

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）（代替循環冷却系を使用する場合） 2.4 水素燃焼

特徴

発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。

基本的な考え方

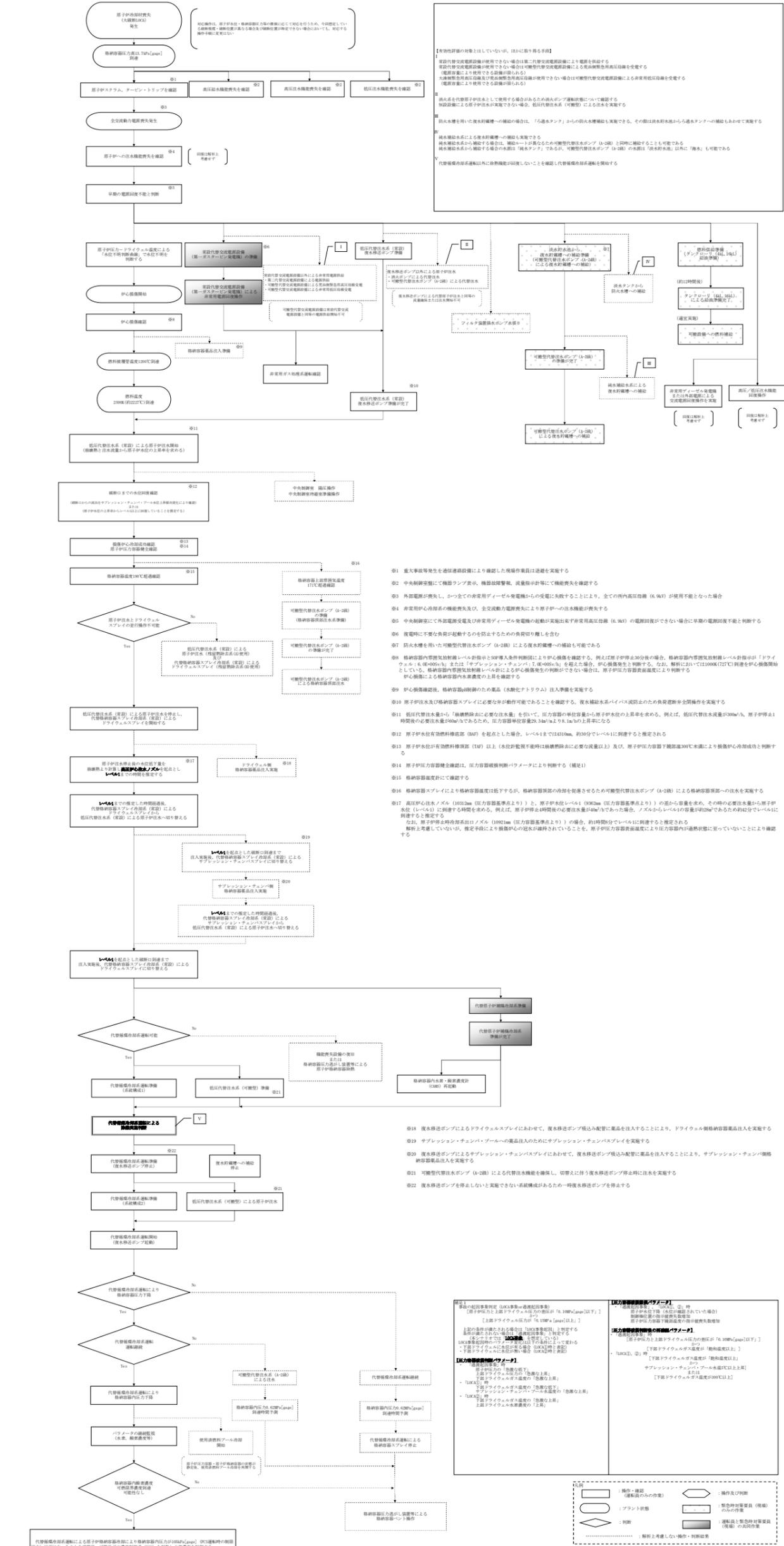
損傷炉心の冷却のための低压代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、また、代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。

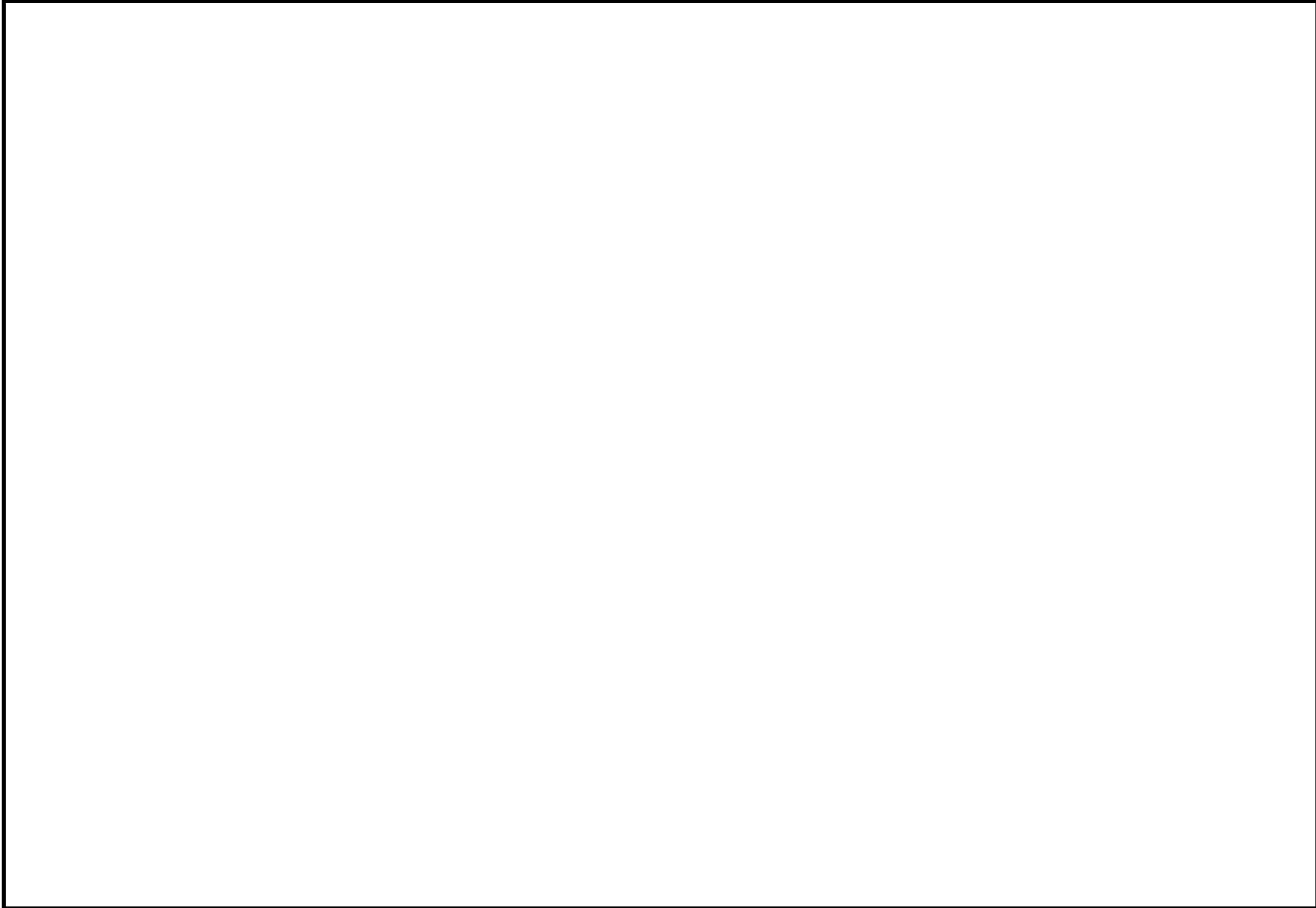
対応手順の概要

- 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認
- 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備
- 炉心損傷確認
- 水素濃度監視
- 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低压代替注水系（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
- 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱

事故シーケンスグループ「水素燃焼」は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」と同じ手順である。

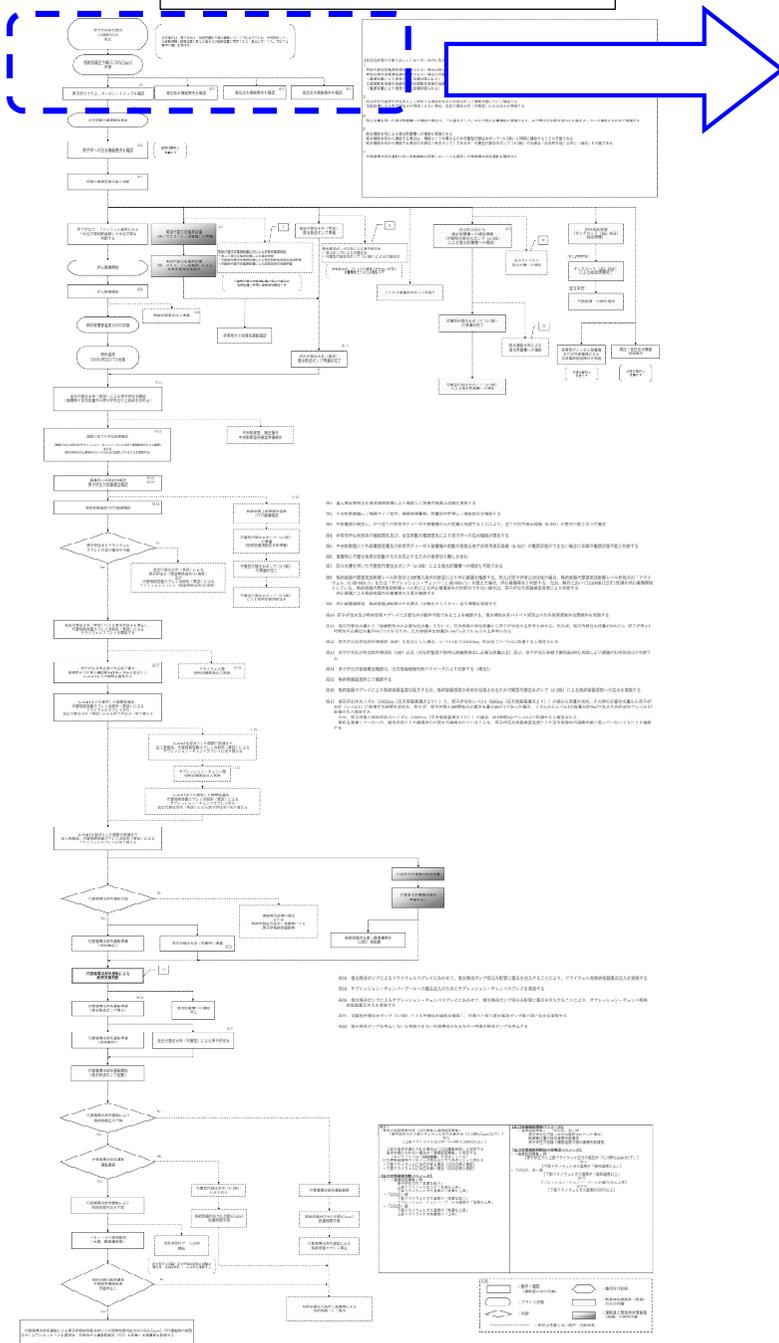
解析上の対応手順の概要フロー





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 (事象ベース) 「AOP」
「冷却材喪失事故」



操作補足事項

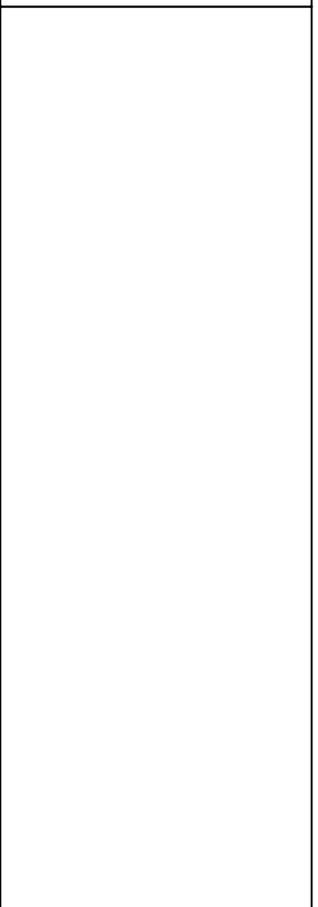
「冷却材喪失事故」発生

AOP「冷却材喪失事故」により対応する。

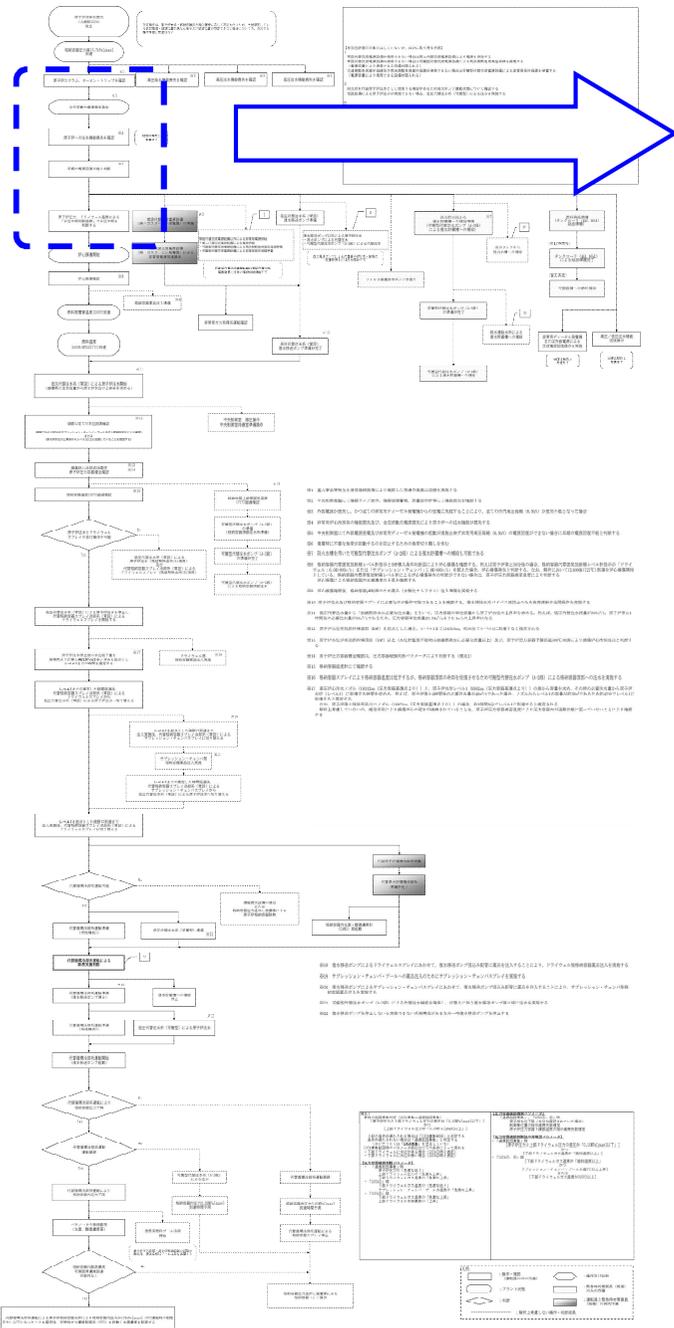
原子炉格納容器圧力高により原子炉スクラムし EOP「スクラム」へ移行して対応する。

その他の必要な操作で EOPに記載のない操作は、引き続き AOP「冷却材喪失事故」で対応する。

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 「スクラム」



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」

1.0.7-2.1.1-4

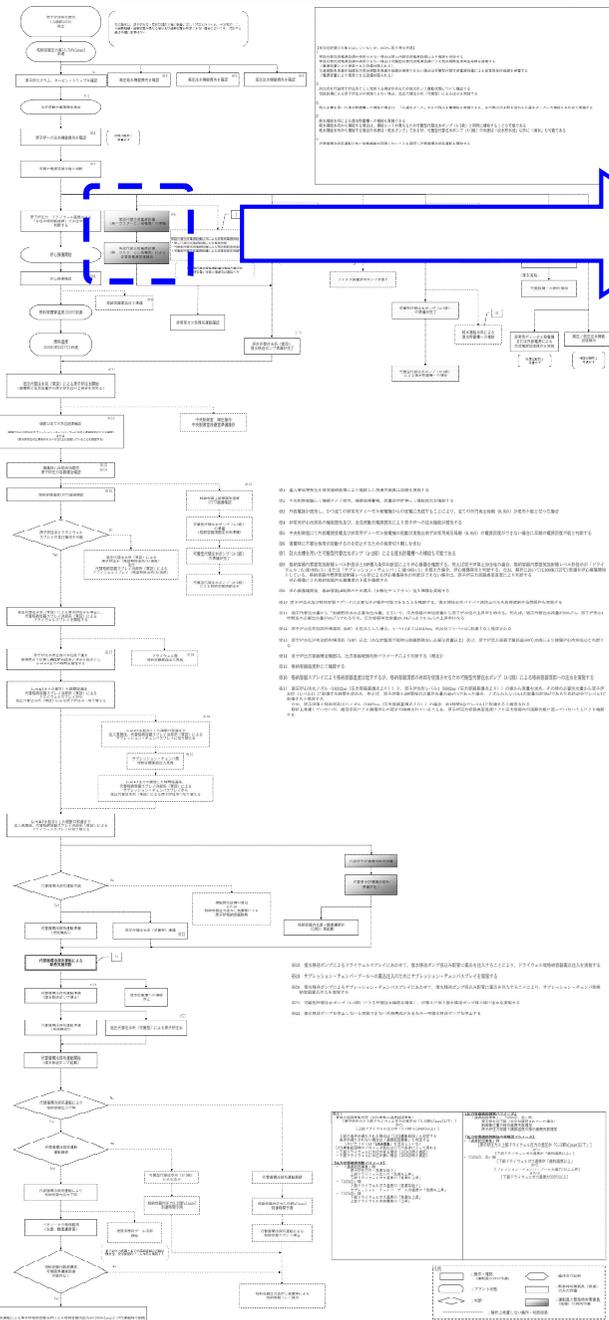
操作補足事項

「全交流動力電源喪失発生」
最初に「原子炉出力」制御にて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、「格納容器制御導入」を継続監視する。冷却材喪失及び原子炉への注水機能喪失により、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇する。原子炉圧力容器内の圧カードライウエル空間部温度による「水位不明判断曲線」で水位不明を判断し、「水位不明」制御へ移行する。
全交流動力電源喪失が発生したことから、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。

