

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

有効性評価における重大事故対応時の手順について

目 次

1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 1.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 1.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 1.3 全交流動力電源喪失
 - 1.3.1 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）
 - 1.3.2 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗
 - 1.3.3 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失
 - 1.3.4 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗
 - 1.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 1.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 1.4.2 残留熱除去系が故障した場合
 - 1.5 原子炉停止機能喪失
 - 1.6 LOCA 時注水機能喪失
 - 1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）
2. 運転中の原子炉における重大事故
 - 2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 2.1.1 代替循環冷却系を使用する場合
 - 2.1.2 代替循環冷却系を使用しない場合
 - 2.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
 - 2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
 - 2.4 水素燃焼
 - 2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
3. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 3.1 想定事故 1
 - 3.2 想定事故 2
4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 4.1 崩壊熱除去機能喪失
 - 4.2 全交流動力電源喪失
 - 4.3 原子炉冷却材の流出
 - 4.4 反応度の誤投入 ※重大事故等の対策は、全て自動で作動するため、手順による対応は不要。

1.1 高圧・低圧注水機能喪失

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 (LOCA を除く) の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、逃がし安全弁による圧力制御に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

また、低圧注水機能喪失を想定することから、あわせて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。

基本的な考え方

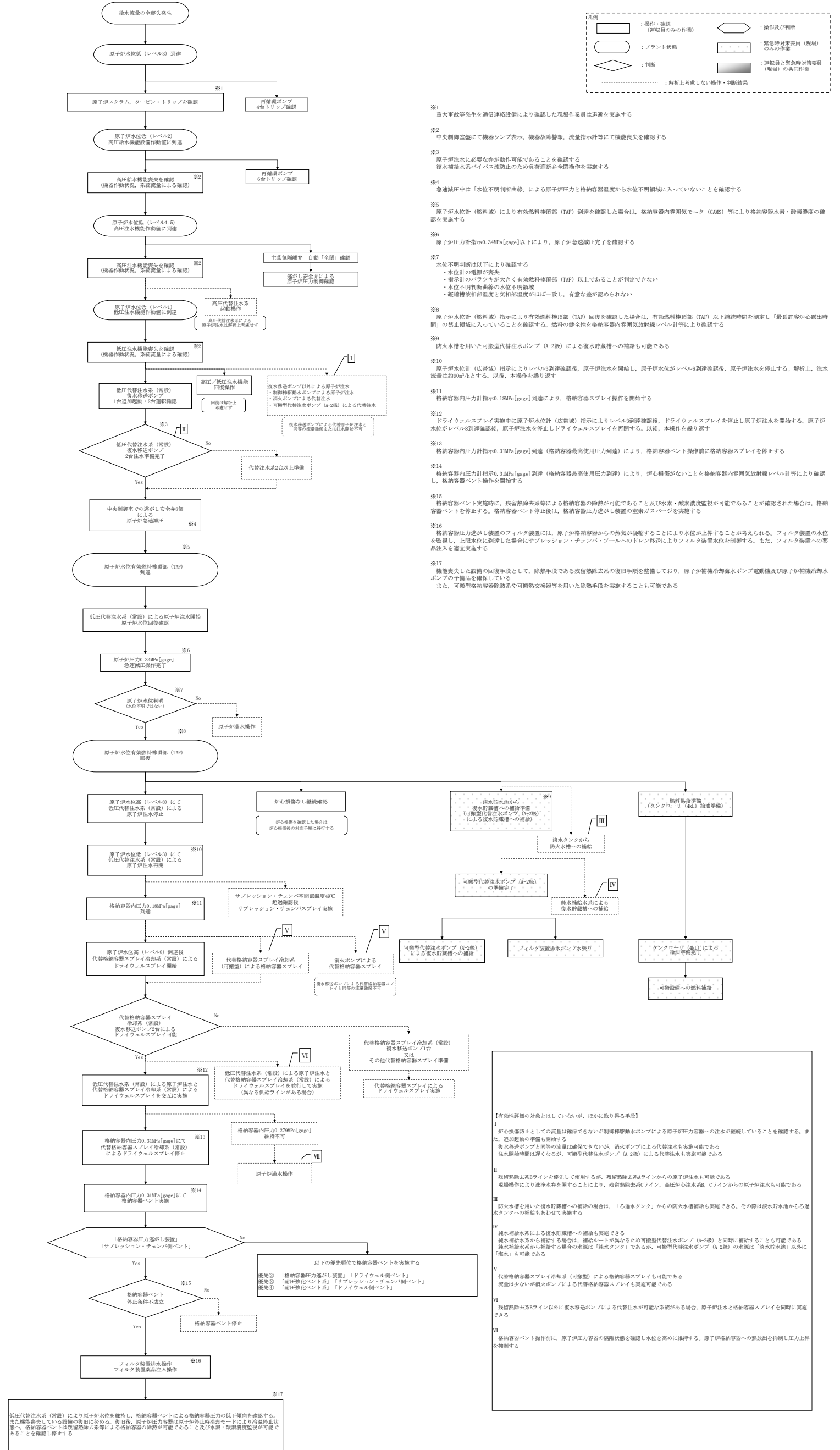
逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系 (常設) により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

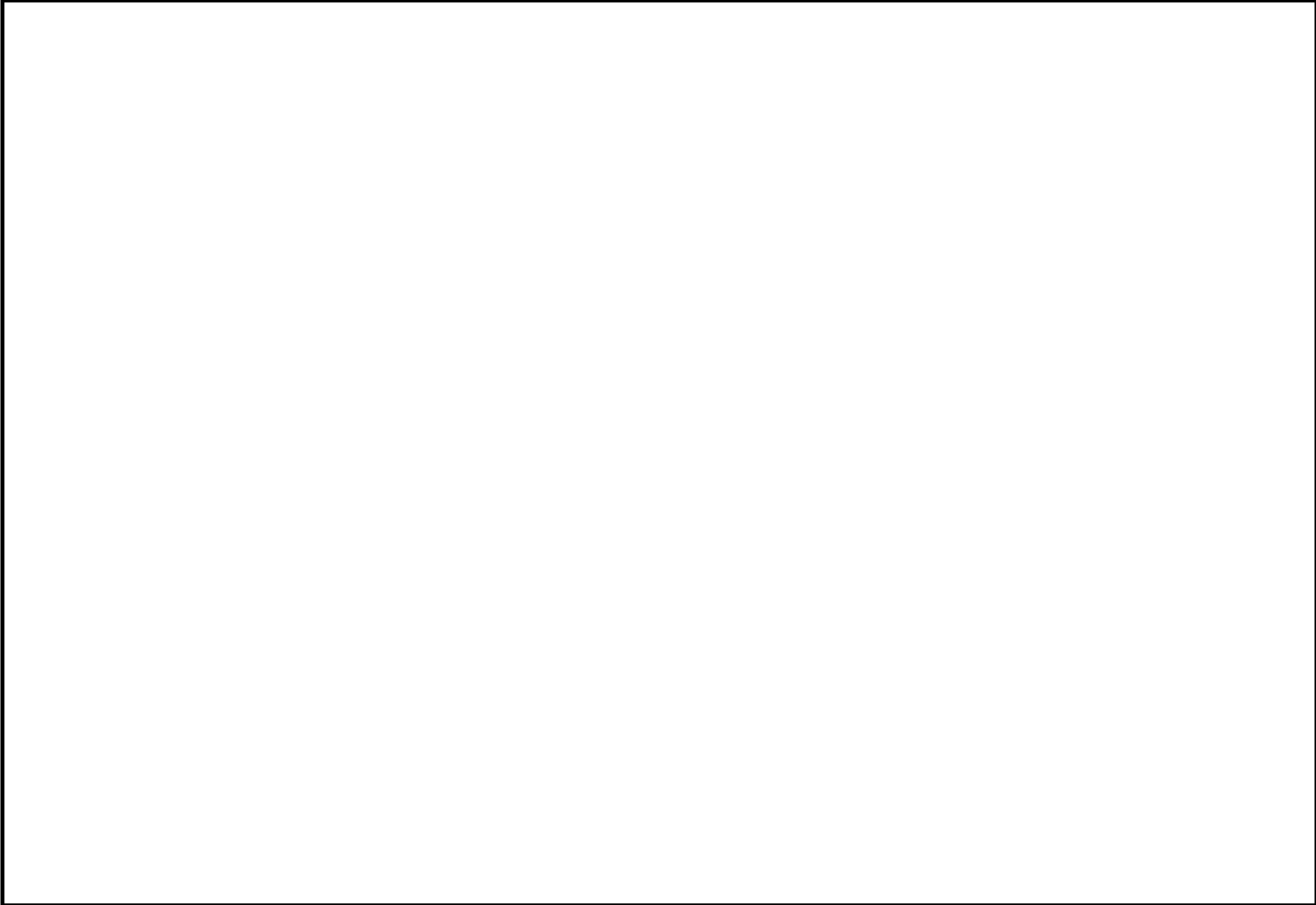
また、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

