

# 1.3 全交流動力電源喪失

## 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

### 特徴

全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失することを想定する。このため、開状態のまま固着した逃がし安全弁からの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

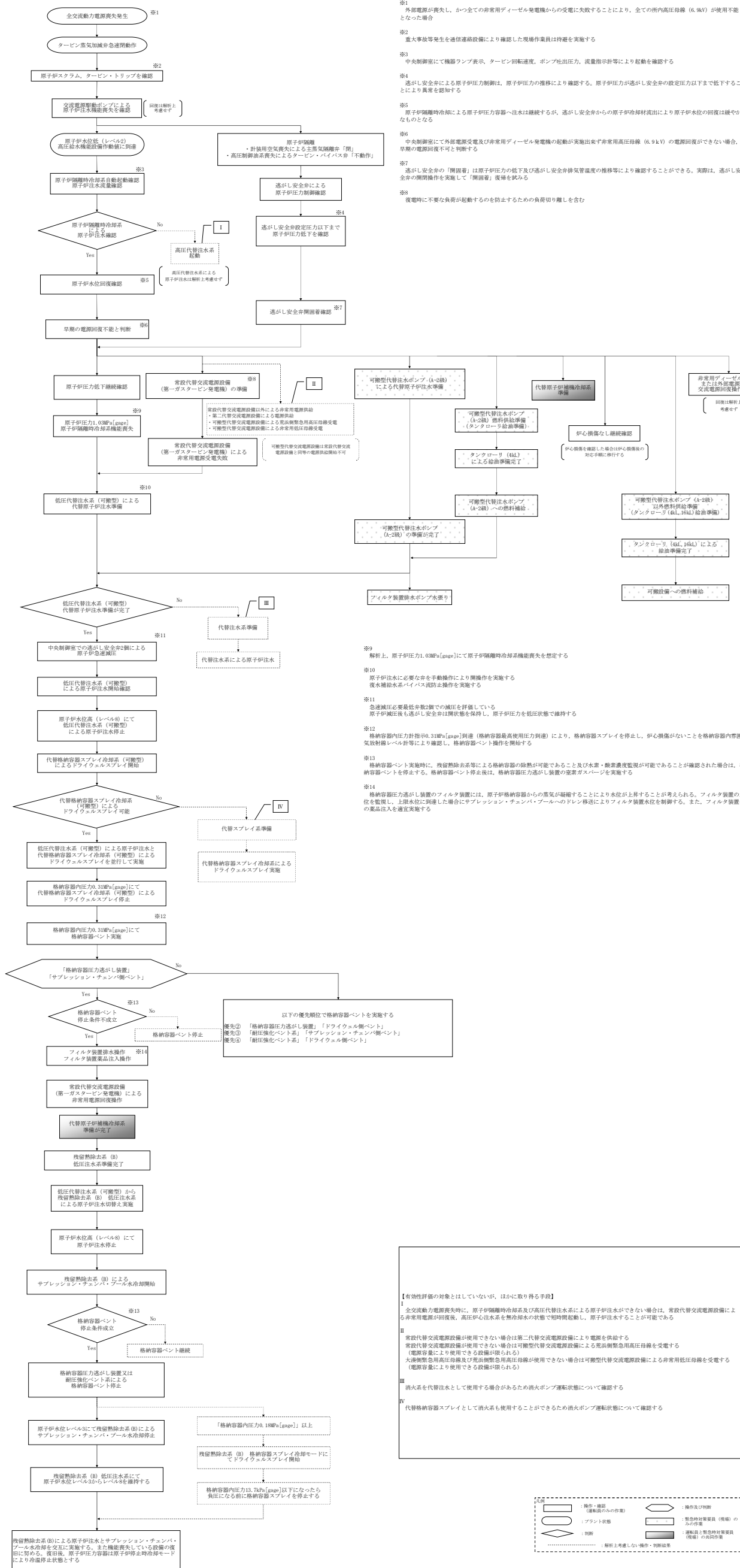
逃がし安全弁1個の開固着によって、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下するまでの間は、所内蓄電式直流電源設備より電源を給電した原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却し、原子炉隔離時冷却系による注水停止後は、低圧代替注水系（可搬型）による注水の準備が完了した後、逃がし安全弁の自動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（可搬型）により炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電及び残留熱除去系（低圧注水モード）による注水の準備が完了した以降は残留熱除去系（低圧注水モード）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

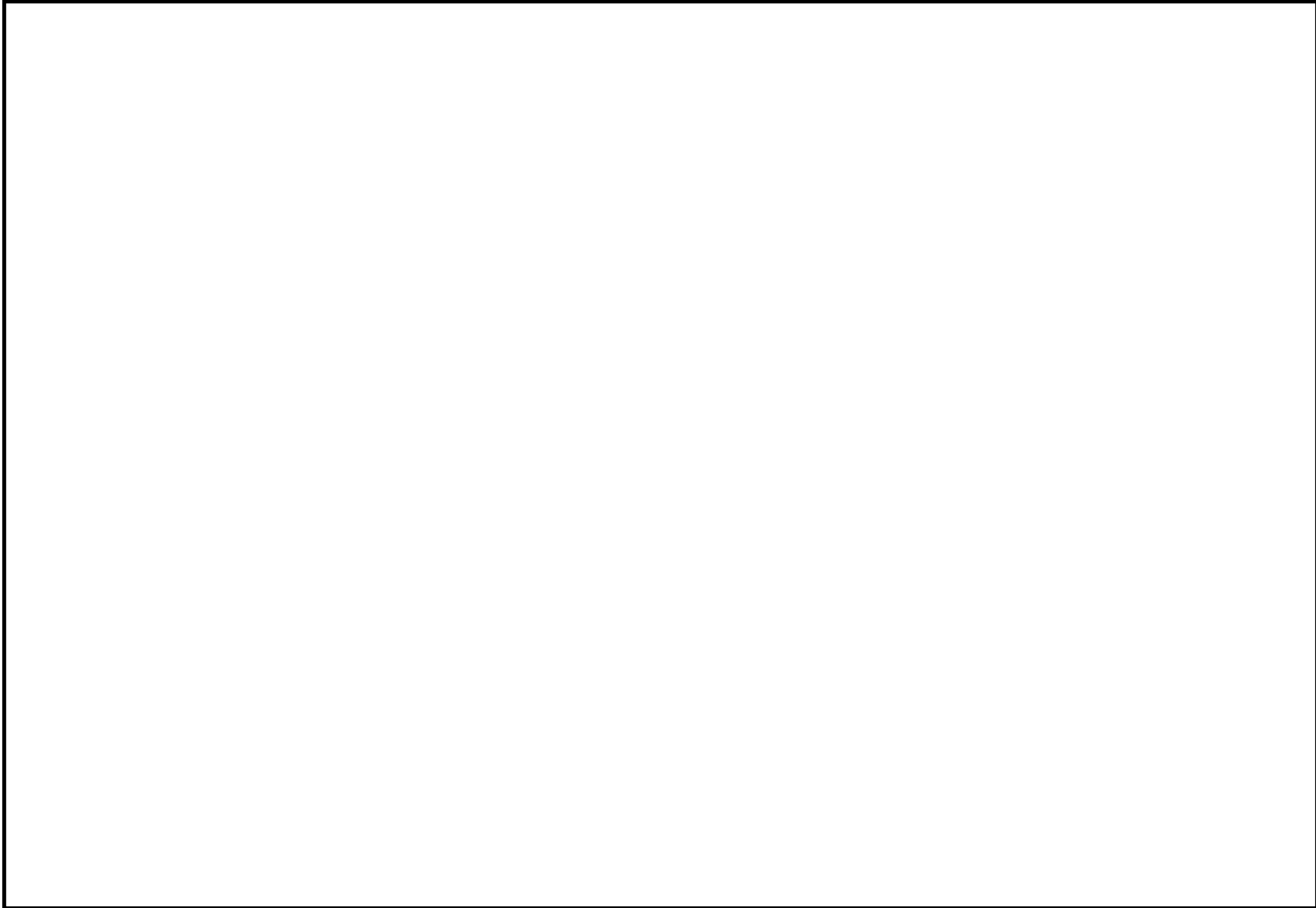
また、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器冷却、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱を実施する。

### 対応手順の概要

- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
- 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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
- 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

### 解析上の対応手順の概要フロー

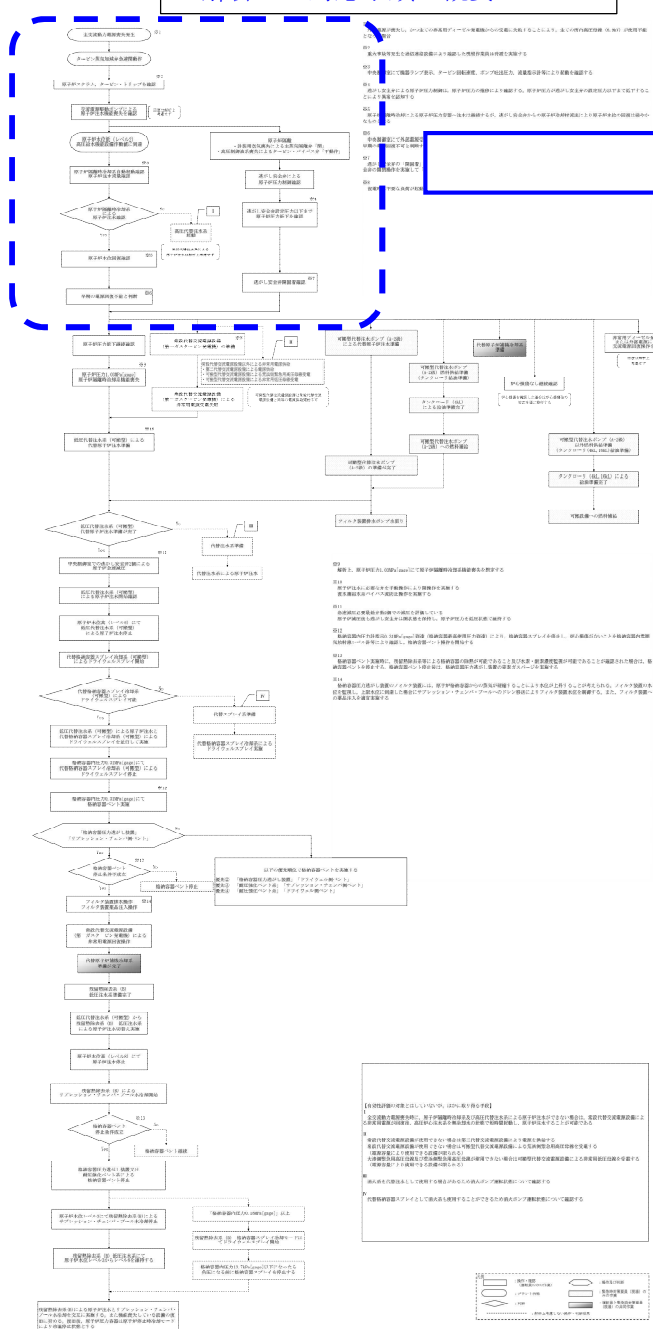






# 詳細手順説明

## 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」



This section contains the detailed 'EOP' (Emergency Operating Procedure) for reactor control during a scram. It includes a legend for symbols used in the flowchart, such as rectangles for '操作' (Operation) and diamonds for '判断' (Judgment). The text provides specific instructions and rationale for each step, covering scenarios like reactor output control, pressure management, and turbine power source control. It also includes a section for 'AM 設備別操作手順書' (AM equipment-specific operation procedures).

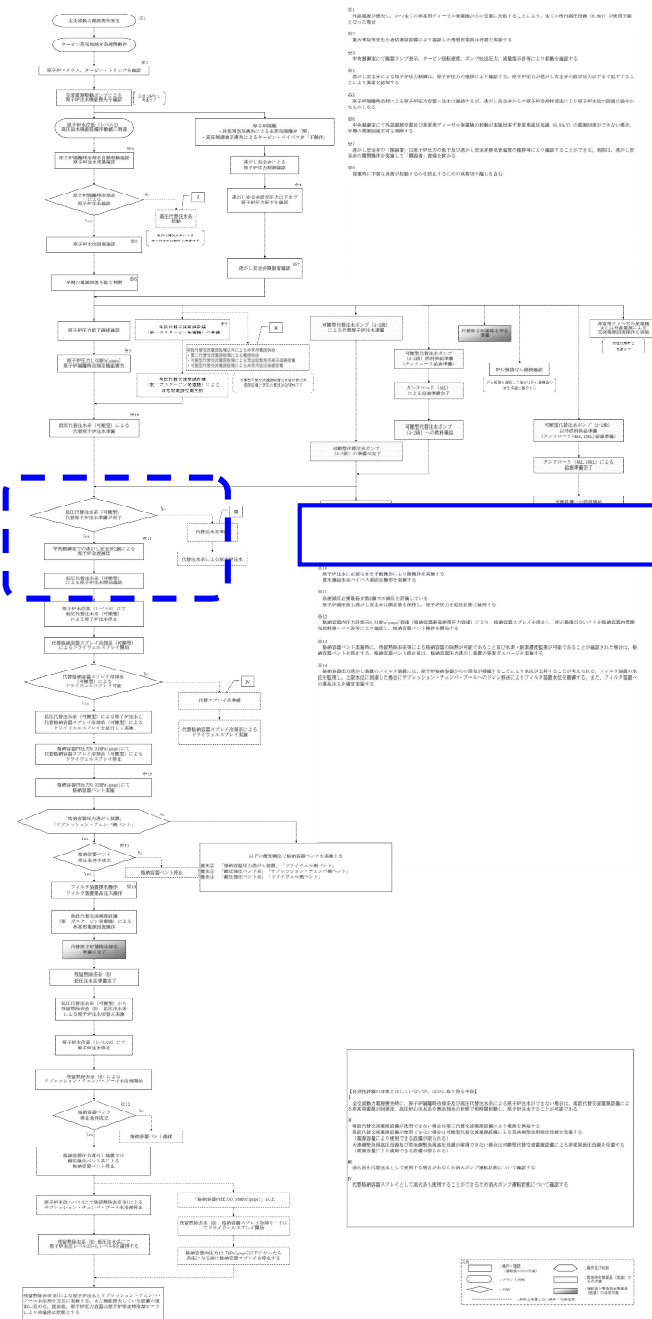
## 操作補足事項

**「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。  
逃がし安全弁の再開失敗により、原子炉水位はさらに低下するが、高圧炉心注水系は全交流動力電源喪失のため起動せず、**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「水位確保」へ移行する。**  
**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

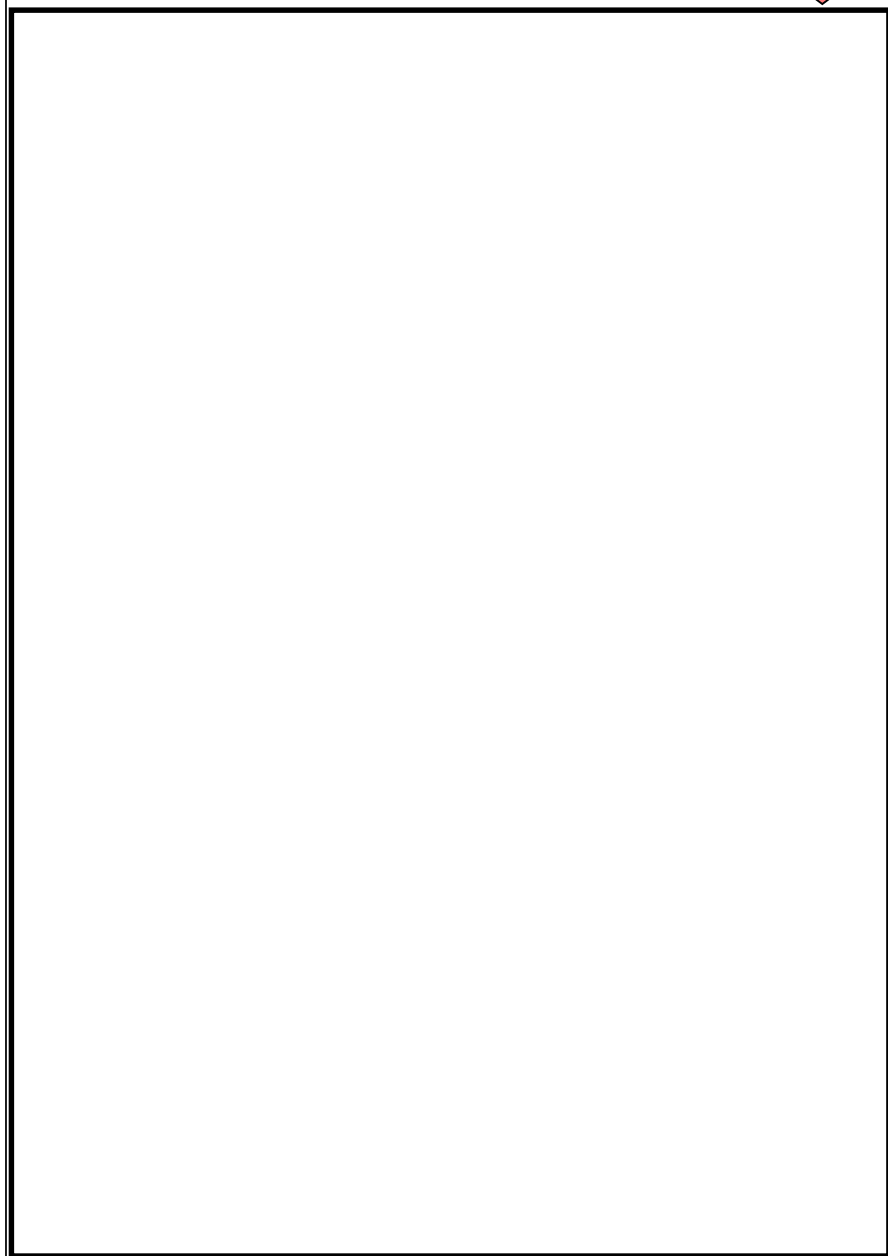


### 解析上の対応手順の概要フロー



### 事故時運転操作手順書

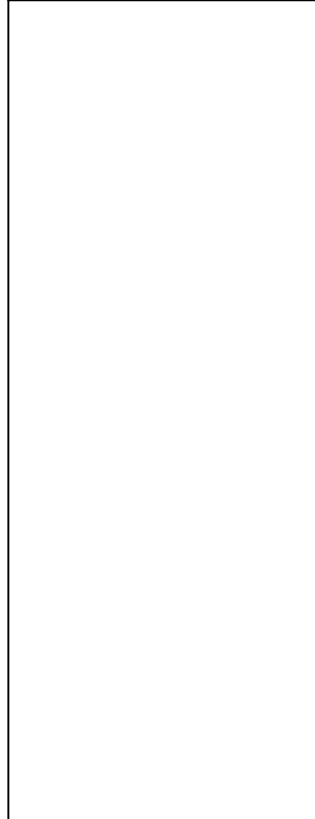
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「EOP」  
不測事態「急速減圧」



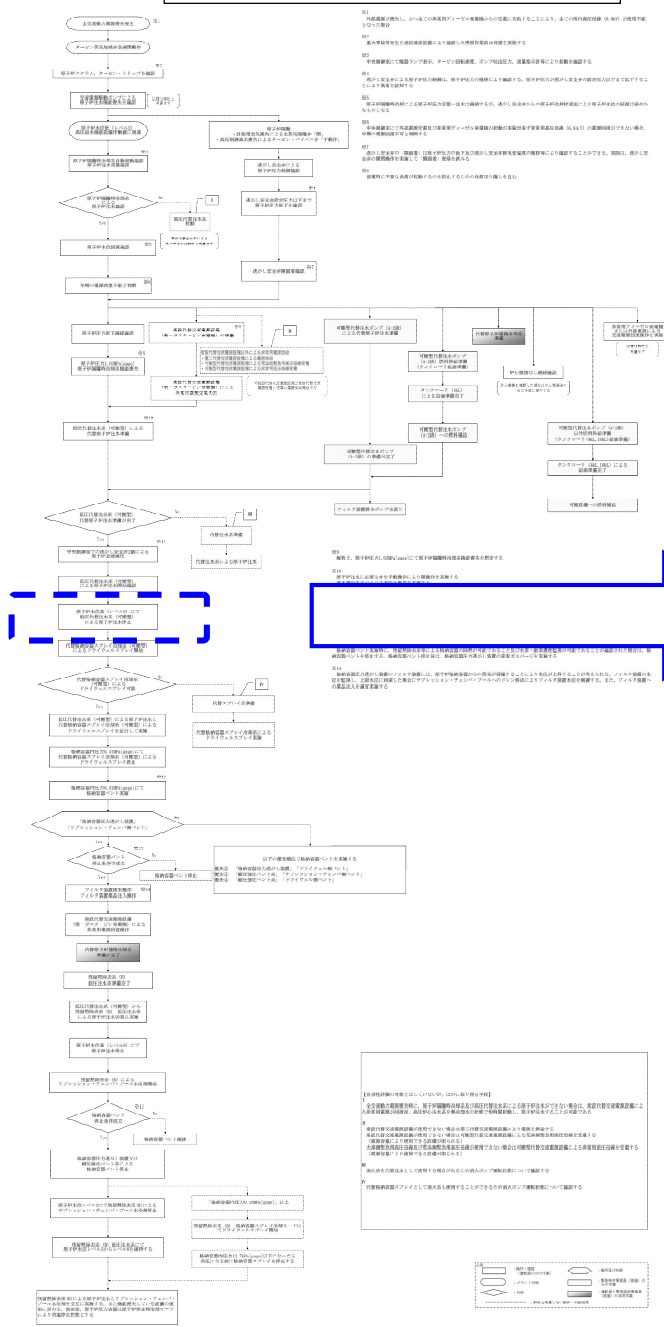
### 操作補足事項

低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水準備が完了後、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。  
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する。  
**原子炉水位計正常を確認後「水位確保」へ移行する。**

### AM 設備別操作手順書



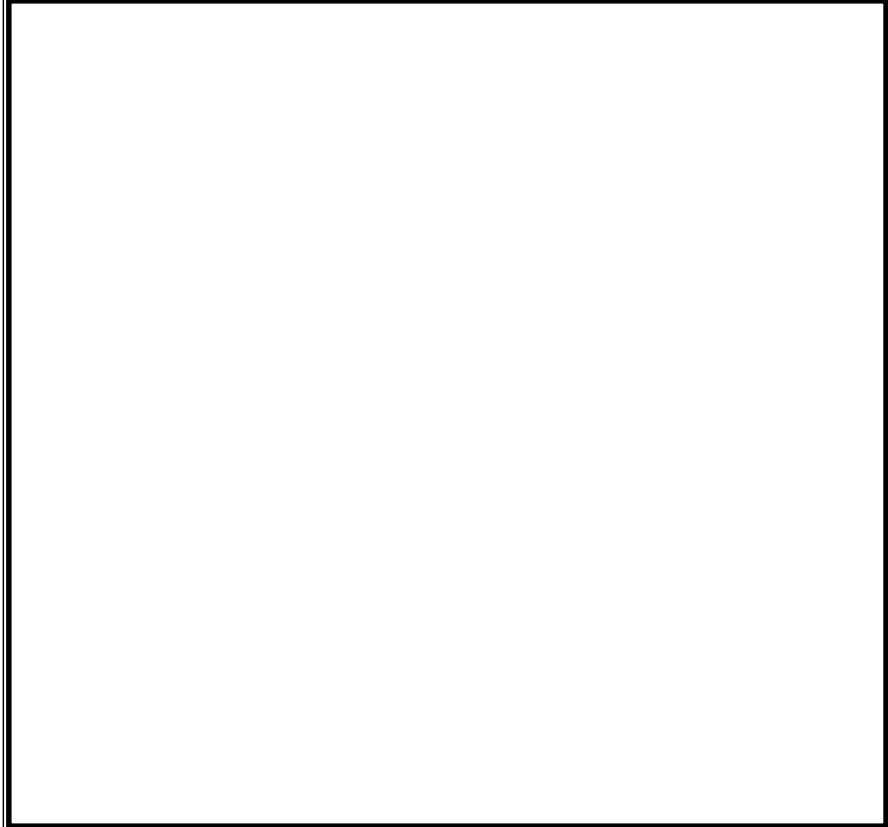
解析上の対応手順の概要フロー



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」  
原子炉制御「水位確保」



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」

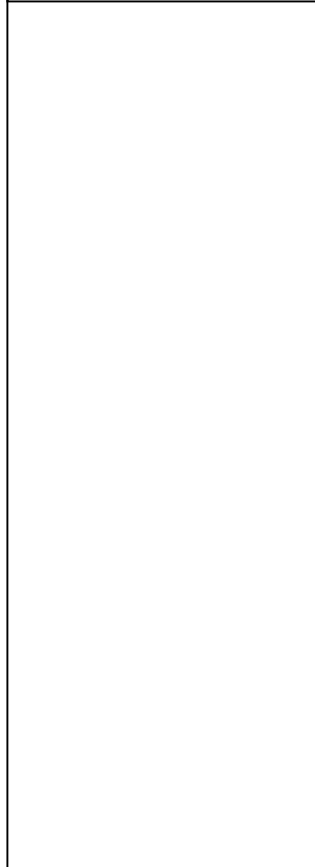


操作補足事項

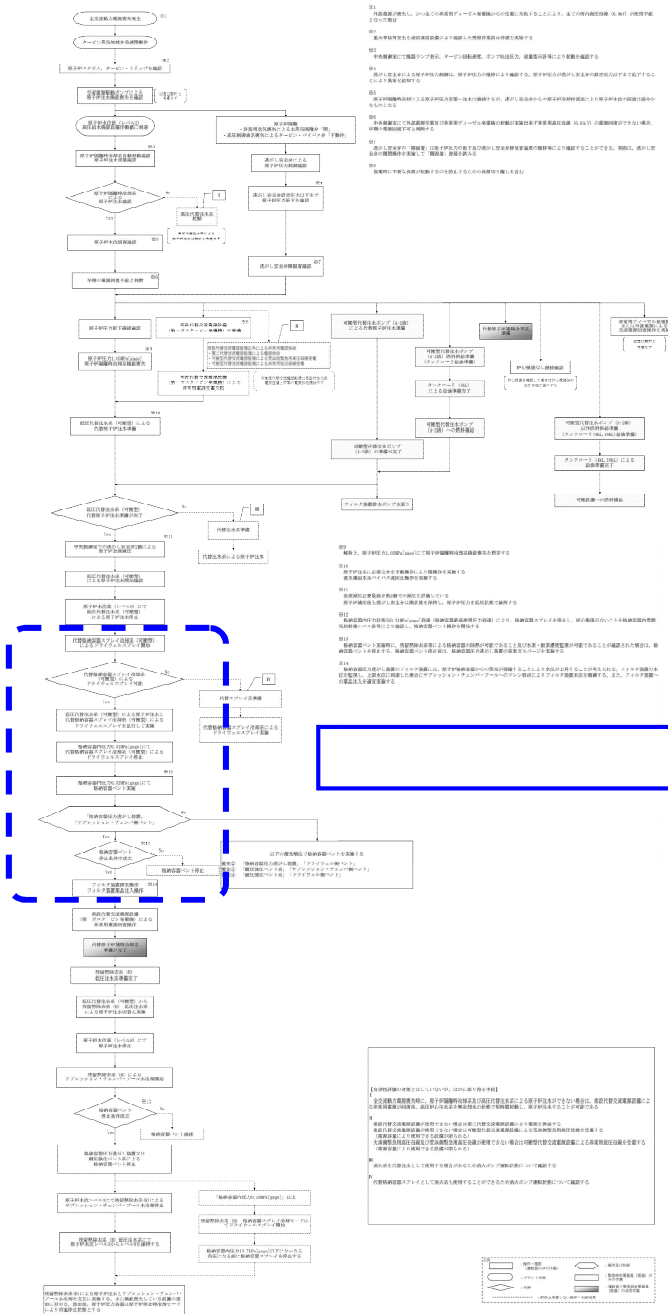
低圧代替注水系 (可搬型) により、**原子炉水位をレベル 3~レベル 8 で維持するよう**に制御する。