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」
「交流/直流電源供給回復」



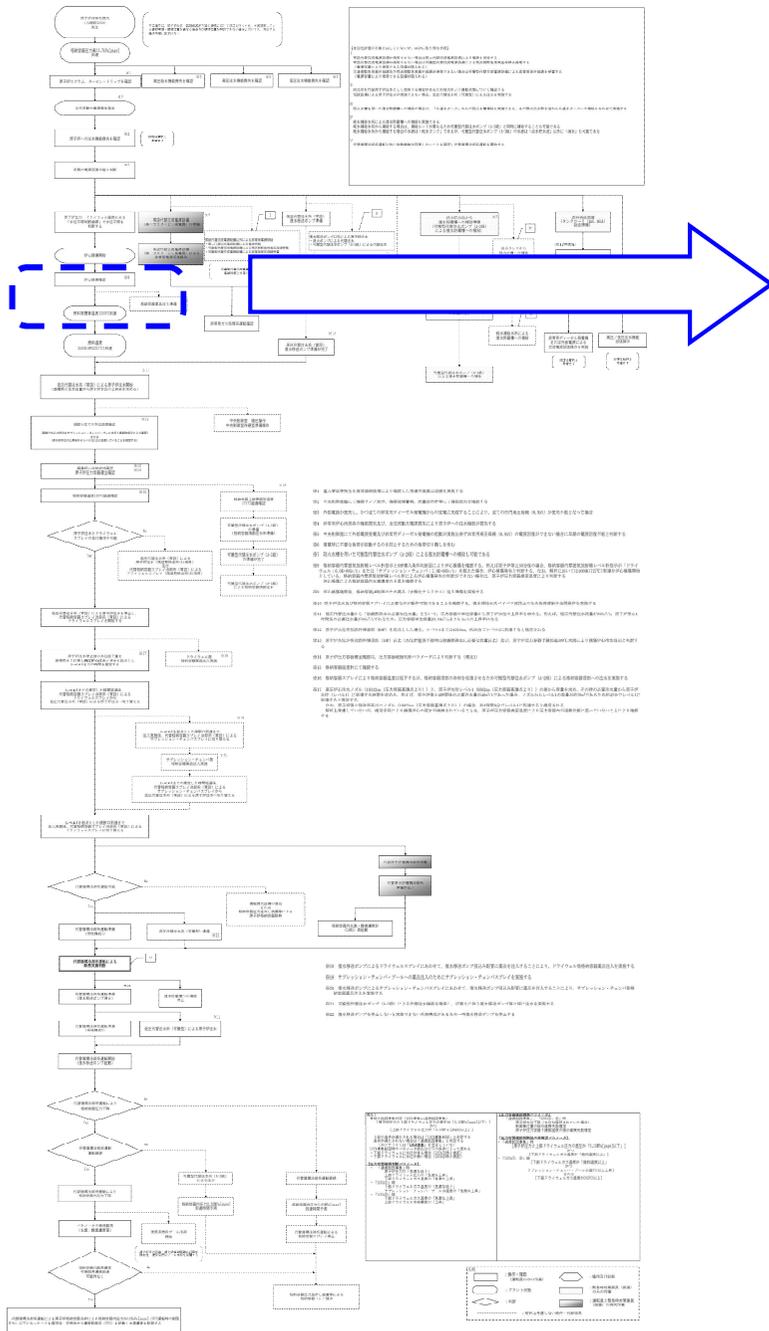
操作補足事項

全交流動力電源喪失の対応として、第一ガスタービン発電機を起動し、D系及びC系の非常用母線を受電する。

AM 設備別操作手順書

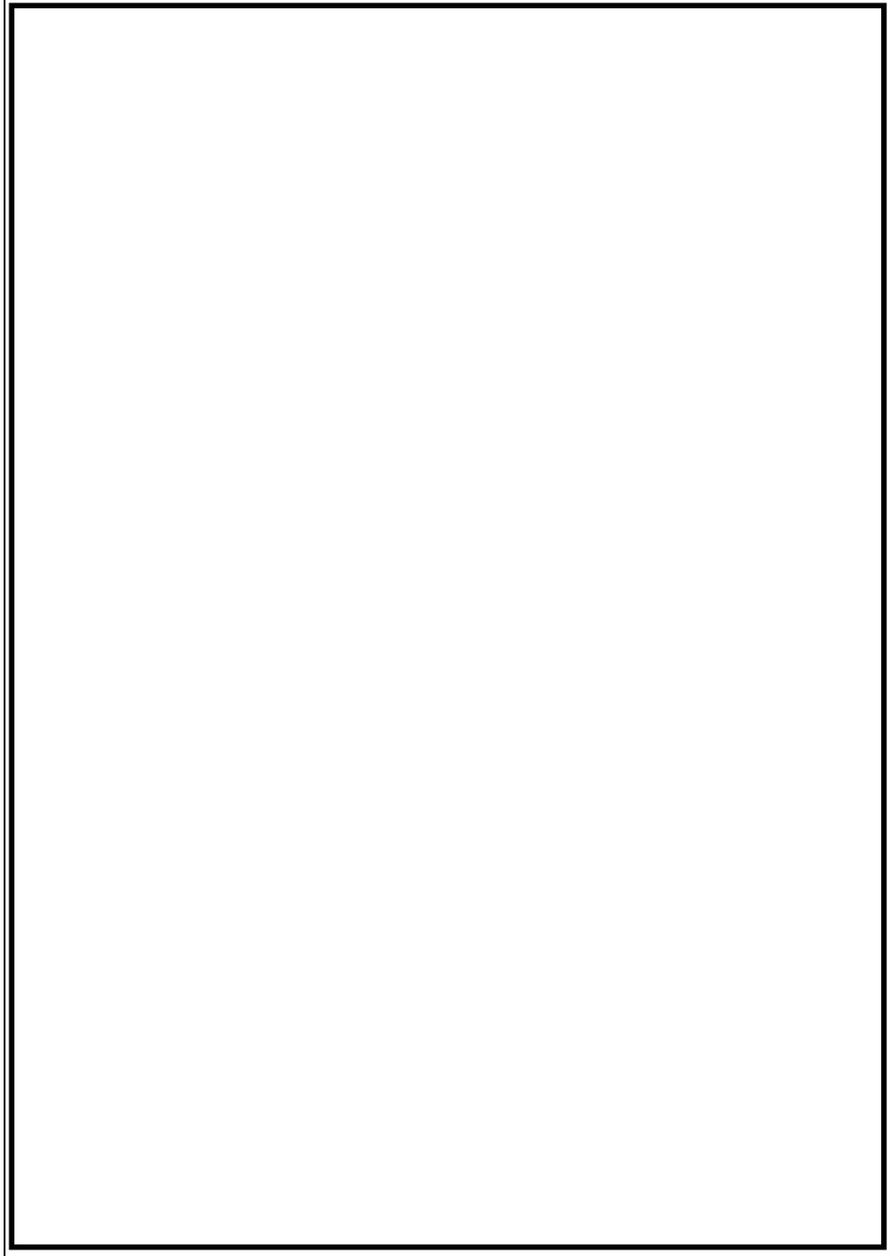
- 1-2 「電源確保戦略 (給電)」
 - ・第一ガスタービン発電機起動
- 1-3 「電源確保戦略 (受電)」
 - ・M/C7C・7D 受電

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

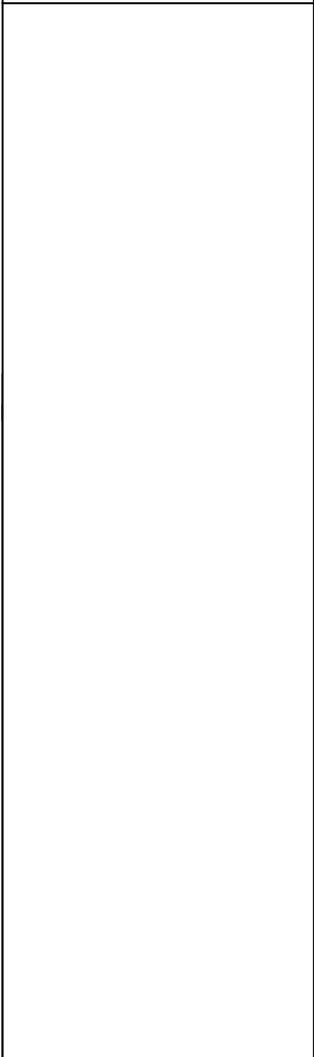
事故時運転操作手順書（微候ベース）「EOP」
不測事態「水位不明」



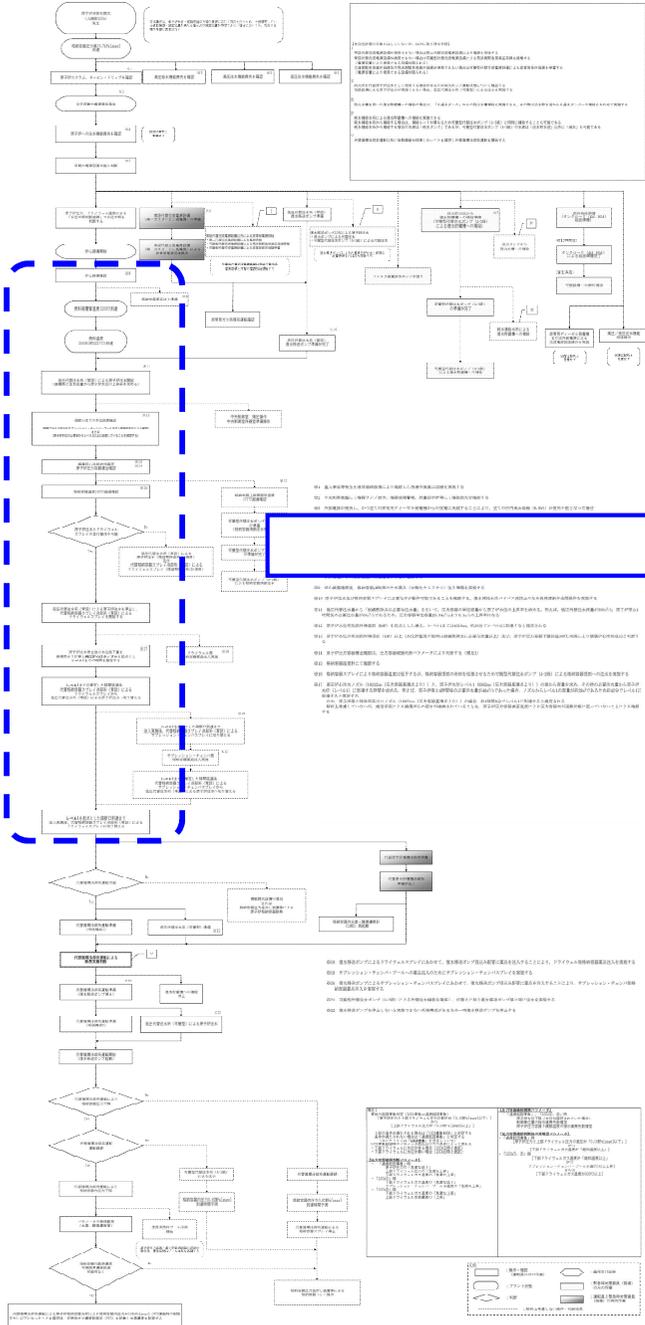
操作補足事項

格納容器雰囲気放射線レベルにて、SOP 導入条件判断図により炉心損傷を判断し、SOP に移行する。

AM 設備別操作手順書

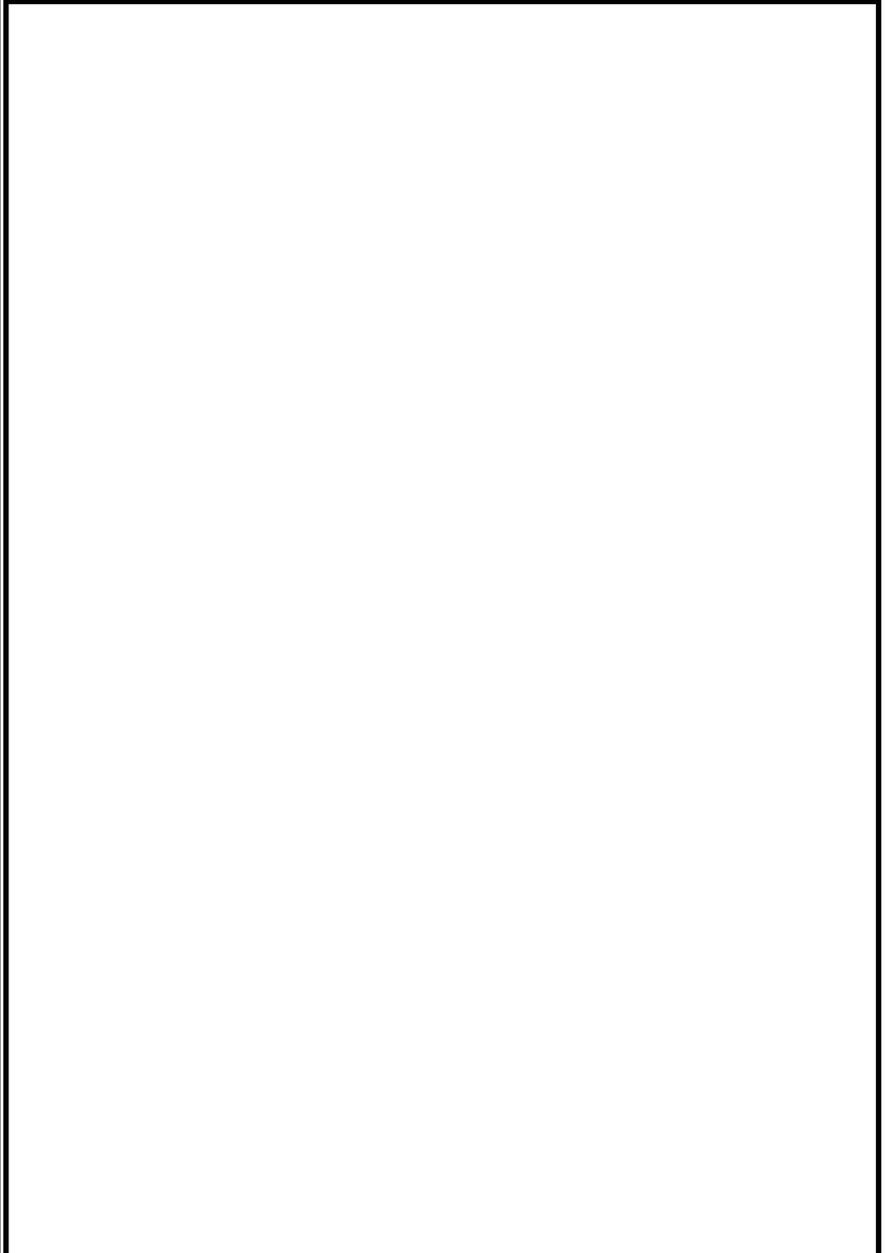


解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書 (シビアアクシデント) 「SOP」 SOP-1 「RVP 制御」



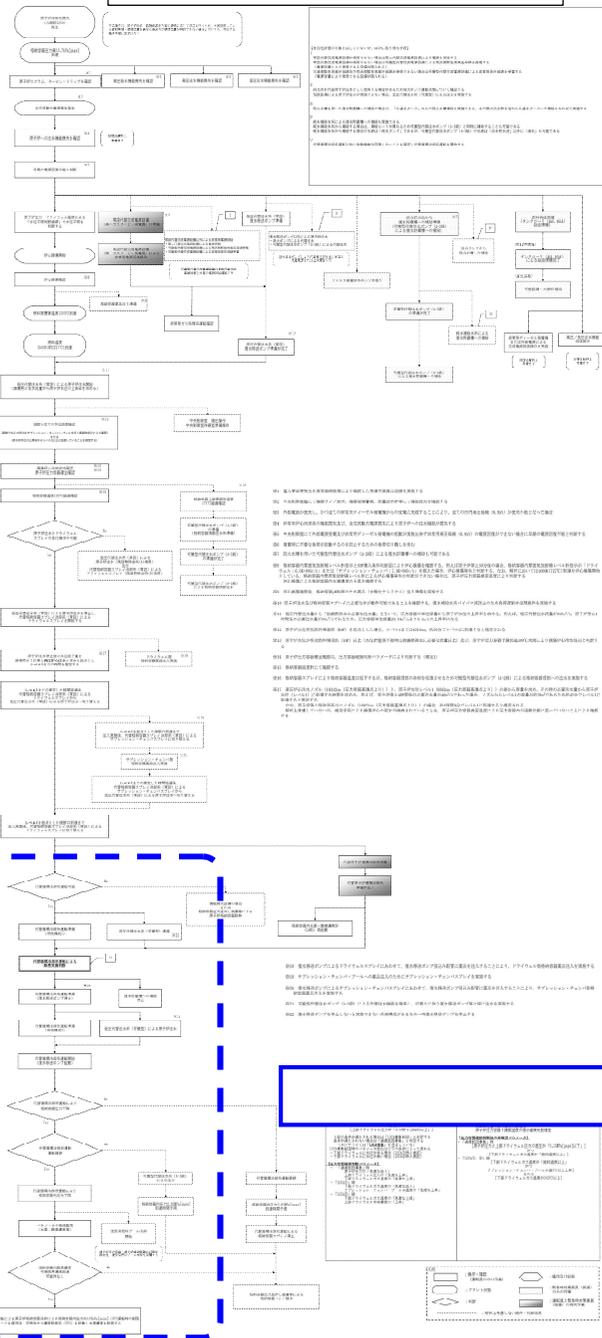
操作補足事項

「水位不明」操作
 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を開始する。
 低圧代替注水系（常設）の最大流量で原子炉圧力容器への注水を継続し、炉心を冠水させる。
 なお、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイが十分にできない場合には、原子炉圧力容器への注水を優先し、原子炉の冠水を維持できる範囲においては、原子炉圧力容器への注水を停止し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する。