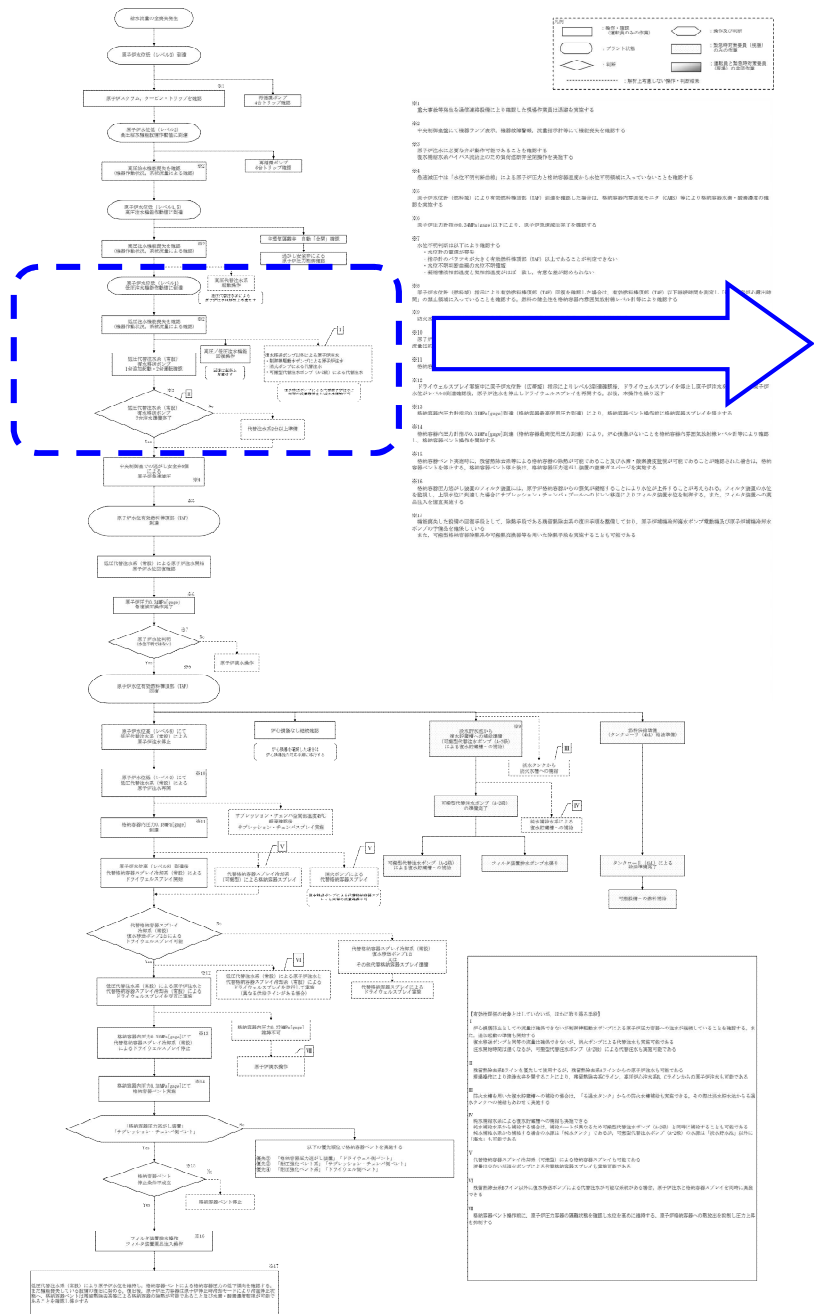
- 原子炉スクラム確認
- 高圧・低圧注水機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却
- 格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱

解析上の対応手順の概要フロー





解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「EOP」
原子炉制御 「水位確保」



操作補足事項

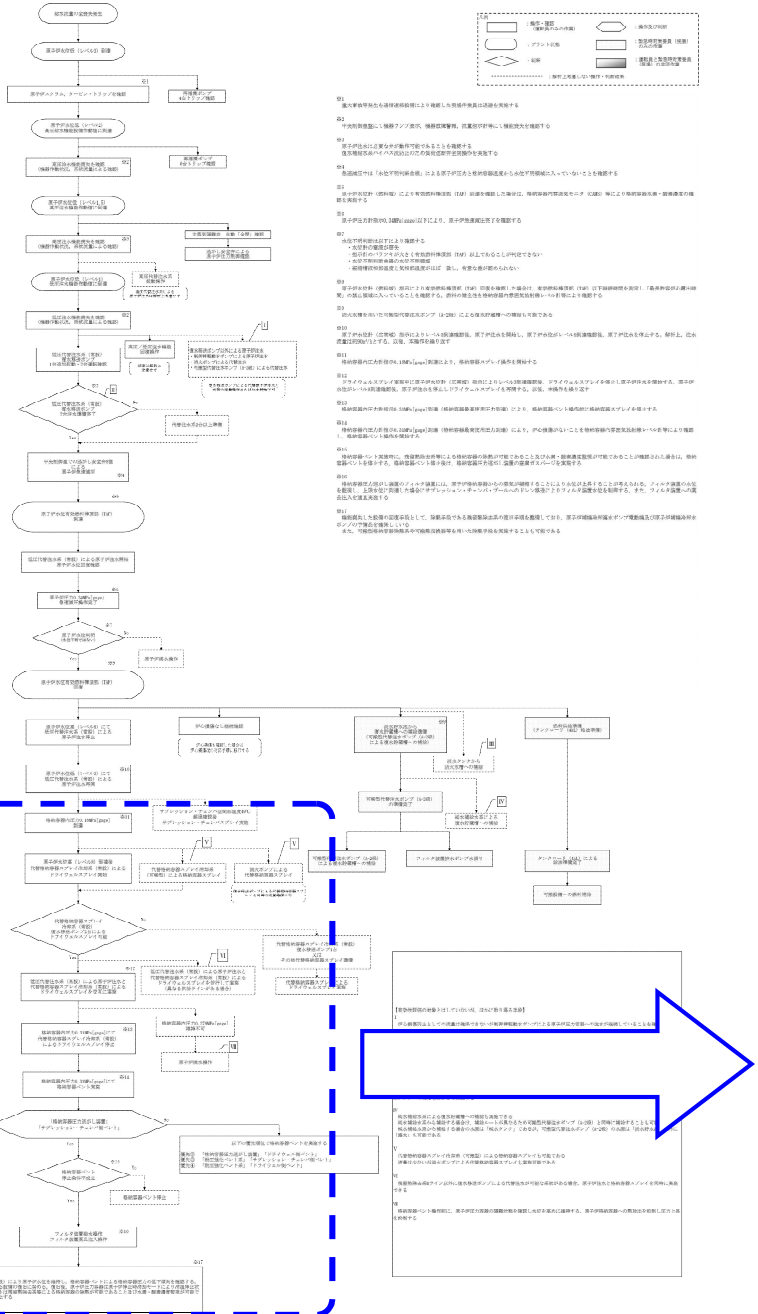
プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが作動していない場合は手動作動させる。

全給水喪失及び高圧・低圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位をレベル 3～レベル 8 に維持できないことから、低圧代替注水系 (常設) を準備する。