なお、第一ガスタービン発電機及び代替原子炉補機冷却系の準備完了後、低圧代替注水系 (可搬型) から残留熱除去系 (低圧注水モード) に切り替える。

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」 原子炉制御「スクラム」



#### 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 圧力制御」

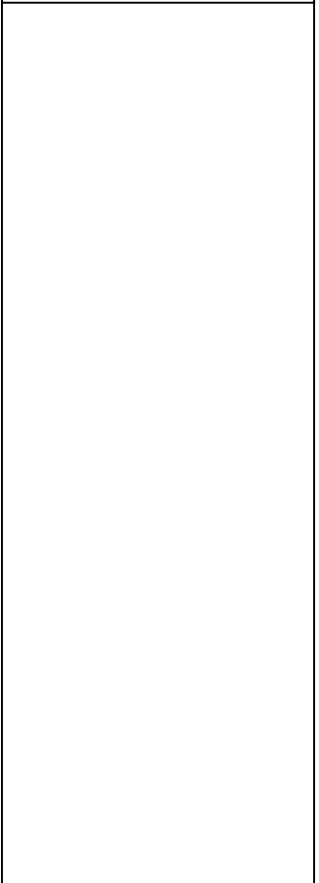


### 操作補足事項

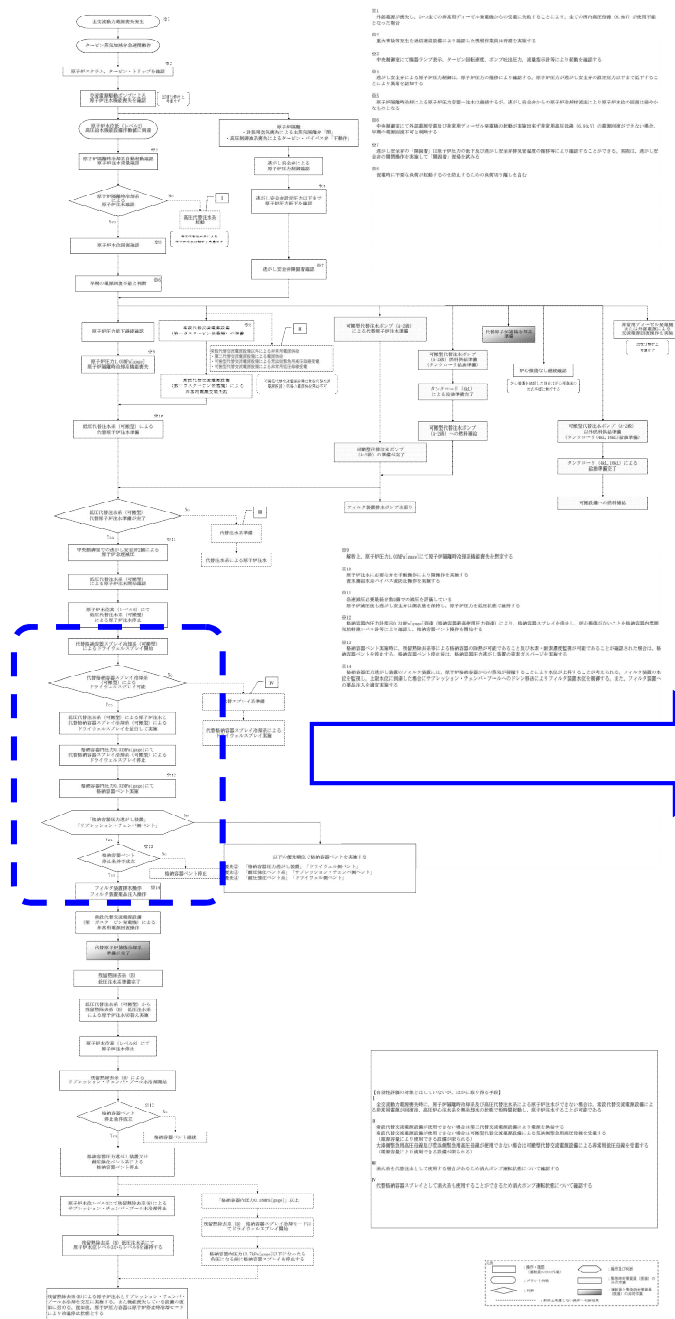
**原子炉格納容器内の除熱機能がないため、原子炉格納容器内の圧力及び温度が上昇することから、一次格納容器制御「PCV 圧力制御」「S/P 温度制御」が導入される。**

原子炉格納容器内の圧力を監視し、原子炉格納容器内の圧力に応じた対応操作を実施する。

### 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 圧力制御」



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 圧力制御」

1.0.7-1.3.4-8

### 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、低圧代替注水系 (可搬型) により原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

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。

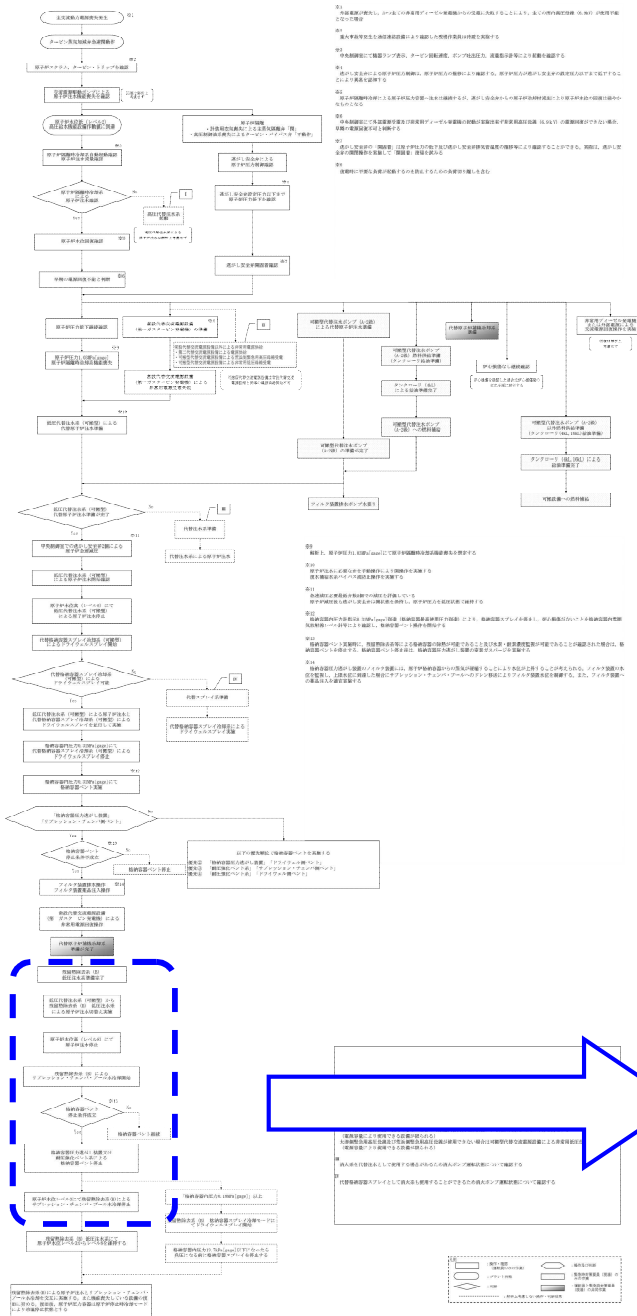
### AM 設備別操作手順書

AM 設備別操作手順書



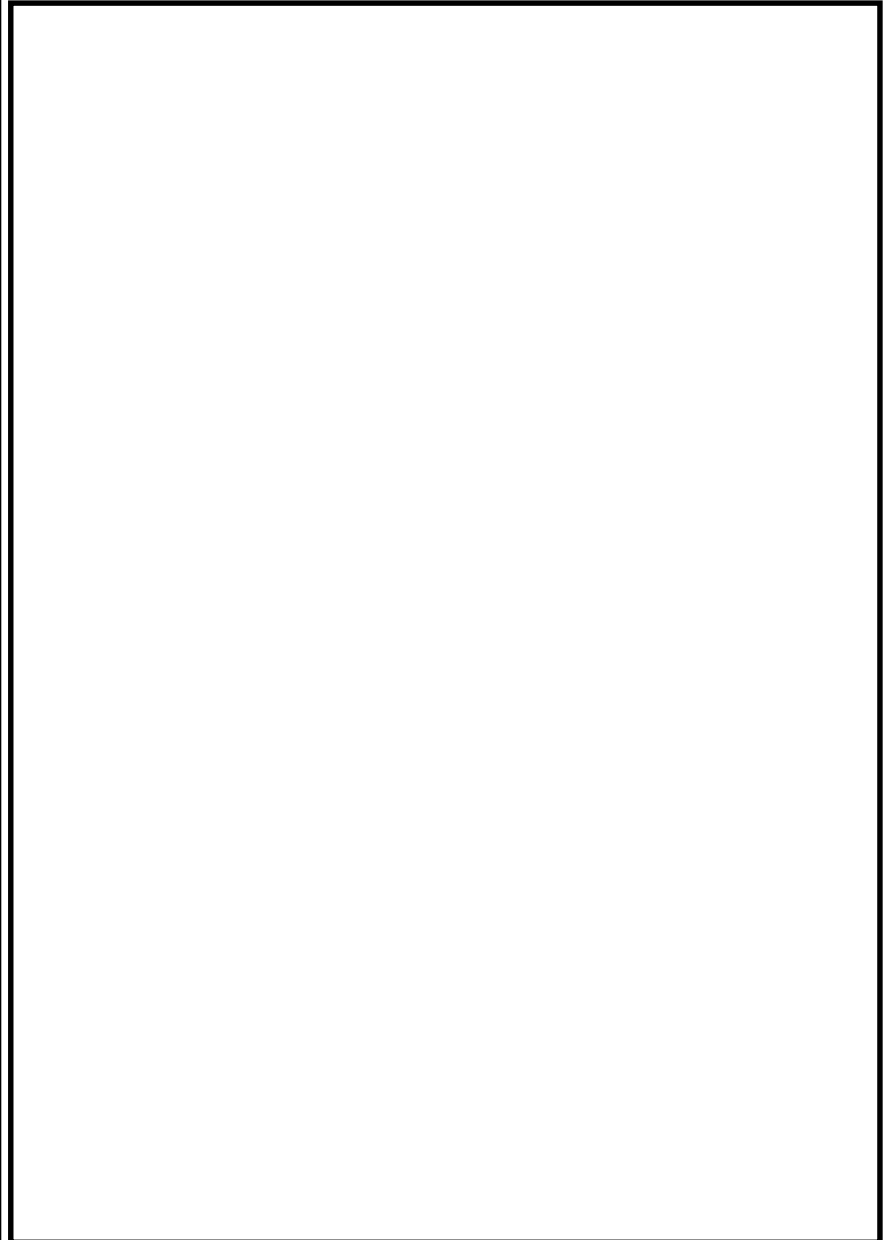


## 解析上の対応手順の概要フロー



## 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 「S/P 温度制御」



## 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、残留熱除去系によりサプレッション・チェンバ・プール水の冷却を実施する。

以降、原子炉水位がレベル3まで低下したら、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を再開し、原子炉水位がレベル8まで上昇したら、残留熱除去系 (サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱を再開することを繰り返す。

## AM 設備別操作手順書

- 5 「格納容器スプレイ戦略」
  - ・RHR (B) による PCV スプレイ
- 10 「格納容器除熱戦略」
  - ・RHR (A) による S/P 除熱

## 「代替除熱戦略」

- ・代替 Hx による 補機冷却水 (A) 確保
- ・代替 Hx による 補機冷却水 (B) 確保

# 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

### 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、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、原子炉格納容器温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され、格納容器圧力が上昇することから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、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、取水機能の喪失を想定することから、あわせて非常用ディーゼル発電機も機能喪失する。

### 基本的な考え方

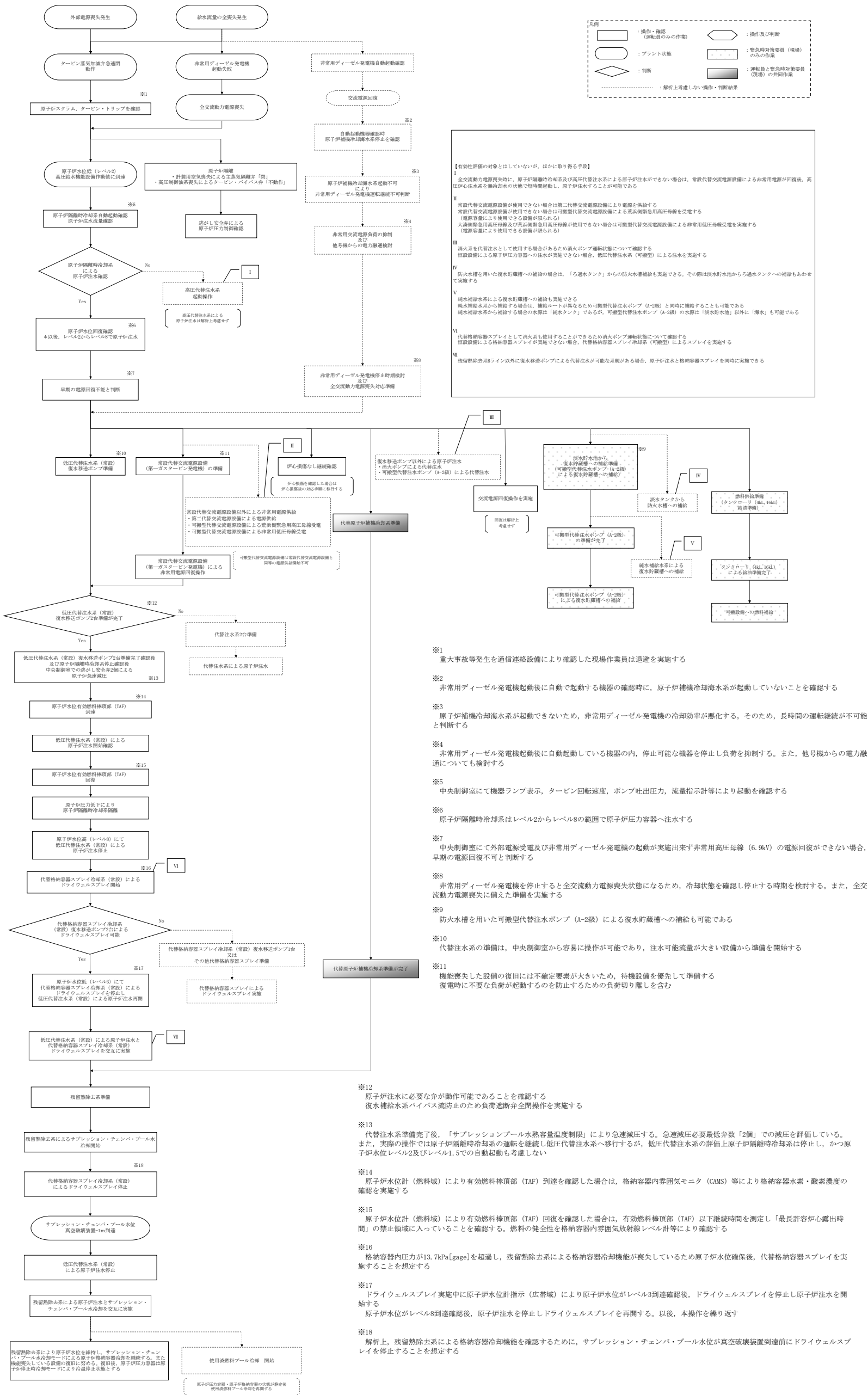
原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、常設代替交流電源設備による給電及び低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の準備が完了したところで、逃がし安全弁の自動開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系(常設)及び代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

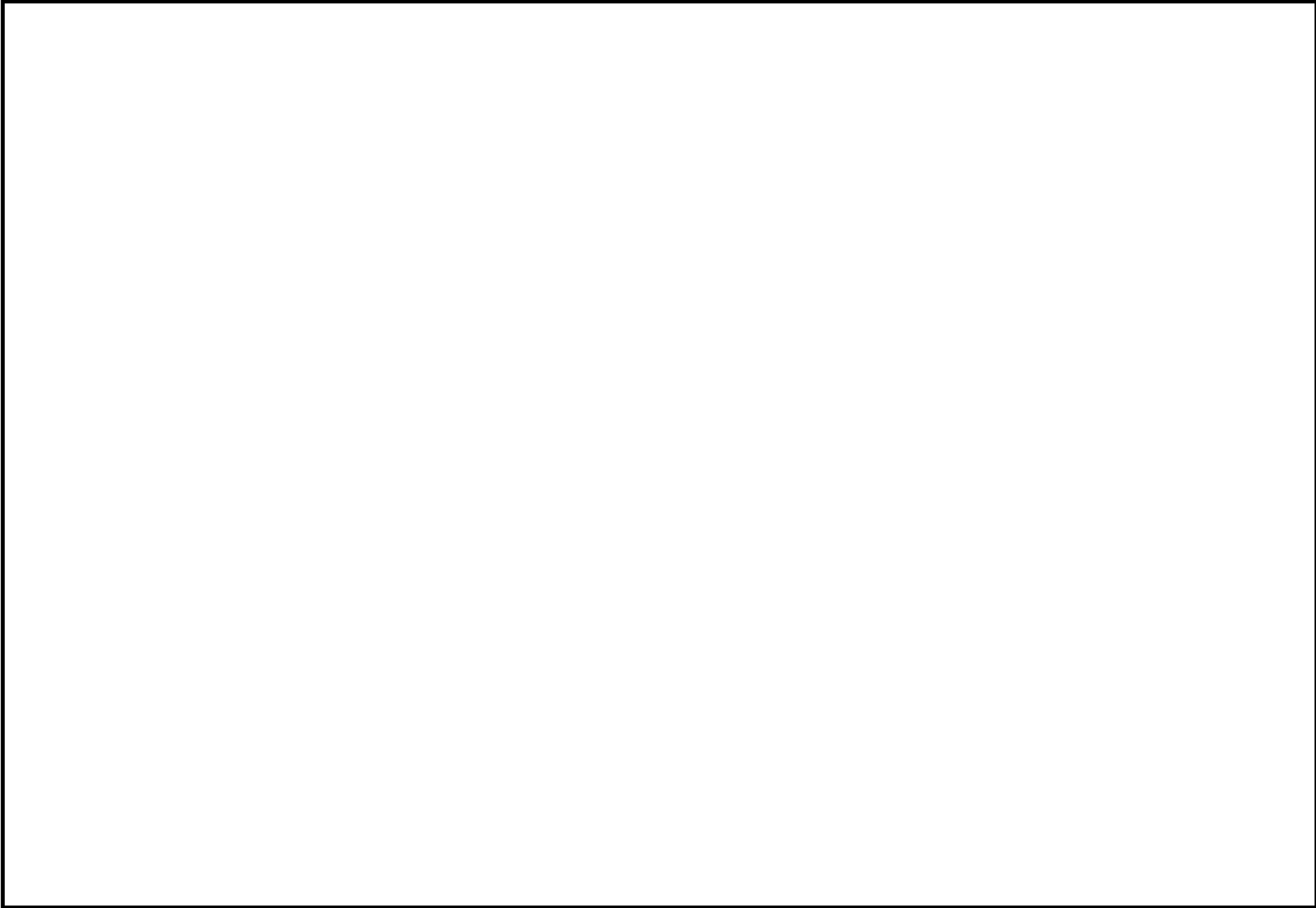
また、代替格納容器スプレィ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

### 対応手順の概要

- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 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ィ冷却系(常設)による原子炉格納容器冷却
- 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(低圧注水モード)による原子炉注水

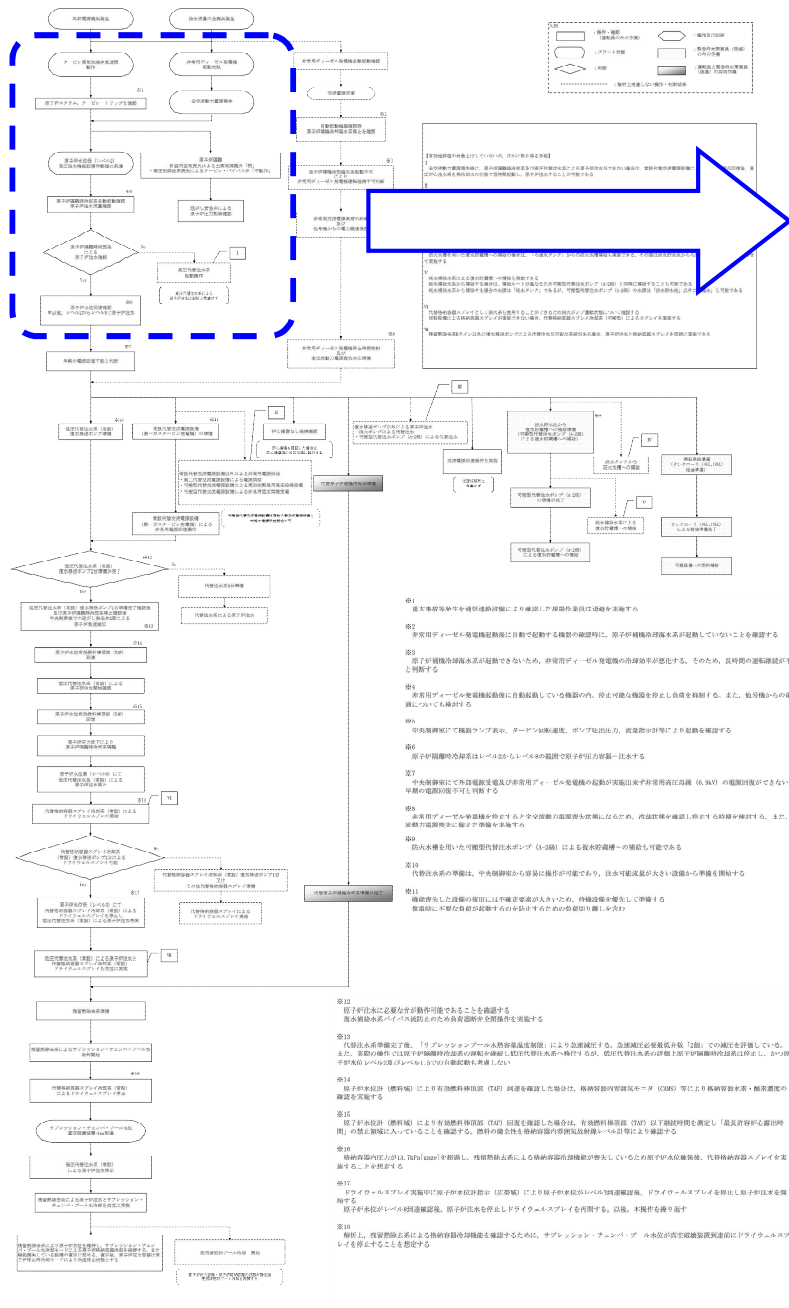
### 解析上の対応手順の概要フロー





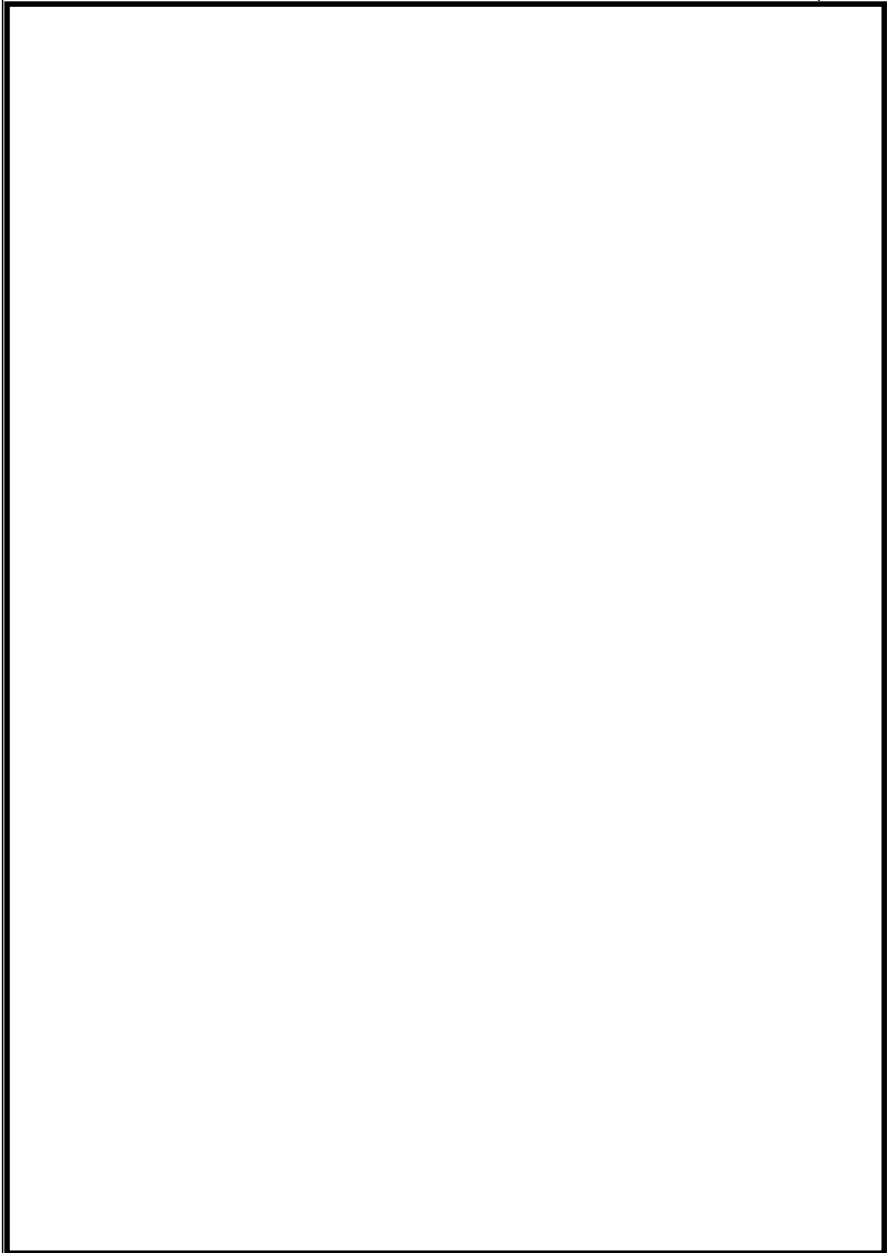


### 解析上の対応手順の概要フロー



### 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「スクラム」



### 操作補足事項

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。

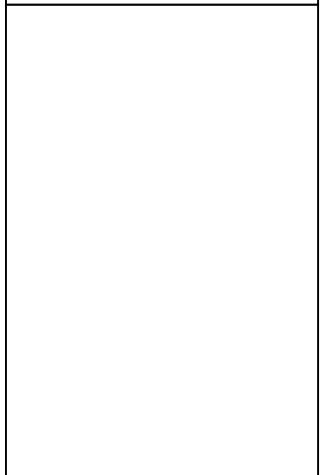
また、「一次格納容器制御導入」を継続監視する。

外部電源喪失により、給水機能が喪失していることから、原子炉水位レベル2で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、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。**

