。

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づける。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中央制御室から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次冷却材及び2次冷却材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次冷却材及び2次冷却材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 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部への原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた1次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（蒸気発生器広域水位計指示値が10%未満）になった場合に、原子炉へ注入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次系のフィードアンドブリードの開始を指示する。
- ② 運転員等は、中央制御室で安全注入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、ほう酸注入ライン流量等により、1次冷却系へ注入し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、加圧器逃がし弁 2 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／高圧注入ポンプが 1 台となった場合でも、1 次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。
- ⑤ 運転員等は、中央制御室で可搬型ディーゼル注入ポンプ等による蒸気発生器での除熱状態を蒸気発生器狭域水位等で確認する。

【2 次冷却系の除熱機能が回復した場合（⑤より）】

- ⑥ 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。
- ⑦ 運転員等は、中央制御室で蓄圧注入系の注入状況を 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。
- 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とともに、すべての加圧器逃がし弁を閉止し、1 次系のフィードアンドブリードを停止する。
- 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

高温側温度等にて、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統が健全であることを確認する。

【余熱除去系統が使用可能の場合（2次冷却系の除熱機能が回復した場合：⑨より）】

- ⑩ 運転員等は余熱除去系統が健全である場合、余熱除去系統による炉心冷却操作を開始する。
- ⑪ 運転員等は、余熱除去系統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。
- ⑫ 運転員等は、余熱除去系統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。

【余熱除去系統が使用不能の場合（2次冷却系の除熱機能が回復した場合：⑨より）】

- ⑩ 運転員等は、余熱除去系統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。
- ⑪ 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。
- 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（⑤より）】

- ⑥ 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℃以下、1次冷却材圧力2.7MPa[gage]以下及び余熱除去系統が健全であることを

確認する。

- ⑦ 運転員等は余熱除去系統が健全である場合は、余熱除去系統による炉心冷却操作を開始する。

余熱除去系統が使用できない場合は、余熱除去系統又は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次系のフィードアンドブリードを継続する。

- ⑧ 運転員等は、中央制御室で蓄圧注入系の注入状況を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。

- 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とともに、すべての加圧器逃がし弁を閉止し、1次系のフィードアンドブリードを停止する。

- ⑩ 運転員等は、余熱除去系統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

上記の中央制御室対応は1ユニット当たり運転員等1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、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、外部電源により所内常用母線が受電され、2 次冷却系の設備が運転中である場合。

(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. 可搬型ディーゼル注入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、可搬型ディーゼル注入ポンプにより復水タンク水等を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

水源について、復水タンクが使用不能な場合、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、ろ過水貯蔵タンク又は宮山池から、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

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、蒸気発生器への注水が喪失した場合。

(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. 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 海水ポンプから補助給水ポンプへ直接供給し、蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

ただし、可搬型ディーゼル注入ポンプの準備が完了し、淡水が使用可能な場合は、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生

器への注水を優先する。

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、S / G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、交流電源が健全で、A、B海水ポンプが起動している場合。

(b) 操作手順

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。

- ① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等及び
 保修対応要員に海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給の開始を指示する。
- ② 保修対応要員は、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。
- ③ 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、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。
- ④ 運転員等は、海水ポンプの電流等により、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。

- ⑤ 当直課長は、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。
- ⑥ 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。
- ⑦ 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。
- ⑧ 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出口流量制御弁を操作し蒸気発生器水位を調整する。
- ⑨ 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。
- ⑩ 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

上記の中央制御室対応は１ユニット当たり運転員等１名、現場対応は１ユニット当たり運転員等２名及び保修対応要員２名で実施し、所要時間は、約４３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取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。

周囲温度は外気温と同程度である。

(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、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、可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ注水する際の間受槽への供給手順は「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。

可搬型ディーゼル注入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。

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、蒸気発生器水張ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。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。

可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる注水手段を失った場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ蒸気発生器に注水を行う。

可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器注水操作の水源は、復水タンクを優先して使用し、使用できない場合は間受槽を使用する。間受槽の供給は、淡水を用いる手段を優先し、それができ

ない場合は海水を用いる。

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り替え、補助給水ポンプによる給水を優先する。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給水を優先し、次にＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給による給水を行う。可搬型ディーゼル注入ポンプ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使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給よりも優先して使用する。

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／高圧注入ポンプによる原子炉注入と加圧器逃がし弁開による１次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蒸気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、代替交流電源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、現場でタービン動補助給水ポンプ蒸気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り替え、中間受槽から復水タンクへの供給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器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出口流量制御弁を調整し、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等の水源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。

- ① 当直課長は、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。
- ② 運転員等は、中央制御室及び現場にて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実施する。
- ③ 当直課長は、運転員等に蒸気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。
- ④ 運転員等は、現場でタービン動補助給水ポンプ蒸気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。
- 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する。
- ⑥ 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。
- ⑦ 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出口流量制御弁を手動により操作し蒸気発生器水位を調整する。
- ⑧ 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。

- ⑨ 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

上記の中央制御室対応は 1 ユニット当たり運転員等 1 名、現場対応は 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 15 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。室温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入口弁は手動ハンドルにより容易に操作できる。

b. 大容量空冷式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、大容量空冷式発電機により非常用高圧母線を回復させ、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り替え、中間受槽から復水タンクへの供給及び A、B 海水ポンプから補助給水ポンプへの直接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等の水源が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替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。

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。1次冷却材喪失が発生した場合、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

が見られた場合においては、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) 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失し、中央制御室から開操作ができないことを蒸気ライン圧力等にて確認できた場合において、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

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。

(a) 手順着手の判断基準

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において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合。

(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。

(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及び中間受槽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、又は常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」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現場手動によるタービン動補助給水ポンプ蒸気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。大容量空冷式発電機からの給電により非常用高圧母線が復旧すれば、電動補助給水ポンプの運転が可能となるが、大容量空冷式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。ただし、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気／主給水配管破断時等により現場の環境が悪化した場合、初期対応は現場で主蒸気逃がし弁開操作を行い、初期対応以降は窒素ポンベ（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。

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過熱による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。

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大容量空冷式発電機により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り替え、中間受槽から復水タンクへの供給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプへの直接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