低圧代替注水系 (常設) のポンプ 2 台以上起動を確認し「急速減圧」へ移行する。

AM 設備別操作手順書

解析上の対応手順の概要フロー

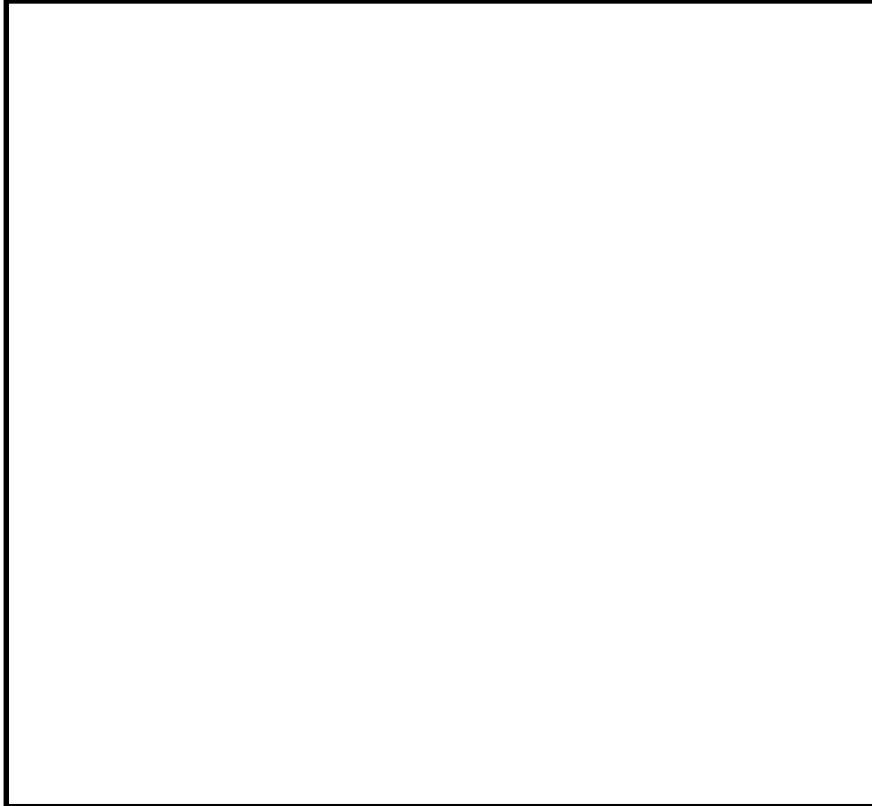


事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



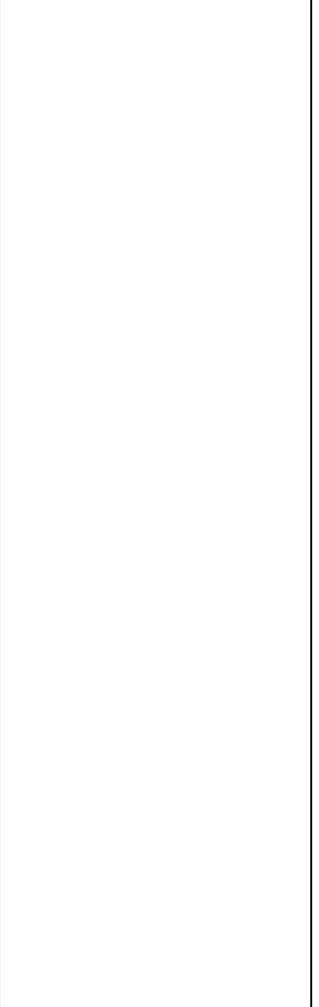
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「EOP」 一次格納容器制御「PCV 圧力制御」



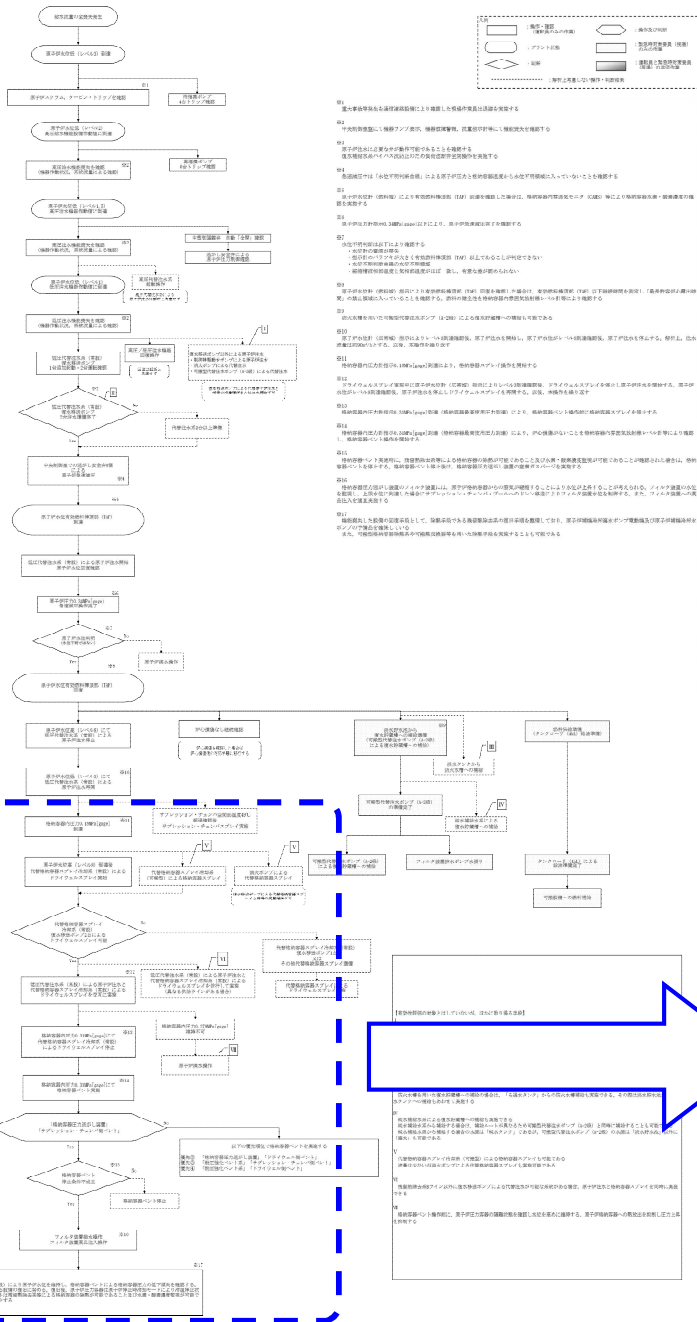
操作補足事項

低圧注水機能喪失により、残留熱除去系の崩壊熱除去機能も喪失していることから、逃がし安全弁からの排気により原子炉格納容器内の圧力が上昇する。

AM 設備別操作手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「EOP」 一次格納容器制御 「PCV 圧力制御」



【事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「EOP」 一次格納容器制御 「PCV 圧力制御」】

この手順書は、原子炉格納容器内の圧力が180kPa [gage]に到達したら、低圧代替注水水系 (常設) による原子炉格納容器への注水を停止し、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) により原子炉格納容器内へのスプレィを実施する。

以降、原子炉水位がレベル3まで低下したら、低圧代替注水水系 (常設) による原子炉格納容器への注水を再開し、原子炉水位がレベル8まで上昇したら、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレィを再開することを繰り返す。

原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage]に到達したら、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施する。

この手順書は、原子炉格納容器内の圧力が180kPa [gage]に到達したら、低圧代替注水水系 (常設) による原子炉格納容器への注水を停止し、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) により原子炉格納容器内へのスプレィを実施する。

以降、原子炉水位がレベル3まで低下したら、低圧代替注水水系 (常設) による原子炉格納容器への注水を再開し、原子炉水位がレベル8まで上昇したら、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレィを再開することを繰り返す。

原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage]に到達したら、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施する。

操作補足事項

原子炉格納容器内の圧力が180kPa [gage]に到達したら、低圧代替注水水系 (常設) による原子炉格納容器への注水を停止し、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) により原子炉格納容器内へのスプレィを実施する。

以降、原子炉水位がレベル3まで低下したら、低圧代替注水水系 (常設) による原子炉格納容器への注水を再開し、原子炉水位がレベル8まで上昇したら、代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレィを再開することを繰り返す。

原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage]に到達したら、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施する。

AM 設備別操作手順書

AM 設備別操作手順書の詳細な内容は、このページには記載されていません。

1.2 高圧注水・減圧機能喪失

特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失することを想定する。このため、原子炉注水ができず、逃がし安全弁による圧力制御（逃がし弁機能）に伴う蒸気流出により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

基本的な考え方

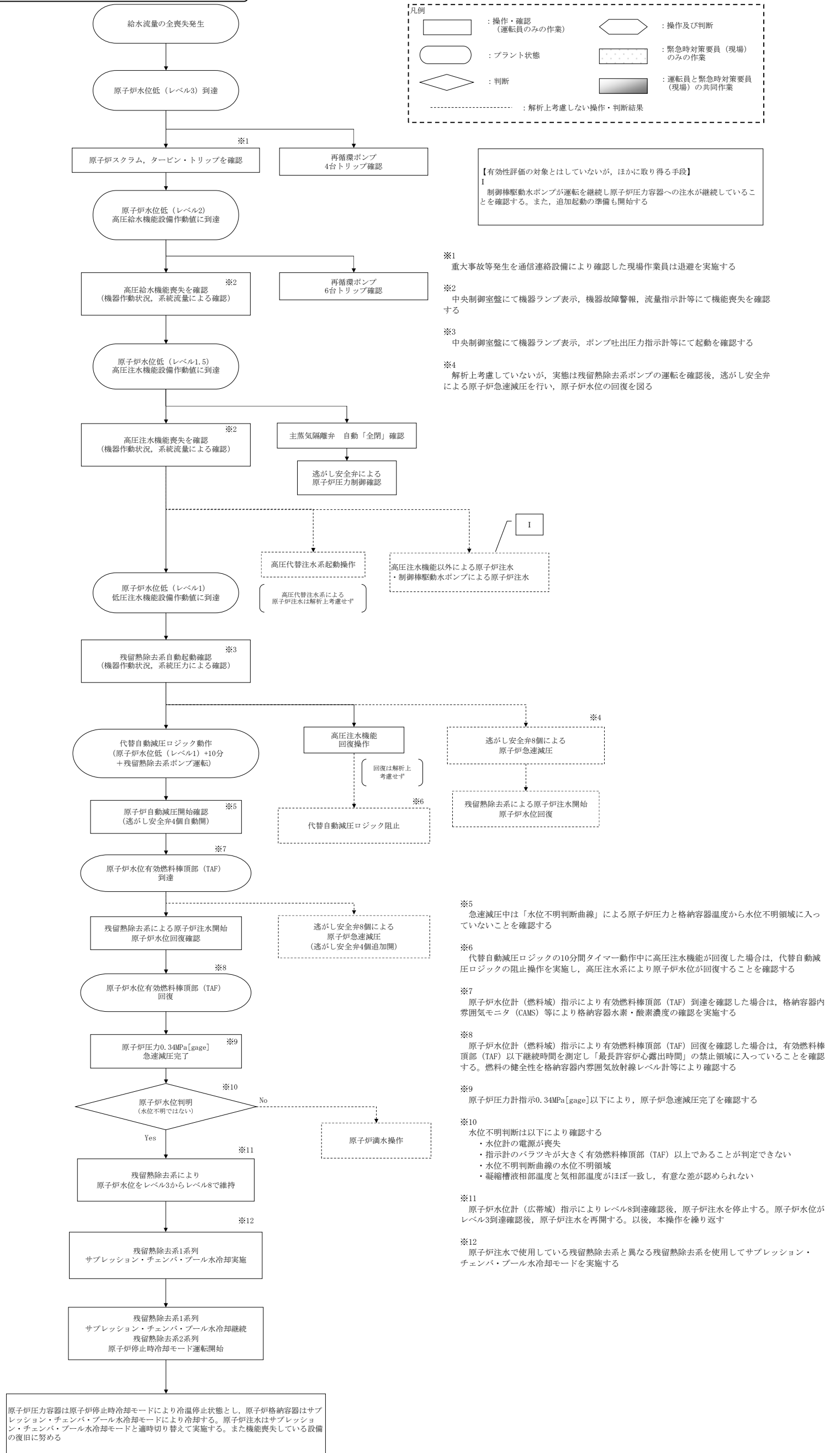
代替自動減圧ロジックを用いた逃がし安全弁による原子炉減圧を行い、原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