**外部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

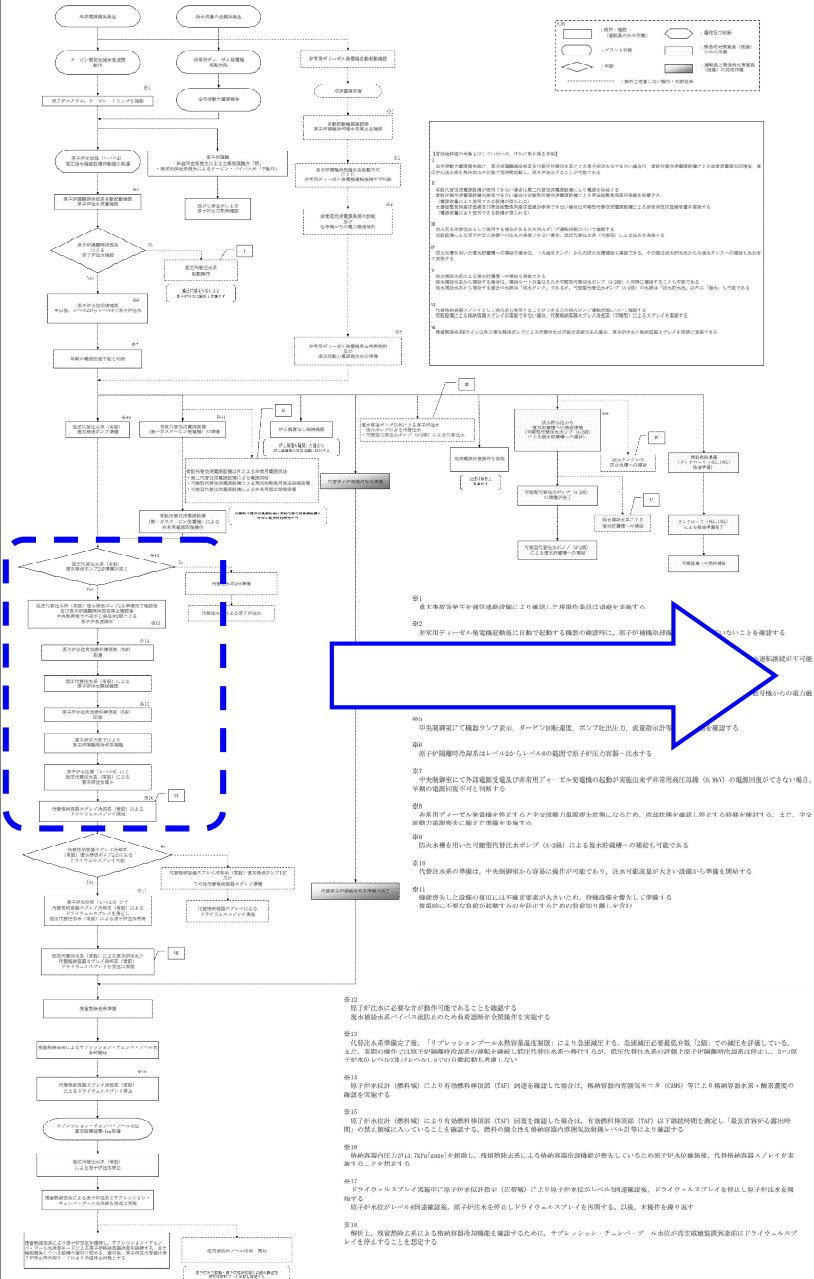






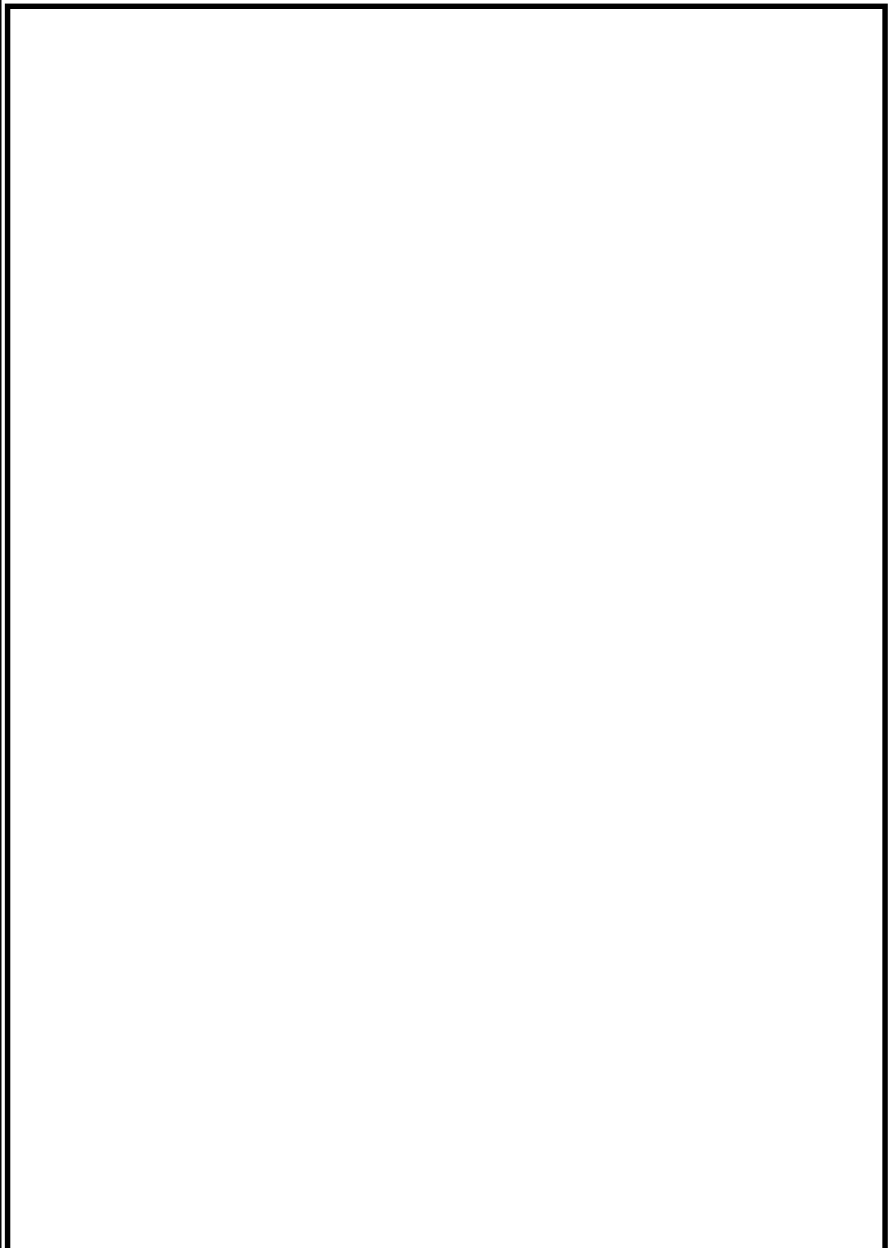


### 解析上の対応手順の概要フロー



### 事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「EOP」  
不測事態「急速減圧」



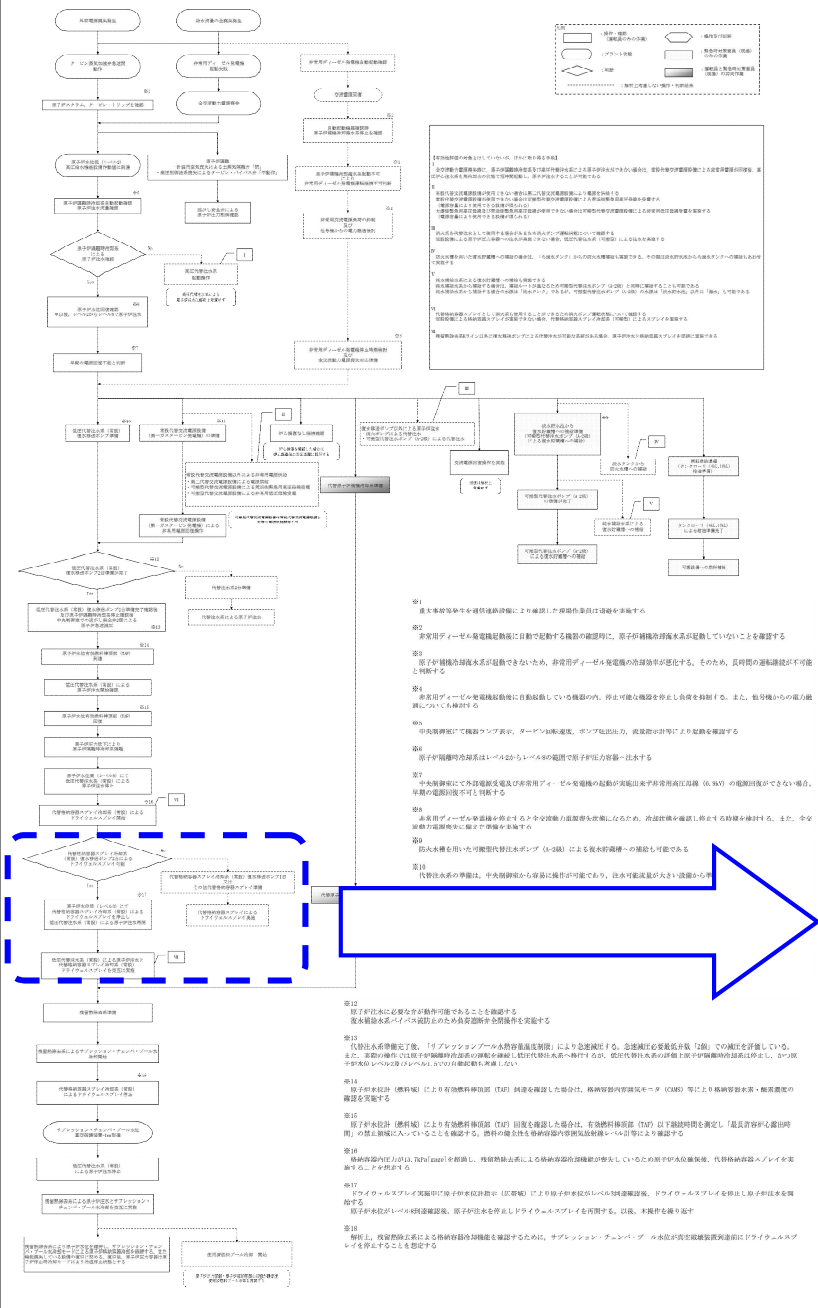
### 操作補足事項

第一ガスタービン発電機からの交流電源供給を確認後、低圧代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水準備が完了後、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。  
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

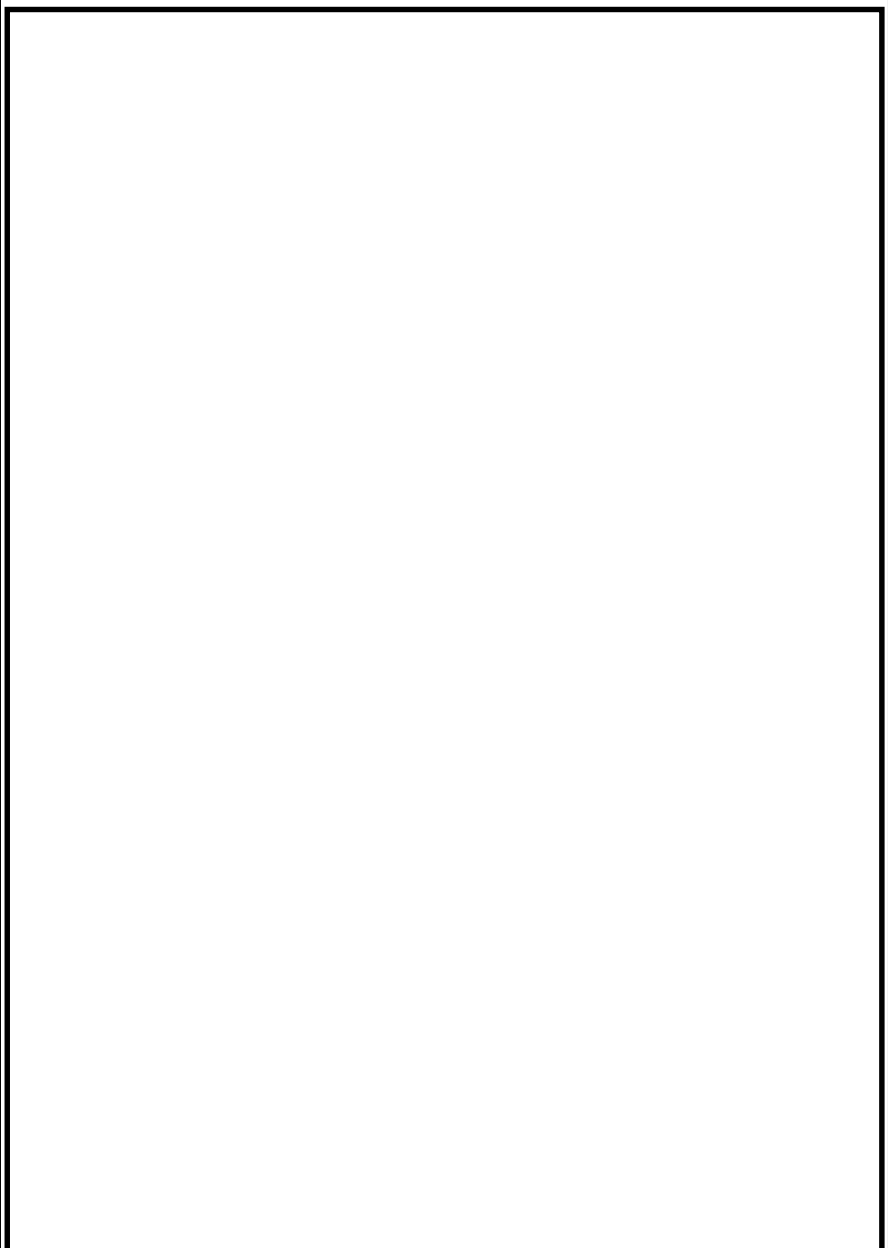
- 3 「原子炉注水戦略」
  - ・MUWC による原子炉注水

## 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」



## 操作補足事項

原子炉格納容器の除熱機能がないため、原子炉格納容器の圧力を監視し、原子炉格納容器の圧力に応じた対応操作を実施する。

原子炉水位確保後、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

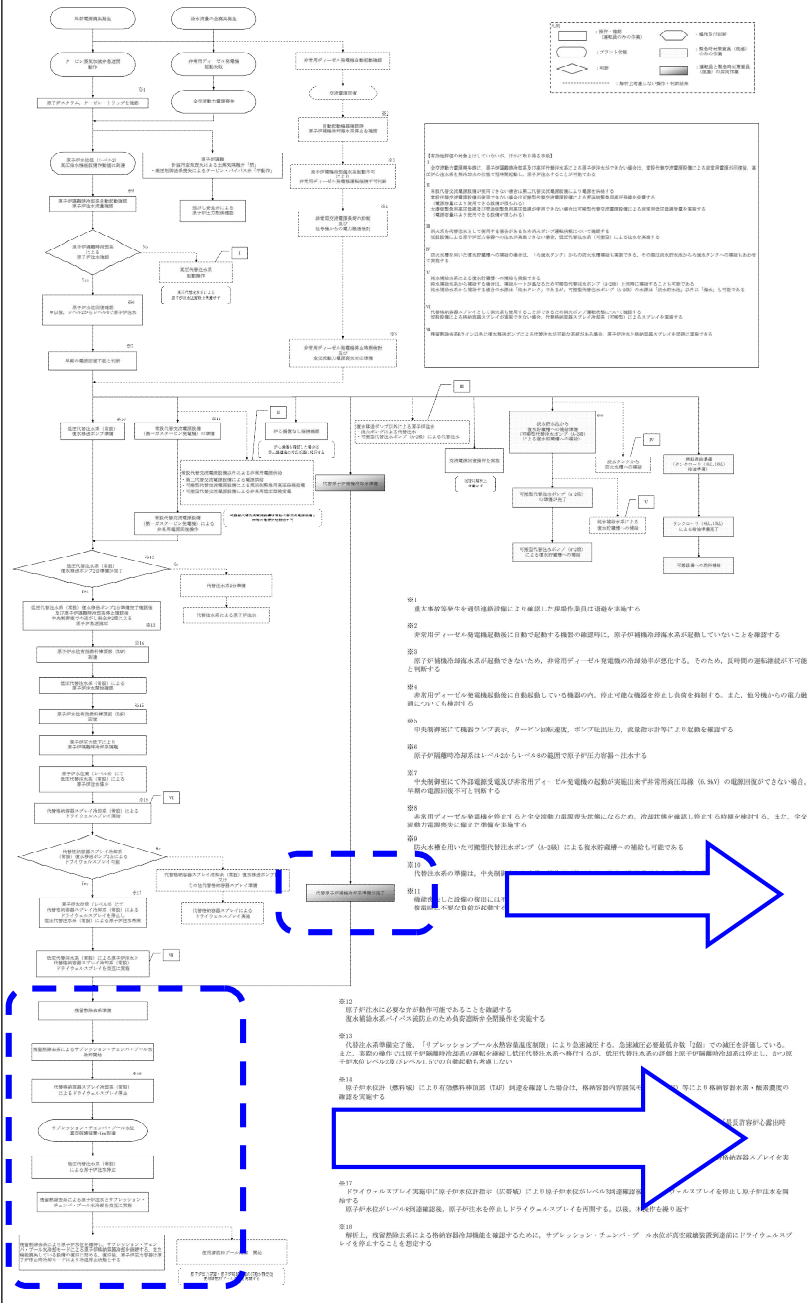
低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を停止し、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

以降、原子炉水位がレベル 3 まで低下したら、低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力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イ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイを再開することを繰り返す。

## AM 設備別操作手順書

- 5 「格納容器スプレイ戦略」
- ・MUWC による PCV スプレイ

### 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 「S/P 温度制御」



【注】本手順書の適用は、以下の条件を満たす場合に限られる。

① 原子炉停止後、原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

② 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

③ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

④ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑤ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑥ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑦ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑧ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑨ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑩ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑪ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑫ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑬ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑭ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑮ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑯ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑰ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑱ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑲ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

⑳ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉑ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉒ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉓ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉔ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉕ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉖ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉗ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉘ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉙ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉚ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉛ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉜ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉝ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉞ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㉟ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊱ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊲ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊳ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊴ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊵ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊶ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊷ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊸ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊹ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊺ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊻ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊼ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊽ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊾ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

㊿ 原子炉圧力制御装置が正常に動作していること。

### 操作補足事項

代替原子炉補機冷却系の準備完了後、残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水の冷却を実施し、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) を停止する。

その後は、残留熱除去系により原子炉圧力容器への注水とサブプレッション・チェンバ・プールの除熱を繰り返す。

### AM 設備別操作手順書

- 10 「格納容器除熱戦略」
- ・ RHR (A) による S/P 除熱
- 「代替除熱戦略」
- ・ 代替 Hx による補機冷却水 (A) 確保
- 「水源確保戦略」
- ・ 消防車による CSP への補給

# 1.4 崩壊熱除去機能喪失

## 1.4.2 残留熱除去系が故障した場合

### 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、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が逃がし安全弁により原子炉格納容器に放出され、格納容器圧力が上昇することから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷より先に原子炉格納容器が破損する。これに伴って炉心冷却機能を喪失する場合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

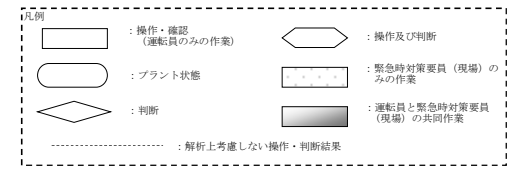
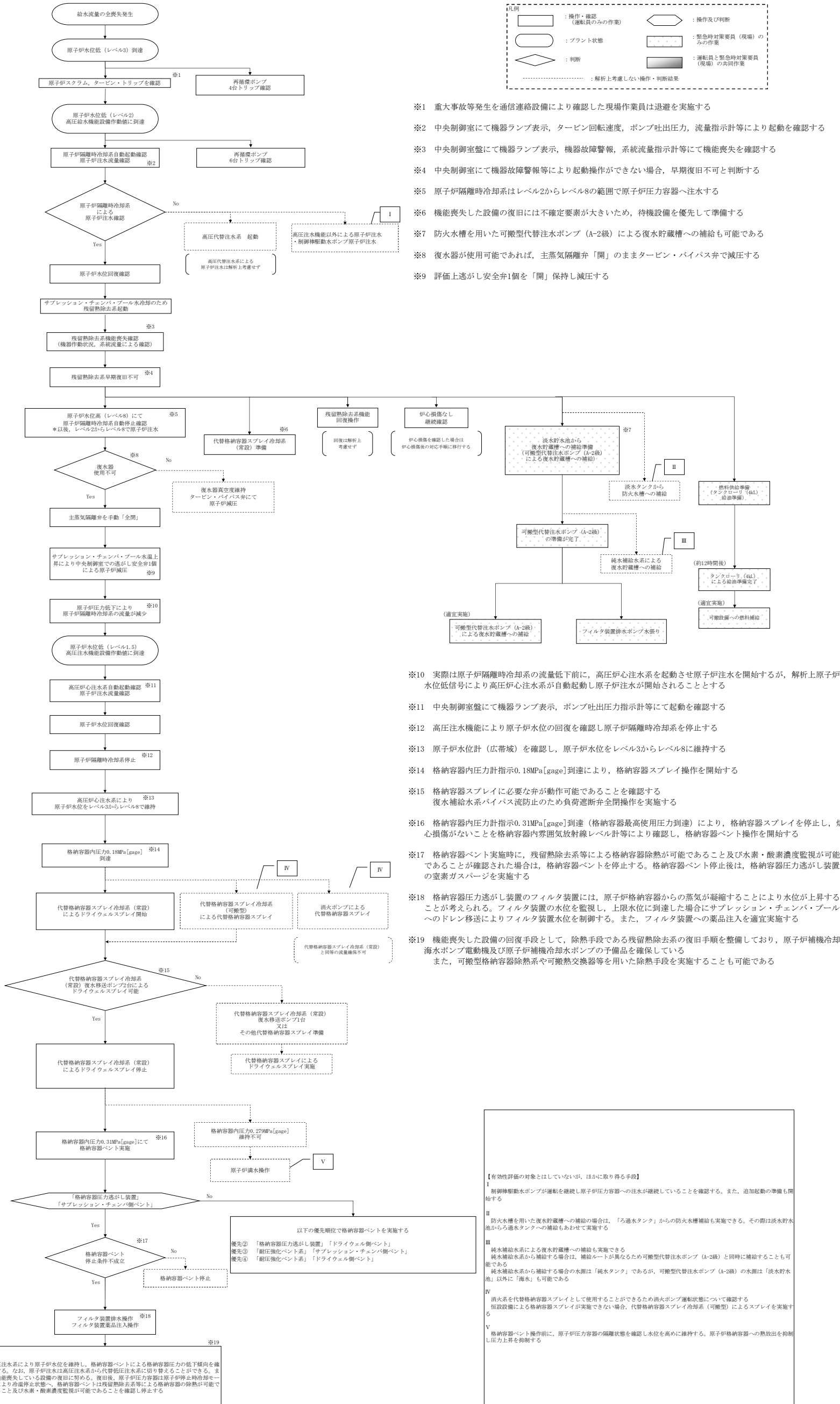
### 基本的な考え方

原子炉隔離時冷却系及び高压炉心注水系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
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 残留熱除去系機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉減圧
- 高压炉心注水系による原子炉注水
- 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

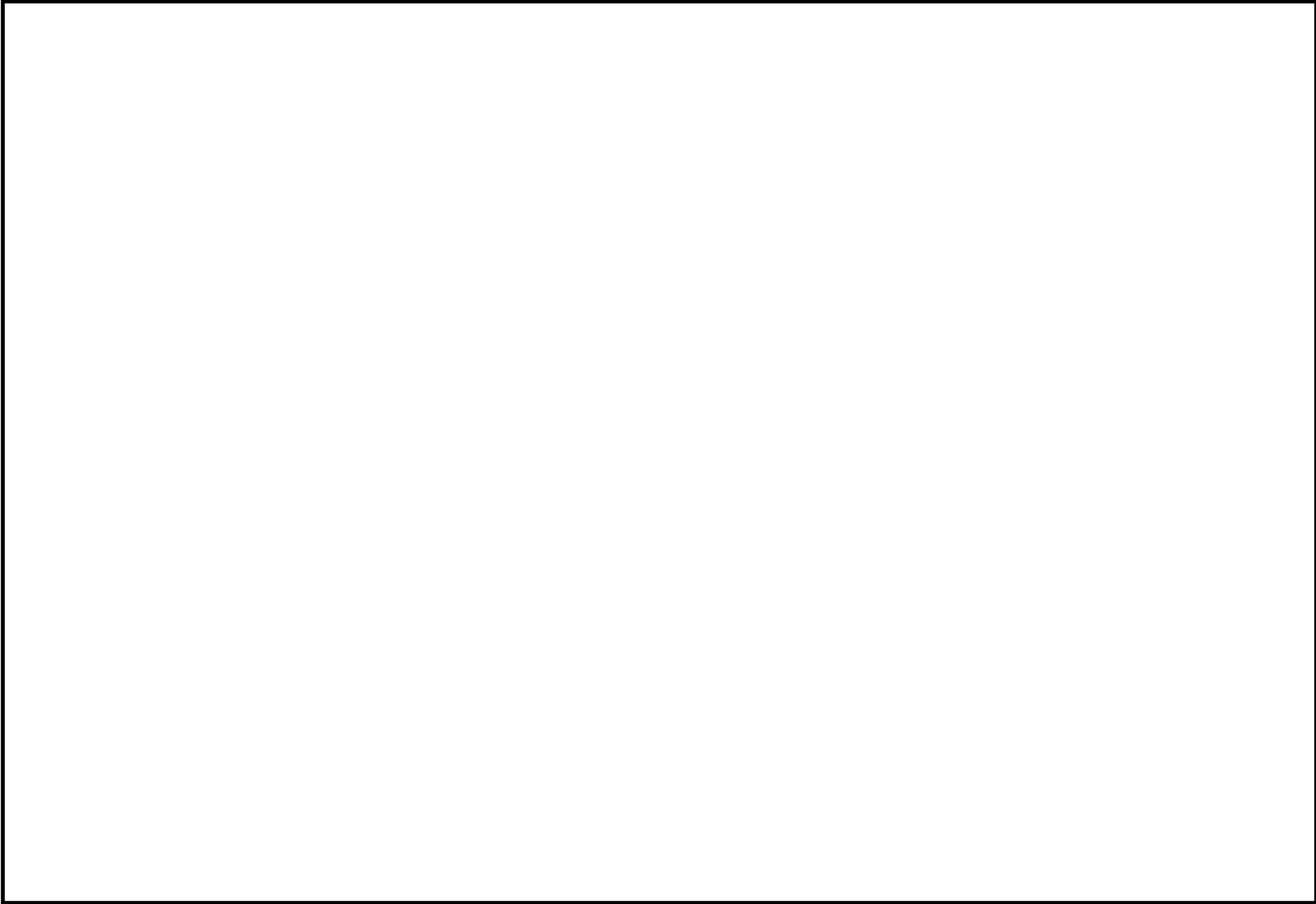


- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する
- ※2 中央制御室にて機器ランプ表示、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、流量指示計等により起動を確認する
- ※3 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統流量指示計等にて機能喪失を確認する
- ※4 中央制御室にて機器故障警報等により起動操作ができない場合、早期復旧不可と判断する
- ※5 原子炉隔離時冷却系はレベル2からレベル8の範囲で原子炉圧力容器へ注水する
- ※6 機能喪失した設備の復旧には不確定要素が大きいため、待機設備を優先して準備する
- ※7 防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による復水貯蔵槽への補給も可能である
- ※8 復水器が使用可能であれば、主蒸気隔離弁「開」のままタービン・バイパスで減圧する
- ※9 評価上逃がし安全弁1個を「開」保持し減圧する