AM 設備別操作手順書

「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 (シビアアクシデント)「SOP」
SOP-2「PCV 制御」



操作補足事項

「除熱」操作

原子炉格納容器内の温度が 190℃に到達後は、代替格納容器スプレイの間欠運転を実施する。

また、原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。

代替原子炉補機冷却系の準備が完了し、復水補給水系を用いた代替循環冷却が実施できる場合は、代替循環冷却運転を実施し、原子炉圧力容器への注水および原子炉格納容器の除熱を開始する。

AM 設備別操作手順書

5 「格納容器スプレイ戦略」

- ・ MUCV による PCV スプレイ

4 「圧力制御戦略」

- ・ 炉心損傷後格納容器薬品注入

10 「S/P 除熱戦略」

- ・ 代替循環冷却系による PCV 内の減圧及び除熱

「代替除熱戦略」

- ・ 代替 Hx による補機冷却水 (B) 確保

「水源確保戦略」

- ・ 消防車による CSP への補給

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）（代替循環冷却系を使用しない場合）

特徴

発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し、原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。

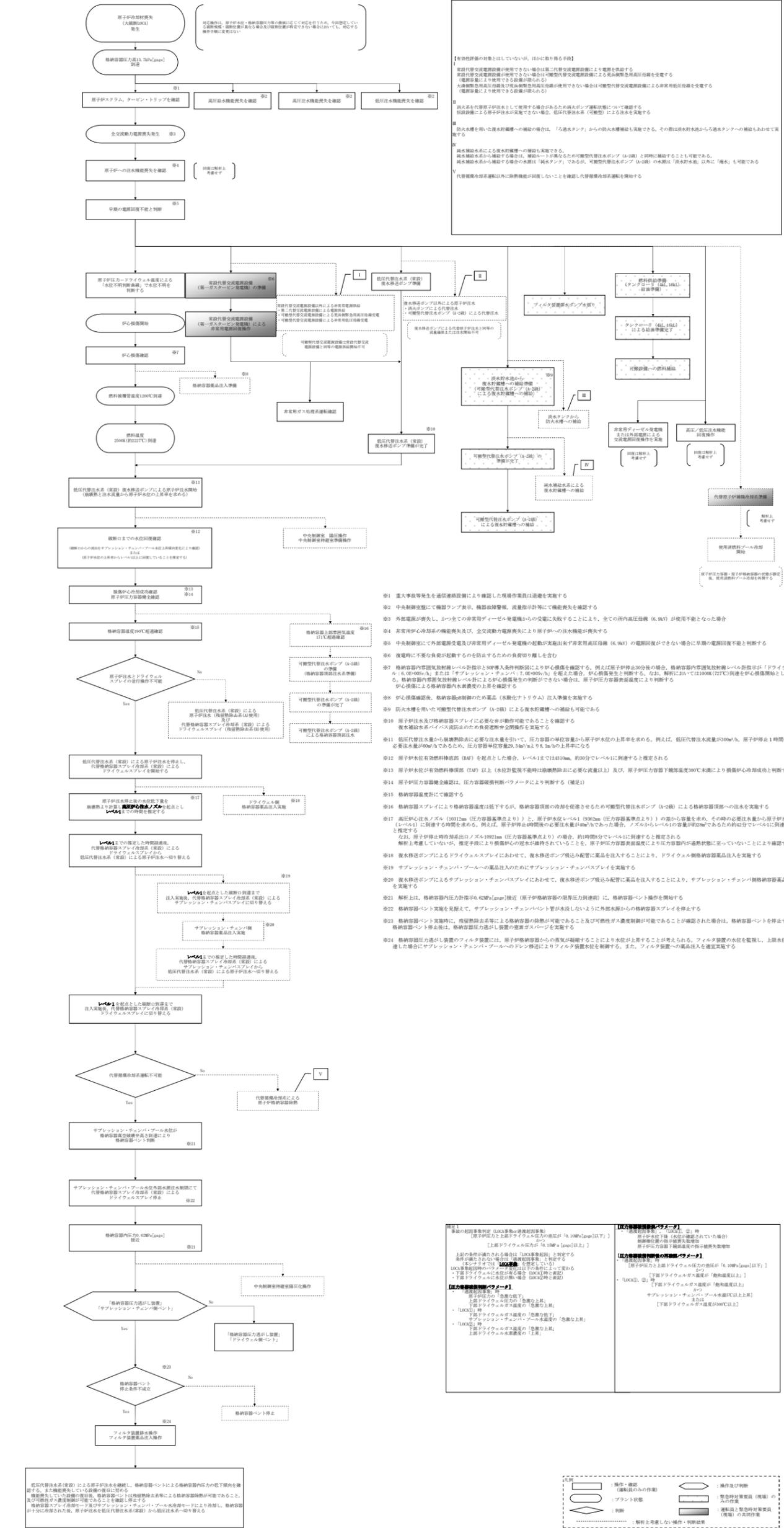
基本的な考え方

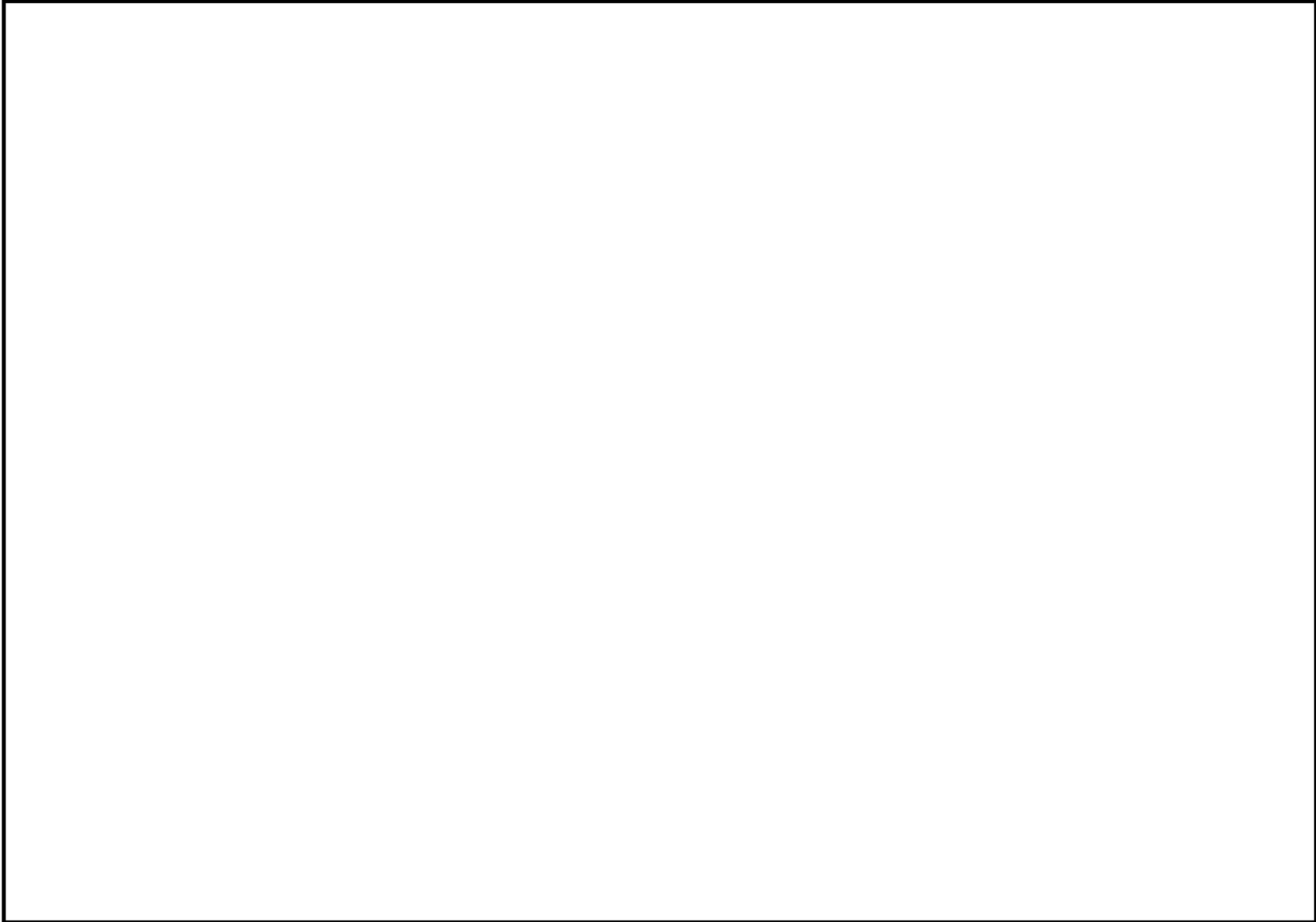
損傷炉心の冷却のための低圧代替注水系（常設）による原子炉注水、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器冷却、また、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱によって原子炉格納容器の破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出を防止する。

対応手順の概要

- 原子炉スクラム確認及び非常用炉心冷却系機能喪失確認
- 全交流動力電源喪失及び早期の電源回復不能判断並びに対応準備
- 炉心損傷確認
- 水素濃度監視
- 常設代替交流電源設備による交流電源供給及び低圧代替注水系（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