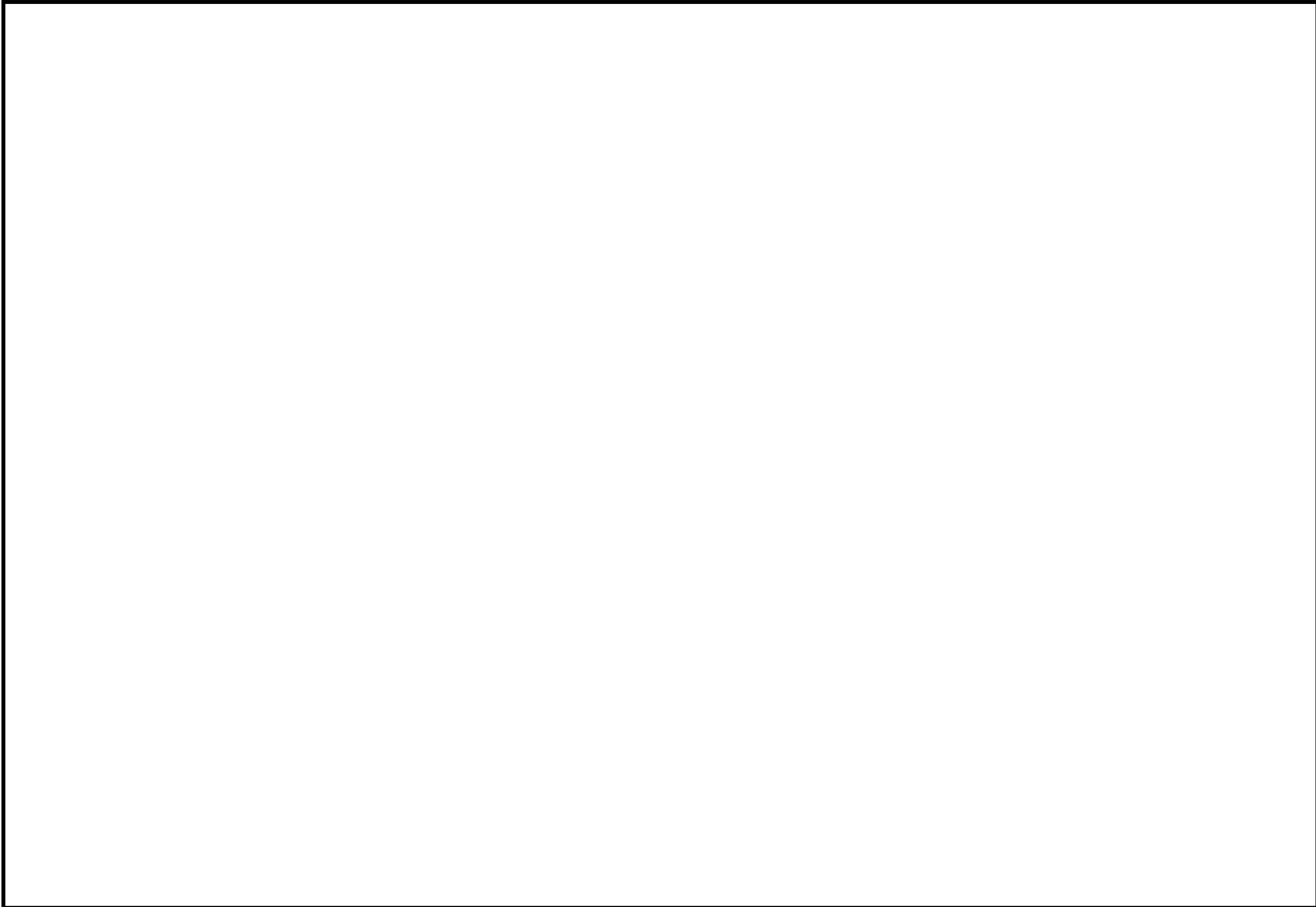
また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード及びサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）による原子炉圧力容器及び原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

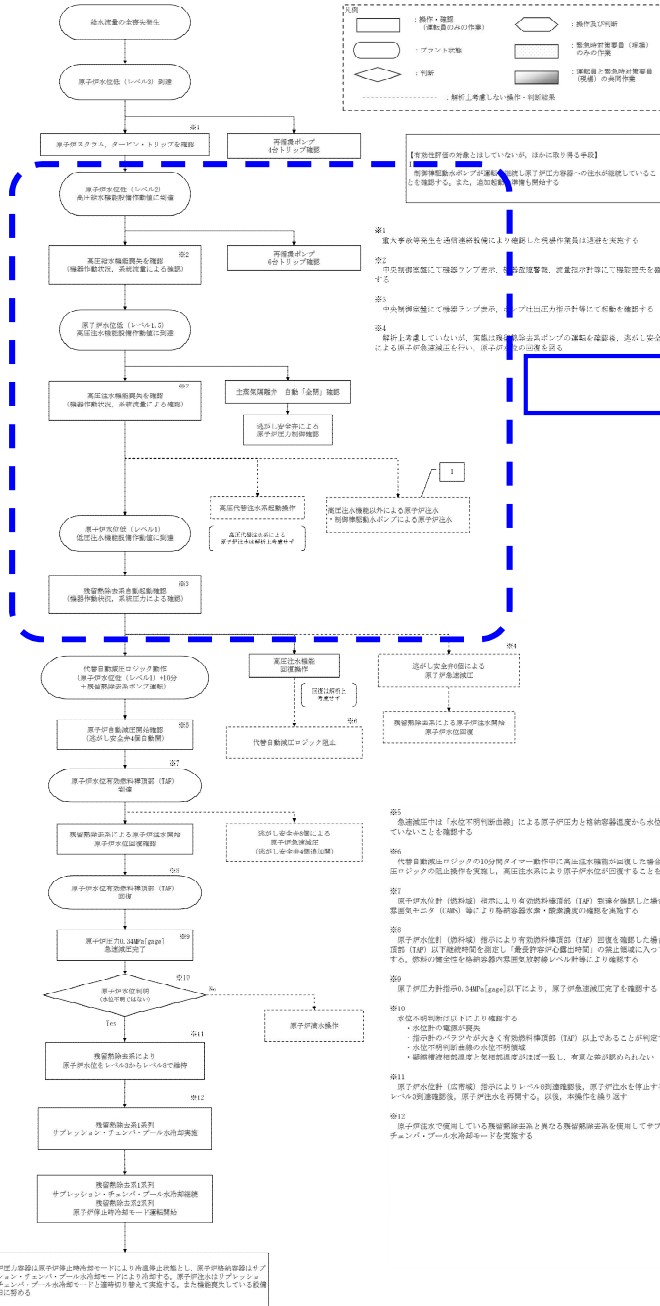
- 原子炉スクラム確認
- 高圧注水機能喪失確認
- 代替自動減圧ロジック動作確認
- 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- 残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）運転
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転

解析上の対応手順の概要フロー





解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

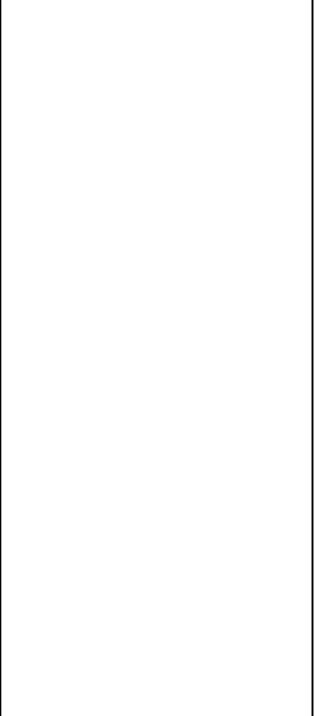
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「EOP」
原子炉制御「水位確保」