- ※10 実際は原子炉隔離時冷却系の流量低下前に、高压炉心注水系を起動させ原子炉注水を開始するが、解析上原子炉水位低信号により高压炉心注水系が自動起動し原子炉注水が開始されることとする
- ※11 中央制御室にて機器ランプ表示、ポンプ吐出圧力指示計等にて起動を確認する
- ※12 高压炉心注水系により原子炉水位の回復を確認し原子炉隔離時冷却系を停止する
- ※13 原子炉水位計(広帯域)を確認し、原子炉水位をレベル3からレベル8に維持する
- ※14 格納容器内圧力指示0.18MPa[gage]到達により、格納容器スプレイ操作を開始する
- ※15 格納容器スプレイに必要な弁が動作可能であることを確認する  
復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する
- ※16 格納容器内圧力指示0.31MPa[gage]到達(格納容器最高使用圧力到達)により、格納容器スプレイを停止し、炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し、格納容器ベント操作を開始する
- ※17 格納容器ベント実施時に、残留熱除去系等による格納容器除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は、格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は、格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスバージを実施する
- ※18 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には、原子炉格納容器からの蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し、上限水位に到達した場合にサブプレッション・チェンバ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また、フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する
- ※19 機能喪失した設備の回復手段として、除熱手段である残留熱除去系の復旧手順を整備しており、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプの予備品を確保している  
また、可搬型格納容器除熱系や可搬熱交換器等を用いた除熱手段を実施することも可能である

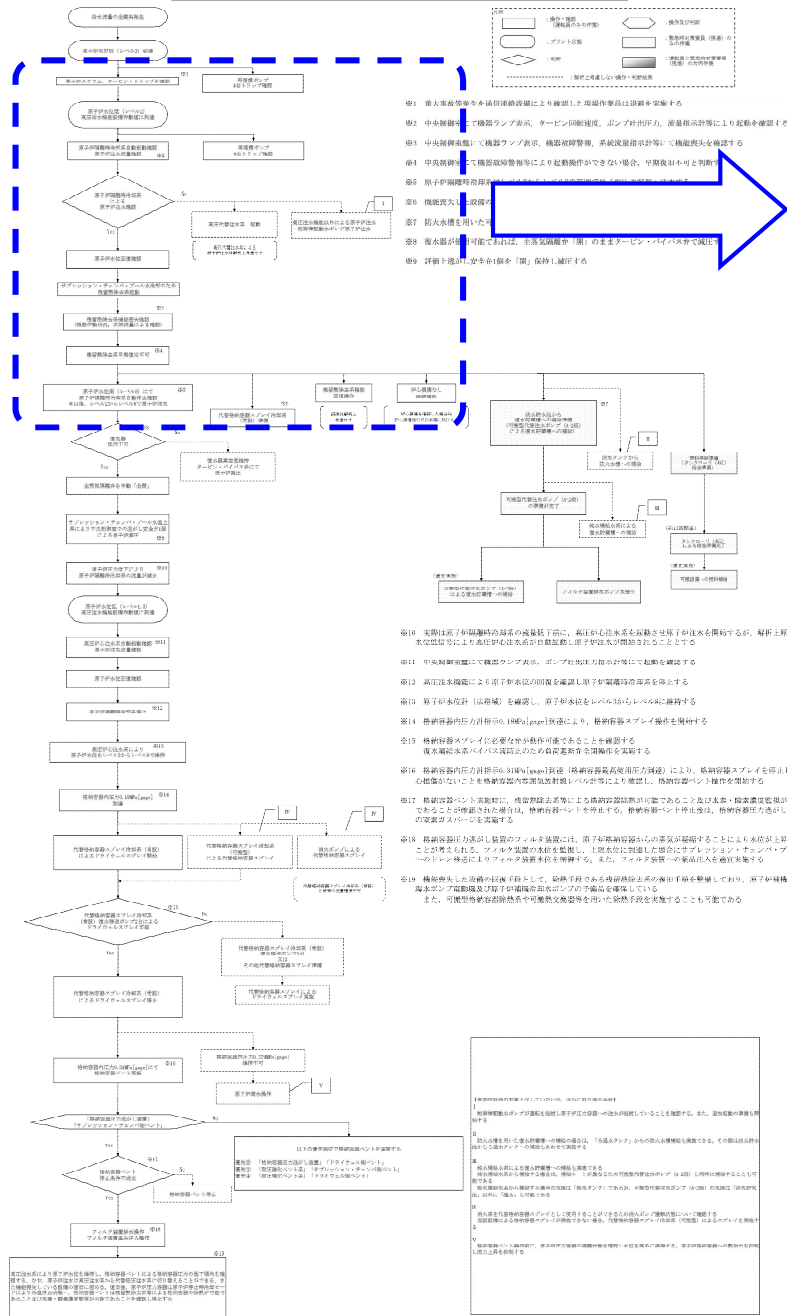
【有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段】  
 I 制御室運転員が運転を継続し原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する  
 II 防火水槽を用いた復水貯蔵槽への補給の場合は、「ろ過タンク」からの防火水槽補給も実施できる。その際は防火水槽からろ過タンクへの補給もあわせて実施する  
 III 純水補給水系による復水貯蔵槽への補給も実施できる  
 純水補給水系から補給する場合は、補給ルートが異なるため可搬型代替注水ポンプ(A-2級)と同時に補給することも可能である  
 純水補給水系から補給する場合は「ろ過タンク」であるが、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の水面は「淡水貯水タンク」以外に「海水」も可能である  
 IV 消防水を代替格納容器スプレイとして使用することができるため消防ポンプ運転状態について確認する  
 施設設備による格納容器スプレイが実施できない場合、代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)によるスプレイを実施する  
 V 格納容器ベント操作前に、原子炉圧力容器の隔離状態を確認し水位を高めに維持する。原子炉格納容器への熱放出を抑制し炉心損傷を抑制する







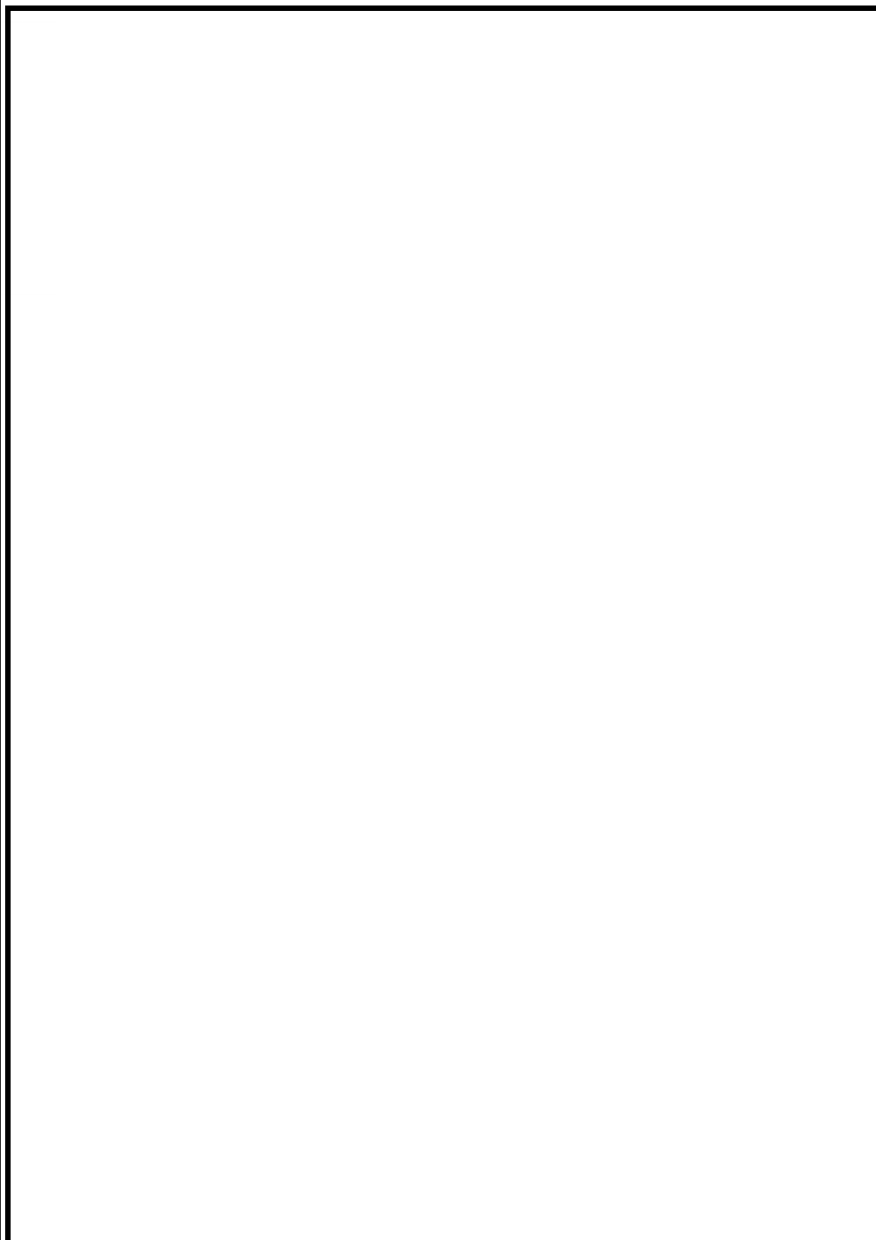
# 解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 重大事故等発生を前提に検討する。炉水喪失レベル1と炉水喪失レベル2は別々の手順で実施する。
- ※2 中央視察室にて機器ランプ表示、タービン回転監視、ポンプ作動状況、重要表示等により起動を確認する。
- ※3 中央視察室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統監視表示等により機破損失を確認する。
- ※4 中央視察室にて機器故障警報等により起動操作ができない場合、早期復旧不可と判断する。
- ※5 原子炉隔離待機モードに起動操作を中止する。
- ※6 機破損失により、炉水喪失レベル1と炉水喪失レベル2の発生を確認する。
- ※7 炉水喪失レベル1発生時は、炉水喪失レベル2発生時の対応と同様に、炉水喪失レベル2発生時の対応を実施する。
- ※8 復水器が動作可能であれば、炉水喪失レベル1発生時の対応と同様に、炉水喪失レベル2発生時の対応を実施する。
- ※9 炉水喪失レベル1発生時は、炉水喪失レベル2発生時の対応と同様に、炉水喪失レベル2発生時の対応を実施する。
- ※10 炉水喪失レベル1発生時は、炉水喪失レベル2発生時の対応と同様に、炉水喪失レベル2発生時の対応を実施する。
- ※11 中央視察室にて機器ランプ表示、タービン回転監視等により起動を確認する。
- ※12 炉水喪失レベル1発生時の対応と同様に、炉水喪失レベル2発生時の対応を実施する。
- ※13 原子炉待機モードに起動操作を中止する。
- ※14 機破損失により、炉水喪失レベル1と炉水喪失レベル2の発生を確認する。
- ※15 機破損失により、炉水喪失レベル1と炉水喪失レベル2の発生を確認する。
- ※16 機破損失により、炉水喪失レベル1と炉水喪失レベル2の発生を確認する。
- ※17 機破損失により、炉水喪失レベル1と炉水喪失レベル2の発生を確認する。
- ※18 機破損失により、炉水喪失レベル1と炉水喪失レベル2の発生を確認する。
- ※19 機破損失により、炉水喪失レベル1と炉水喪失レベル2の発生を確認する。

# 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

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。

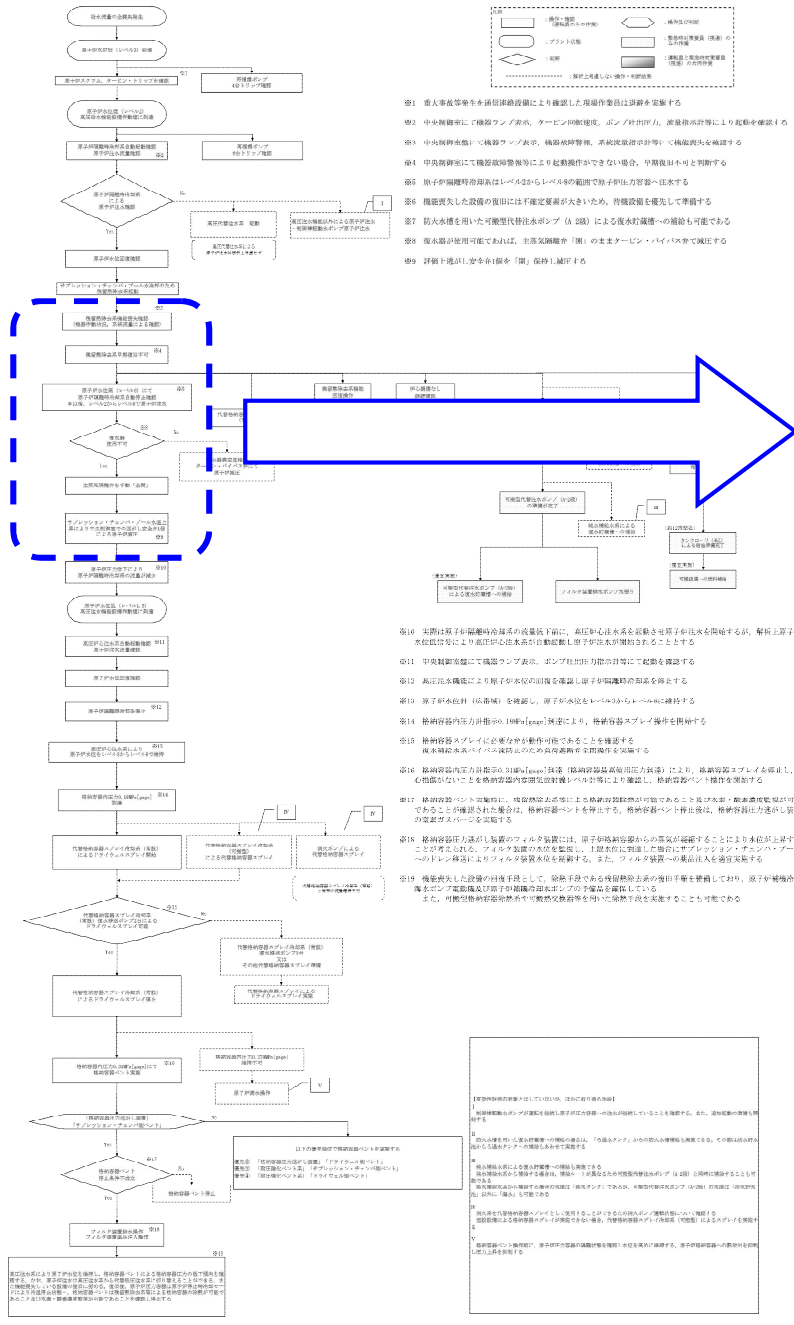
全給水喪失していることから、原子炉水位レベル2で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、原子炉隔離時冷却系により注水が開始され、原子炉水位が上昇することを確認する。

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。

# AM 設備別操作手順書



### 解析上の対応手順の概要フロー

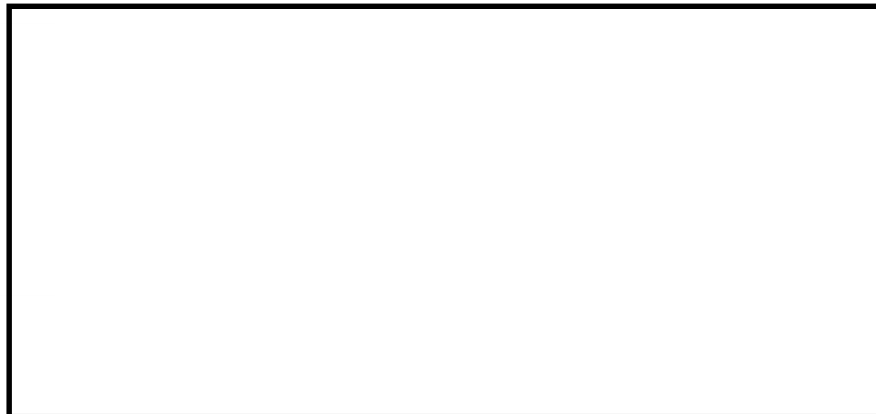


- ※1 重大事故等発生を前提の段階により確認した項操作要員は訓練を実施する
- ※2 中央制御室にて機器ランプ表示、ターボポンプ回転化、ポンプ出力低下、流量指示等により起動を確認する
- ※3 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、系統故障警報等により機器喪失を確認する
- ※4 中央制御室にて機器故障警報により起動機が動きにくい場合、早期発見しと判断する
- ※5 原子炉隔離時冷却系はレベル2からレベル8の範囲で原子炉出力制御を注水する
- ※6 機器喪失した設備の復旧には不確定要素が大きいため、待機状態を優先して準備する
- ※7 防火衣を着用した可搬型代替注水ポンプ (A-2機) による復水貯留槽への供給も可能である
- ※8 復水機が使用可能であれば、主蒸気隔離弁「開」のままターボポンプ/バイパス弁で減圧する
- ※9 詳細手順は安全弁を「開」保持し、維持する

- ※10 初期は原子炉隔離時冷却系の流量低下前、高圧中心注水系を起動し原子炉注水を開始するが、最終に原子炉系低圧化により高圧中心注水系が自動運転し原子炉注水の開始を促すこととする
- ※11 中央制御室にて機器ランプ表示、ポンプ出力低下等により起動を確認する
- ※12 高圧注水機能により原子炉系低圧化の回復を確認し原子炉隔離時冷却系を停止する
- ※13 原子炉注水料 (圧力) を確認し、原子炉注水系をレベル2からレベル3に維持する
- ※14 格納容器内圧力制御の「High/Low」機能により、格納容器スプレイズ機を起動する
- ※15 格納容器スプレイズに急凍弁が動作可能であることを確認する  
復水機と高圧注水機を併用して格納容器内圧力制御を行う
- ※16 格納容器内圧力制御の「High/Low」機能により、格納容器スプレイズ機を停止し、高圧注水機を起動する
- ※17 格納容器ベント配管には、格納容器圧力等による格納容器ベント配管の閉鎖が可能なことと確認し、格納容器ベント配管を閉鎖する
- ※18 格納容器圧力低下に警報の発生は、原子炉隔離時冷却系からの流量が確認することにより発生し得ることを確認する。フィルタ装置の動作を確認し、1段目のフィルタ装置が動作していることを確認し、2段目のフィルタ装置の動作を確認する。また、フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する
- ※19 機器喪失した設備の後継手段として、緊急手段である可搬型代替注水ポンプの手配を要請しており、原子炉格納容器注水ポンプを緊急停止した際の注水ポンプの手配を要請している  
また、可搬型代替注水ポンプが稼働した段階で、原子炉格納容器注水ポンプの稼働を確認することも可能である

### 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「S/P 温度制御」



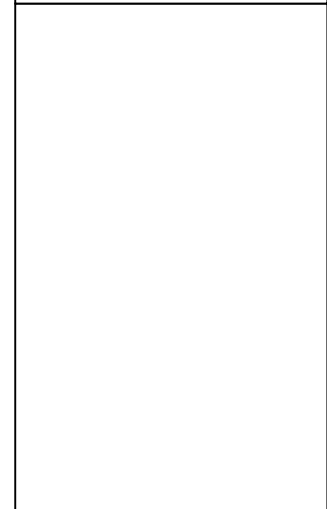
### 操作補足事項

**原子炉格納容器内の除熱機能がなくなると、原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇することから、一次格納容器制御「PCV 圧力制御」「S/P 温度制御」が導入される。**

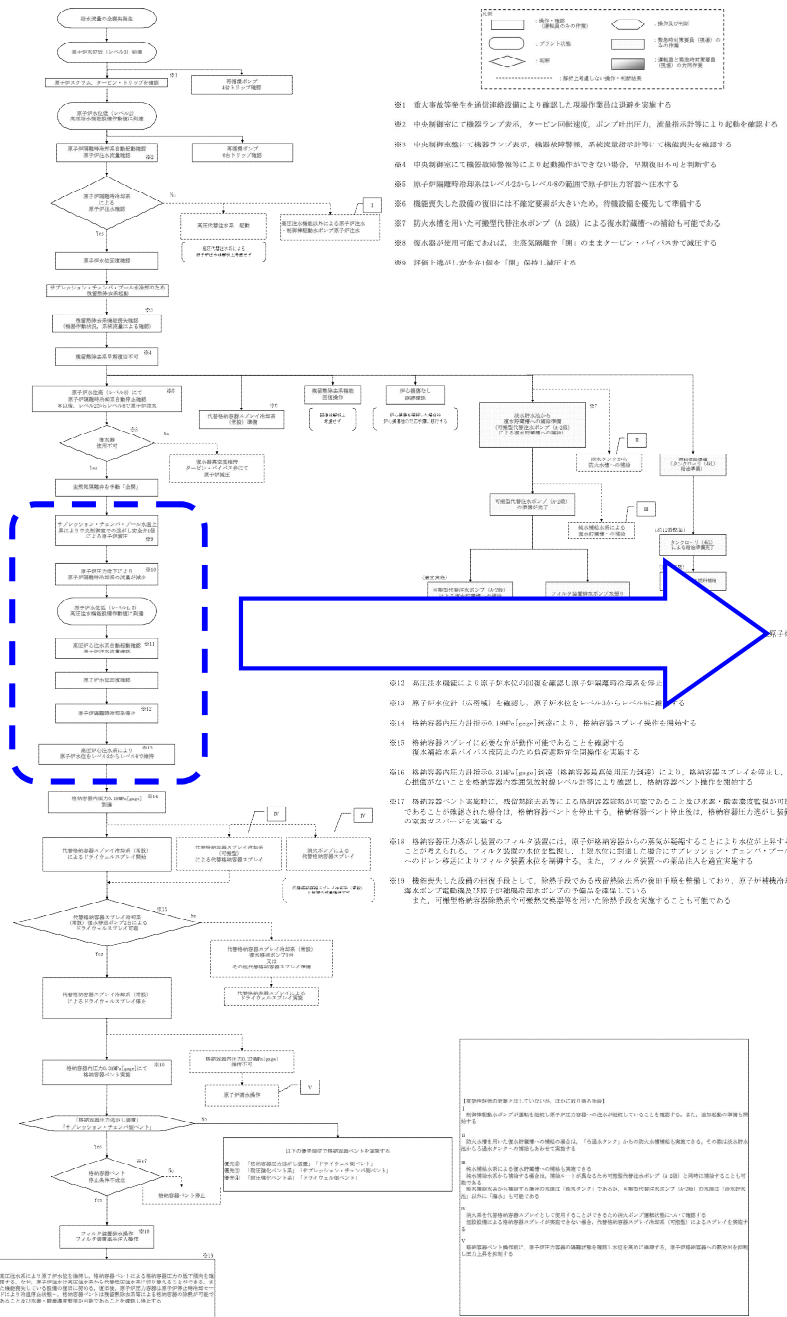
原子炉隔離時冷却系の運転及び逃がし安全弁の開閉に伴い、残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード) を起動するが、残留熱除去系喪失によりサブプレッション・チェンバ・プール水の冷却ができないため、サブプレッション・チェンバ・プール水の温度を継続監視する。

**サブプレッション・チェンバ・プール水の温度上昇が継続していることを確認し「減圧冷却」に移行する。**

### AM 設備別操作手順書

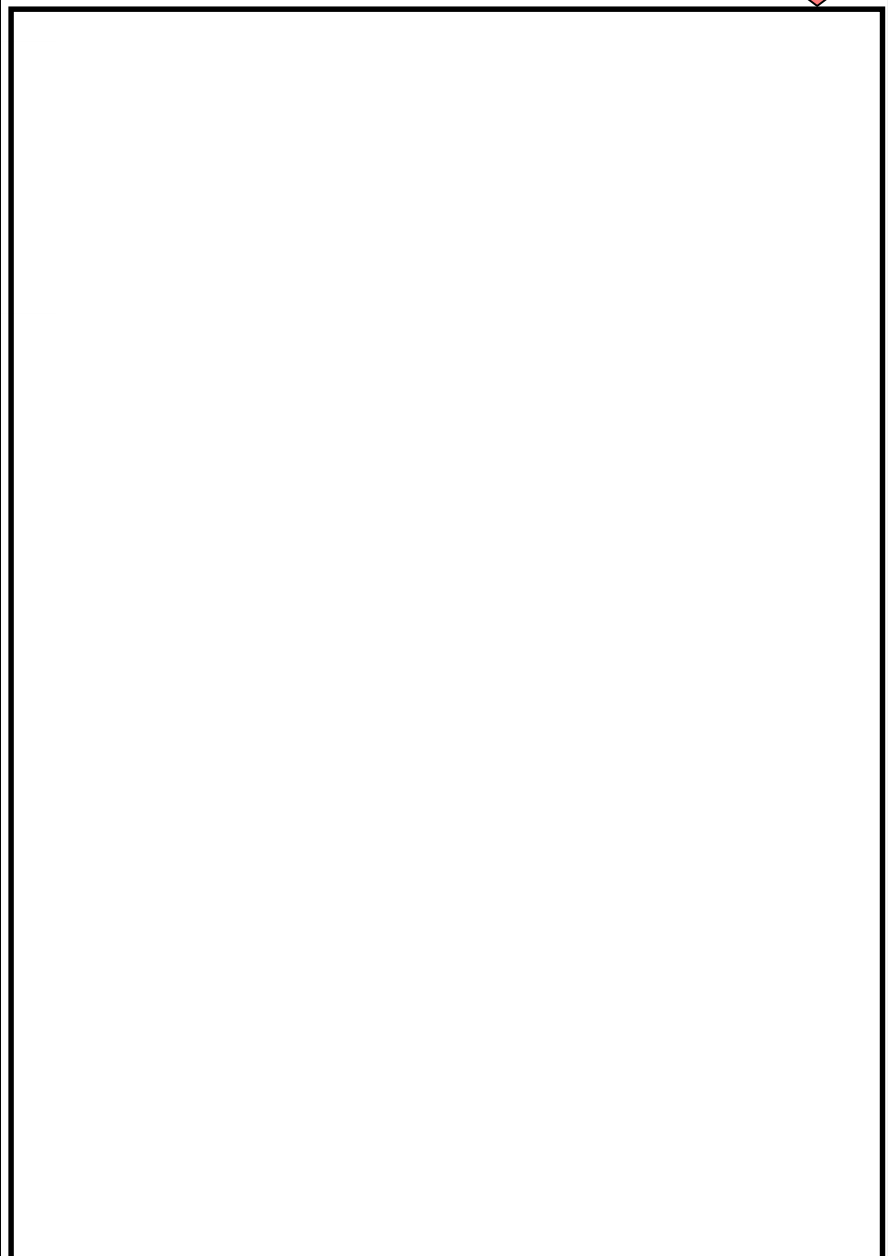


### 解析上の対応手順の概要フロー



### 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「減圧冷却」



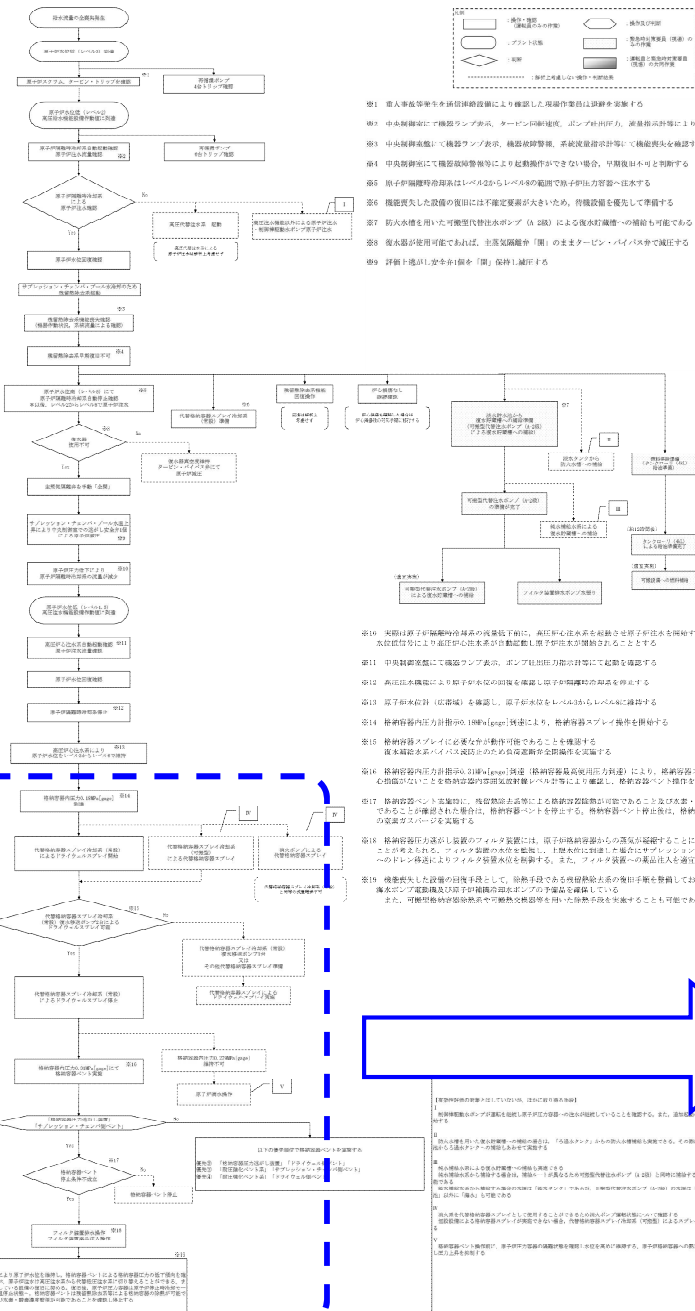
### 操作補足事項

サブプレッション・チェンバ・プール水の温度上昇により逃がし安全弁を1個開放し原子炉減圧を開始する。  
 原子炉減圧に伴い、原子炉隔離時冷却系の流量が低下し原子炉水位レベル1.5で高圧炉心注水系が起動する。  
 高圧炉心注水系により注水が始まり原子炉水位が上昇することを確認後、原子炉隔離時冷却系を停止し、**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。**