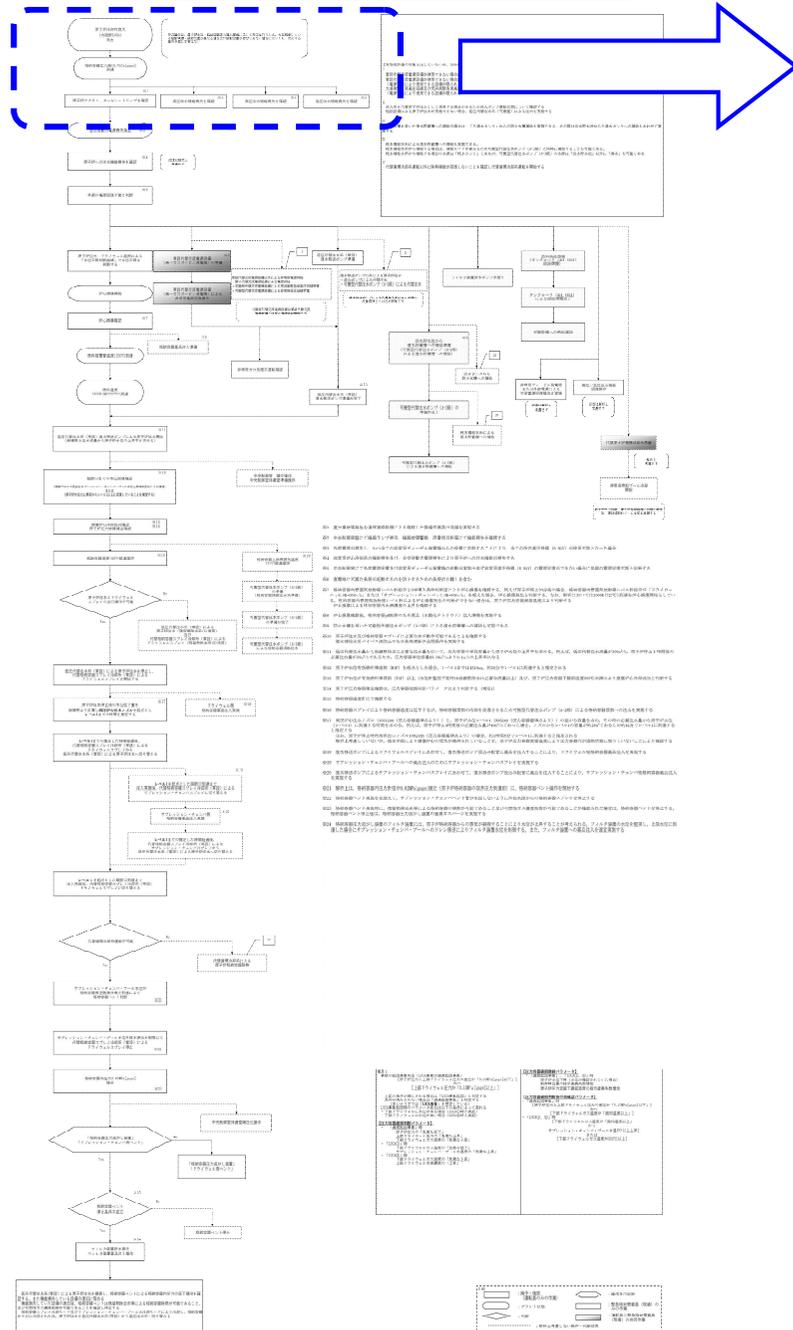
解析上の対応手順の概要フロー





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 (事象ベース) 「AOP」 「冷却材喪失事故」



操作補足事項

「冷却材喪失事故」発生

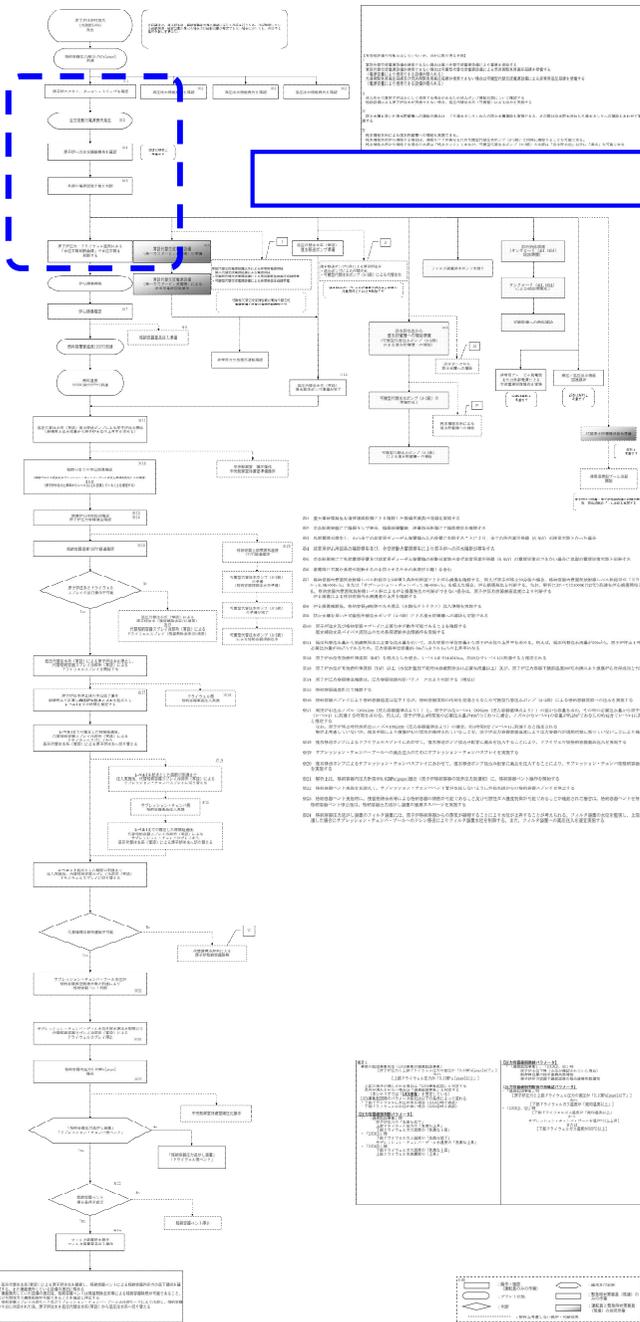
AOP「冷却材喪失事故」により対応する。

原子炉格納容器圧力高により原子炉スクラムし EOP「スクラム」へ移行して対応する。

その他の必要な操作で EOPに記載のない操作は、引き続き AOP「冷却材喪失事故」で対応する。

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「スクラム」

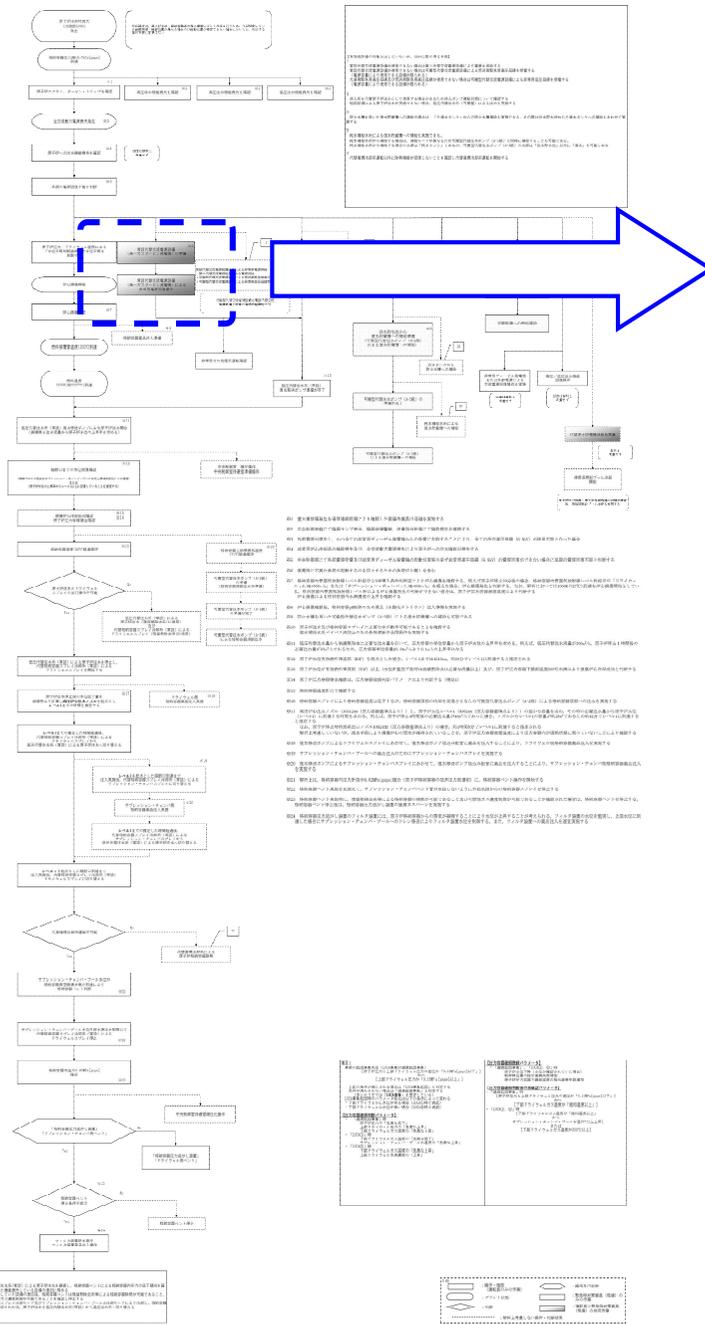


操作補足事項

「全交流動力電源喪失発生」
最初に「原子炉出力」制御にて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、「格納容器制御導入」を継続監視する。冷却材喪失及び原子炉への注水機能喪失により、原子炉格納容器内の温度及び圧力が上昇する。原子炉圧力容器内の圧力カードライウェル空間部温度による「水位不明判断曲線」で水位不明を判断し、「水位不明」制御へ移行する。
全交流動力電源喪失が発生したことから、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。

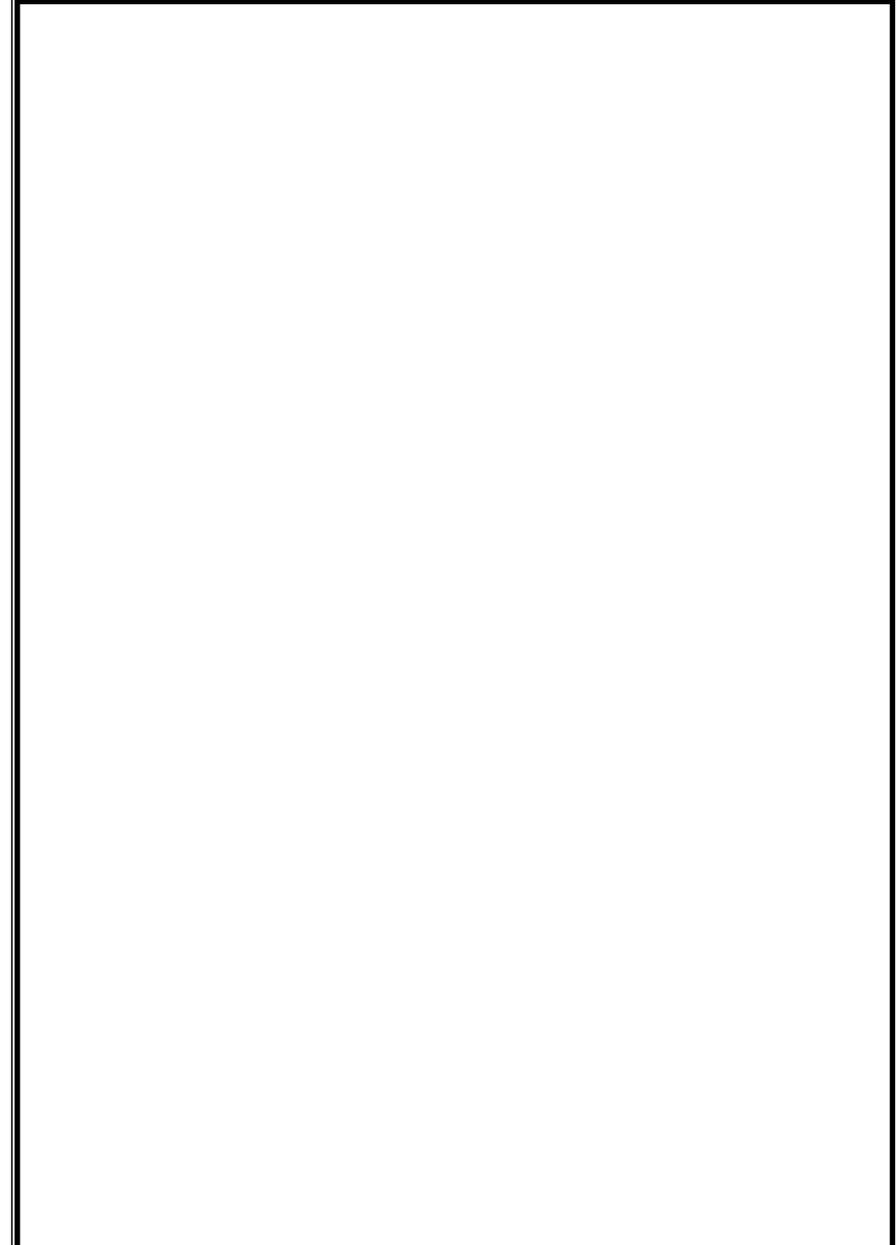
AM 設備別操作手順書

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」



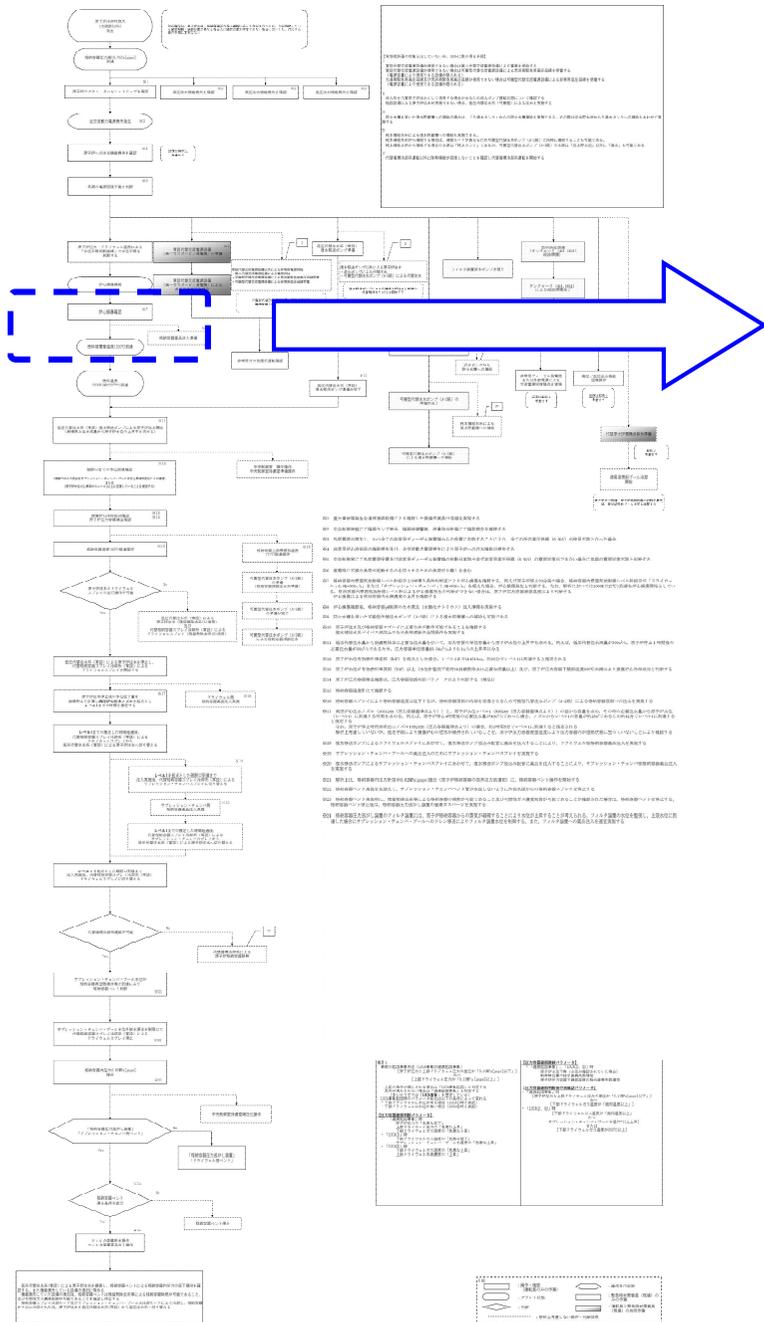
操作補足事項

全交流動力力電源喪失の対応として、第一ガスタービン発電機を起動し、D系及びC系の非常用母線を受電する。

AM 設備別操作手順書

- 1-2 「電源確保戦略 (給電)」
 - ・第一ガスタービン発電機起動
- 1-3 「電源確保戦略 (受電)」
 - ・M/C7C・7D 受電

解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

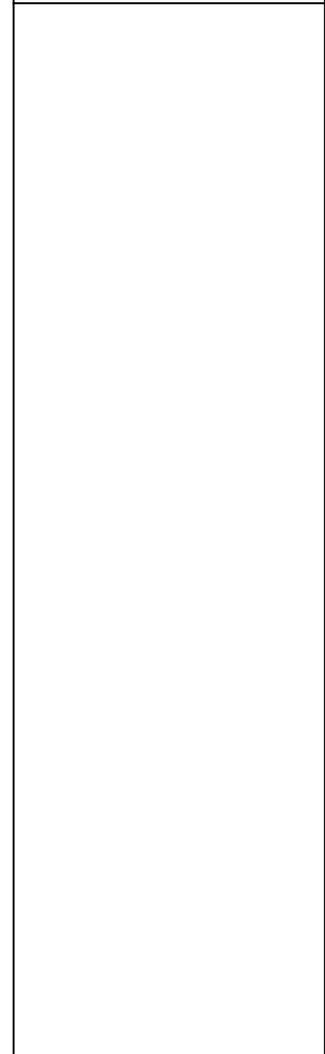
事故時運転操作手順書 (微候ベース) 「EOP」
不測事態「水位不明」



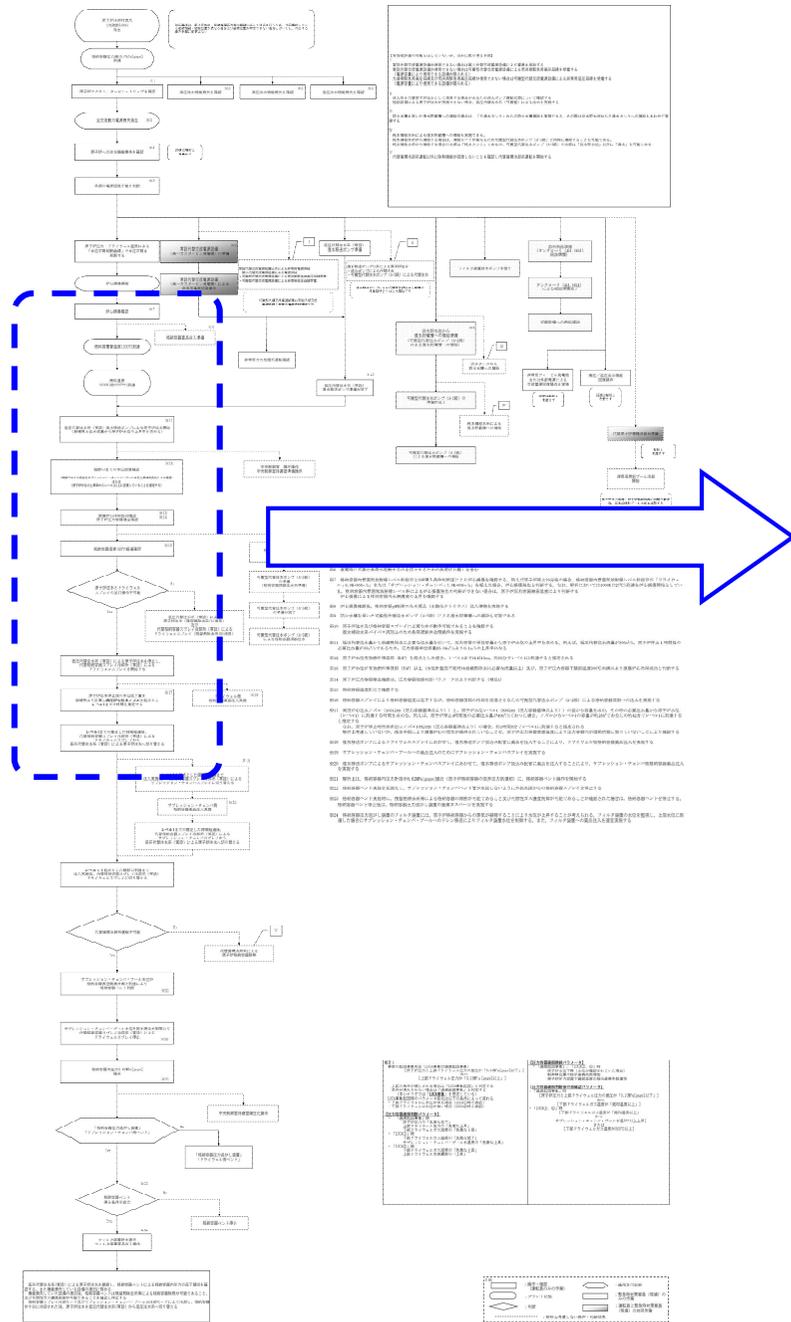
操作補足事項

格納容器雰囲気放射線レベルにて、SOP 導入条件判断図により炉心損傷を判断し、SOP 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 (シビアアクシデント)「SOP」 SOP-1「RPV 制御」



This section contains the detailed SOP-1 'RPV Control' procedure. It includes a large blue arrow pointing from the analysis flowchart on the left towards the right side of the page.

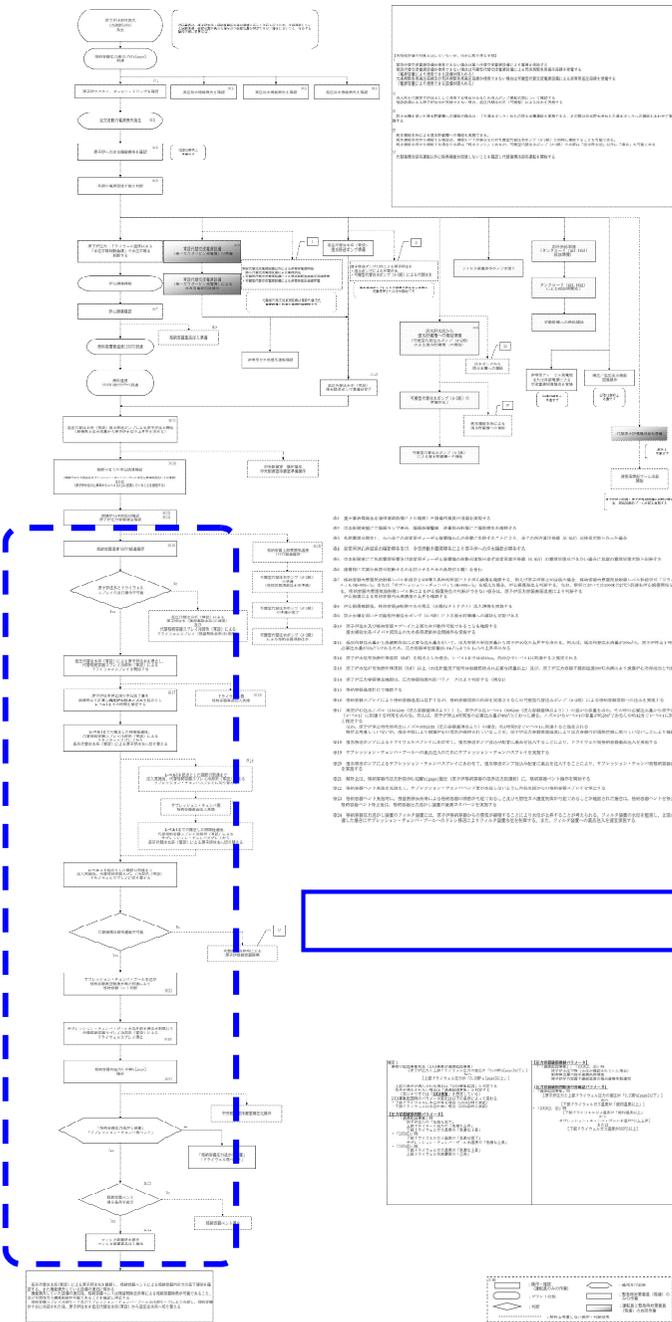
操作補足事項

「水位不明」操作
 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を開始する。
 低圧代替注水系 (常設) の最大流量で原子炉圧力容器への注水を継続し、炉心を冠水させる。
 なお、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイが十分にできない場合には、原子炉圧力容器への注水を優先し、原子炉の冠水を維持できる範囲においては、原子炉圧力容器への注水を停止し、原子炉格納容器へのスプレイを実施する。