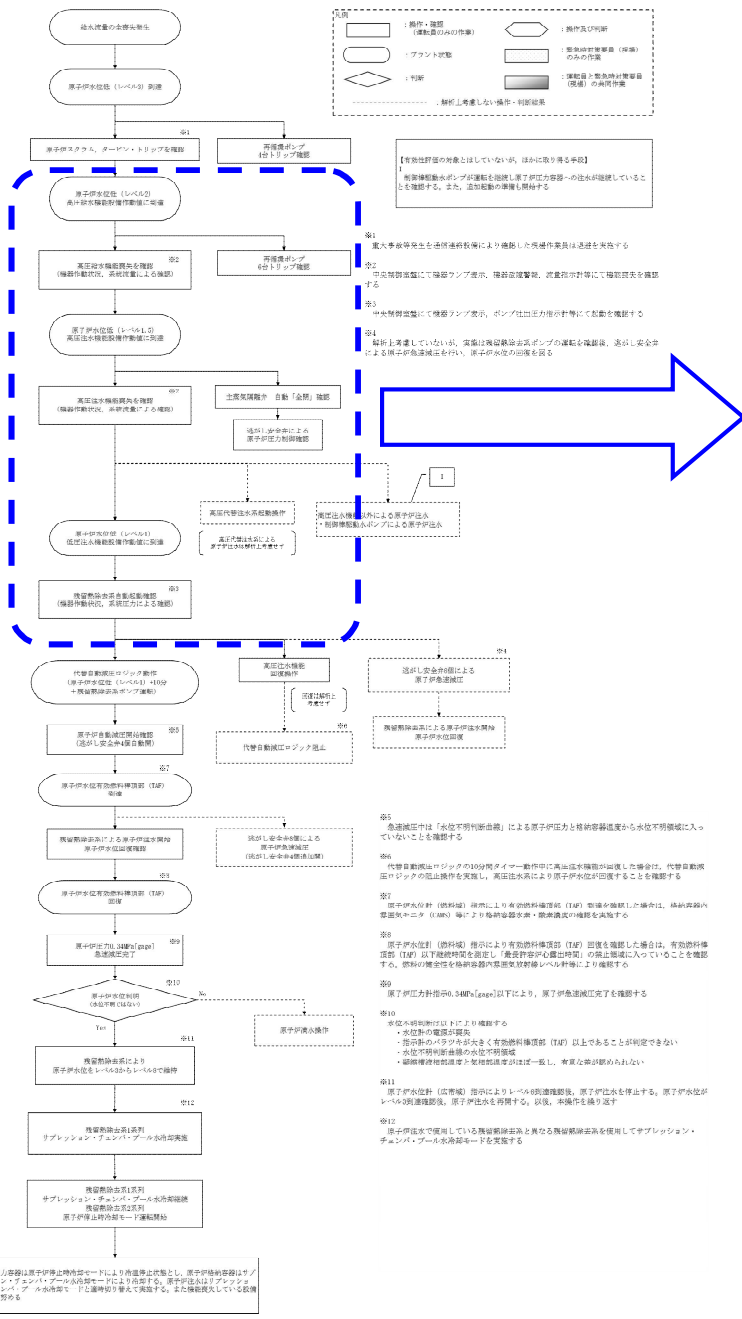
操作補足事項

プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが作動していない場合は手動作動させる。
全給水喪失及び高圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位は低下する。
原子炉水位低下により原子炉水位レベル1にて低圧注水系の起動を確認する。
高圧注水系機能喪失により**原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持不可のため「水位回復」へ移行する。**

AM 設備別操作手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書（徴候ベース）「EOP」
 不測事態「水位回復」

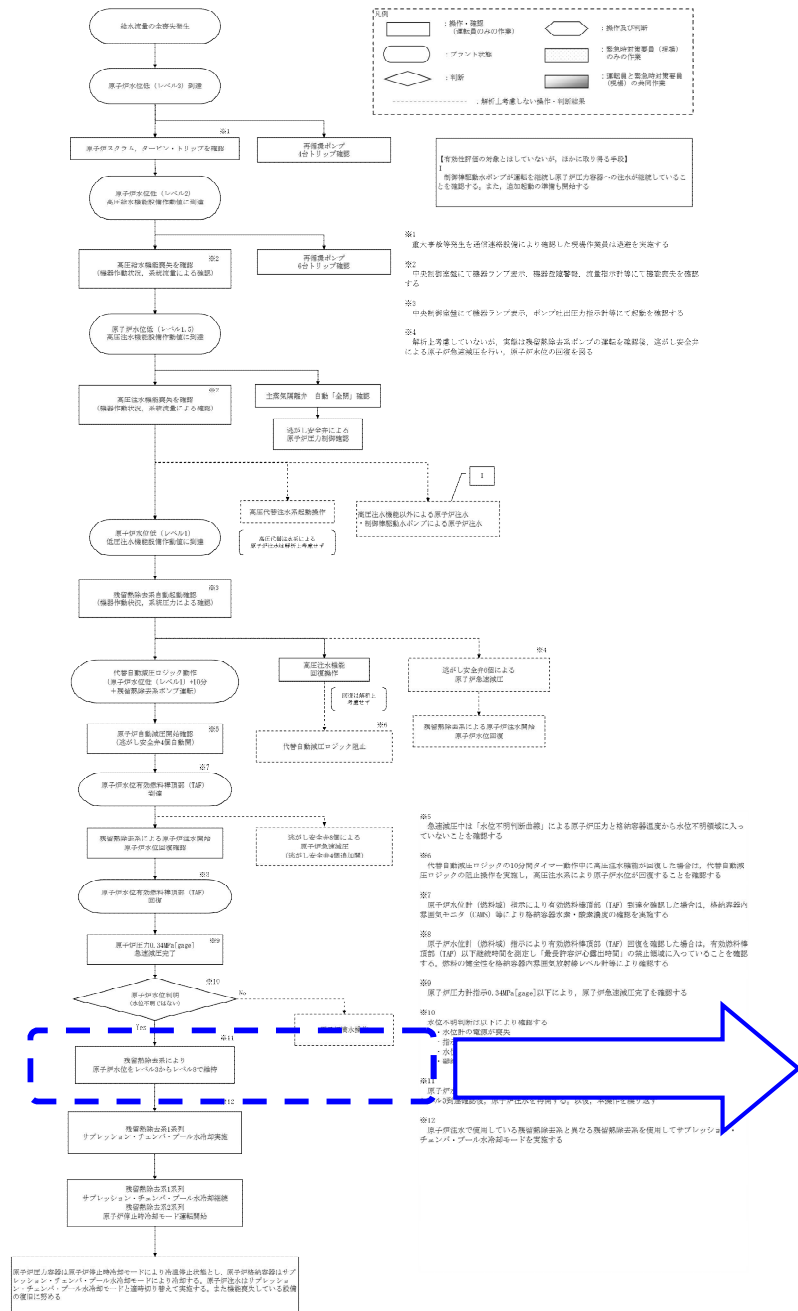


操作補足事項

低圧注水系は自動起動には成功するが、減圧機能喪失により原子炉圧力容器への注水が不可となることから、原子炉水位は低下する。
低圧注水系1系統以上の起動を確認後「急速減圧」へ移行する。

AM 設備別操作手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

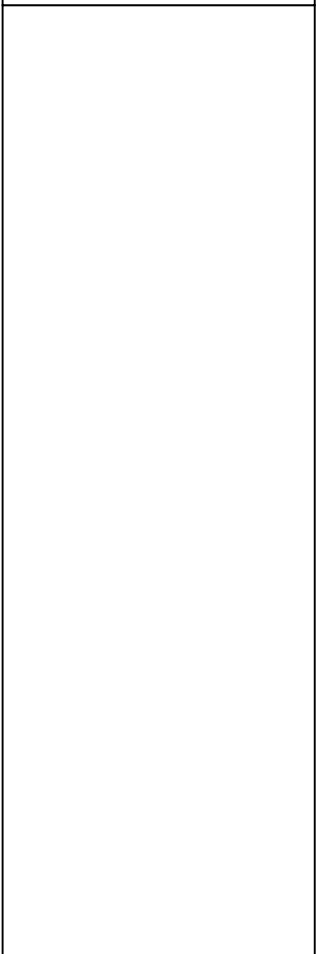
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「EOP」
不測事態 「水位回復」