### AM 設備別操作手順書



### 解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 重大事象発生時全信標検出により確認した規程作業は誤作動を発生させる
- ※2 中央制御盤にて機器ランプ表示、ターンドリフト検出、ボンプ制御不良、減速機故障等により起動不能となる
- ※3 中央制御盤にて機器ランプ表示、機器異常警報、系統異常指示等にて機能喪失を確認する
- ※4 中央制御盤にて機器異常警報等により起動機能ができない場合、早期復旧不可と判断する
- ※5 原子炉隔離時冷却系はレベル高からレベル低の範囲で原子炉力管管へ注水する
- ※6 機能喪失した設備には再行確認が必要が大きいため、待機状態を優先して準備する
- ※7 防火衣箱を用いた可燃型代用注水ポンプ (A 2級) による復水貯蔵罐への補給も可能である
- ※8 復水器が使用可能であれば、主蒸気隔離弁「開」のままタービン・バイパス弁で減圧する
- ※9 評価上逃がし安全弁を「開」保持し減圧する

- ※10 初期対応が炉隔離の基本的な流れ完了後に、高圧炉心注水系統を稼働させ原子炉注水を開始するが、断水し原子炉反応が低下により炉心温度が急激に上昇する可能性があることとする
- ※11 中央制御盤にて機器ランプ表示、ボンプ吐出力指示等にて起動不能を確認する
- ※12 高圧注水機構より炉心注水機構の動作を確認し原子炉隔離時の減速を確認する
- ※13 原子炉前部計 (圧力) を確認し、原子炉注水をレベル高からレベル低に調整する
- ※14 格納容器内圧力計の 19kPa「格納」指示により、格納容器スプレイ操作を開始する
- ※15 格納容器スプレイに必要圧力が確保可能であることを確認する
- ※16 格納容器内圧力計の 21kPa「格納」指示により格納容器内圧力調整を開始する
- ※17 格納容器ベント「格納」時、格納容器上部等による格納容器上部の蒸気が確認できること及び蒸気・熱源状態監視が可能であることを確認された場合は、格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は、格納容器内圧力調整が装置の正常動作を要する
- ※18 格納容器内圧力調整が完了した後は、原子炉隔離時冷却系からの蒸気が確認できることにより蒸気が上昇することを要する。原子炉隔離時冷却系からの蒸気が確認できる場合は、原子炉隔離時冷却系からの蒸気が確認できることにより蒸気が上昇することを要する。また、蒸気が確認できる場合は、原子炉隔離時冷却系からの蒸気が確認できることにより蒸気が上昇することを要する。
- ※19 機能喪失した設備の回復手段として、炉心注水である炉心注水系統の復旧を要しており、原子炉隔離時冷却系ポンプ電源機及び炉心注水ポンプの予備品を確保している

【格納容器内圧力調整】  
 1. 格納容器内圧力調整が完了した後は、原子炉隔離時冷却系からの蒸気が確認できることにより蒸気が上昇することを要する。また、蒸気が確認できる場合は、原子炉隔離時冷却系からの蒸気が確認できることにより蒸気が上昇することを要する。

### 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」



### 操作補足事項

原子炉格納容器内の圧力を監視し、原子炉格納容器内の圧力に応じた対応操作を実施する。

残留熱除去系の崩壊熱除去機能が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。

残留熱除去系が喪失しているため、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) により原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。

### AM 設備別操作手順書



# 1.5 原子炉停止機能喪失

## 特徴

運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失することを想定する。このため、原子炉は臨界状態を継続し、原子炉出力が高い状態が維持されることから、緩和措置がとられない場合には、炉心損傷に至る。

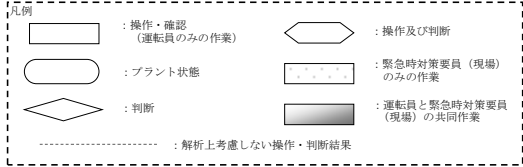
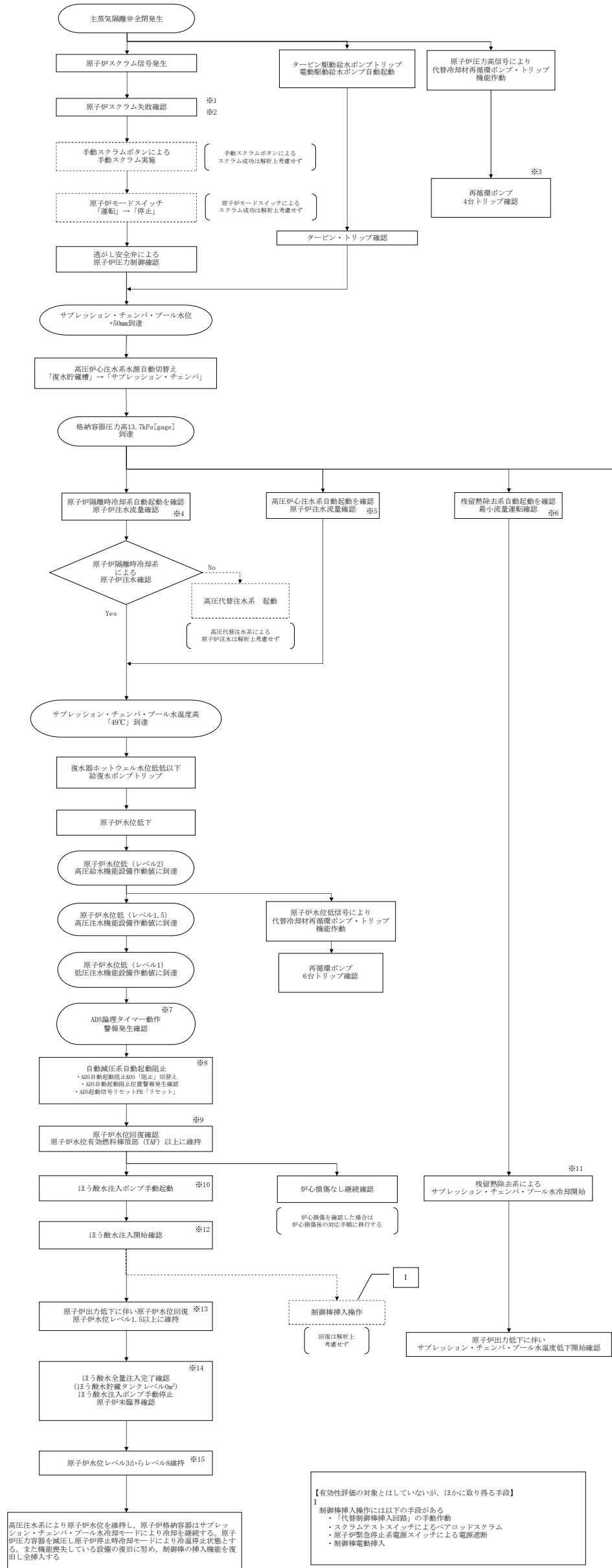
## 基本的な考え方

代替制御棒挿入機能による原子炉停止又は代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能によって原子炉出力を低下させること等によって炉心の著しい損傷の防止を図り、ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水の注入によって原子炉停止する。  
また、残留熱除去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

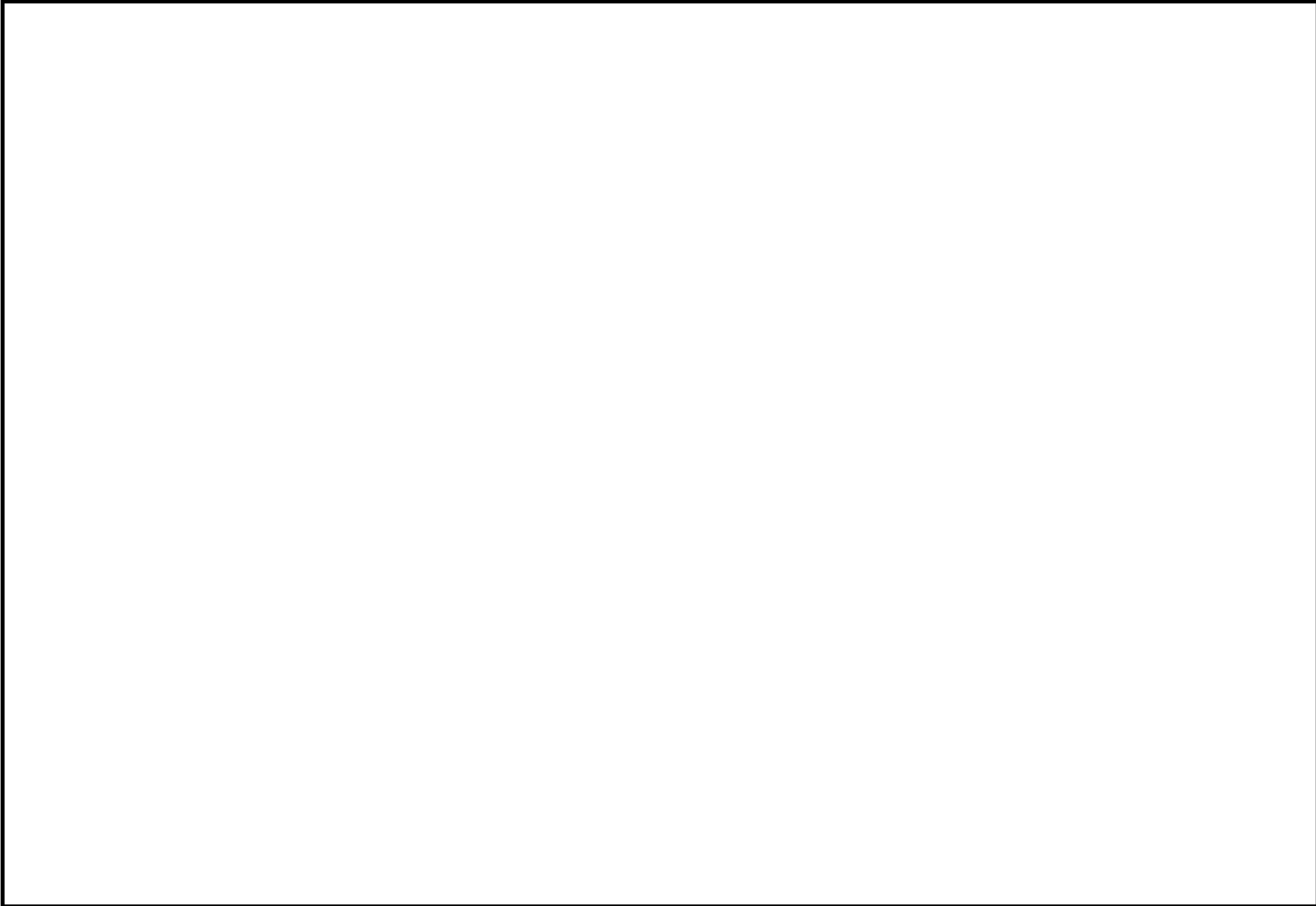
- 原子炉スクラム失敗確認
- 格納容器圧力上昇による高圧・低圧注水系起動確認
- 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉水位維持
- 自動減圧系の自動起動阻止
- ほう酸水注入系による原子炉未臨界操作
- 残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)運転による原子炉格納容器除熱

## 解析上の対応手順の概要フロー



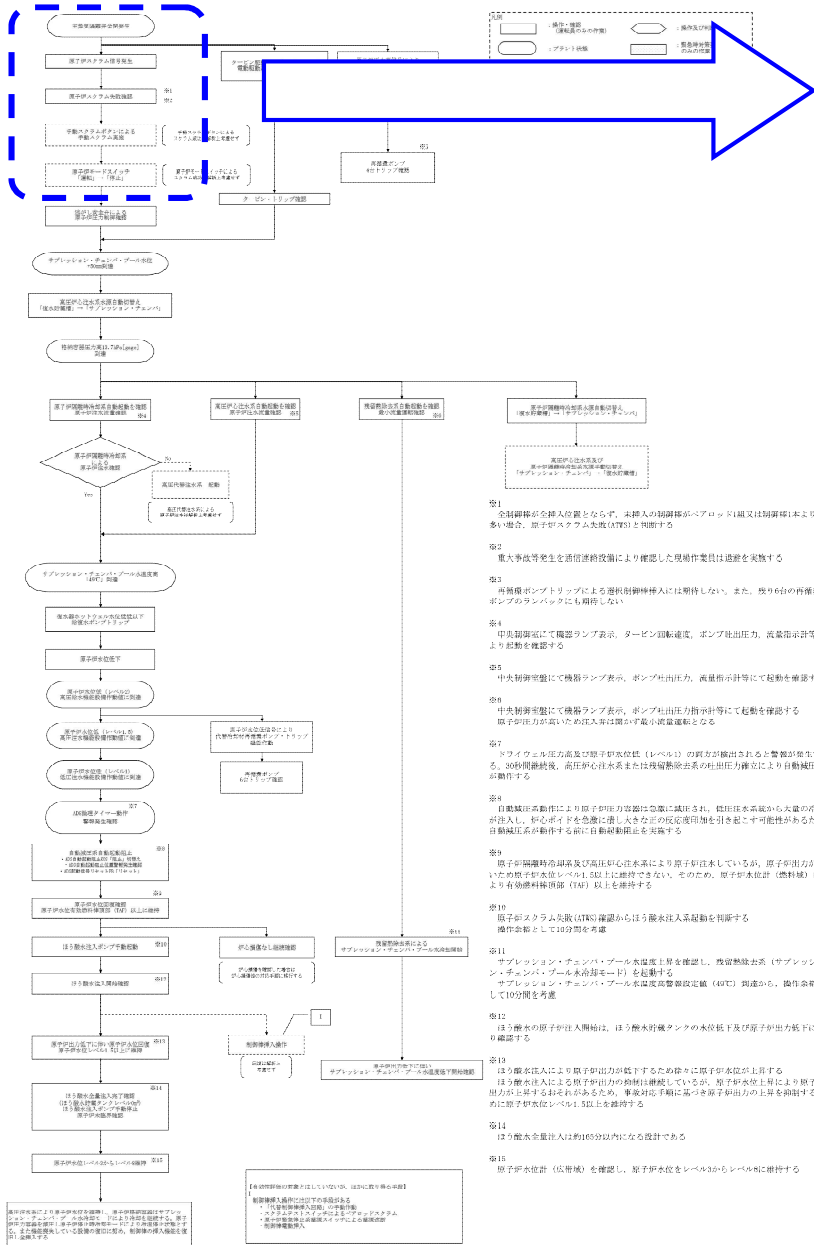
- ※1 全制御棒が全挿入位置とならず、未挿入の制御棒がペアロード1組又は制御棒1本よりも多い場合、原子炉スクラム失敗(ATWS)と判断する
- ※2 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する
- ※3 再循環ポンプトリップによる選択制御棒挿入には期待しない。また、残り6台の再循環ポンプのランバックにも期待しない
- ※4 中央制御室にて機器ランプ表示、タービン回転速度、ポンプ吐出圧力、流量指示計等により起動を確認する
- ※5 中央制御室にて機器ランプ表示、ポンプ吐出圧力、流量指示計等にて起動を確認する
- ※6 中央制御室にて機器ランプ表示、ポンプ吐出圧力指示計等にて起動を確認する  
原子炉圧力が高いため注入弁は開かず最小流量運転となる
- ※7 ドライウェル圧力高及び原子炉水位低(レベル1)の両方が検出されると警報が発生する。30秒間継続後、高圧炉心注水系または残留熱除去系の吐出圧力確立により自動減圧系が動作する
- ※8 自動減圧系動作により原子炉圧力容器は急激に減圧され、低圧注水系から大量の冷水が注入し、炉心ボイドを急激に潰し大きな正の反応度印加を引き起こす可能性があるため、自動減圧系が動作する前に自動起動阻止を実施する
- ※9 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉注水しているが、原子炉出力が高いため原子炉水位レベル1.5以上に維持できない。そのため、原子炉水位計(燃料域)により有効燃料棒頂部(TAF)以上に維持する
- ※10 原子炉スクラム失敗(ATWS)確認からほう酸水注入系起動を判断する  
操作余裕として10分間を考慮
- ※11 サプレッション・チェンバ・プール水温度上昇を確認し、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)を起動する  
サブプレッション・チェンバ・プール水温度高警報設定値(49℃)到達から、操作余裕として10分間を考慮
- ※12 ほう酸水の原子炉注入開始は、ほう酸水貯蔵タンクの水位低下及び原子炉出力低下により確認する
- ※13 ほう酸水注入により原子炉出力が低下するため徐々に原子炉水位が上昇する  
ほう酸水注入による原子炉出力の抑制は継続しているが、原子炉水位上昇により原子炉出力が上昇するおそれがあるため、事故対応手順に基づき原子炉出力の上昇を抑制するために原子炉水位レベル1.5以上を維持する
- ※14 ほう酸水全量注入は約165分以内になる設計である
- ※15 原子炉水位計(広帯域)を確認し、原子炉水位をレベル3からレベル8に維持する

【有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段】  
1 制御棒挿入操作には以下の手段がある  
・「代替制御棒挿入回路」の自動動作  
・スクラムテストスイッチによるペアロードスクラム  
・原子炉緊急停止系電源スイッチによる電源遮断  
・制御棒電動挿入



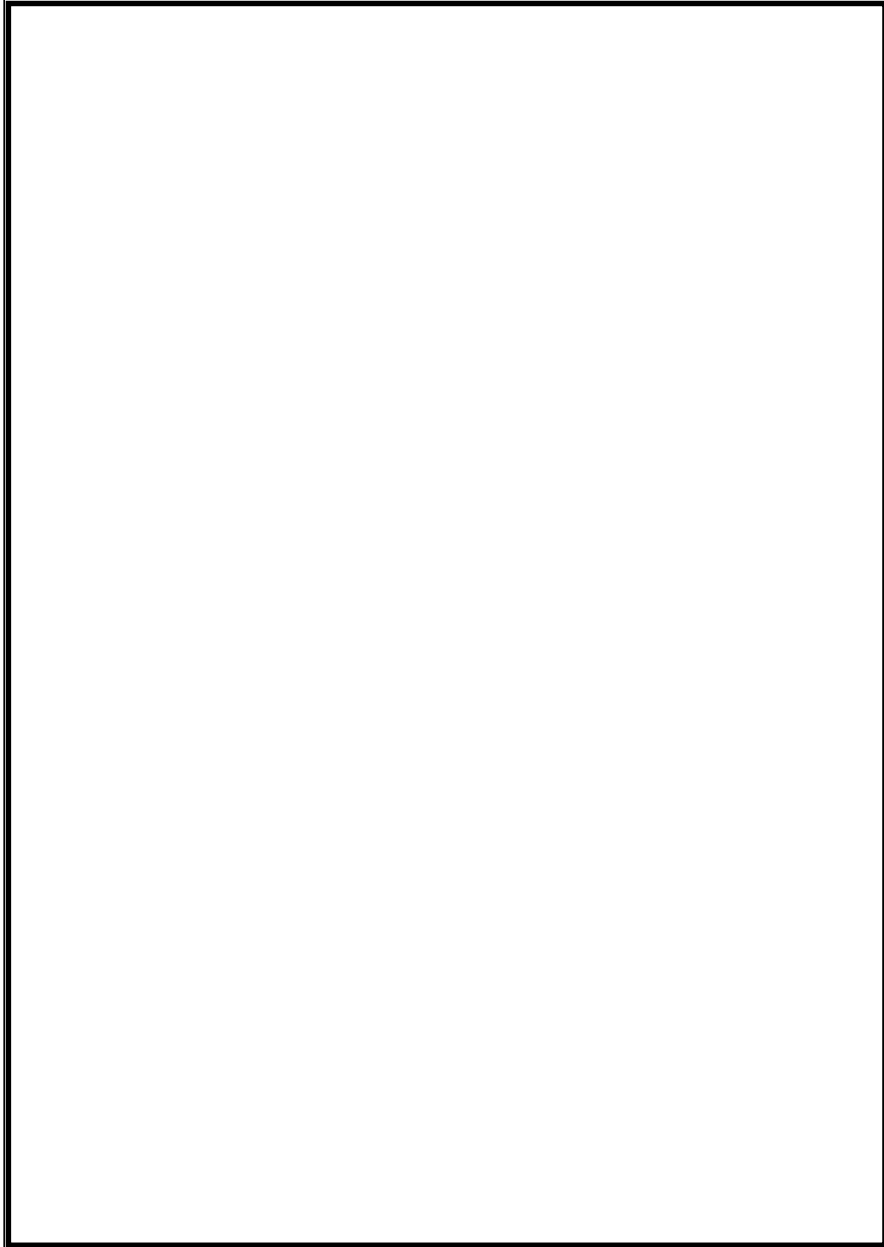


解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

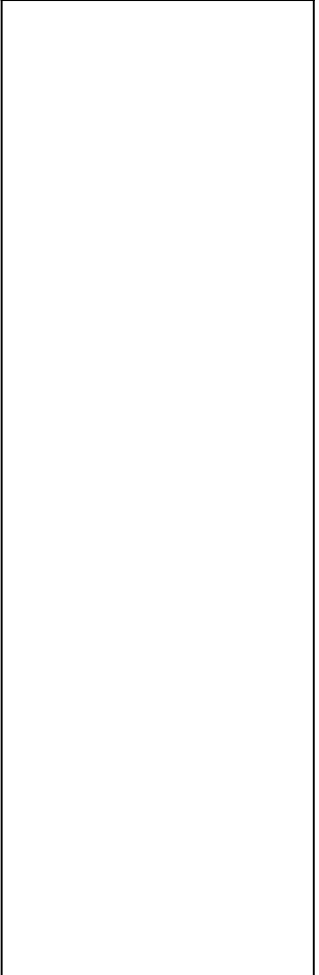
事故時運転操作手順書 (徴候ベース) 「EOP」  
原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

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。  
原子炉スクラムに失敗しているため「反応度制御」へ移行する。

AM 設備別操作手順書

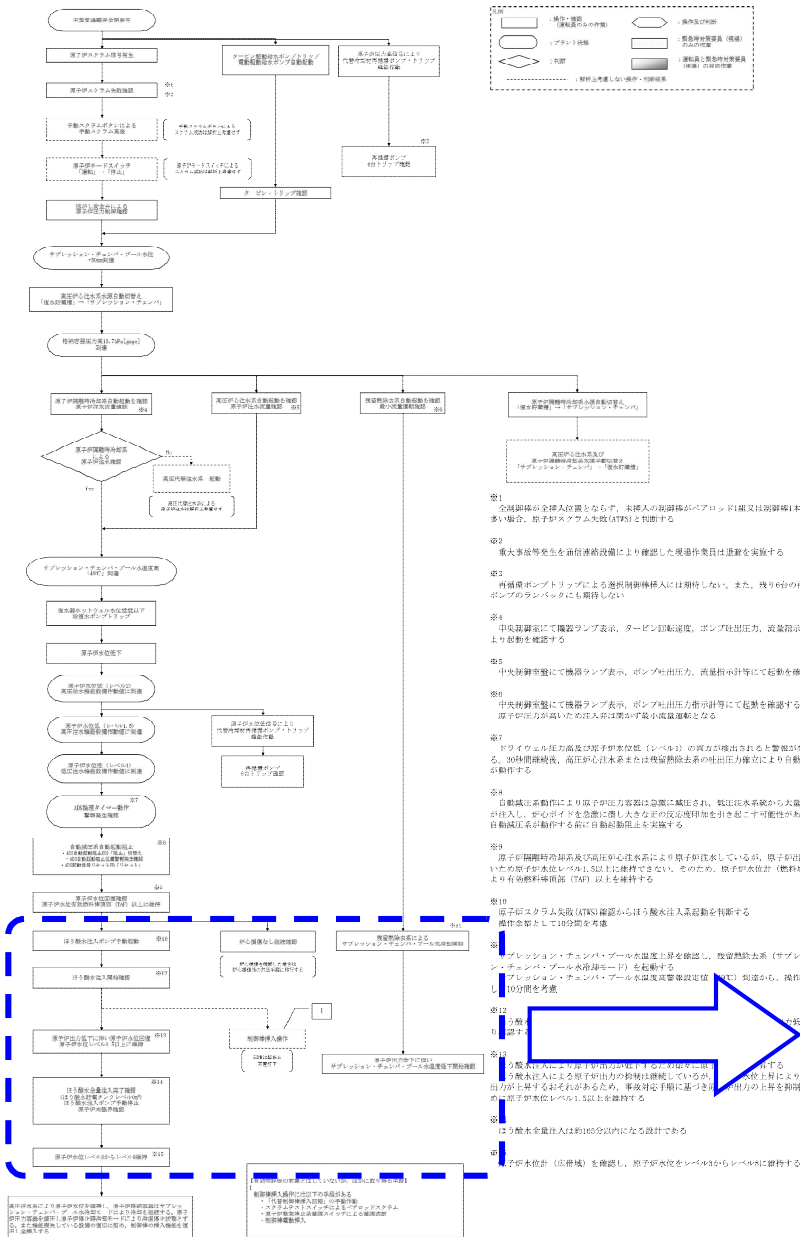








### 解析上の対応手順の概要フロー



### 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」  
原子炉制御「反応度制御」

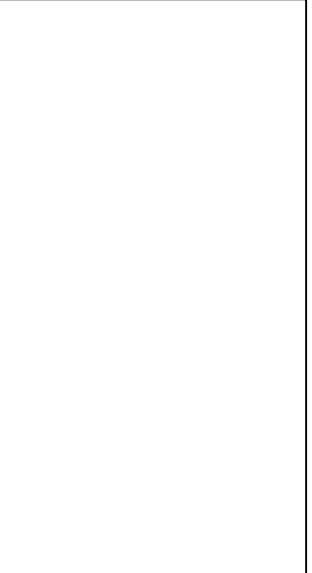


### 操作補足事項

「CR」操作  
代替制御棒挿入機能、スクラムテストスイッチ、制御棒手動挿入等により、制御棒を挿入する。  
ペアロッド1組以下又は、全制御棒16ステップ以下まで挿入が完了したら、ほう酸水注入系を停止し、「スクラム」へ移行する。