AM 設備別操作手順書

「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 (シビアアクシデント) 「SOP」
SOP-2 「PCV 制御」



操作補足事項

「除熱」操作
原子炉格納容器内の温度が 190℃に到達後は、代替格納容器スプレィの間欠運転を実施する。また、原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。

「PCV ベント」操作
代替格納容器スプレィによりサブプレッション・チェンバ・プール水位が格納容器真空破壊弁の高さに到達した場合には、外部水源による原子炉格納容器へのスプレィを停止し、格納容器ベントを実施する。

AM 設備別操作手順書

- 5 「格納容器スプレィ戦略」
 - ・ MUWC による PCV スプレィ
- 4 「圧力制御戦略」
 - ・ 炉心損傷後 PCV ベント (フィルタベント使用 (S/C))
 - ・ 炉心損傷後格納容器薬品注入

「代替除熱戦略」
・ 代替 Hx による補機冷却水 (B) 確保

「水源確保戦略」
・ 消防車による CSP への補給

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

2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

特徴

(2.2)

発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。

(2.3)

発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器の破損に至る。

(2.5)

発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故 (LOCA) 又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器下部のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。

基本的な考え方

(2.2)

溶融炉心、水蒸気及び水素ガスの急速な放出に伴い原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が加えられることを防止するため、原子炉圧力容器破損までに逃がし安全弁の自動開操作により原子炉減圧を実施することによって、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、格納容器下部注水系 (常設) によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保するとともに、溶融炉心が落下するまで、代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系 (常設) によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

(2.3)

原子炉格納容器を冷却及び除熱し、溶融炉心から原子炉格納容器下部の水への伝熱による、水蒸気発生に伴う格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。

また、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系 (常設) によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

(2.5)

原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下する時点で、原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に十分な水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系 (常設) によって溶融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素ガス発生を抑制する。

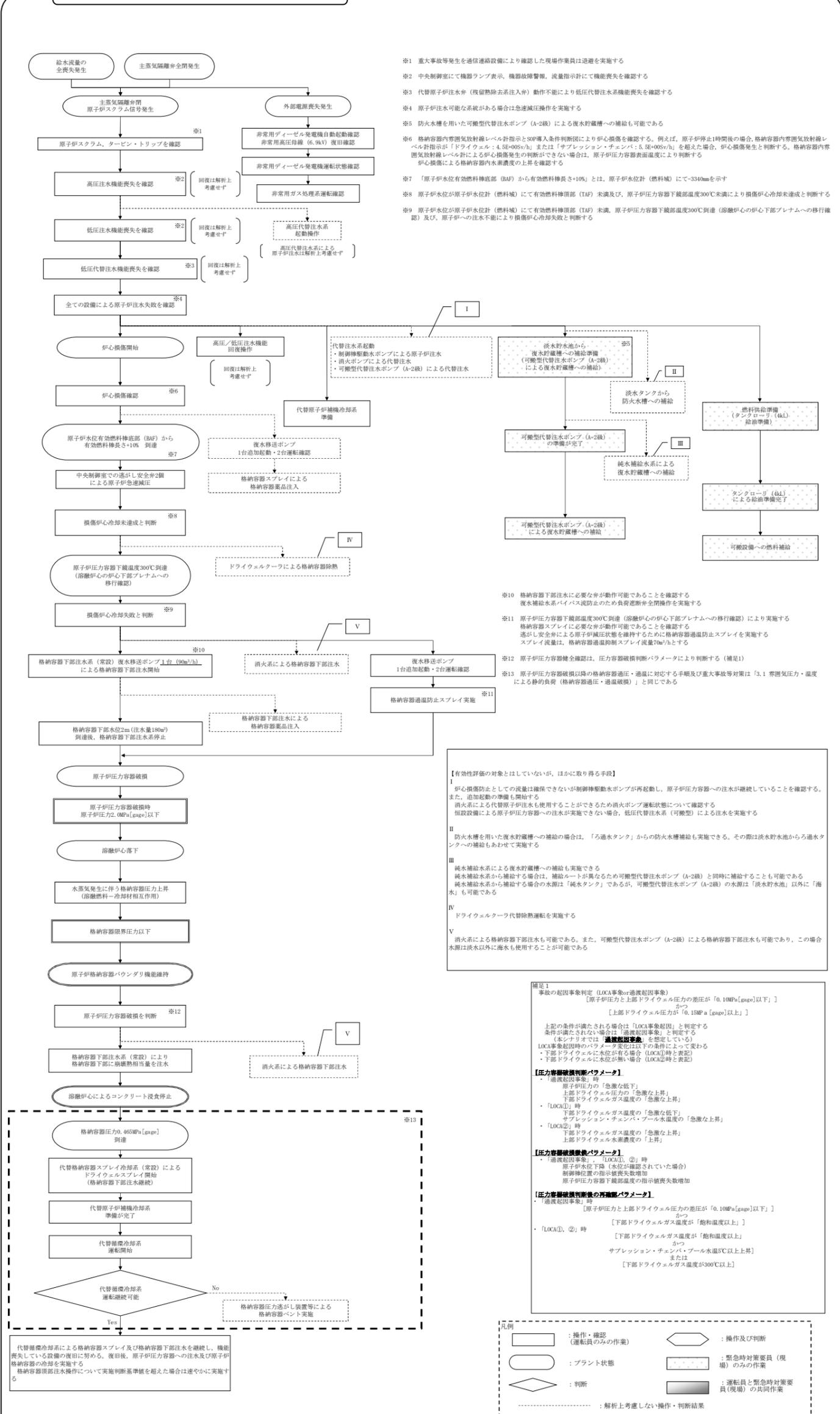
また、溶融炉心の落下後は、格納容器下部注水系 (常設) によって溶融炉心を冷却するとともに、代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は格納容器圧力逃がし装置によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

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
- 炉心損傷確認
- 水素濃度監視
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 代替格納容器スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却
- 原子炉格納容器下部への注水
- 原子炉圧力容器破損確認
- 溶融炉心への注水
- 代替循環冷却系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱

事故シーケンス「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じ手順である。

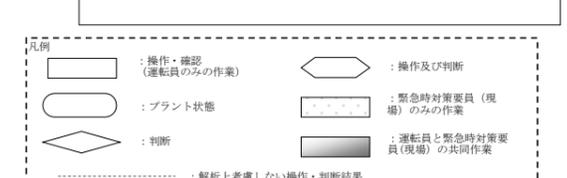
解析上の対応手順の概要フロー

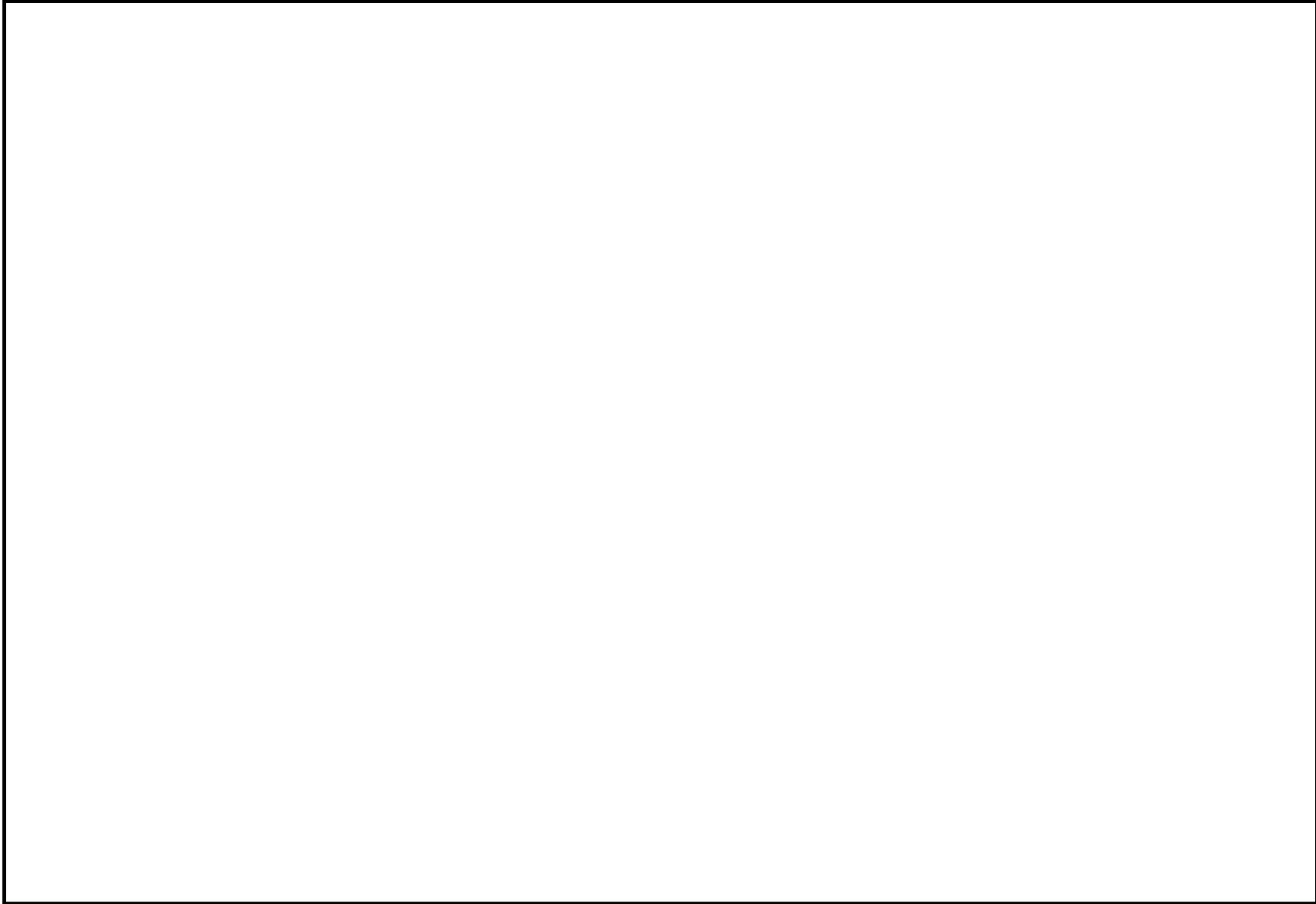


- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する
- ※2 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、流量指示計にて機能喪失を確認する
- ※3 代替原子炉注水弁 (残留熱除去系注水弁) 動作不能により低圧代替注水機能喪失を確認する
- ※4 原子炉注水可能な系統がある場合は急速減圧操作を実施する
- ※5 防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による復水貯蔵槽への補給も可能である
- ※6 格納容器内空気放射線レベル計指示とSOP導入条件判断図により炉心損傷を確認する。例えば、原子炉停止1時間後の場合、格納容器内空気放射線レベル計指示が「ドライウェル: 4.5E+00Sv/h」または「サブプレッション・チェンバ: 5.5E+00Sv/h」を超えた場合、炉心損傷発生と判断する。格納容器内空気放射線レベル計による炉心損傷発生の判断ができない場合は、原子炉圧力容器表面温度により判断する。
- ※7 「原子炉水位有効燃料棒底部 (BAF) から有効燃料棒長さ+10%」とは、原子炉水位計 (燃料棒) にて-3340mmを示す
- ※8 原子炉水位が原子炉水位計 (燃料棒) にて有効燃料棒頂部 (TAF) 未満及び、原子炉圧力容器下部温度300℃未満により損傷炉心冷却未達成と判断する
- ※9 原子炉水位が原子炉水位計 (燃料棒) にて有効燃料棒頂部 (TAF) 未満、原子炉圧力容器下部温度300℃到達 (溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認) 及び、原子炉への注水不能により損傷炉心冷却失敗と判断する

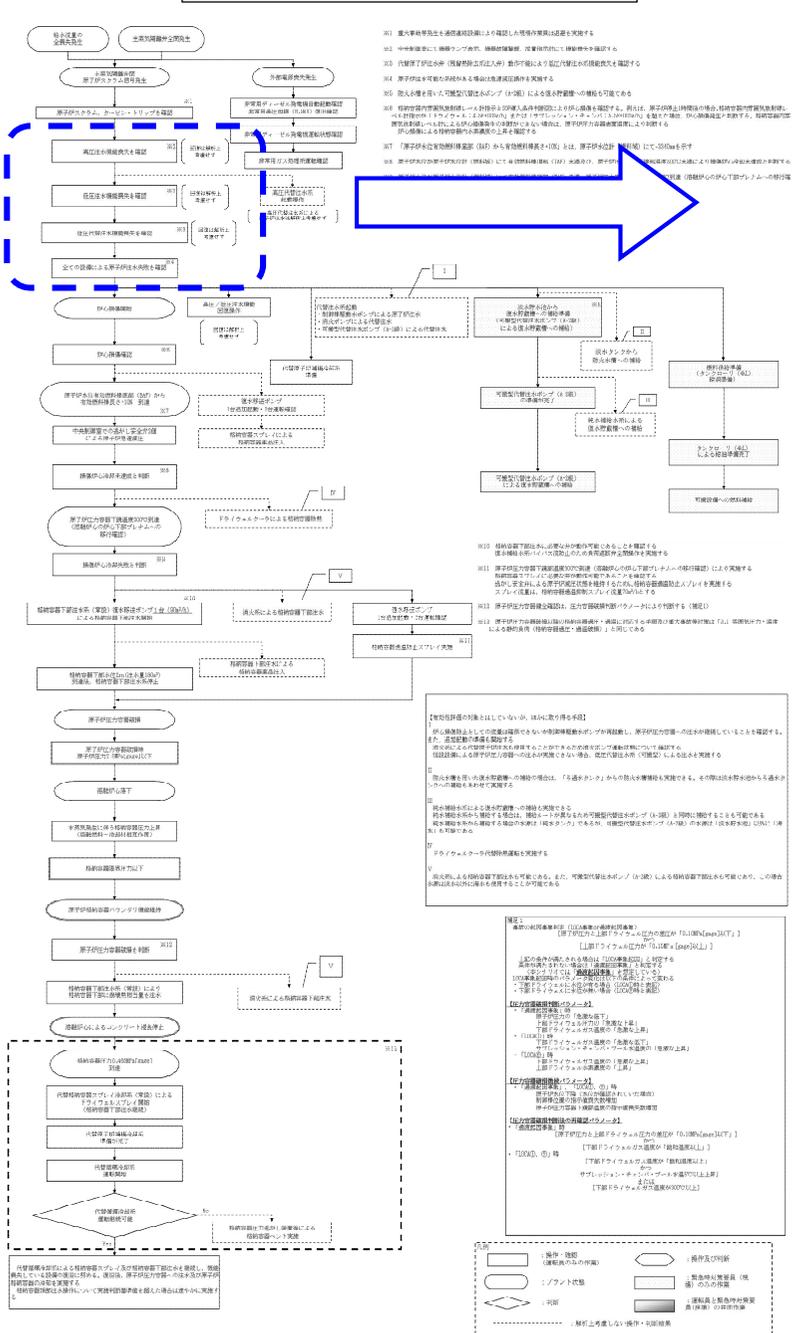
【有効性評価の対象としていないが、ほかに取り得る手段】
 I 炉心損傷防止としての流量は確保できないが制御棒駆動ポンプが再起動し、原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する。消火系による代替原子炉注水も使用することができるため消火ポンプ運転状態について確認する。施設設備による原子炉圧力容器への注水が実施できない場合、低圧代替注水系 (可搬型) による注水を実施する
 II 防火水槽を用いた復水貯蔵槽への補給の場合は、「ろ過タンク」からの防火水槽補給も実施できる。その際は淡水貯水池からの過水タンクへの補給もあわせて実施する
 III 純水補給系による復水貯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の水源は「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「淡水貯水池」以外に「海水」も可能である
 IV ドライウェルクーラ代替熱転写を実施する
 V 消火系による格納容器下部注水も可能である。また、可搬型代替注水ポンプ (A-2級) による格納容器下部注水も可能であり、この場合水源は淡水以外に海水も使用することが可能である

- 補足1
 事故の起原因事象判定 (LOCA事象or過渡起原因事象)
 [原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa [gauge]以下」]
 かつ
 [上部ドライウェル圧力が「0.15MPa [gauge]以上」]
 上記の条件が満たされる場合は「LOCA事象起原因」と判定する。条件が満たされない場合は「過渡起原因事象」と判定する (本シナリオでは「過渡起原因事象」を想定している)
 LOCA事象起原因時のパラメータ変化は以下の条件によって変わる
 ・下部ドライウェルに水位がある場合 (LOCA1時と表記)
 ・下部ドライウェルに水位がない場合 (LOCA2時と表記)
- 【炉心損傷判定用パラメータ】
 ・「過渡起原因事象」時
 原子炉圧力の「急激な低下」
 上部ドライウェル圧力の「急激な上昇」
 下部ドライウェル圧力の「急激な上昇」
 ・「LOCA1」時
 下部ドライウェル圧力の「急激な低下」
 サプレッション・チェンバ・プール水温度の「急激な上昇」
 ・「LOCA2」時
 下部ドライウェル圧力の「急激な低下」
 サプレッション・チェンバ・プール水温度の「急激な上昇」
- 【炉心損傷判定後の再確認パラメータ】
 「過渡起原因事象」時
 原子炉水位低下 (水位が確認されていた場合)
 制御棒位置の指示値喪失数増加
 原子炉圧力容器下部温度の指示値喪失数増加
- 【炉心損傷判定後の再確認パラメータ】
 ・「過渡起原因事象」時
 [原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa [gauge]以下」]
 かつ
 [下部ドライウェル圧力が「飽和温度以上」]
 ・「LOCA1、2」時
 [下部ドライウェル圧力が「飽和温度以上」]
 かつ
 サプレッション・チェンバ・プール水温度5℃以上上昇]
 または
 [下部ドライウェル圧力が300℃以上]