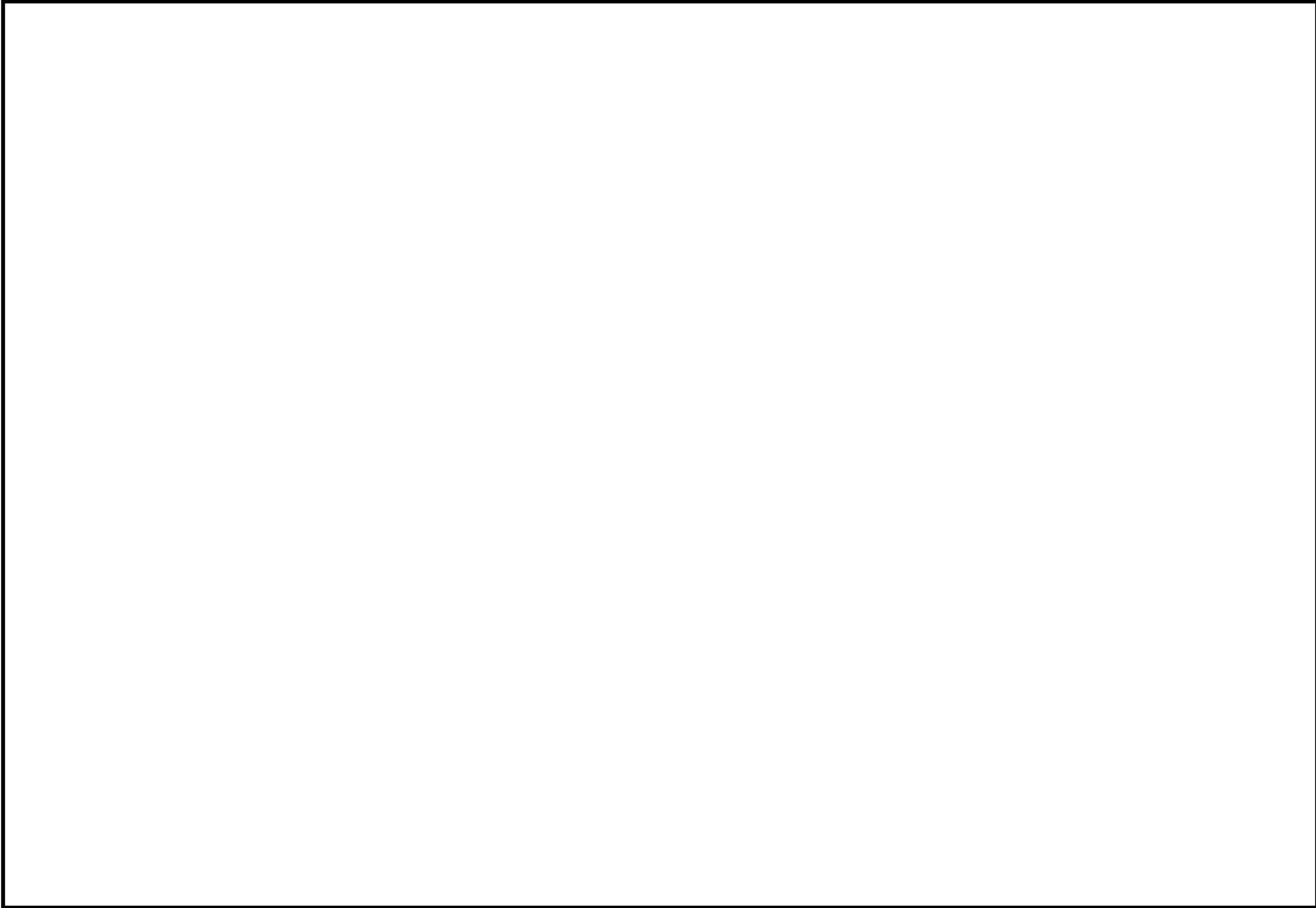


操作補足事項

原子炉圧力容器内の減圧により低圧注水系による注水が開始され原子炉水位が上昇することを確認する。
原子炉水位が有効燃料棒頂部以上で安定していることを確認後「水位確保」へ移行する。

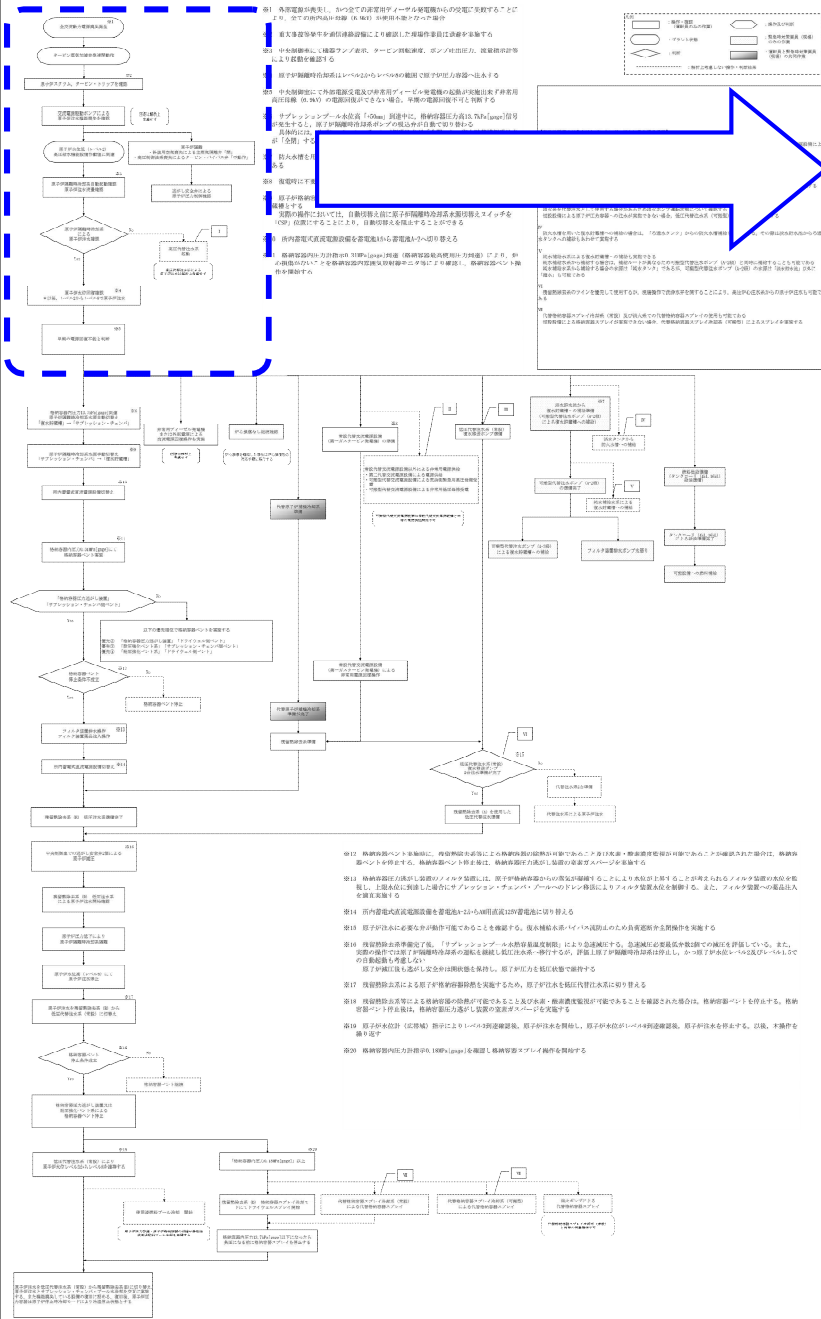
AM 設備別操作手順書





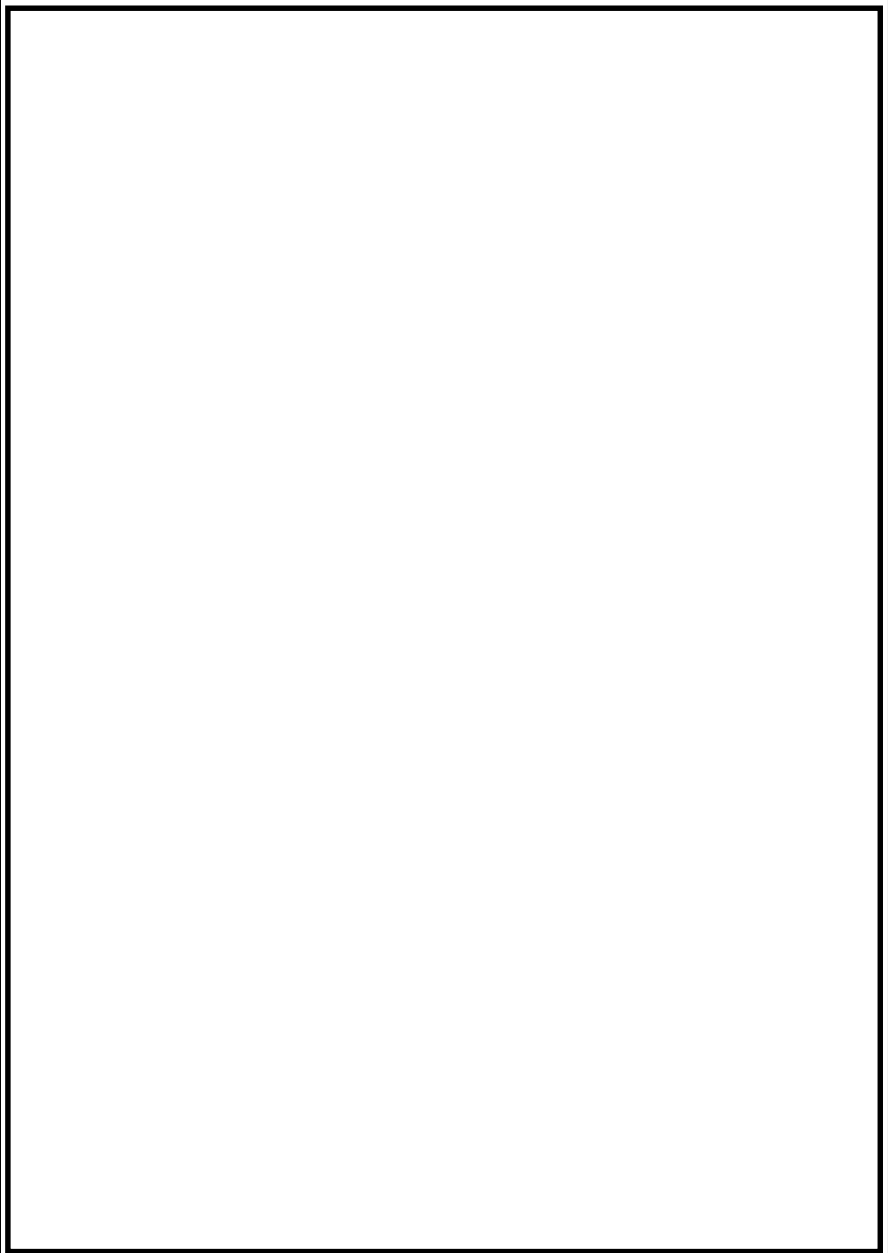
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」