「圧力」操作  
逃がし安全弁にて、原子炉圧力を一定に維持する。  
逃がし安全弁の排気により、サプレッション・チェンバ・プール水温が上昇することから、残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水を冷却する。

### AM 設備別操作手順書



# 1.6 LOCA 時注水機能喪失

## 特徴

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、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

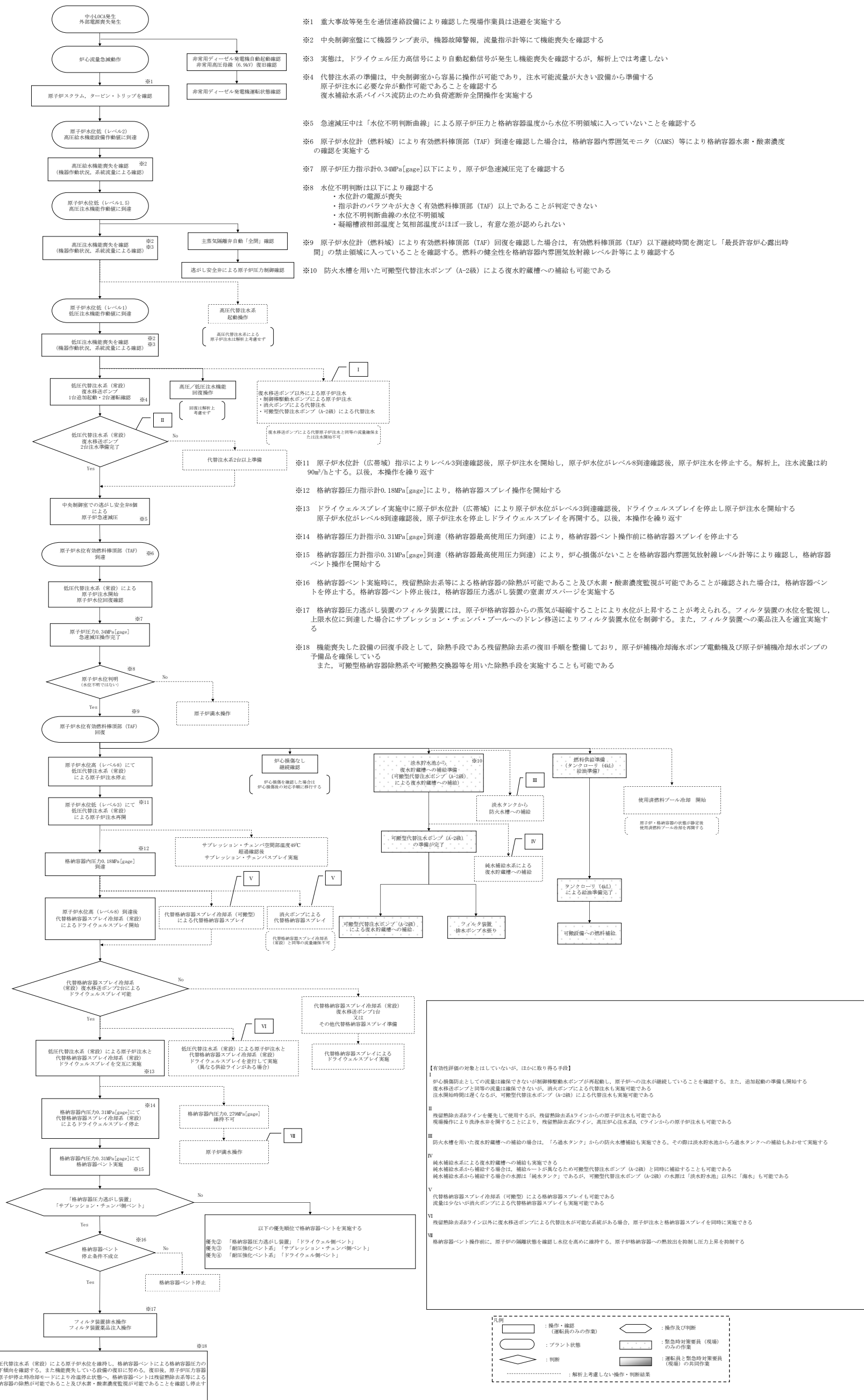
逃がし安全弁の手动開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。

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

- 外部電源喪失及び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



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する
- ※2 中央制御室盤にて機器ランプ表示、機器故障警報、流量指示計等にて機能喪失を確認する
- ※3 実態は、ドライウェル圧力高信号により自動起動信号が発生し機能喪失を確認するが、解析上では考慮しない
- ※4 代替注水系の準備は、中央制御室から容易に操作が可能であり、注水可能流量が大きい設備から準備する  
原子炉注水に必要な弁が動作可能であることを確認する  
復水補給系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する
- ※5 急速減圧中は「水位不明判断曲線」による原子炉圧力と格納容器温度から水位不明領域に入っていないことを確認する
- ※6 原子炉水位計（燃料域）により有効燃料棒頂部（TAF）到達を確認した場合は、格納容器内雰囲気モニタ（GMS）等により格納容器水素・酸素濃度の確認を実施する
- ※7 原子炉圧力指示計0.34MPa[gage]以下により、原子炉急速減圧完了を確認する
- ※8 水位不明判断は以下により確認する  
・水位計の電源が喪失  
・指示計のパラッキが大きく有効燃料棒頂部（TAF）以上であることが判定できない  
・水位不明判断曲線の水位不明領域  
・凝縮槽液相温度と気相温度がほぼ一致し、有意な差が認められない
- ※9 原子炉水位計（燃料域）により有効燃料棒頂部（TAF）回復を確認した場合は、有効燃料棒頂部（TAF）以下継続時間を測定し「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。燃料の健全性を格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認する
- ※10 防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である

- ※11 原子炉水位計（広帯域）指示によりレベル3到達確認後、原子炉注水を開始し、原子炉水位がレベル8到達確認後、原子炉注水を停止する。解析上、注水流量は約90m<sup>3</sup>/hとする。以後、本操作を繰り返す
- ※12 格納容器圧力指示計0.18MPa[gage]により、格納容器スプレイ操作を開始する
- ※13 ドライウェルスプレイ実施中に原子炉水位計（広帯域）により原子炉水位がレベル3到達確認後、ドライウェルスプレイを停止し原子炉注水を開始する  
原子炉水位がレベル8到達確認後、原子炉注水を停止しドライウェルスプレイを再開する。以後、本操作を繰り返す
- ※14 格納容器圧力指示計0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により、格納容器ベント操作前に格納容器スプレイを停止する
- ※15 格納容器圧力指示計0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により、炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し、格納容器ベント操作を開始する
- ※16 格納容器ベント実施時に、残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は、格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は、格納容器圧力逃がし装置の室室ガスバージを実施する
- ※17 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には、原子炉格納容器からの蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し、上限水位に到達した場合にサブプレッション・チェンバ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また、フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する
- ※18 機能喪失した設備の回復手段として、除熱手段である残留熱除去系の復旧手順を整備しており、原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却海水ポンプの予備品を確保している  
また、可搬型格納容器除熱系や可搬型交換器等を用いた除熱手段を実施することも可能である

【有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段】

I 炉心損傷防止としての流量は確保できないが、制御室で格納容器スプレイを再開し、原子炉への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する  
復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが、消火ポンプによる代替注水も実施可能である  
注水開始時間は遅くなるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による代替注水も実施可能である

II 残留熱除去系ラインを優先して使用するが、残留熱除去系Aラインからの原子炉注水も可能である  
現場操作により洗浄水を閉することにより、残留熱除去系ライン、高圧炉心注水系、Cラインからの原子炉注水も可能である

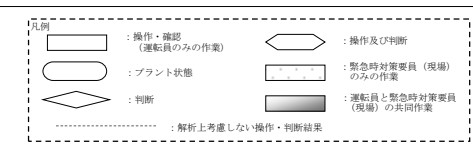
III 防火水槽を用いた復水貯蔵槽への補給の場合は、「ろ過水タンク」からの防火水補給も実施できる。その際は排水貯水タンクからろ過水タンクへの補給もあわせて実施する

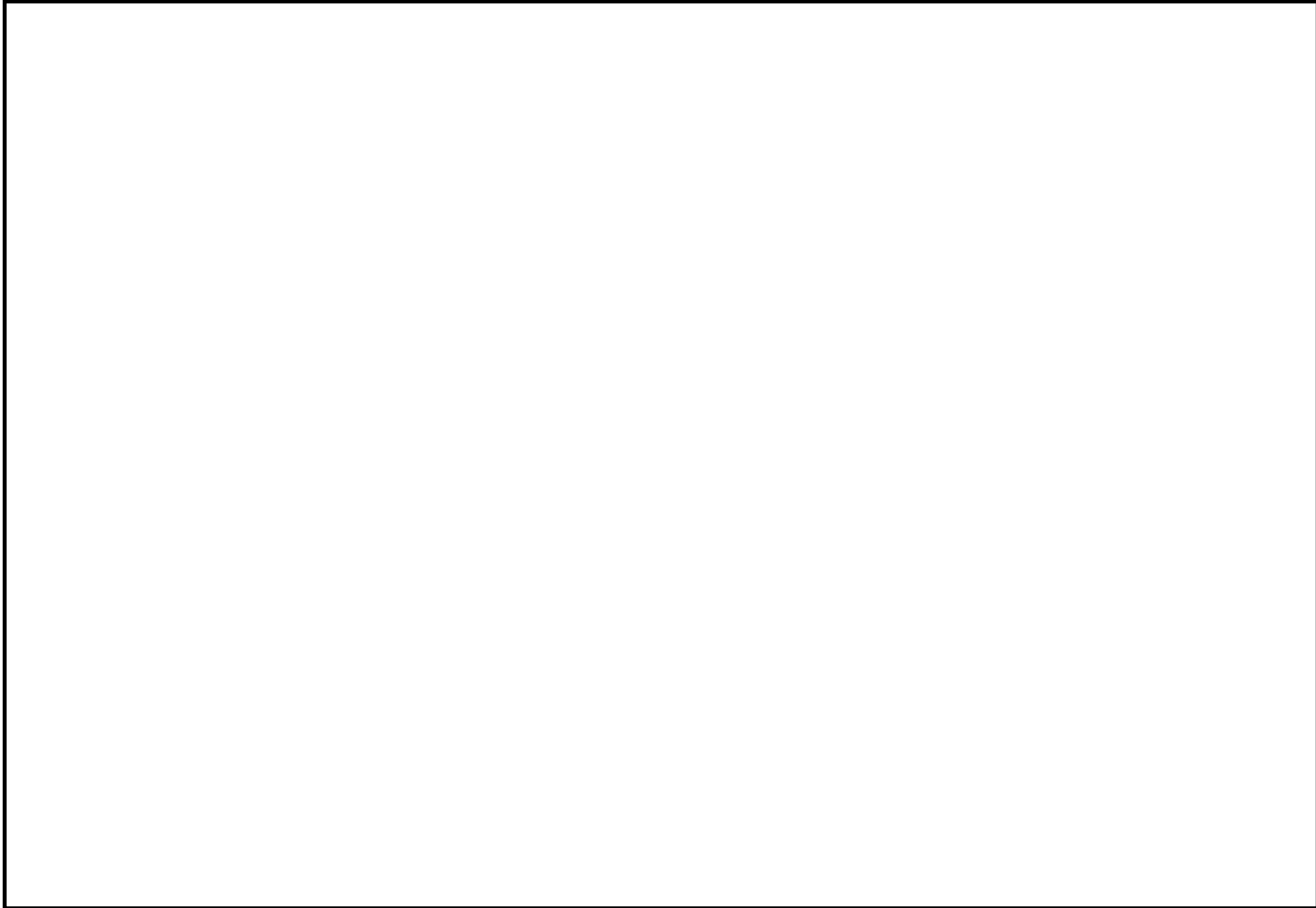
IV 純水補給系による復水貯蔵槽への補給も実施できる  
純水補給系から補給する場合は、補給ルートが異なるため可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同時に補給することも可能である  
純水補給系から補給する場合は「純水タンク」であるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の水源は「排水貯水タンク」以外に「海水」も可能である

V 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイも実施可能である  
流量が少ないが消火ポンプによる代替格納容器スプレイも実施可能である

VI 残留熱除去系ライン以外に復水移送ポンプによる代替注水が可能となる場合は、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施できる

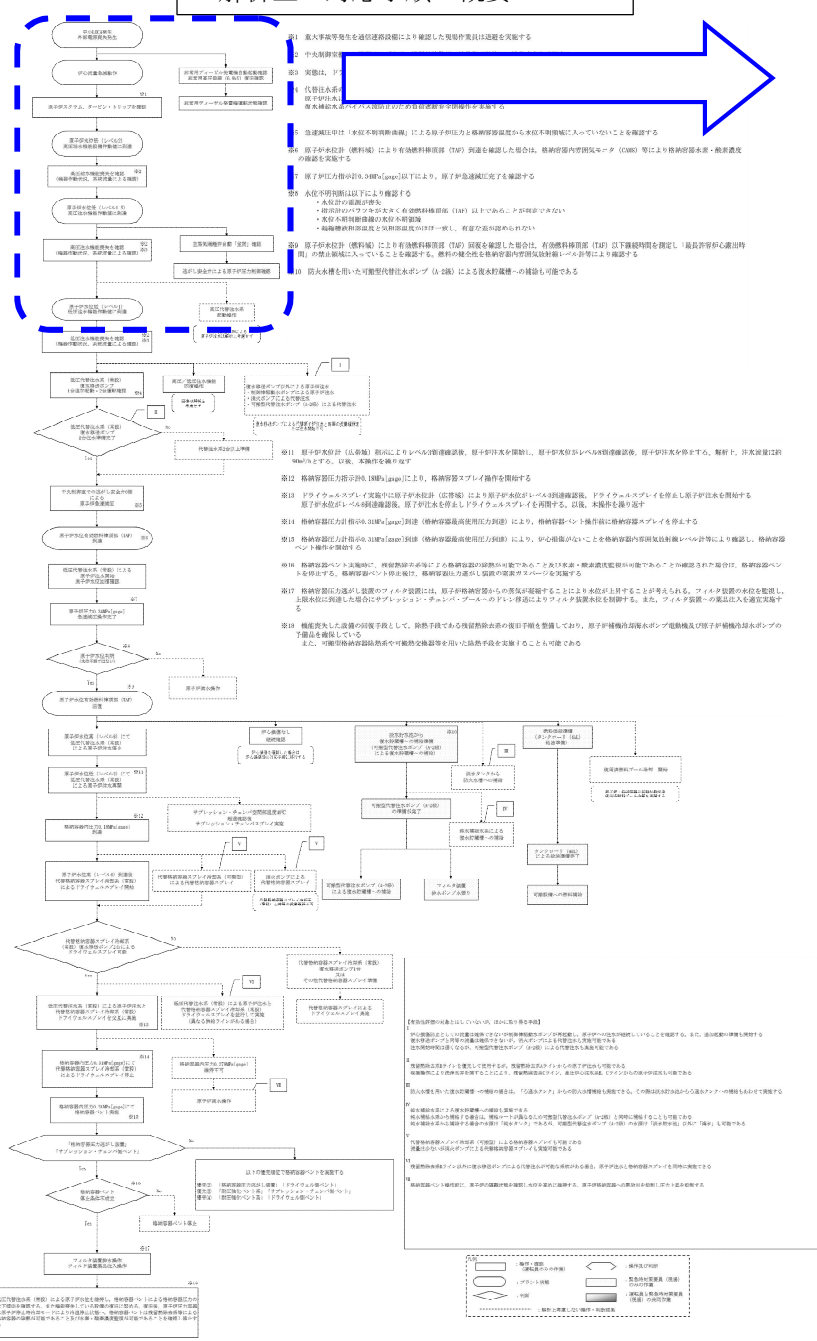
VII 格納容器ベント操作前に、原子炉の隔離状態を確認し水位を高めに維持する。原子炉格納容器への熱放出を抑制し圧力上昇を抑制する





# 詳細手順説明

## 解析上の対応手順の概要フロー



- 1) 高圧注入系統を稼働させることにより、燃料棒の冷却を確保する
- 2) 中圧格納容器に格納された冷却水を循環させることにより、燃料棒の冷却を確保する
- 3) 緊急冷却（EC）システムを稼働させることにより、燃料棒の冷却を確保する
- 4) 燃料棒の冷却を確保することにより、燃料棒の温度を低下させる
- 5) 燃料棒の冷却を確保することにより、燃料棒の温度を低下させる
- 6) 燃料棒の冷却を確保することにより、燃料棒の温度を低下させる
- 7) 燃料棒の冷却を確保することにより、燃料棒の温度を低下させる
- 8) 燃料棒の冷却を確保することにより、燃料棒の温度を低下させる
- 9) 燃料棒の冷却を確保することにより、燃料棒の温度を低下させる
- 10) 燃料棒の冷却を確保することにより、燃料棒の温度を低下させる

## 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」



【重要事項】本手順書は、原子炉の安全を確保するために、厳格に遵守されるべきものである。また、本手順書の運用には、最新の技術情報に基づいて、適切な判断を行う必要がある。

1. 本手順書の目的は、原子炉の安全を確保することである。

2. 本手順書の適用範囲は、原子炉の運転中に発生する事故時である。

3. 本手順書の運用には、最新の技術情報に基づいて、適切な判断を行う必要がある。

4. 本手順書の運用には、最新の技術情報に基づいて、適切な判断を行う必要がある。

5. 本手順書の運用には、最新の技術情報に基づいて、適切な判断を行う必要がある。

6. 本手順書の運用には、最新の技術情報に基づいて、適切な判断を行う必要がある。

7. 本手順書の運用には、最新の技術情報に基づいて、適切な判断を行う必要がある。

8. 本手順書の運用には、最新の技術情報に基づいて、適切な判断を行う必要がある。

9. 本手順書の運用には、最新の技術情報に基づいて、適切な判断を行う必要がある。

10. 本手順書の運用には、最新の技術情報に基づいて、適切な判断を行う必要がある。

## 操作補足事項

### 「中小破断 LOCA, 外部電源喪失発生」

中小破断 LOCA と外部電源喪失により原子炉スクラムする。

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。

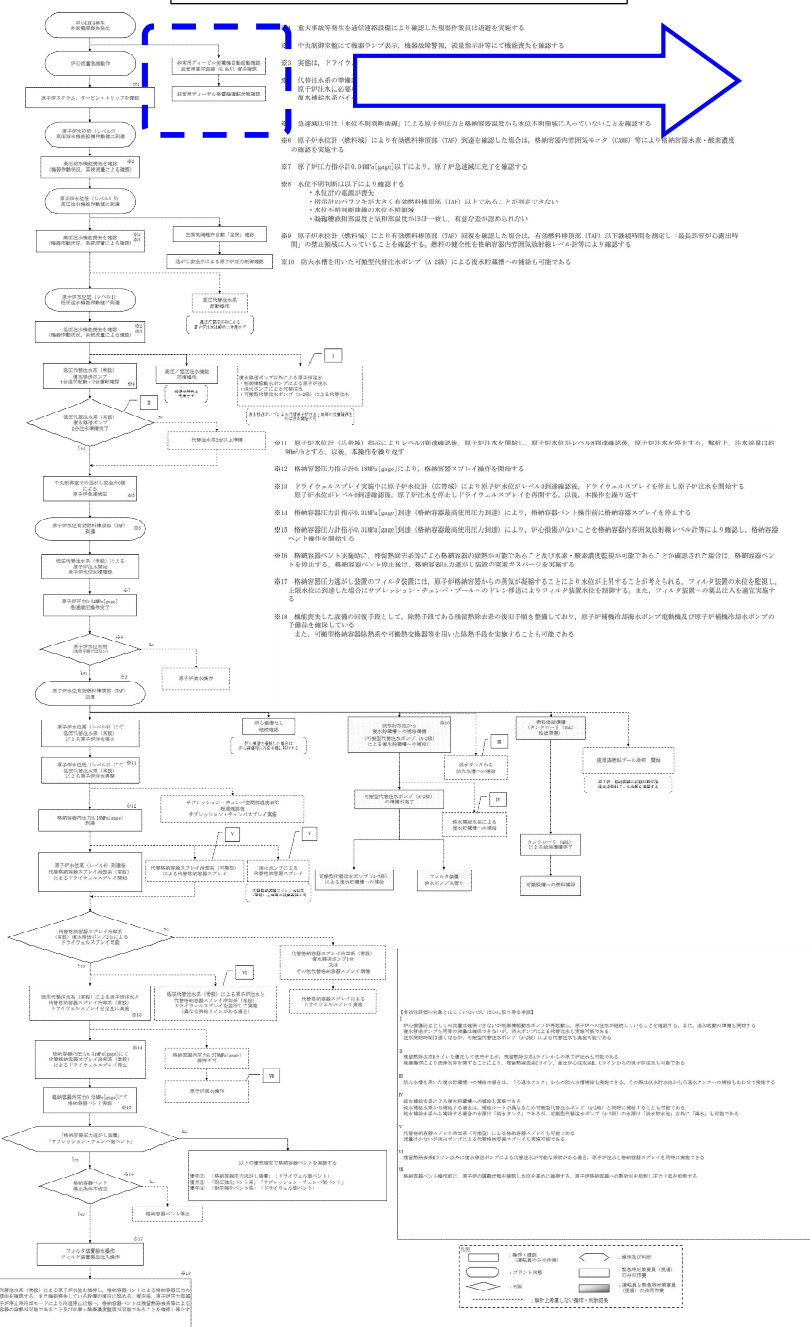
外部電源喪失により、給水機能が喪失していること及び中小破断 LOCA が発生していることから、原子炉水位レベル 2 で原子炉隔離時冷却系が自動起動し、レベル 1.5 で高圧炉心注水系が自動起動するが、高圧注水機能喪失により、原子炉への注水が不可となる。

**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「水位確保」へ移行する。**

**外部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。**

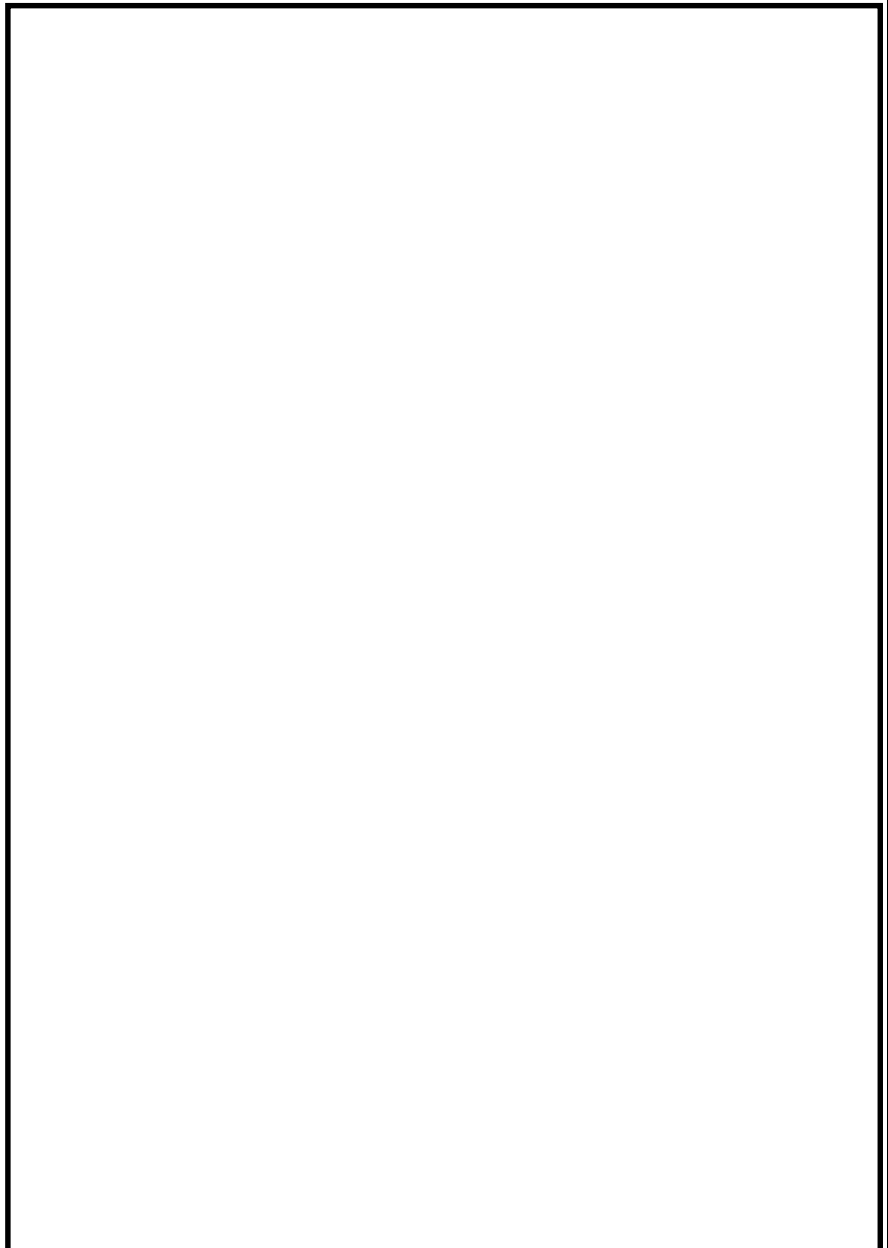
## AM 設備別操作手順書

### 解析上の対応手順の概要フロー



### 事故時運転操作手順書

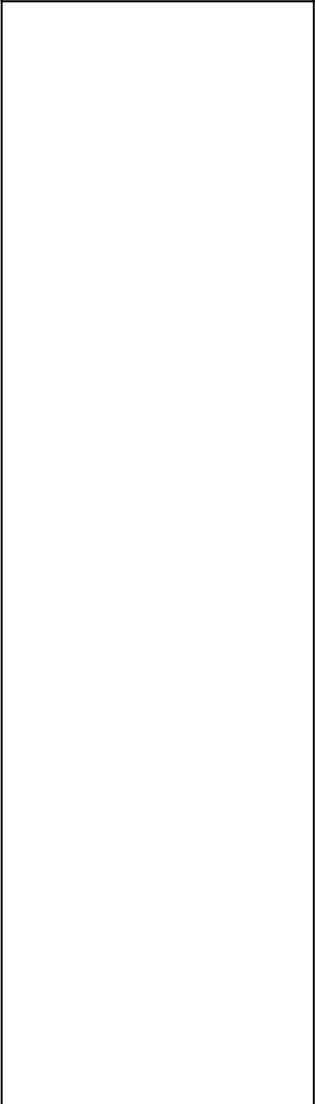
#### 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「EOP」 「交流/直流電源供給回復」