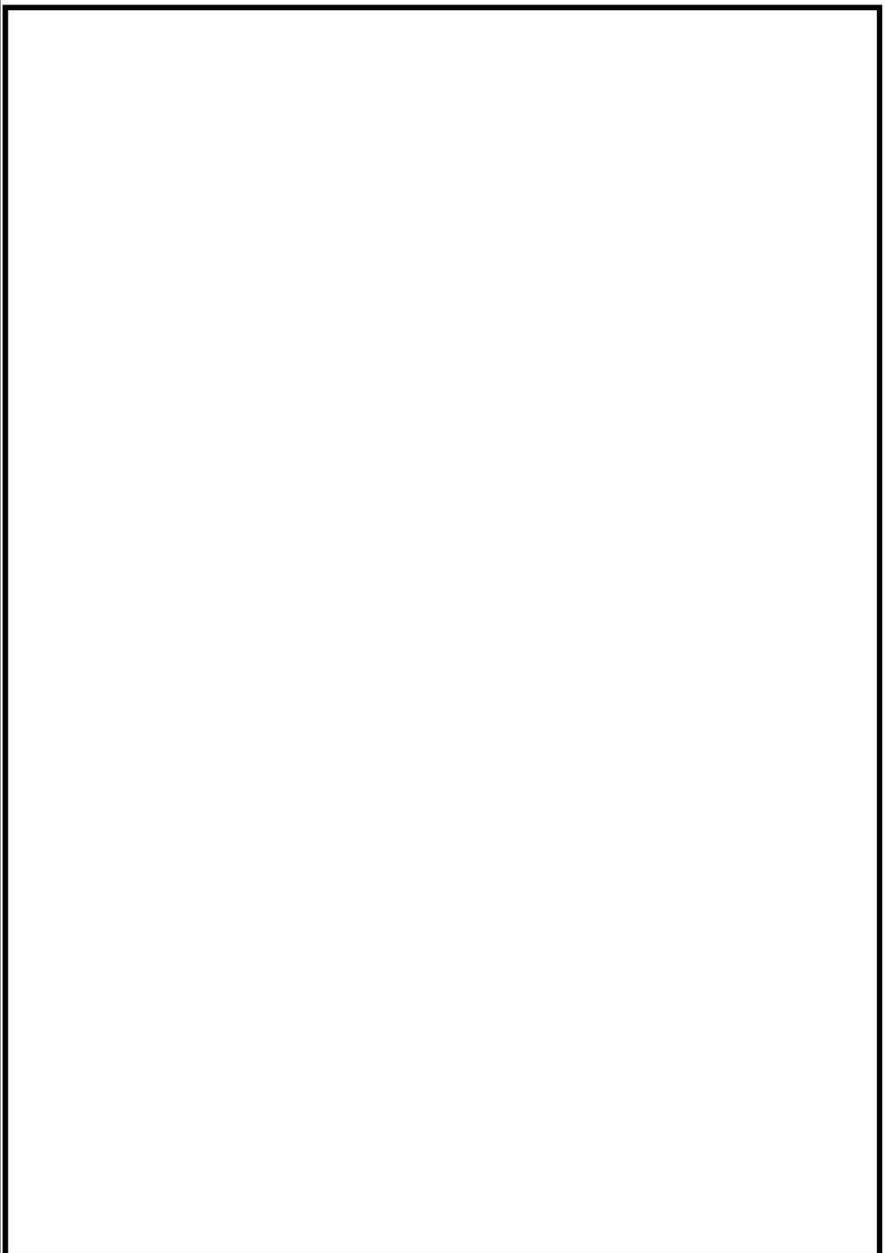


解析上の対応手順の概要フロー



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」

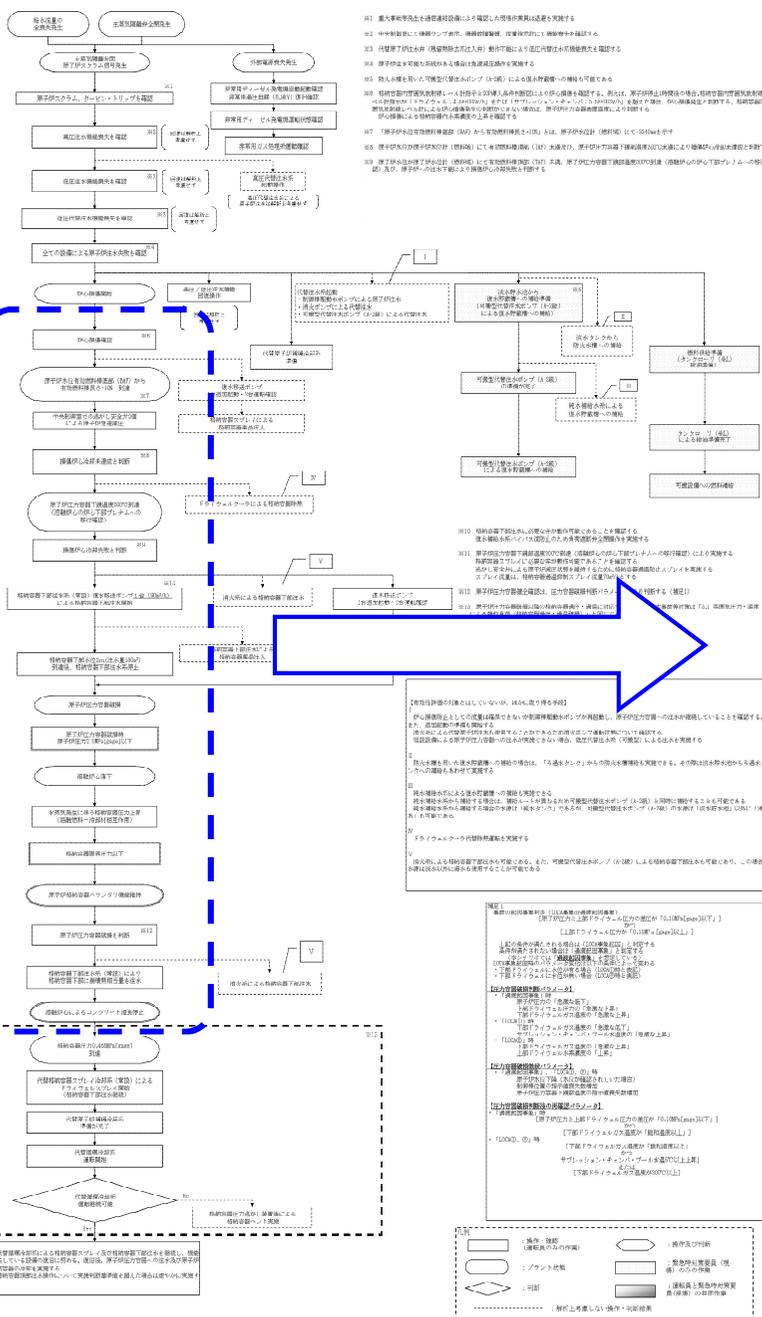


操作補足事項

原子炉压力容器への注水機能の喪失により、原子炉水位が急減し、燃料が露出する。
代替注水設備を含め原子炉压力容器への注水機能の喪失確認後、「EOP/SOP インターフェイス」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 (シビアアクシデント)「SOP」 SOP-1「RPV 制御」



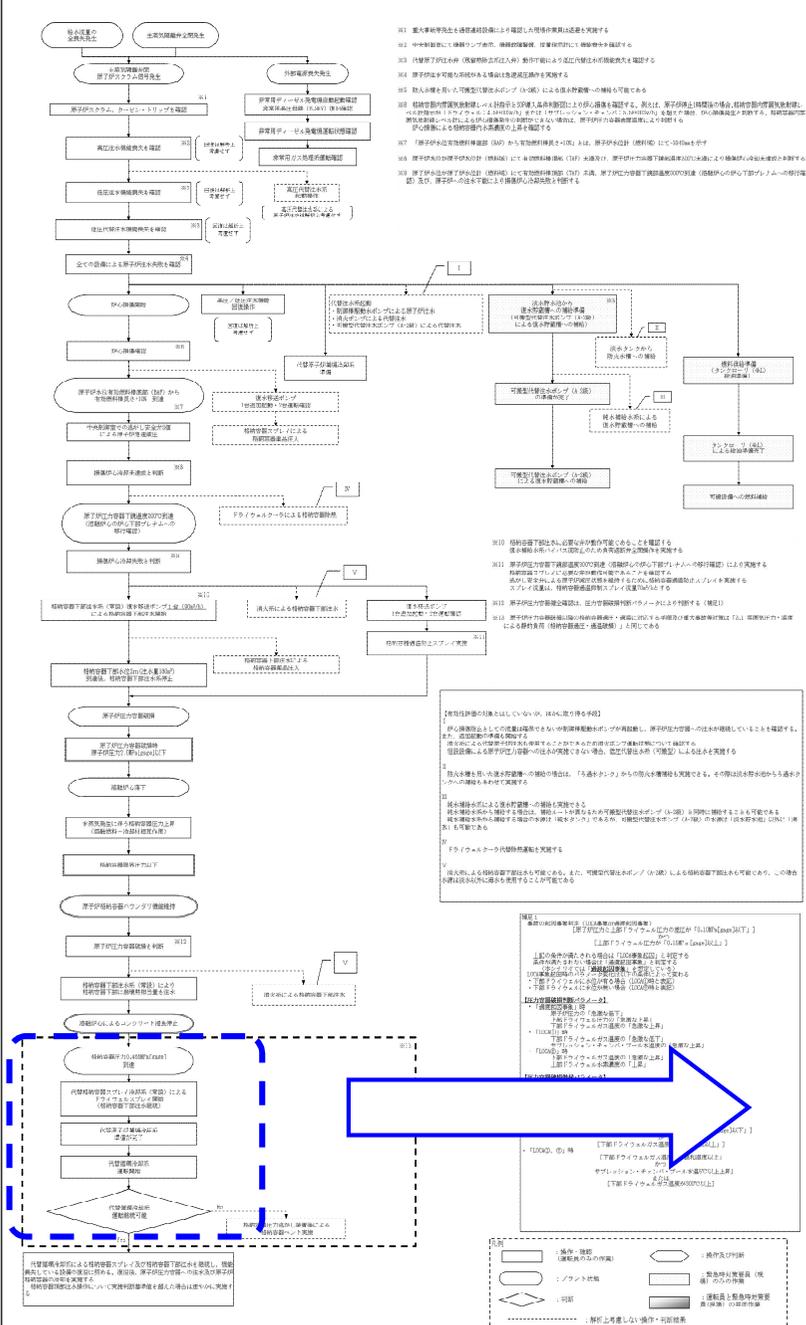
操作補足事項

「減圧」操作
原子炉圧力容器への注水機能の喪失により原子炉水位が「有効燃料棒底部+10%燃料有効長」に到達した時点で、逃がし安全弁2個を開放し減圧を行う。

「下部D/W注水」操作
損傷炉心の冷却に失敗したと判断した時点で、格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水を開始する。総注水量180m³到達後、原子炉格納容器下部への注水を停止する。
原子炉圧力容器の破損後、格納容器下部注水系(常設)により、原子炉格納容器下部に崩壊熱相当の注水を開始する。

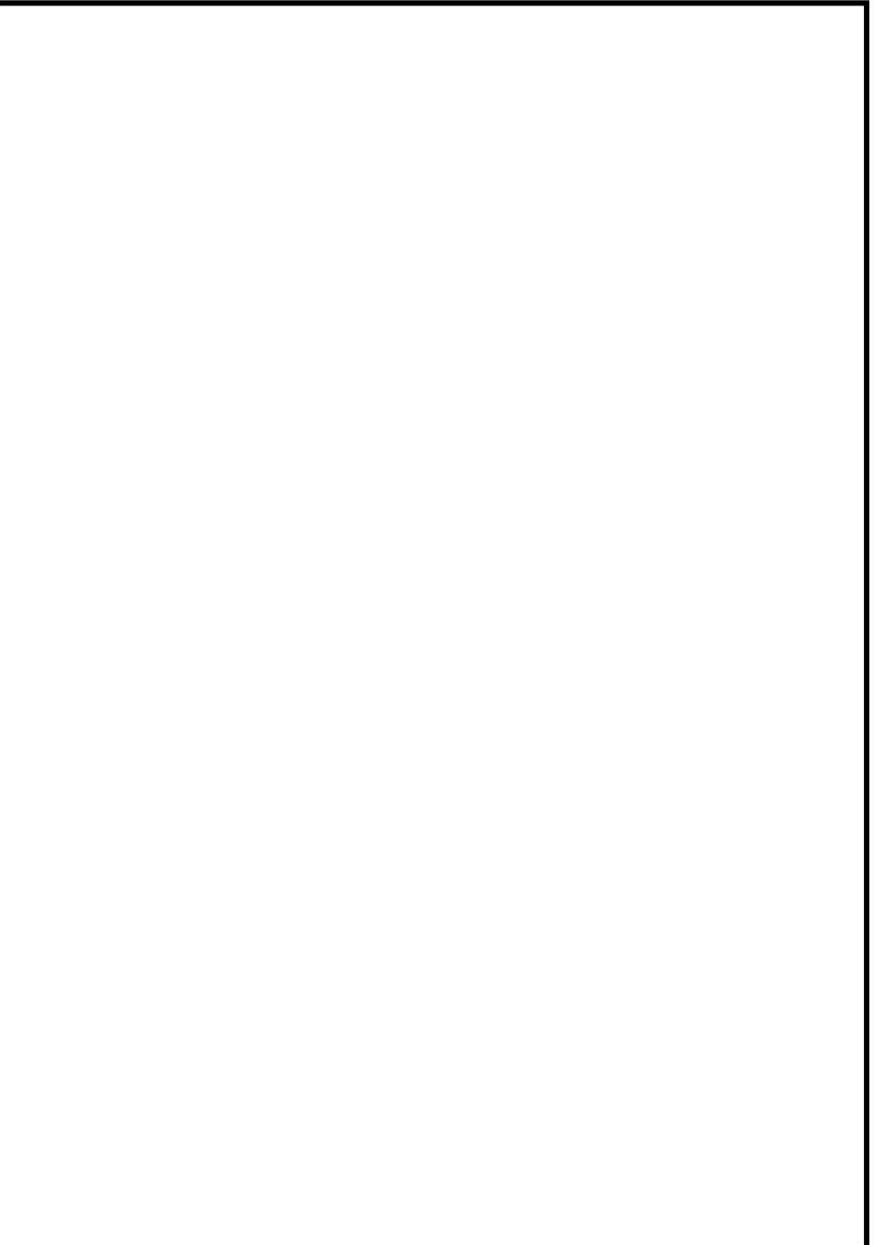
AM 設備別操作手順書

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 (シビアアクシデント) 「SOP」 SOP-2 「PCV 制御」



操作補足事項

「除熱」操作
原子炉格納容器内の圧力が 465kPa [gage] に到達後は、代替格納容器スプレイの間欠運転を実施する。
また、原子炉格納容器内の pH 制御のため薬品注入を実施する。
代替原子炉補機冷却系の準備が完了し、復水補給水系を用いた代替循環冷却が実施できる場合は、代替循環冷却運転を実施する。

AM 設備別操作手順書

3.1 想定事故 1

特徴

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、使用済燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