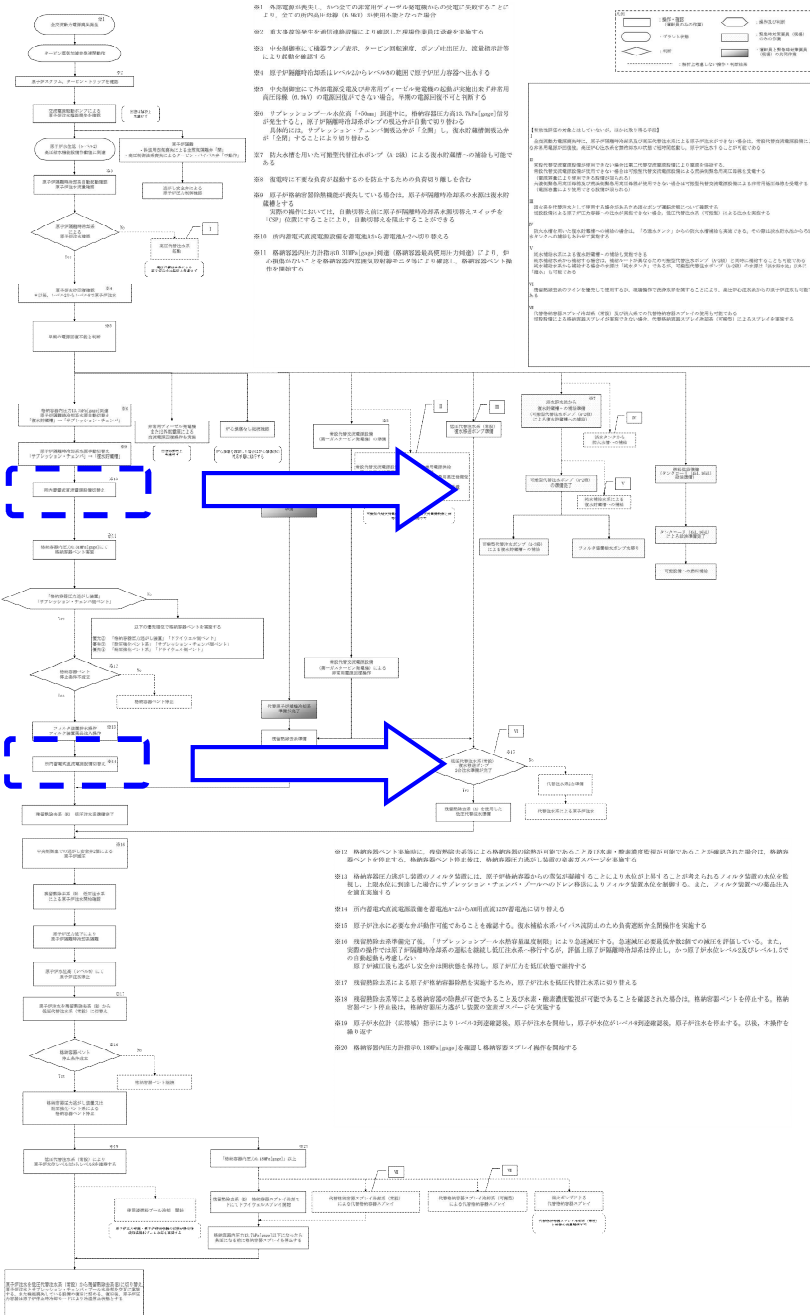


操作補足事項

「全交流動力電源喪失発生」
全交流動力電源喪失により原子炉がスクラムし、EOP「スクラム」へ移行し、対応する。
最初に「原子炉出力」制御にて発電用原子炉の停止状態を確認する。続いて「原子炉水位」「原子炉圧力」「タービン・電源」の制御を並行して行う。
また、「一次格納容器制御導入」を継続監視する。
外部電源喪失により、給水機能が喪失していることから、原子炉水位は継続して低下し、原子炉水位レベル2で原子炉隔離時冷却系が自動起動する。
原子炉隔離時冷却系により原子炉圧力容器への注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。
以降、**原子炉水位をレベル3～レベル8で維持するように制御する。**
全交流動力電源喪失が発生したことから、EOP「交流/直流電源供給回復」へ移行する。

AM 設備別操作手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書（微候ベース）「EOP」 「交流/直流電源供給回復」



【事故時対応の概略】
 1. 事故発生時の対応
 2. 事故発生時の対応
 3. 事故発生時の対応
 4. 事故発生時の対応
 5. 事故発生時の対応
 6. 事故発生時の対応
 7. 事故発生時の対応
 8. 事故発生時の対応
 9. 事故発生時の対応
 10. 事故発生時の対応
 11. 事故発生時の対応
 12. 事故発生時の対応
 13. 事故発生時の対応
 14. 事故発生時の対応
 15. 事故発生時の対応
 16. 事故発生時の対応
 17. 事故発生時の対応
 18. 事故発生時の対応
 19. 事故発生時の対応
 20. 事故発生時の対応

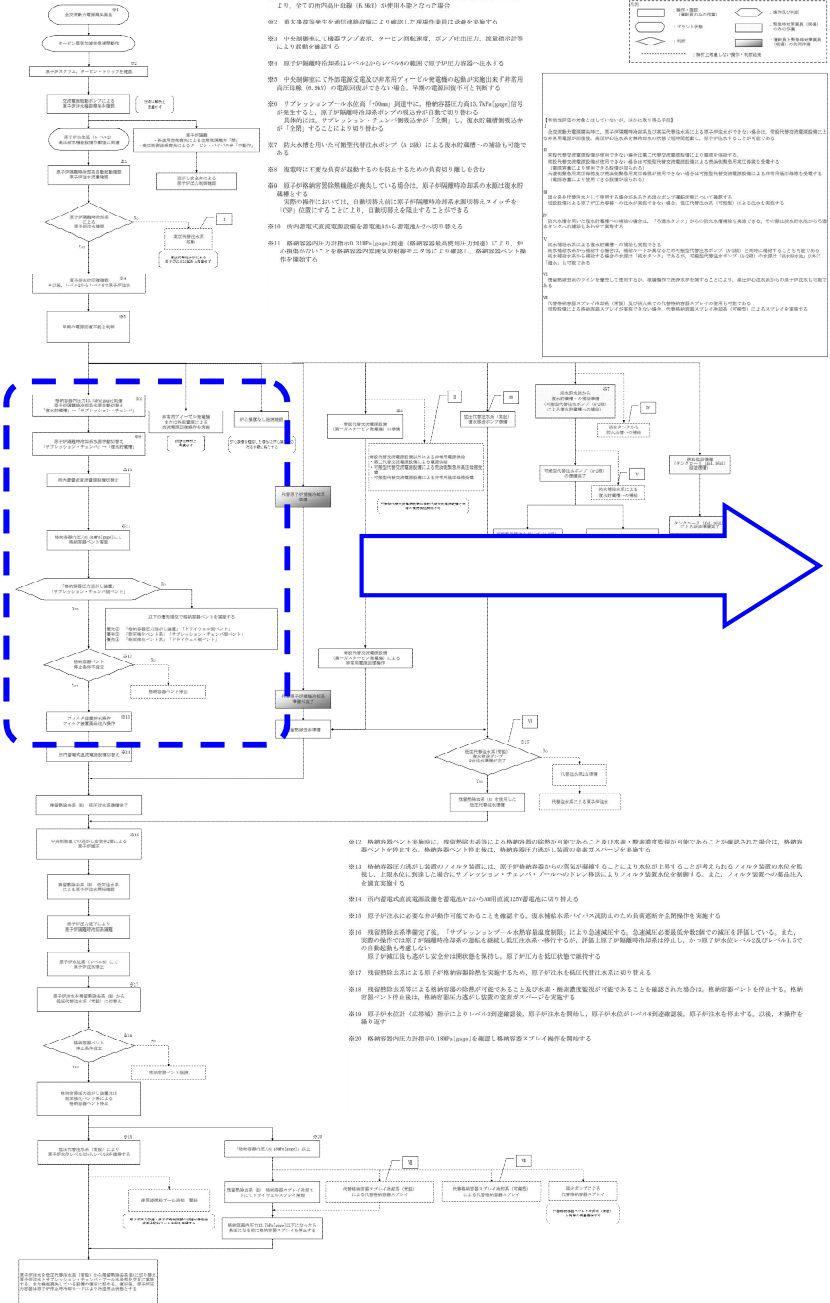
【注意事項】
 1. 事故発生時の対応
 2. 事故発生時の対応
 3. 事故発生時の対応
 4. 事故発生時の対応
 5. 事故発生時の対応
 6. 事故発生時の対応
 7. 事故発生時の対応
 8. 事故発生時の対応
 9. 事故発生時の対応
 10. 事故発生時の対応
 11. 事故発生時の対応
 12. 事故発生時の対応
 13. 事故発生時の対応
 14. 事故発生時の対応
 15. 事故発生時の対応
 16. 事故発生時の対応
 17. 事故発生時の対応
 18. 事故発生時の対応
 19. 事故発生時の対応
 20. 事故発生時の対応