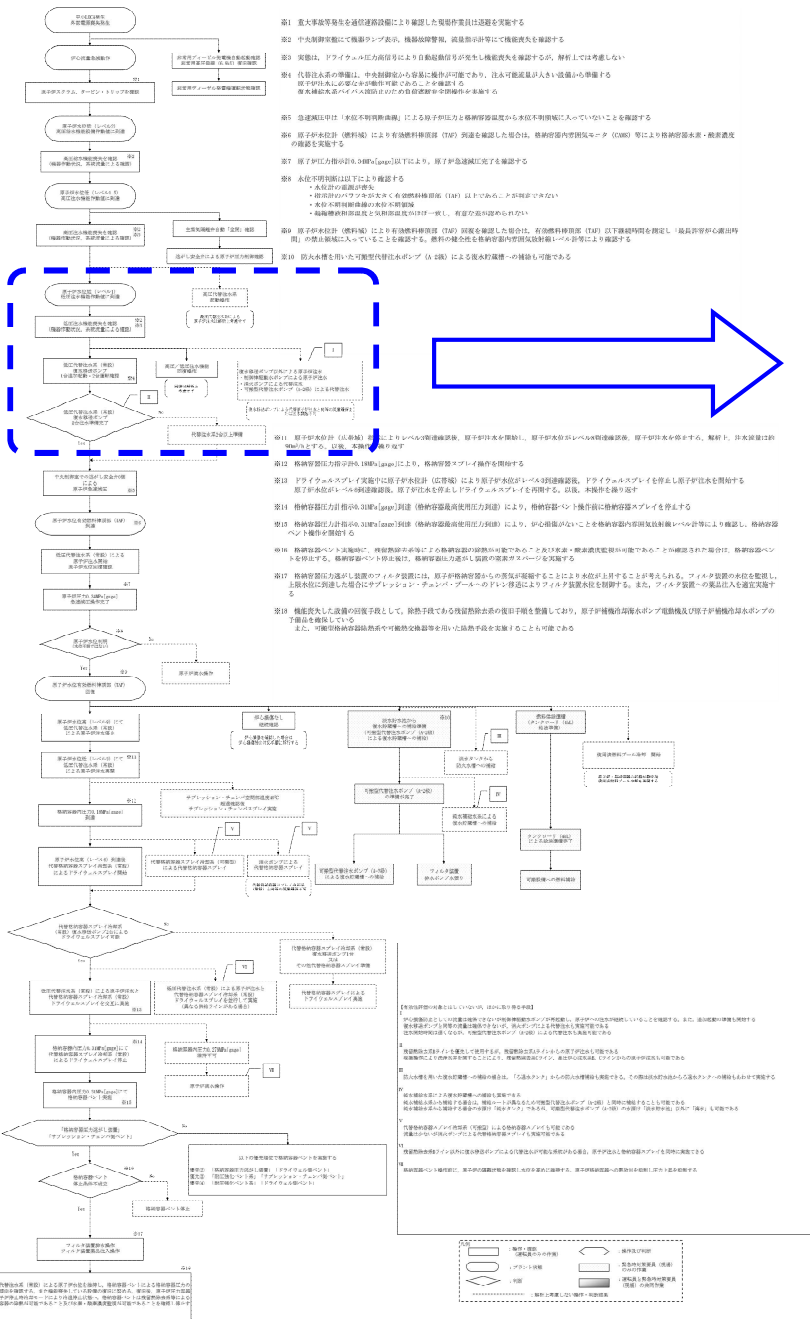
### 操作補足事項

外部電源喪失により非常用ディーゼル発電機が自動起動する。

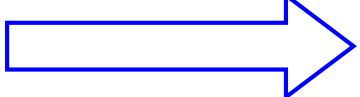
### AM 設備別操作手順書



### 解析上の対応手順の概要フロー

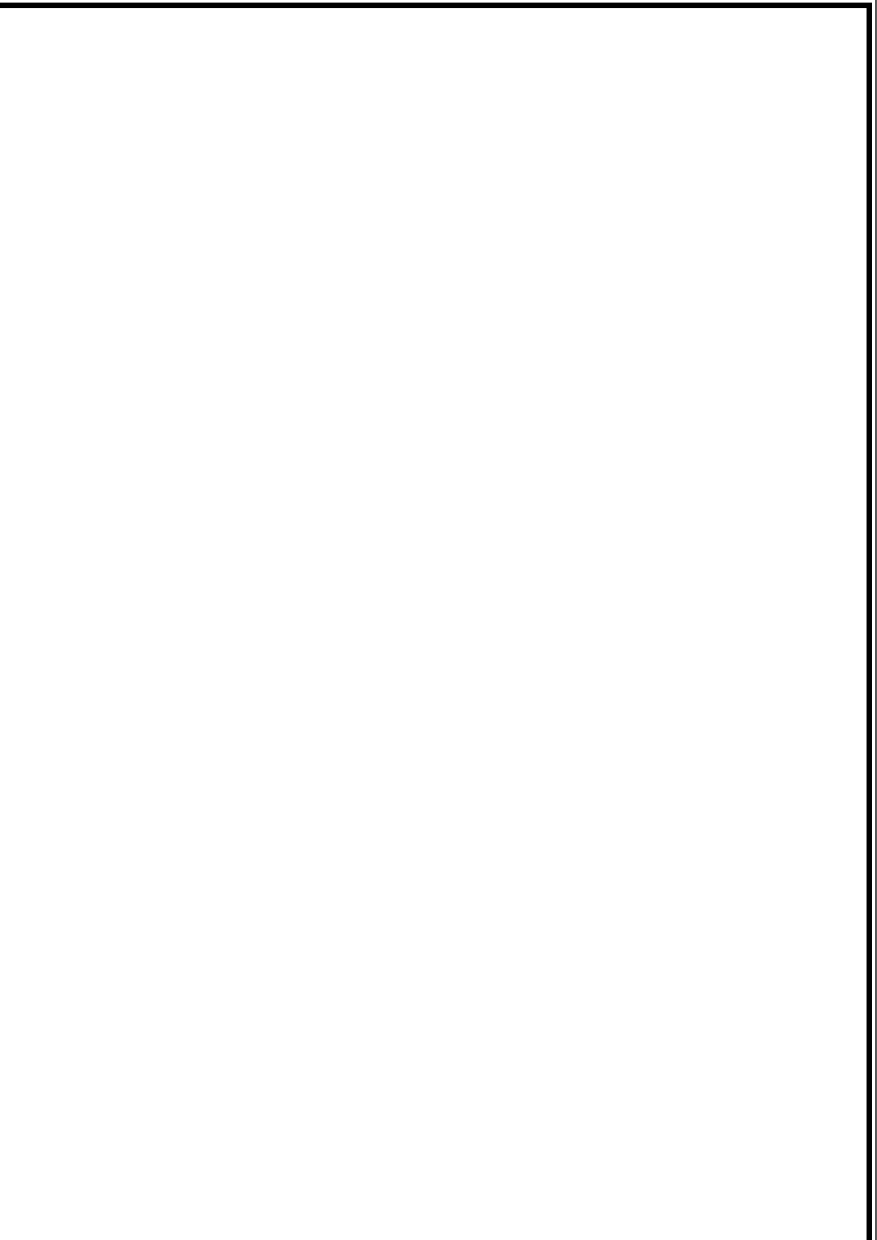


- ※1 重大事故等発生を感知直後直ちに確認した異常発生は迅速に発生する
- ※2 中核制御室にて運転ランプ表示、機能試験警報、運転指示等にて異常発生を確認する
- ※3 異常は、ドライラムス圧力高信号により自動減速信号が発生し機軸減速を確認するが、解任しては考慮しない
- ※4 代用注水系の確認上、中核制御室から異常に検出が可能な限り、注水可能範囲内入水い取巻の準備する  
炉内圧力高が原因である場合は、注水可能範囲内入水い取巻の準備する  
異常減速異常のバイパス解除のため自動減速解除準備が実施される
- ※5 急減速直後は「事故不発時標準手順」による炉内圧力高を機軸減速後から事故不発時標準手順に入っていないことを確認する
- ※6 炉内圧力高が「機軸減速」により有効機軸減速 (10%) 未満を確認した場合は、機軸減速内容監視アラート (C200) 等により機軸減速異常・機軸減速の発生を実施する
- ※7 炉内圧力高が0.3MPa(3bar)以下により、炉内圧力急減速完了を確認する
- ※8 炉内圧力高が0.3MPa(3bar)以下により、炉内圧力急減速完了を確認する  
・本設計の異常発生  
・機軸減速が正常に発生せず機軸減速警報 (10%) 以下であることが確認できない  
・本設計の異常発生  
・機軸減速が正常に発生せず機軸減速警報 (10%) 以下であることが確認できない
- ※9 炉内圧力高が「機軸減速」により有効機軸減速 (10%) 未満を確認した場合は、有効機軸減速 (10%) 以下で機軸減速期間を決定し「最高炉内圧力監視」の発生を監視する  
・機軸減速が正常に発生せず機軸減速警報 (10%) 以下であることが確認できない
- ※10 炉内圧力高が「機軸減速」により有効機軸減速 (10%) 未満を確認した場合は、機軸減速内容監視アラート (C200) 等により機軸減速異常・機軸減速の発生を実施する



### 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。

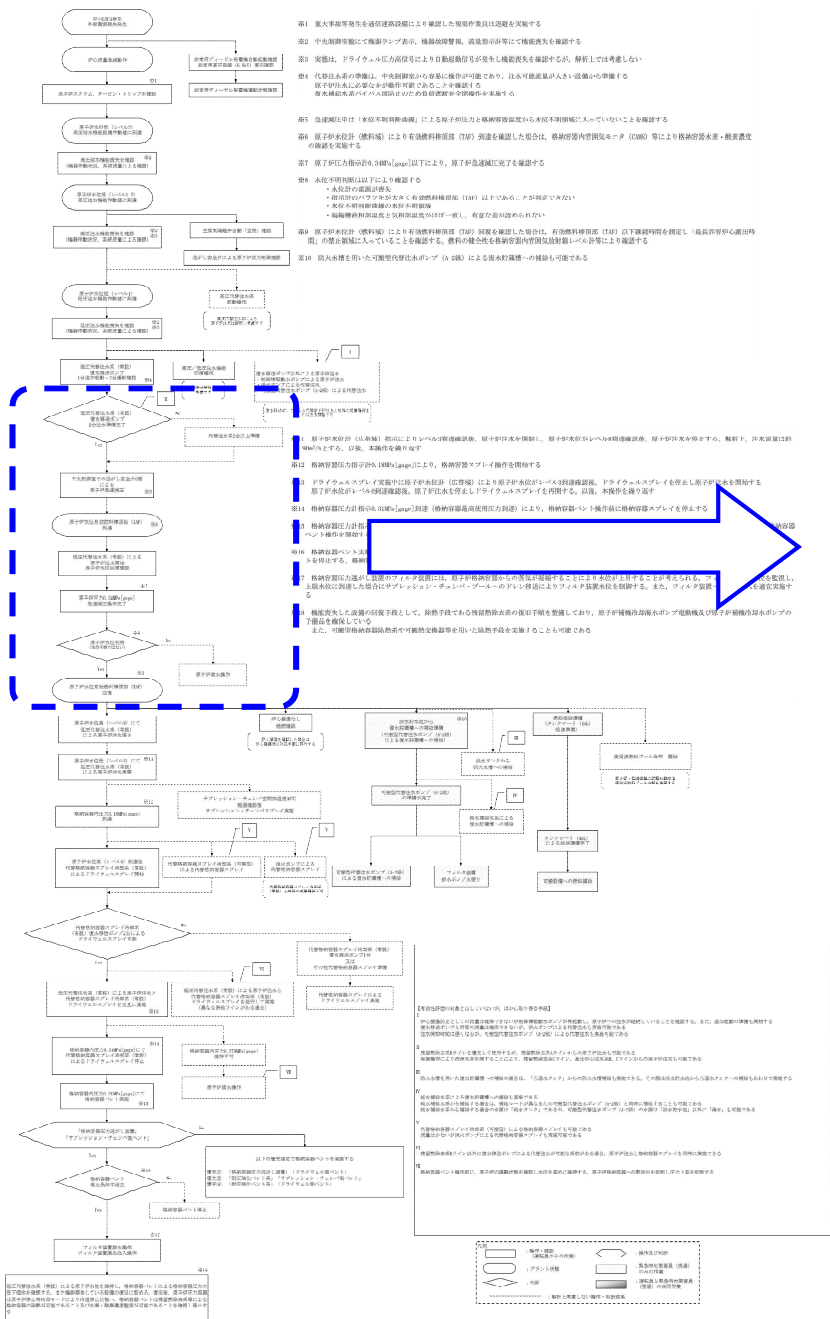
全給水喪失及び高圧・低圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉水位をレベル 3～レベル 8 に維持できないことから、低圧代替注水系 (常設) を準備する。

**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



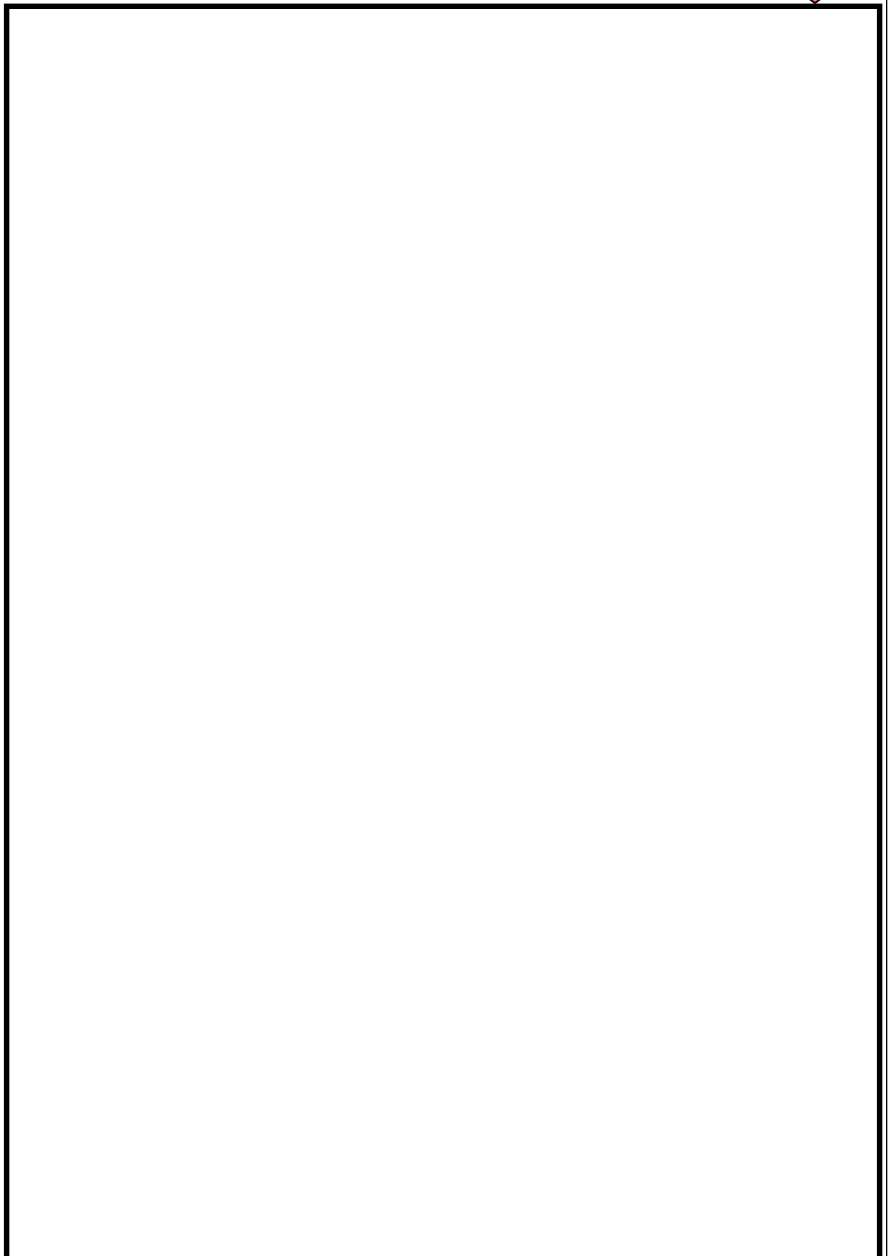
# 解析上の対応手順の概要フロー



- 01 重大事象発生(炉内異常発生)
- 02 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 03 炉内異常発生(炉外異常発生)
- 04 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 05 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 06 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 07 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 08 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 09 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 10 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 11 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 12 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 13 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 14 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 15 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 16 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 17 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 18 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 19 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 20 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 21 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 22 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 23 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 24 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 25 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 26 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 27 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 28 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 29 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 30 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 31 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 32 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 33 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 34 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 35 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 36 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 37 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 38 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 39 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 40 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 41 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 42 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 43 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 44 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 45 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 46 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 47 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 48 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 49 炉内異常発生(炉内異常発生)
- 50 炉内異常発生(炉内異常発生)

# 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

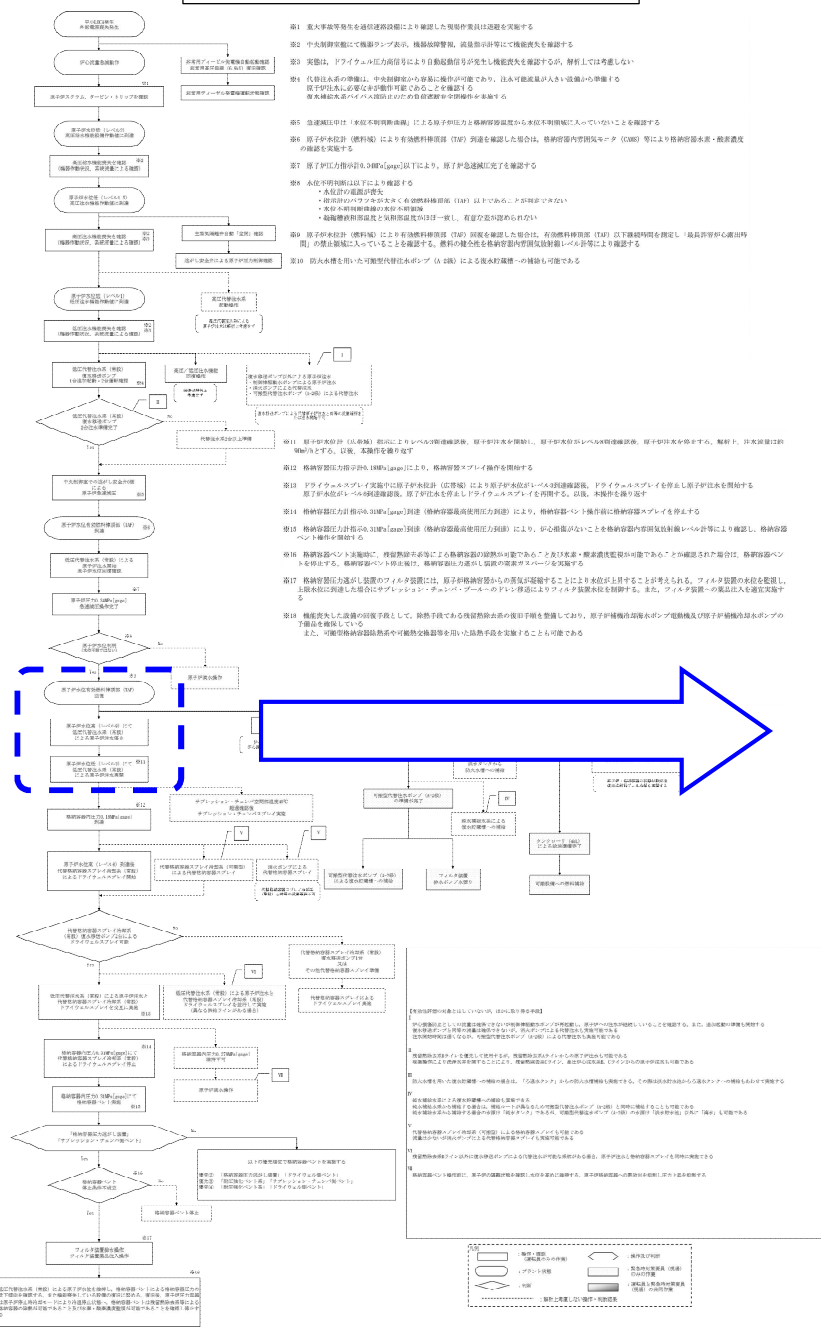
低圧代替注水系(常設)による原子炉炉力容器への注水準備が完了後、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)を順次開放して、原子炉減圧を実施する。

原子炉減圧後は原子炉炉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する。

**原子炉水位計正常を確認後「水位確保」へ移行する。**

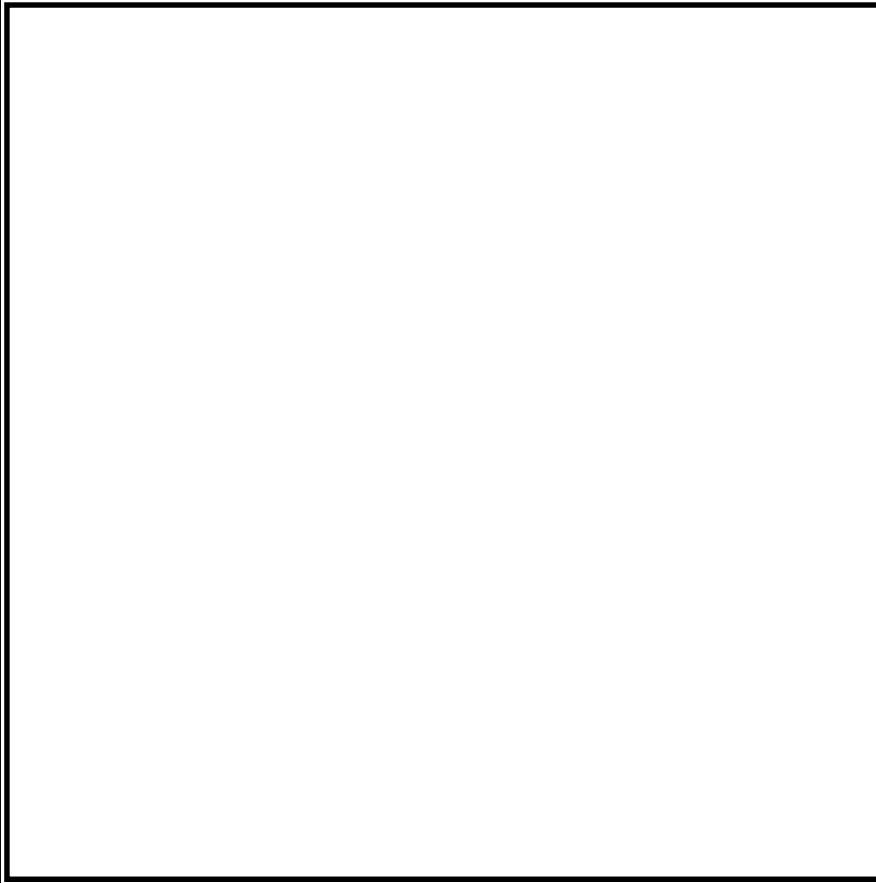
# AM 設備別操作手順書

# 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「水位確保」



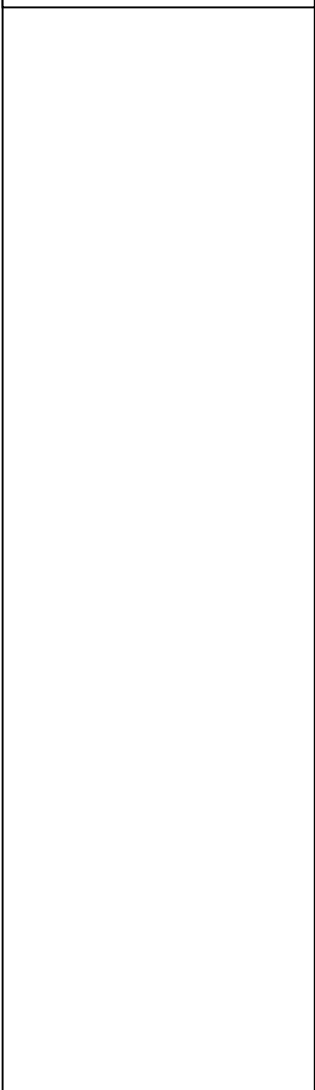
## 事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



# 操作補足事項

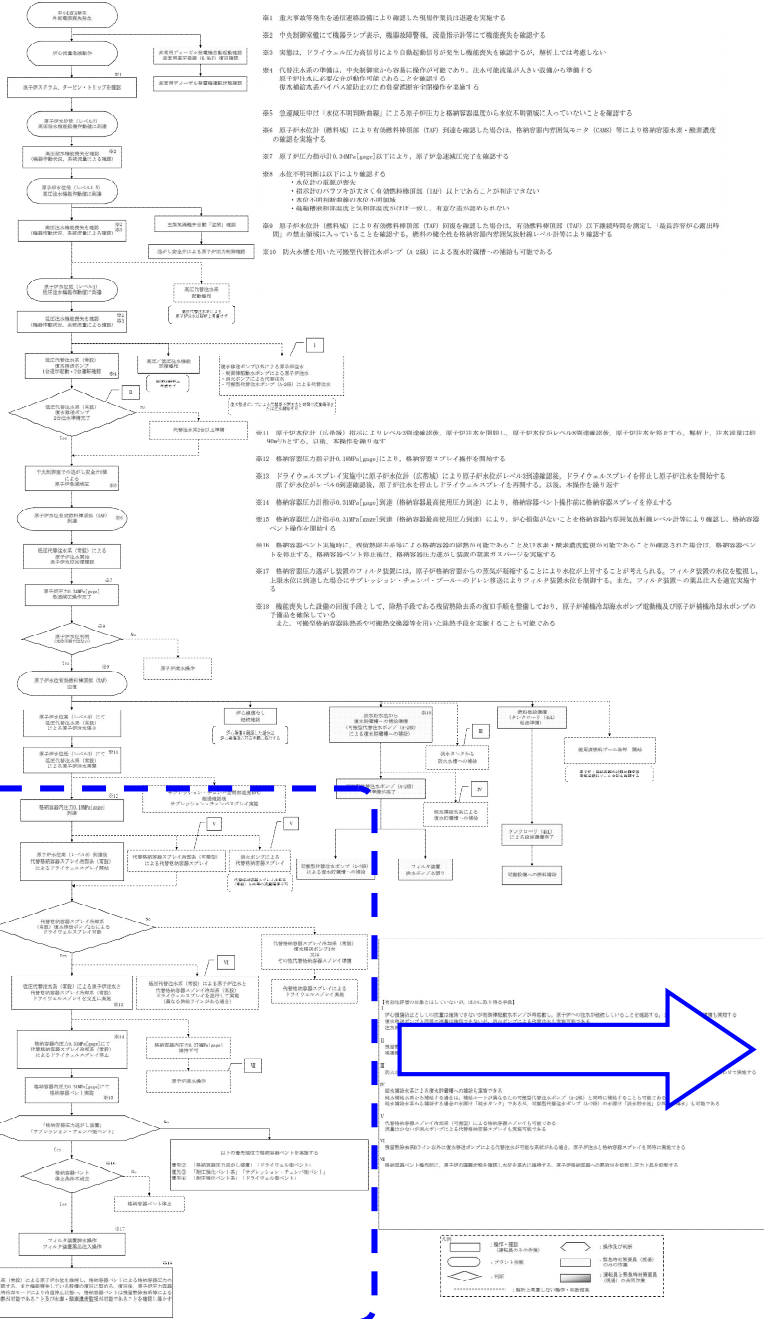
低圧代替注水系 (常設) に  
より、**原子炉水位をレベル 3  
～レベル 8 で維持するように  
制御する。**