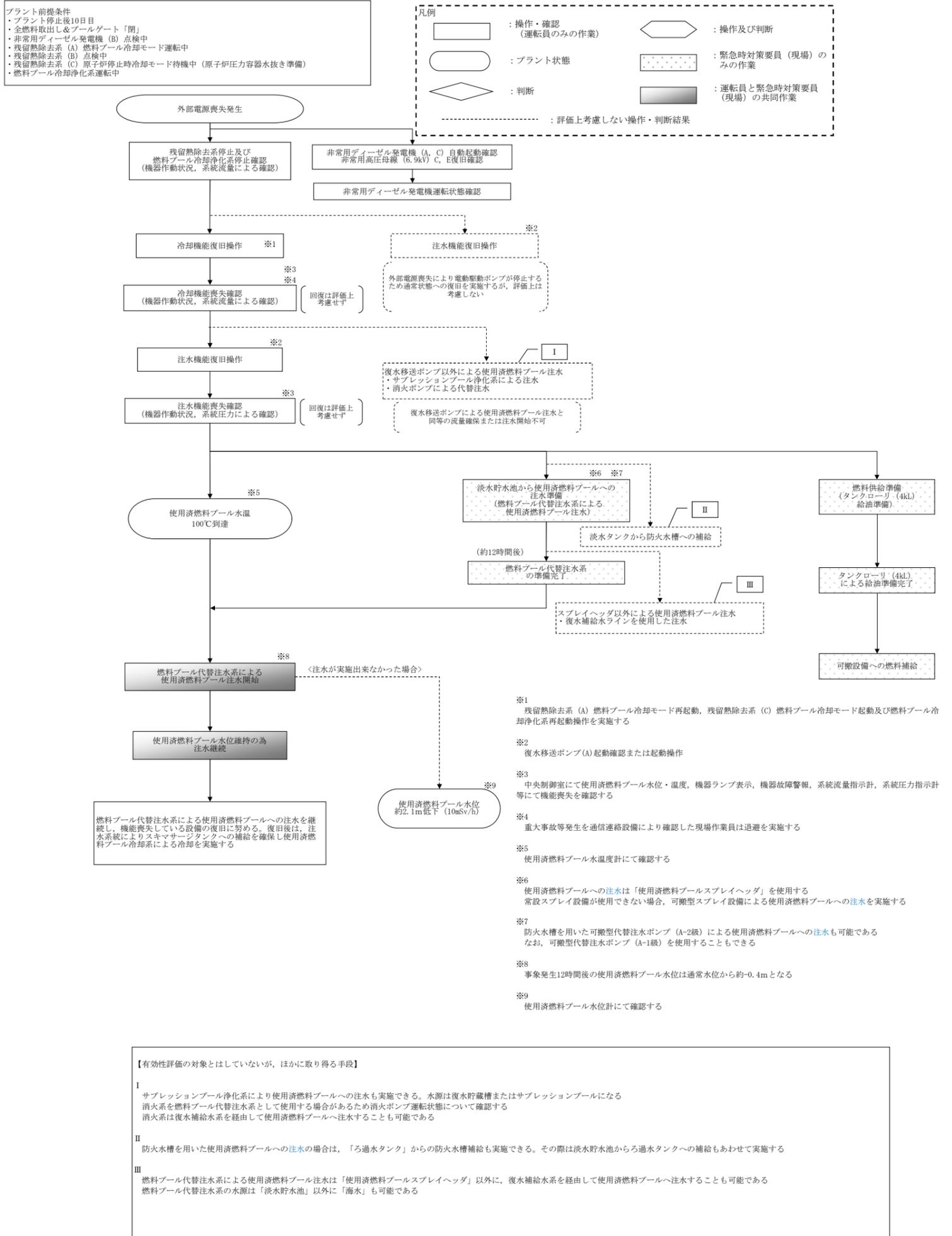
基本的な考え方

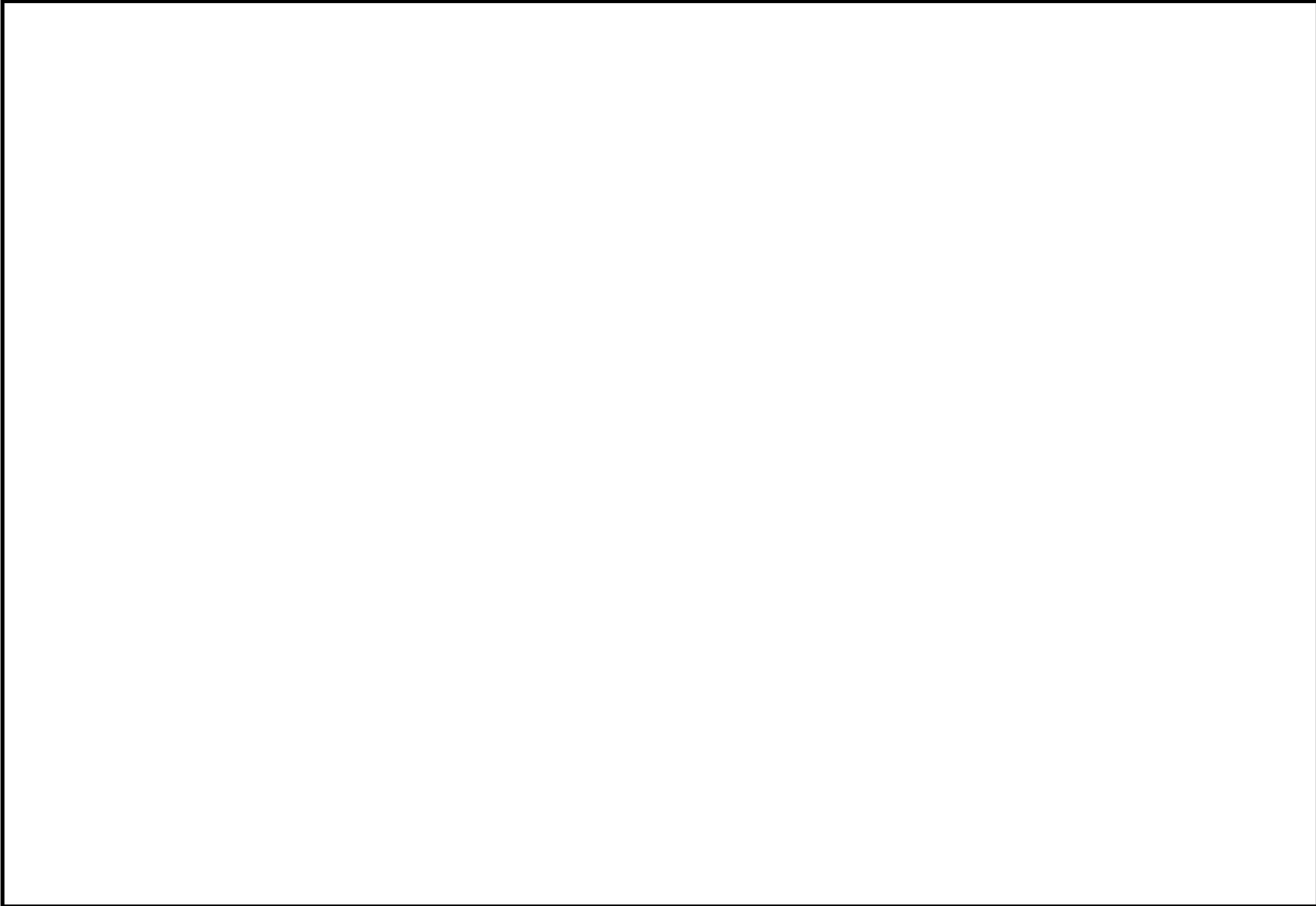
燃料プール代替注水系により使用済燃料プールへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。
また、燃料プール代替注水系により使用済燃料プール水位を維持する。

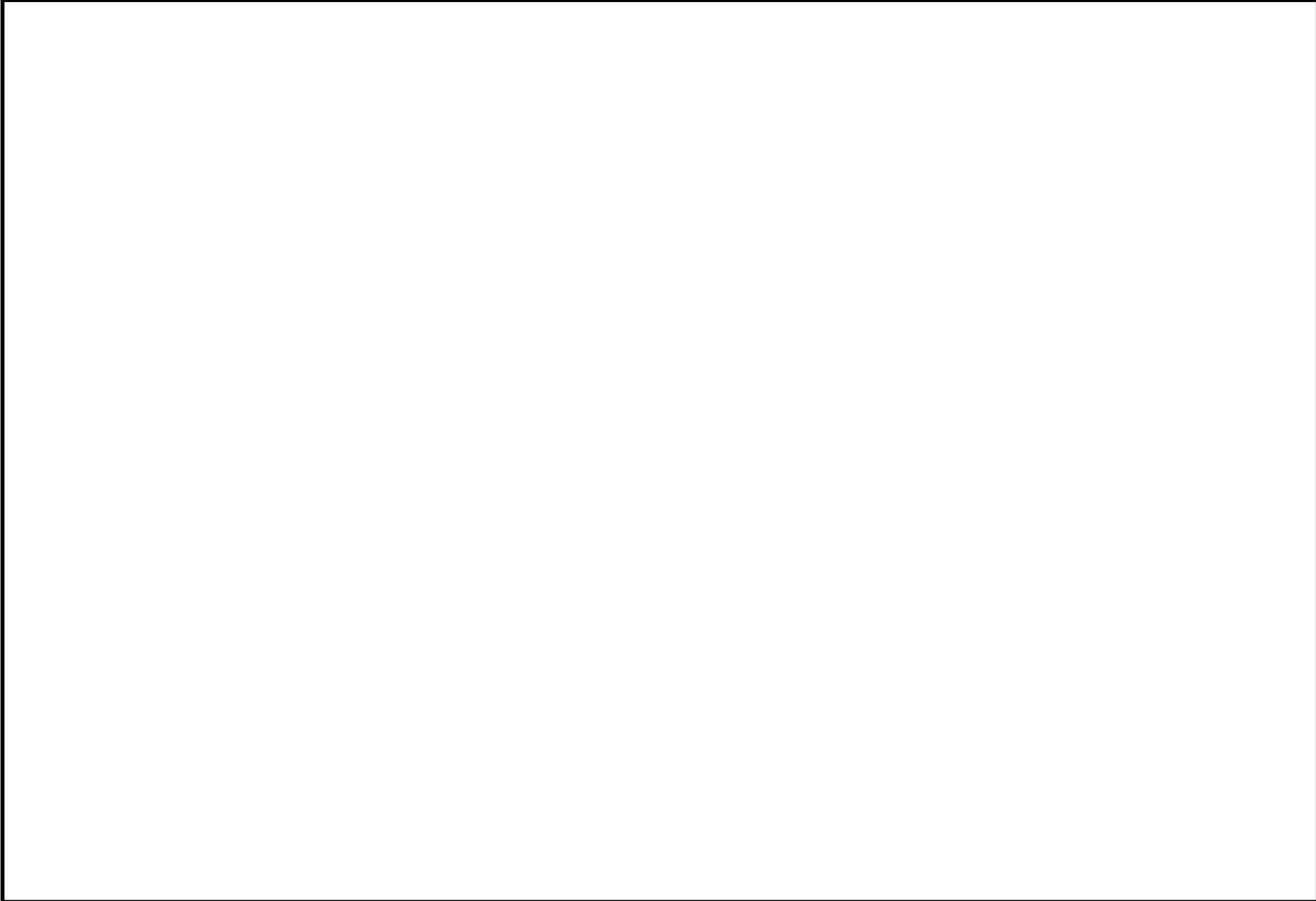
対応手順の概要

- 使用済燃料プールの冷却機能喪失確認
- 使用済燃料プールの注水機能喪失確認
- 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水

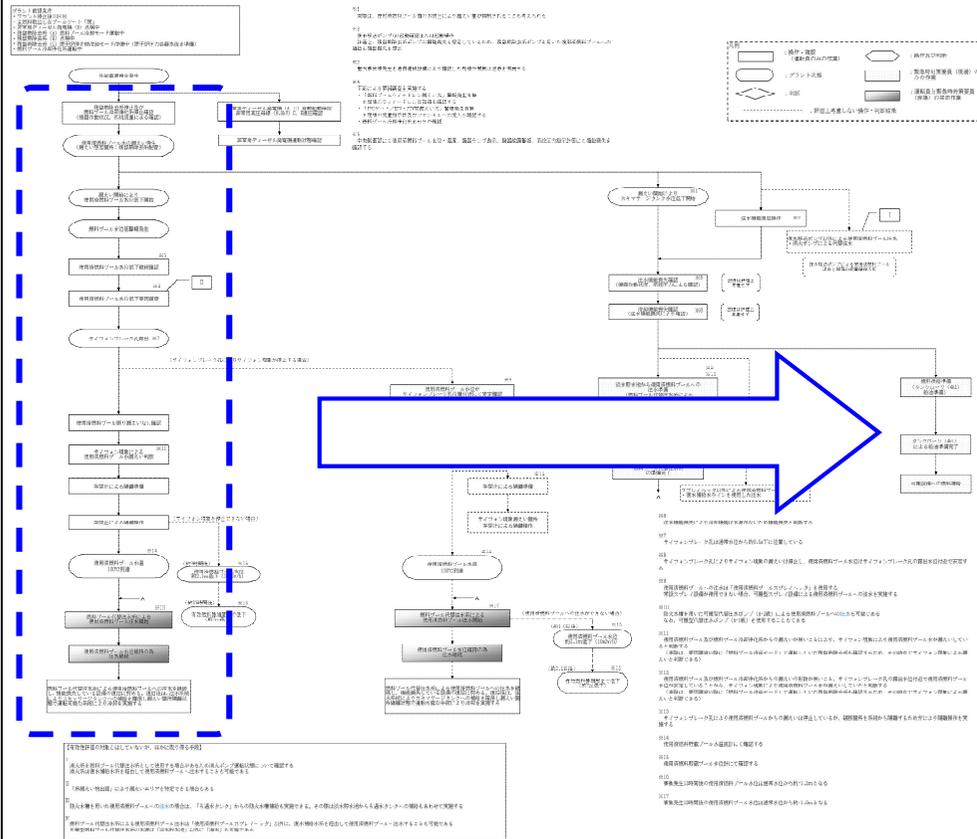
解析上の対応手順の概要フロー







解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

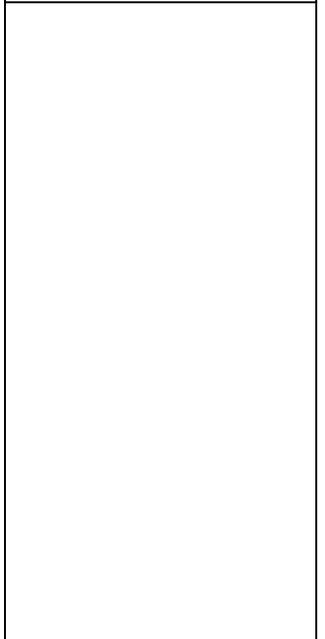
事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「停止時 EOP」
「SFP 原子炉水位・温度制御」



操作補足事項

外部電源喪失により、使用済燃料プールの冷却系が停止する。また、残留熱除去系配管破断が発生し、サイフォン現象により使用済燃料プール水位が低下する。
燃料プール代替注水系を用いた注水により使用済燃料プールの水位を回復する。その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を補給することで、使用済燃料プール水位を維持する。
原子炉建屋パラメータの変化から、破損箇所を特定し、隔離を実施する。

AM 設備別操作手順書



4.1 崩壊熱除去機能喪失

特徴

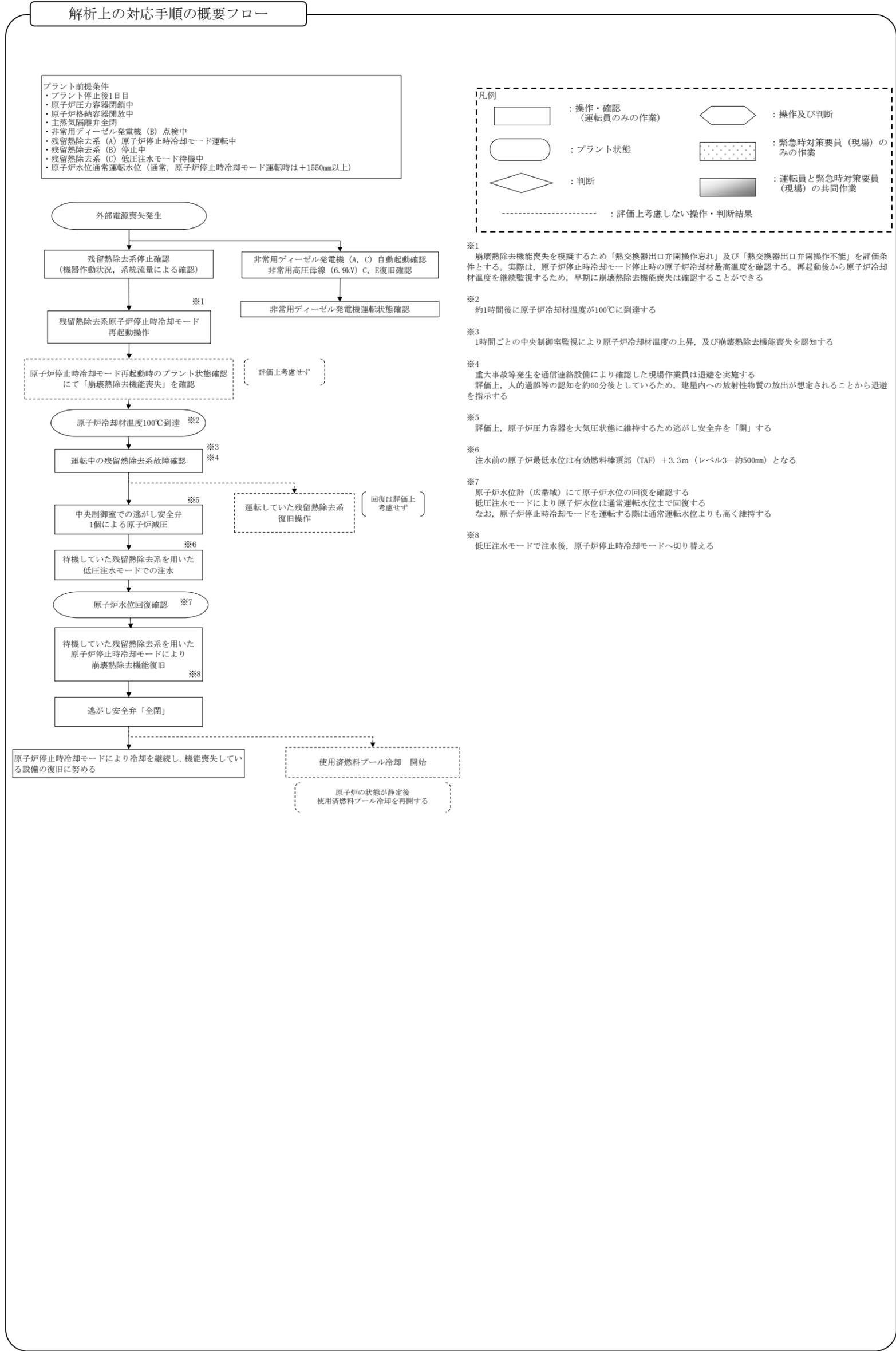
原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し燃料損傷に至る。