操作補足事項

非常用ディーゼル発電機 (A) の起動に失敗していることから、原子炉隔離時冷却系で使用している直流電源の枯渇を防止するため、所内蓄電池式直流電源設備の切替えを行い、延命措置を実施する。

AM 設備別操作手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「EOP」 一次格納容器制御 「PCV 制御」

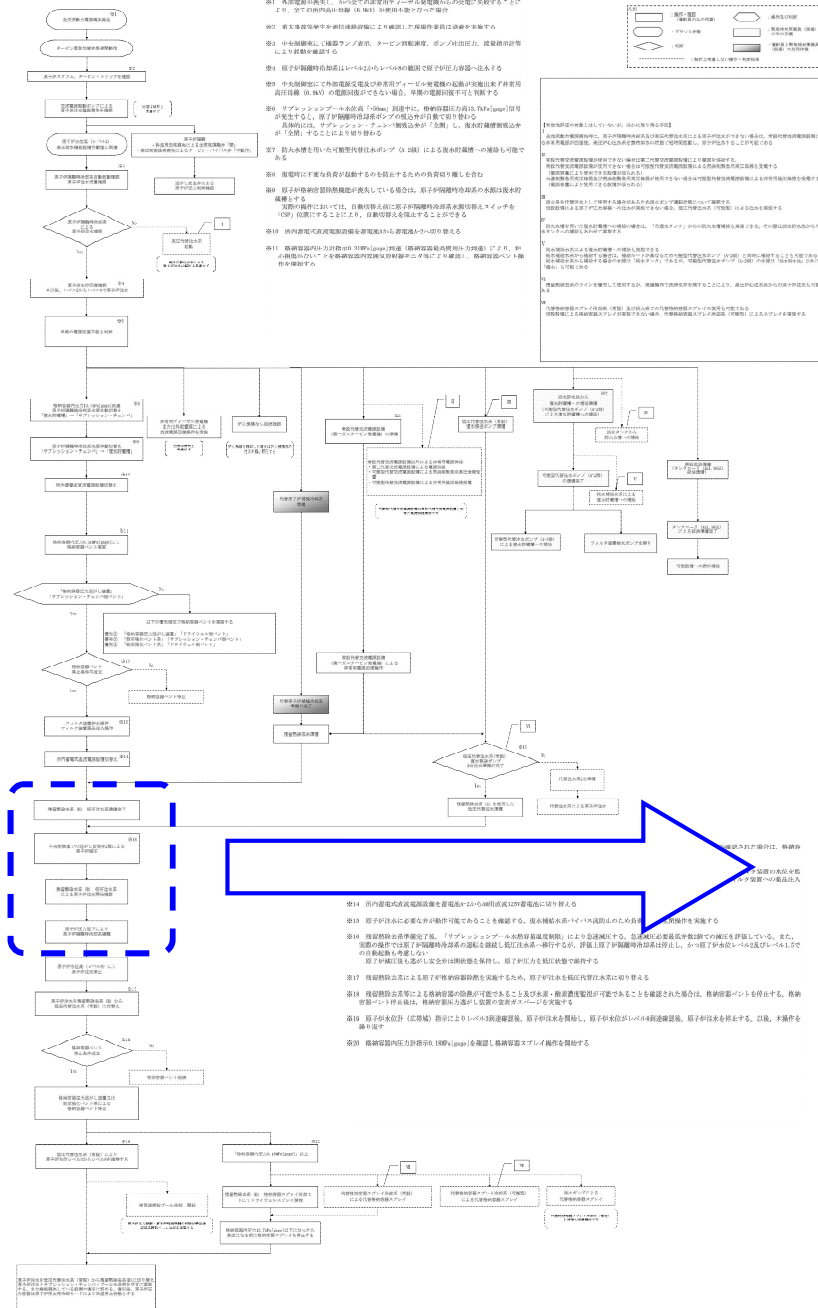


操作補足事項

原子炉格納容器内の圧力が 310kPa [gage] に到達したら、格納容器圧力逃がし装置により格納容器ベントを実施する。

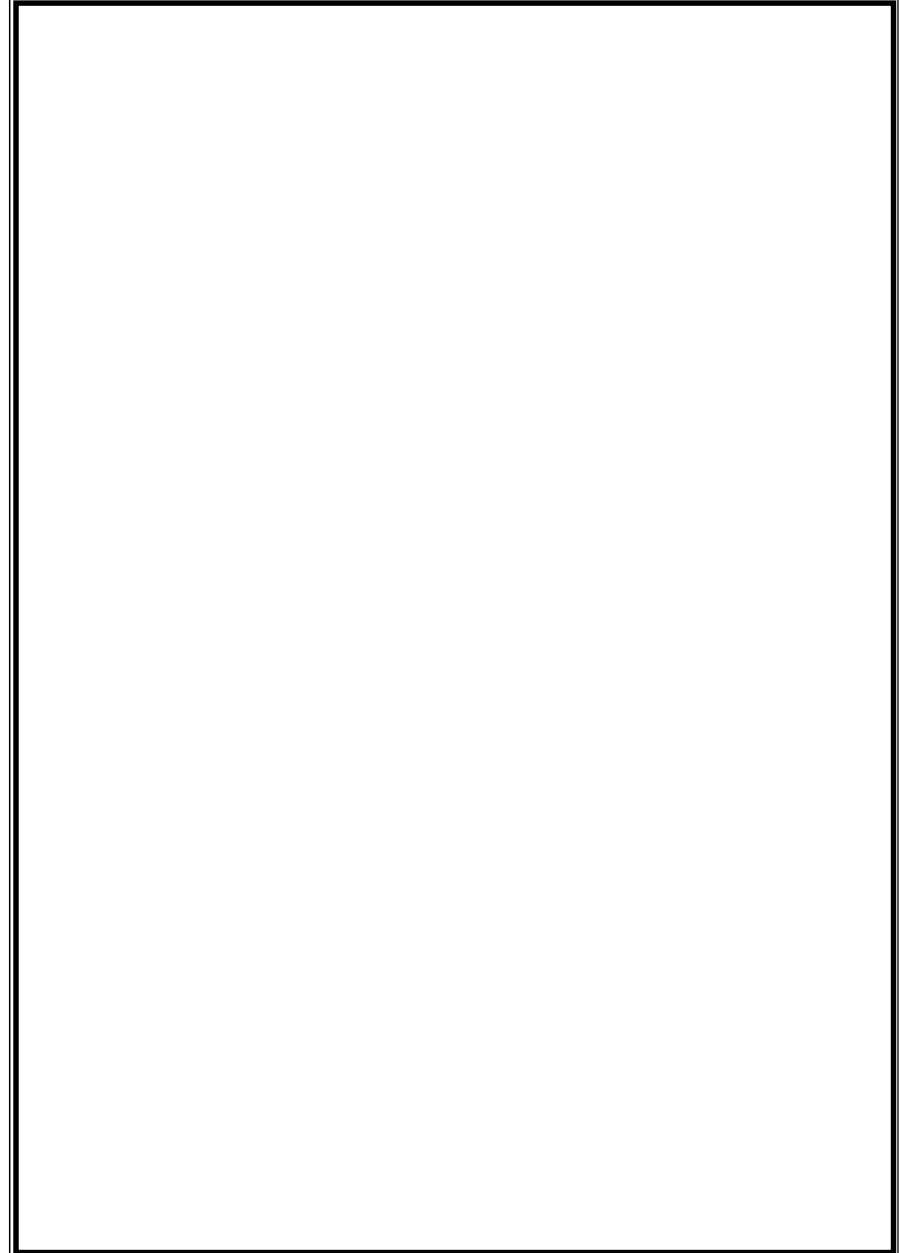
AM 設備別操作手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書 (微候ベース)「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

第一ガスタービン発電機からの交流電源供給を確認後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水準備が完了次第、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を順次開放して、原子炉減圧を実施する。

原子炉減圧後は原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認し、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

原子炉水位計正常を確認後「PCV 圧力制御」へ移行する。

AM 設備別操作手順書

- 3 「原子炉注水戦略」
 - ・RHR (B) による原子炉注水
 - ・MUWC による原子炉注水
- 「代替除熱戦略」
- ・代替 Hx による補機冷却水 (B) 確保