# AM 設備別操作手順書





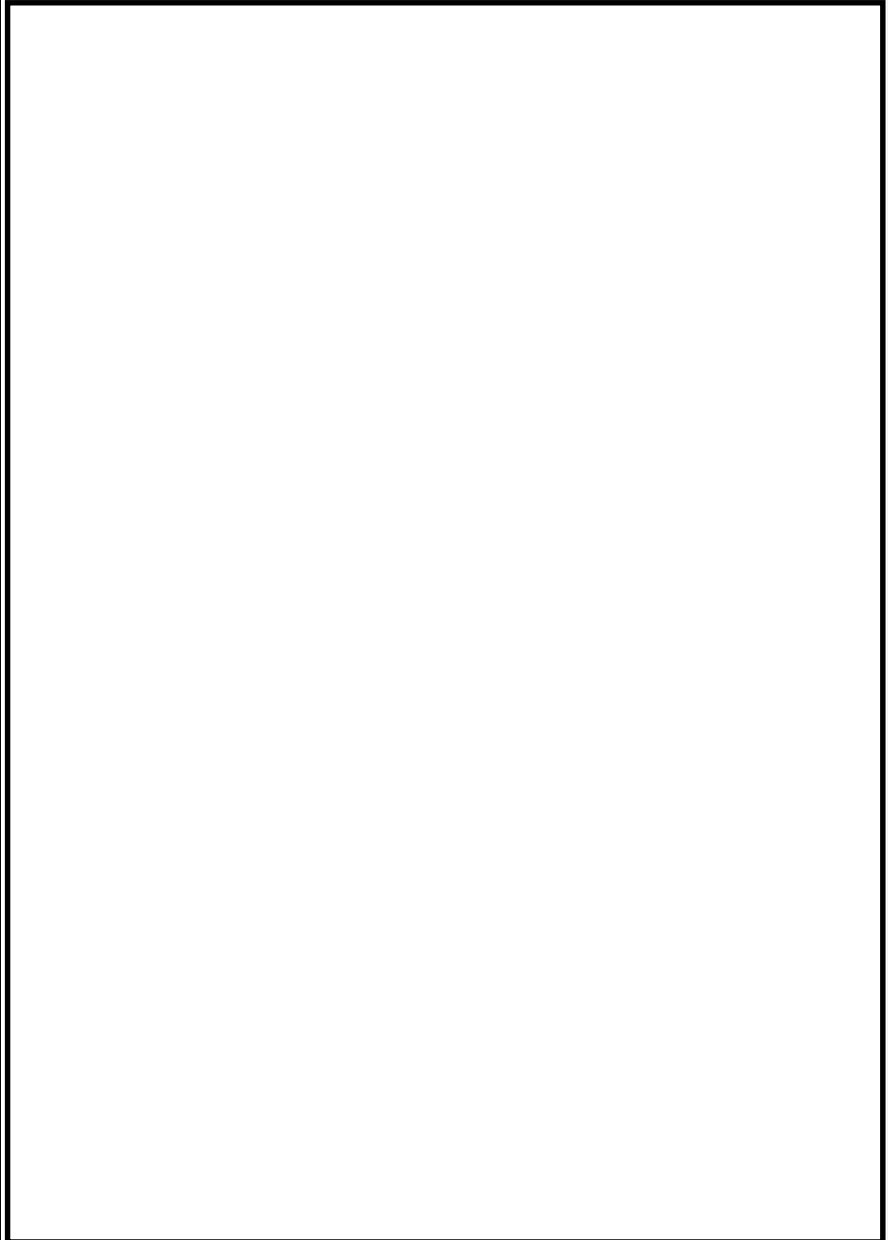
## 解析上の対応手順の概要フロー



- ※1 重大事故等発生を通報連絡網により検知した場合は速報を実施する
- ※2 中央制御室にて儀表示、儀警報発生、異常警報発生等にて異常発生を確認する
- ※3 異常は、ドライウラム圧力高警報により自動警報発生が発生し異常発生を確認するが、原因としては考えない
- ※4 代替注水系の作動は、中央制御室からの異常発生が原因で発生し、注水可能水位が低下し注水停止となる
- ※5 異常発生に伴い「原子炉格納容器」による原子炉格納容器内圧力高警報発生を確認し、原因を調査する
- ※6 原子炉格納容器内圧力高警報発生を確認した場合、格納容器内圧力高警報発生(ATOM)等により格納容器内圧力高警報発生を確認する
- ※7 原子炉格納容器内圧力高警報発生(ATOM)以下により、原子炉格納容器内圧力高警報発生を確認する
- ※8 本格注水開始は以下より確認する
  - ・格納容器内圧力高警報発生
  - ・格納容器内圧力高警報発生(ATOM)以下により確認できない
  - ・格納容器内圧力高警報発生(ATOM)以下により確認できない
  - ・格納容器内圧力高警報発生(ATOM)以下により確認できない
- ※9 原子炉格納容器内圧力高警報発生(ATOM)以下により格納容器内圧力高警報発生を確認し、格納容器内圧力高警報発生(ATOM)以下により格納容器内圧力高警報発生を確認する
- ※10 格納容器内圧力高警報発生(ATOM)以下により格納容器内圧力高警報発生を確認し、格納容器内圧力高警報発生(ATOM)以下により格納容器内圧力高警報発生を確認する

## 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」



## 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

# 1.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)

## 特徴

原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断する事象を想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、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。

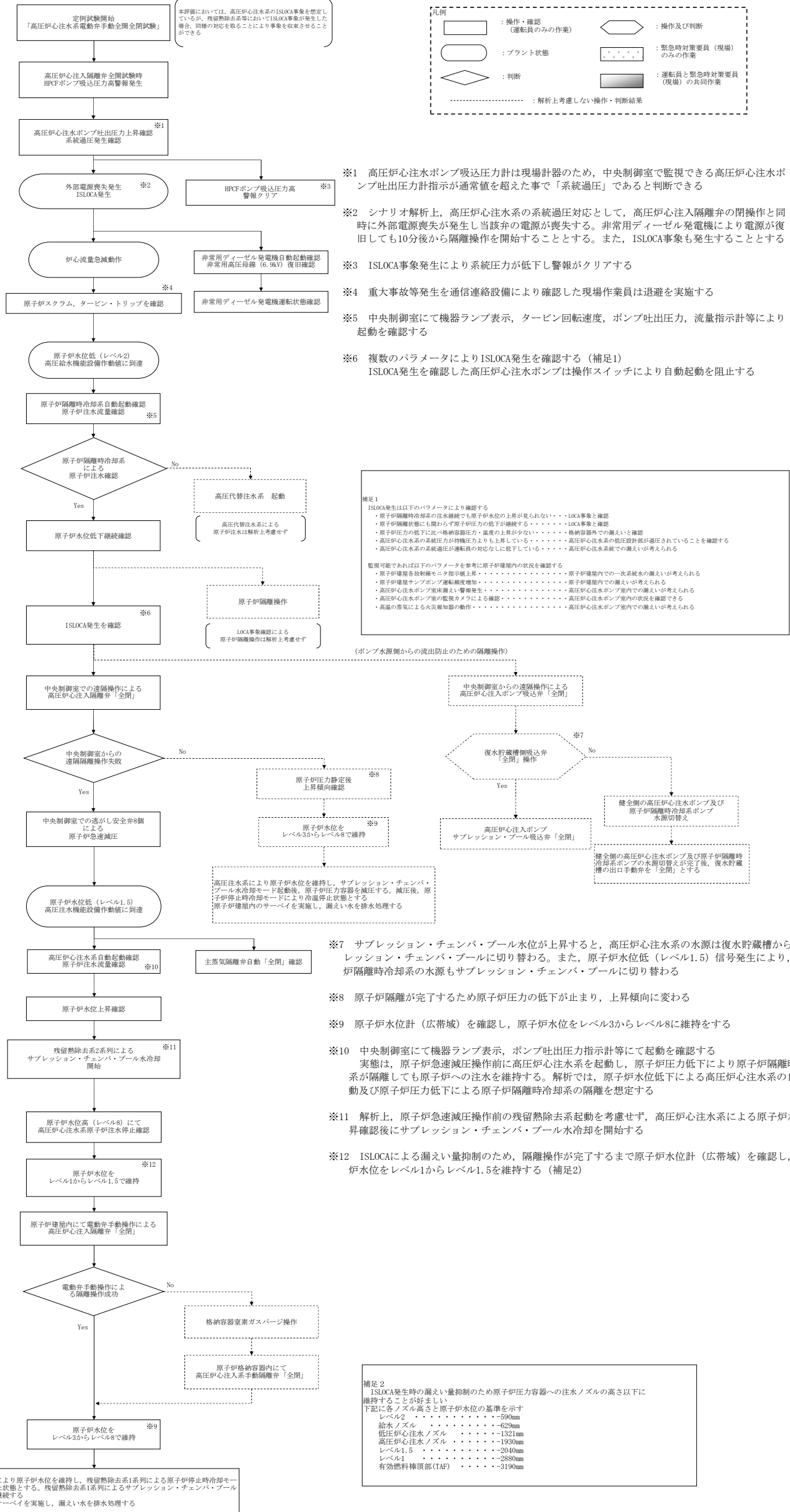
## 基本的な考え方

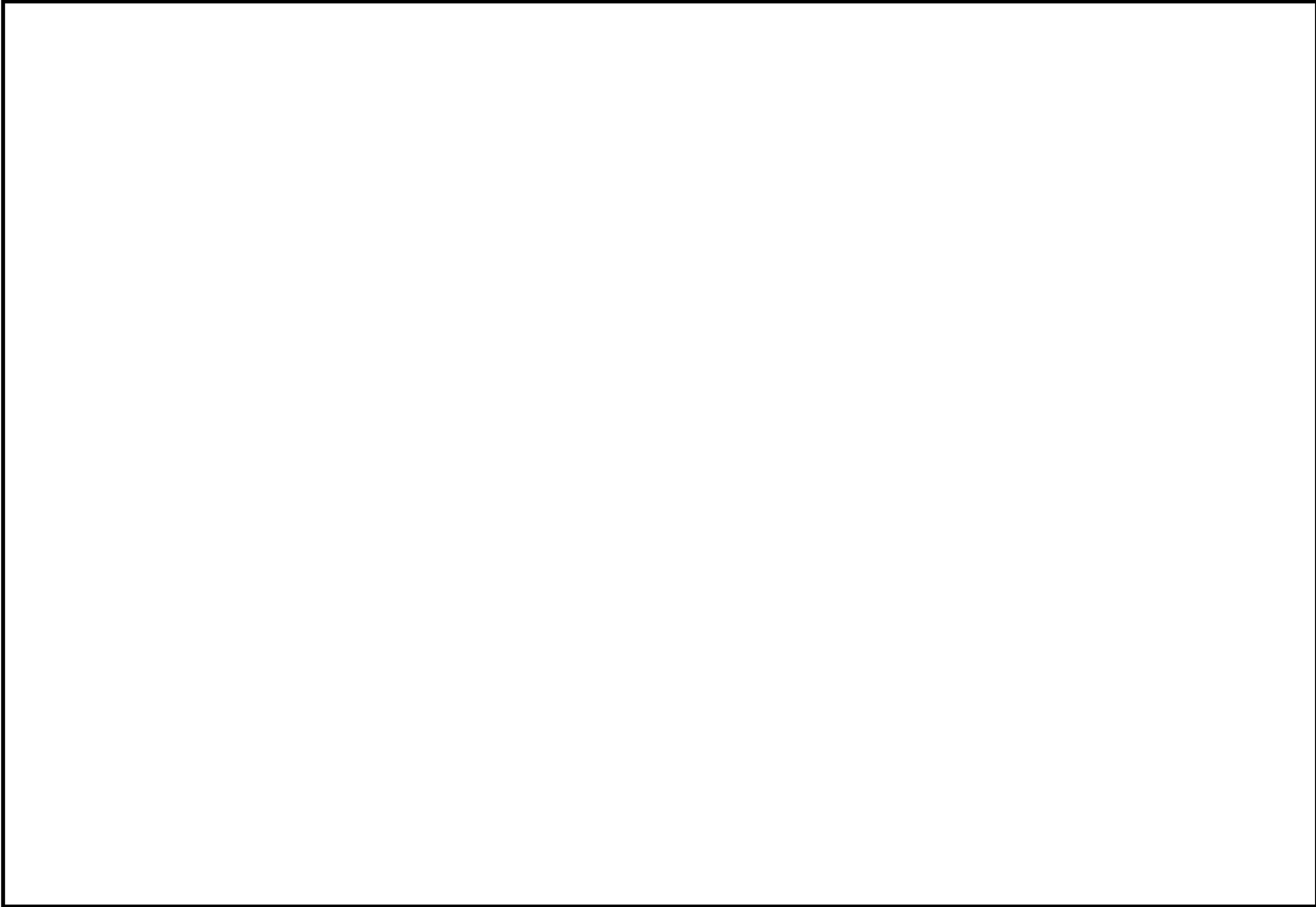
原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図り、また、逃がし安全弁によって原子炉を減圧することによる原子炉冷却材の漏えいの抑制及びインターフェイスシステム LOCA の発生箇所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。また、残留熱除去系(サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

## 対応手順の概要

- インターフェイスシステム LOCA 発生
- 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- インターフェイスシステム LOCA 発生確認
- 中央制御室での高圧炉心注水系隔離失敗
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 高圧炉心注水系による原子炉注水
- 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
- 現場操作での高圧炉心注水系隔離操作
- 高圧炉心注水系隔離後の水位維持

## 解析上の対応手順の概要フロー



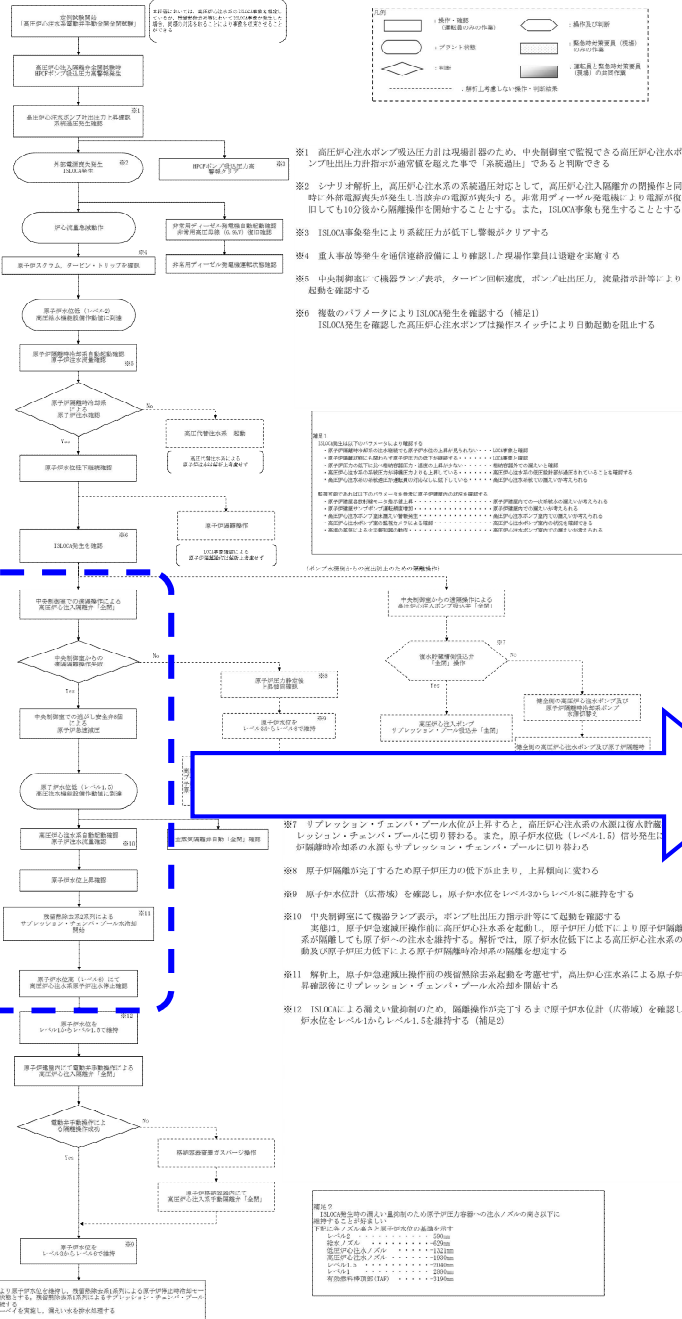






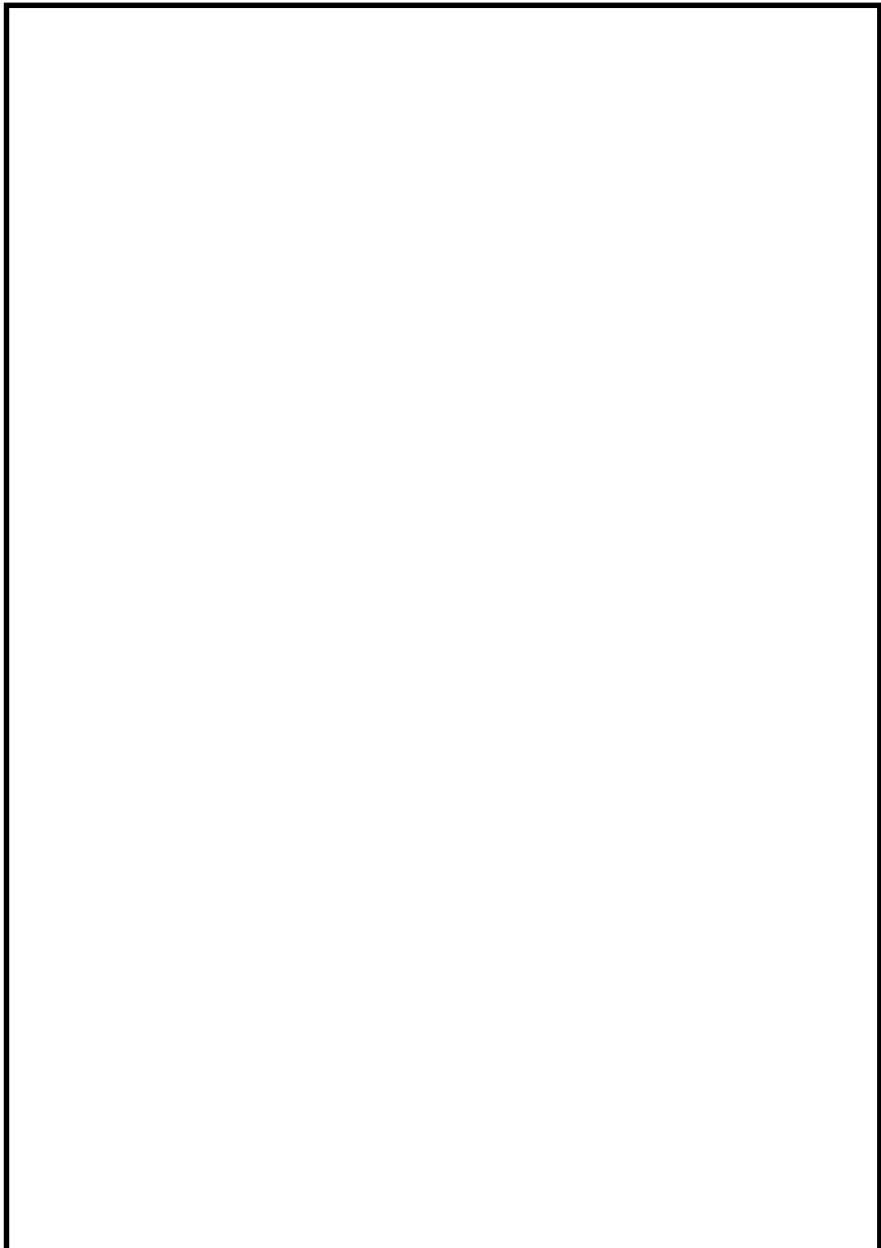


### 解析上の対応手順の概要フロー



### 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」 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」



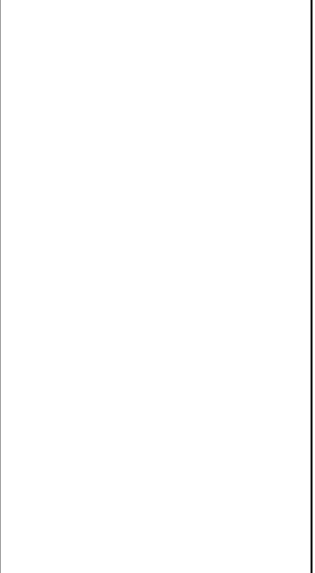
### 操作補足事項

インターフェイス LOCA を判断した場合は、破損箇所を特定し隔離する。  
中央制御室からの破断箇所からの隔離が不可能な場合は、非常用ガス処理系を起動する。

**「原子炉圧力」操作**  
原子炉圧力を低下させ、**破断箇所からの漏えい量を抑制することから、「急速減圧」へ移行する。**

**「原子炉水位」操作**  
原子炉冷却材の流出が継続しているため、原子炉水位をレベル1~レベル1.5で維持するように制御し、破断箇所からの漏えい量を抑制する。

### 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

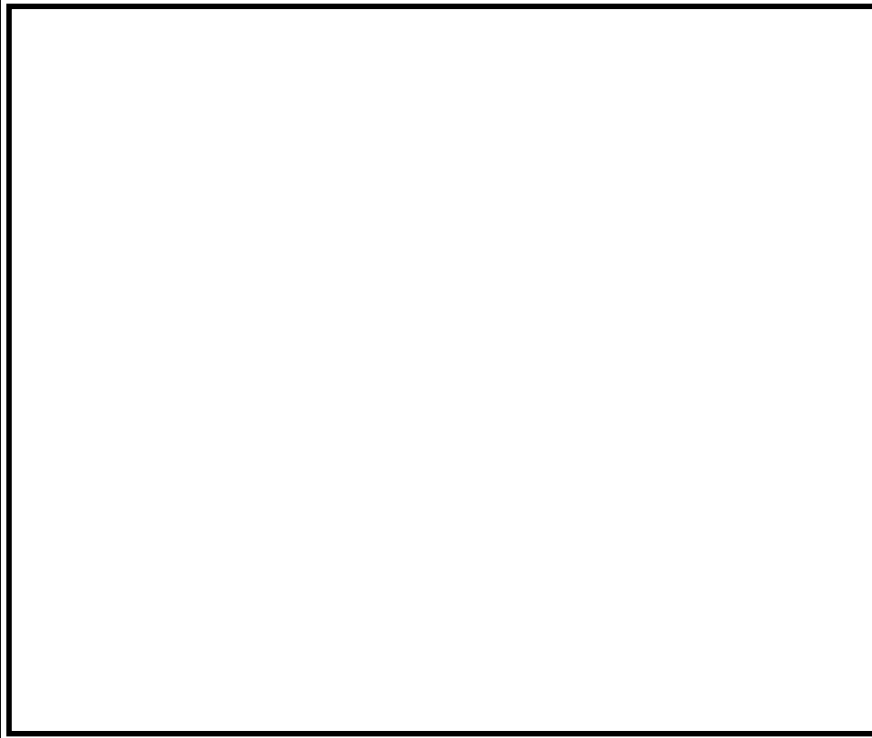
### 操作補足事項

急速減圧の実施により、**サプレッション・チェンバ・プール水温度が上昇することから、「S/P 温度制御」に移行し、**残留熱除去系によりサプレッション・チェンバ・プール水の冷却を実施する。

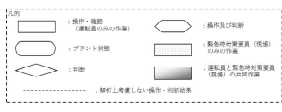
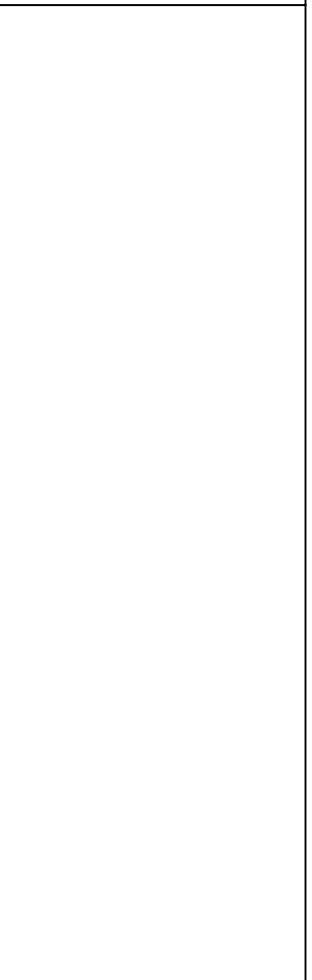
### 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



### 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「EOP」 一次格納容器制御「S/P 温度制御」



### AM 設備別操作手順書



- ※1 高圧炉心注水ポンプ吸込圧力は現場計器のため、中央制御室で監視できる高圧炉心注水ポンプ吐出圧計器が異常値を発生した事で「異常通知」であると同様である
- ※2 シナリオ解析上、高圧炉心注水系の系統過圧対処として、高圧炉心注入隔離弁の閉操作と同時に、外部高圧損失が発生し当該系の電断が発生する。非常用ゾーン電断機により電断が発生しても10分後から隔離操作を開始することとする。また、ISLOCA事象も発生することとする
- ※3 ISLOCA事象発生により系統圧力が低下し警報がスクラムする
- ※4 重大事故発生を通信連絡済値により確認した現場作業員は速報を受理する
- ※5 中央制御室にて機器ランプ表示、ターン回航通知、ポンプ吐出圧力、流量指示計等により趨勢を確認する
- ※6 複数のパラメータによりISLOCA発生を確認する（補足）ISLOCA発生を確認した高圧炉心注水ポンプは操作スイッチにより自動起動を阻止する

補足1  
ISLOCA発生時は以下のとおり確認する  
・高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする  
・高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする  
・高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする  
・高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする  
・高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする  
・高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする

補足2  
高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする  
高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする  
高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする  
高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする  
高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする  
高圧炉心注水ポンプ吐出圧力が異常値を発生した事により「異常通知」がスクラムする

- ※7 リプレッション・チェンバ・プール水が上昇すると、高圧炉心注水系の水面は復水貯蔵槽からリプレッション・チェンバ・プールに切り替わる。また、原子炉水位低（レベル1.6）信号発生により、原子炉隔離時冷却系の水面もリプレッション・チェンバ・プールに切り替わる
- ※8 原子炉隔離が完了するため原子炉圧力の低下が止まり、上昇傾向に変わる
- ※9 解析上、原子炉急減圧操作前の残留熱除去系起動を考慮せず、高圧炉心注水系による昇熱除去系にリプレッション・チェンバ・プール水冷却を開始する
- ※10 ISLOCAによる細かい変動のため、隔離操作が完了するまで原子炉水位計（広帯域）を確認し、原子炉水位をレベル1.6からレベル1.5を維持する（補足2）

補足3  
1号炉の場合、原子炉隔離の時の原子炉圧力降下率の低下を抑制するための注水ノズルの向きは以下の通りである。

レベル1.5	200mm
レベル1.6	400mm
原子炉注入ノズル	1320mm
レベル1.7	1300mm
レベル1.8	1100mm
レベル1.9	2100mm
可燃物格納槽（1号）	1100mm