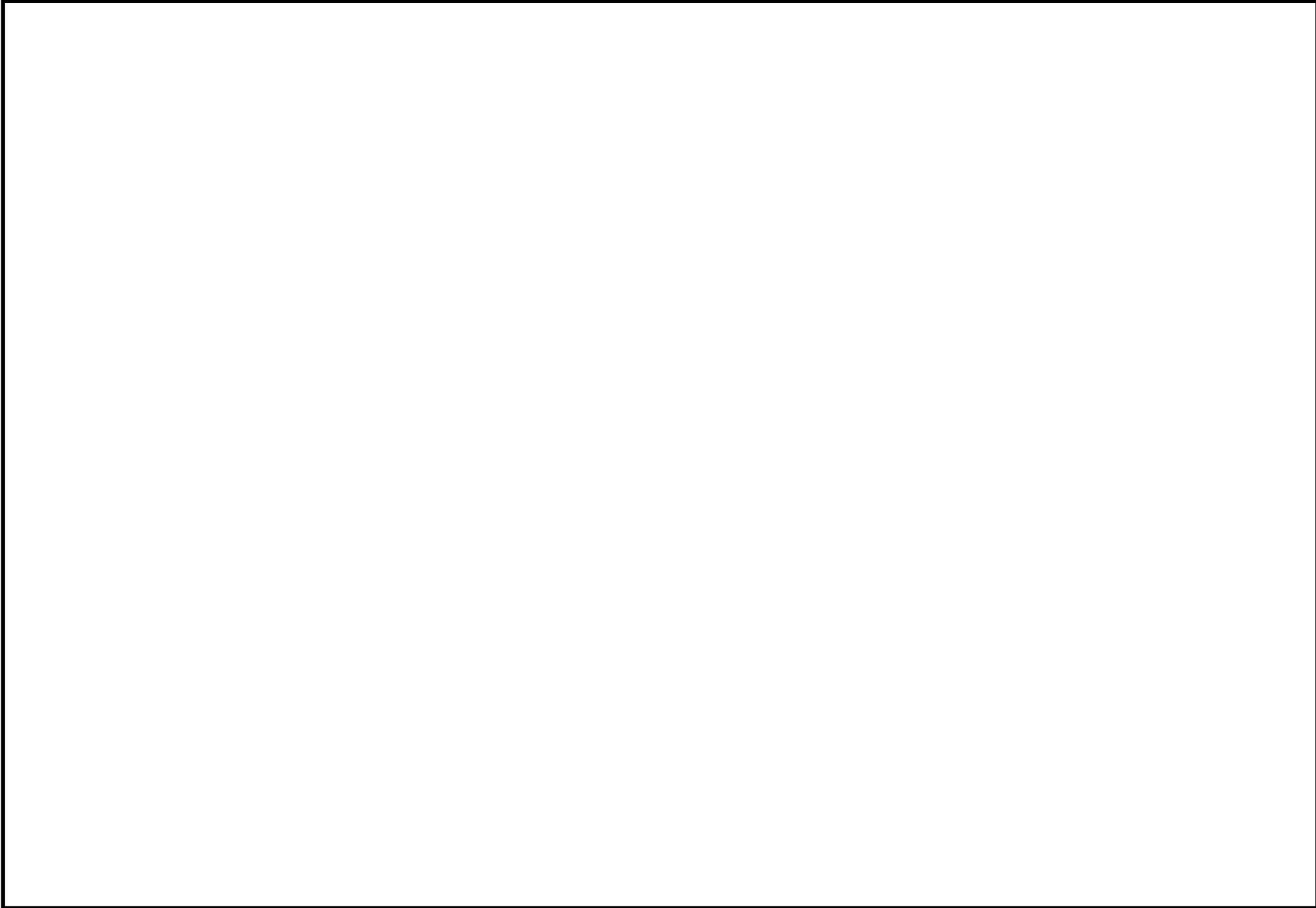
基本的な考え方

運転員が異常を認知して、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことによって、燃料損傷の防止を図る。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

- 対応手順の概要**
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認
 - 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持
 - 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（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復





4.2 全交流動力電源喪失

特徴

原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失することを想定する。このため、燃料の崩壊熱により原子炉冷却材が蒸発することから、緩和措置がとれない場合には、原子炉炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

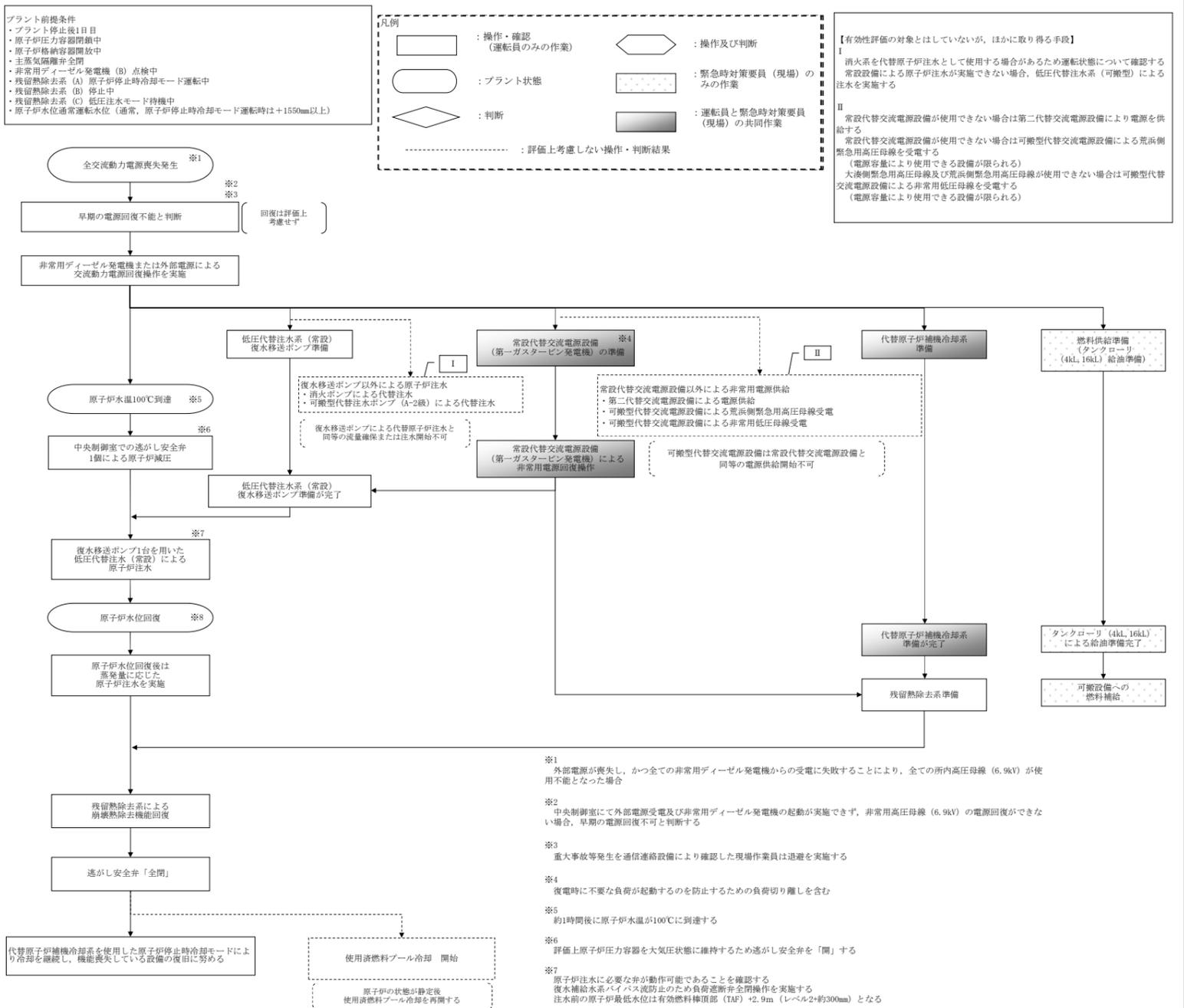
基本的な考え方

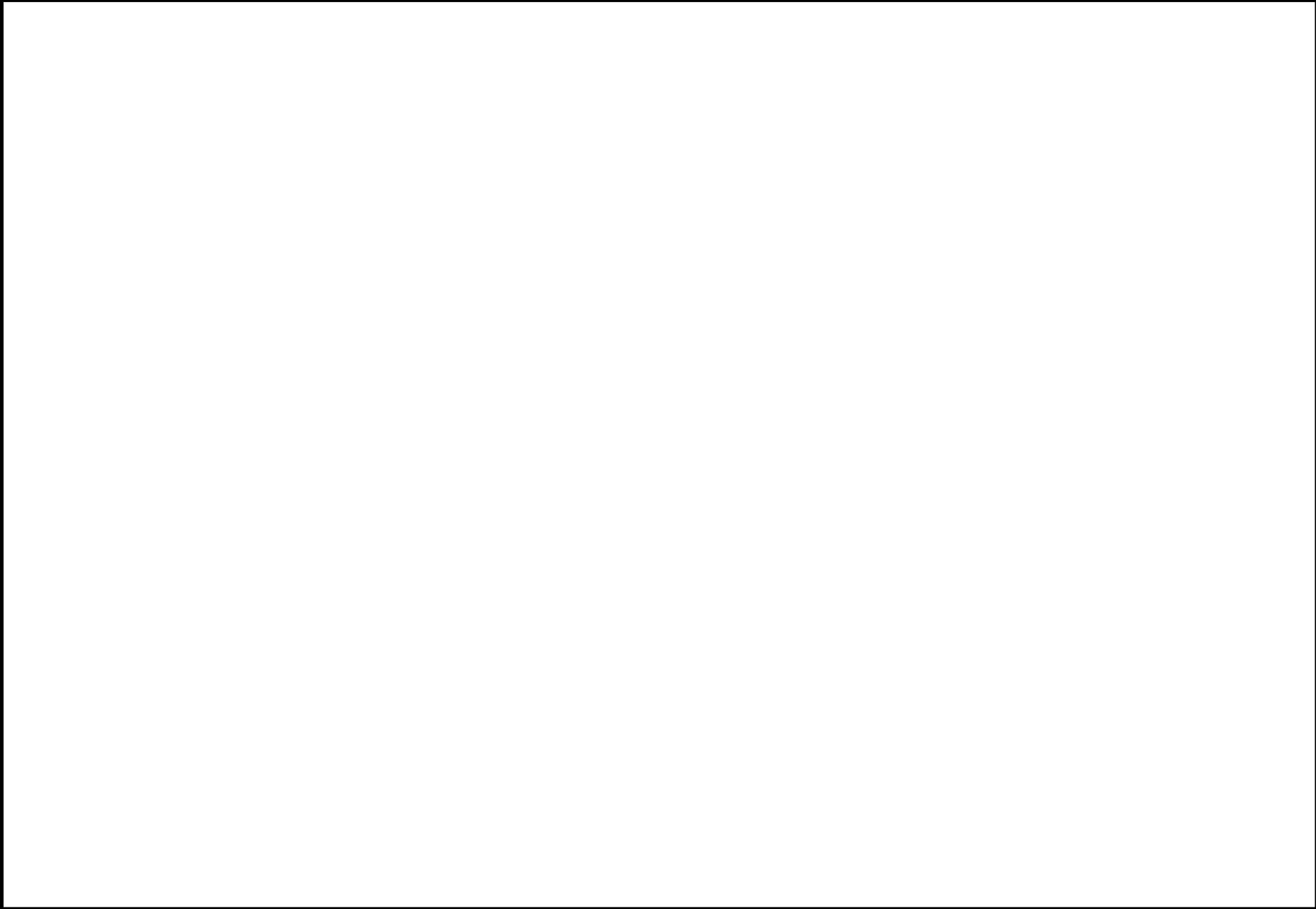
運転員が異常を認知して、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことによって、燃料損傷の防止を図る。
また、代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

対応手順の概要

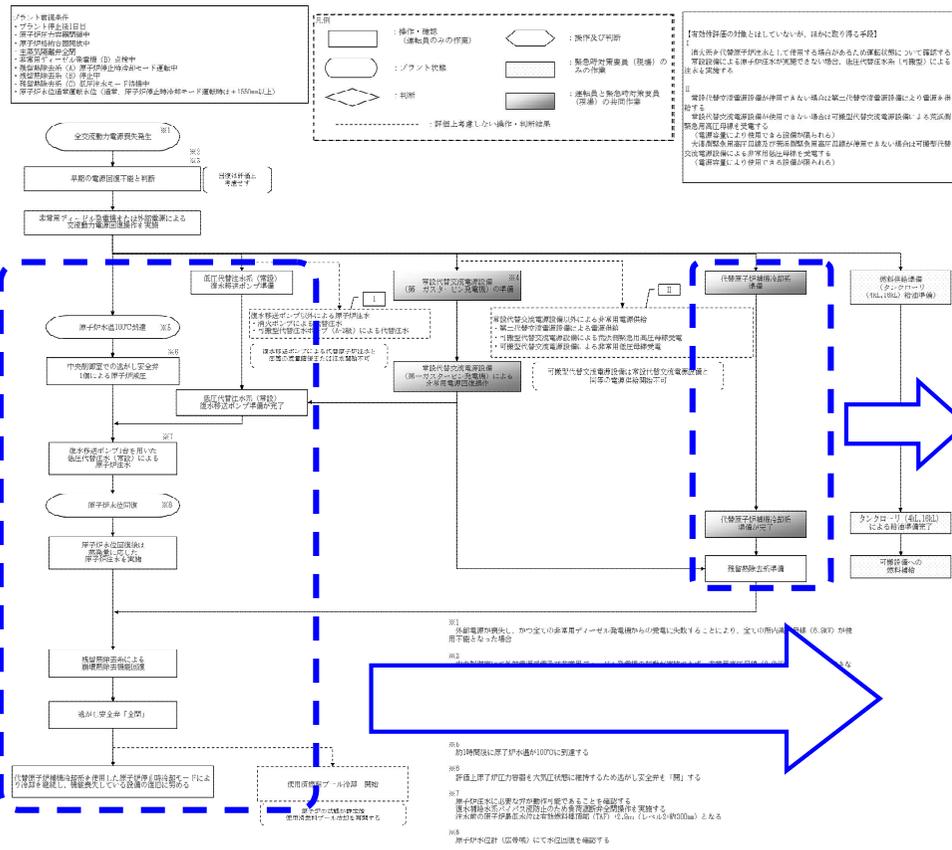
- 全交流動力電源喪失による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）停止確認
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持
- 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復

解析上の対応手順の概要フロー



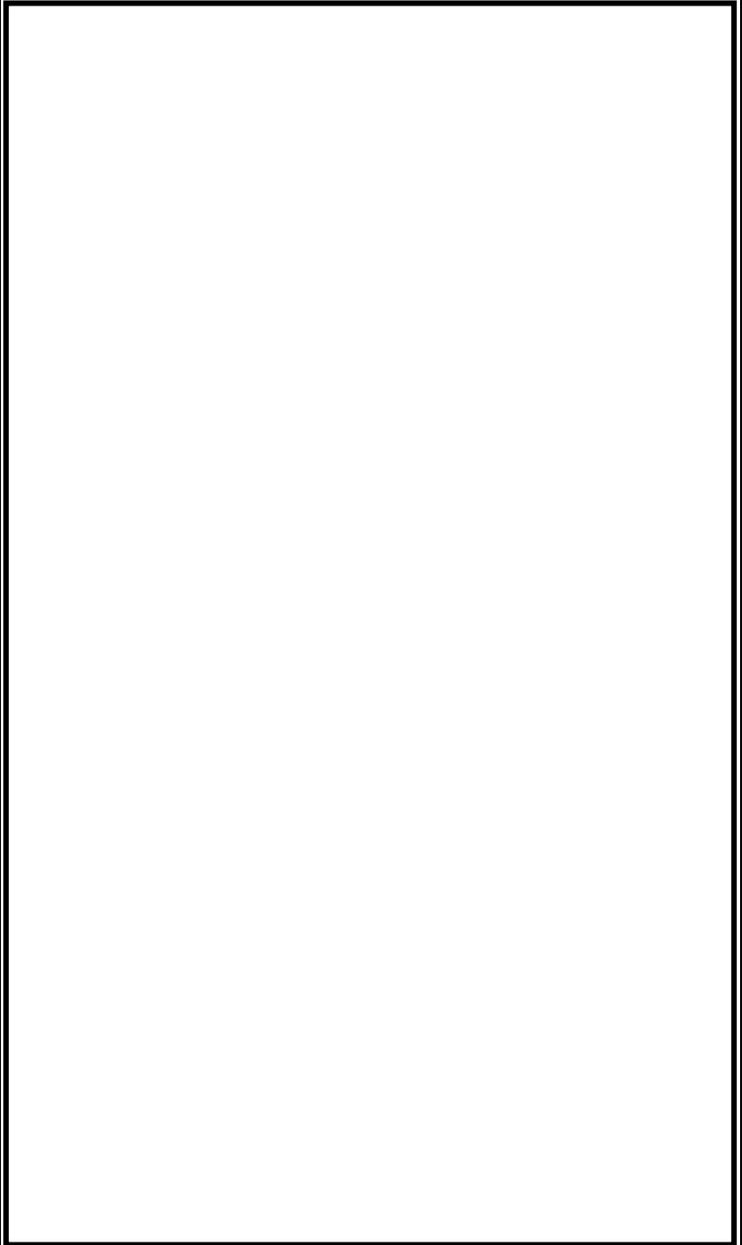


解析上の対応手順の概要フロー



事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「停止時 EOP」
「SFP 原子炉水位・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、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水を開始し、原子炉水位が上昇することを確認する。
また、代替原子炉補機冷却系の準備完了後、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により原子炉の除熱を行う。

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
 - ⑨ 「原子炉除熱戦略」
 - ・ RHR (A) による原子炉除熱
- 「代替除熱戦略」
- ・ 代替 Hx による補機冷却系 (A) 確保

4.3 原子炉冷却材の流出

特徴

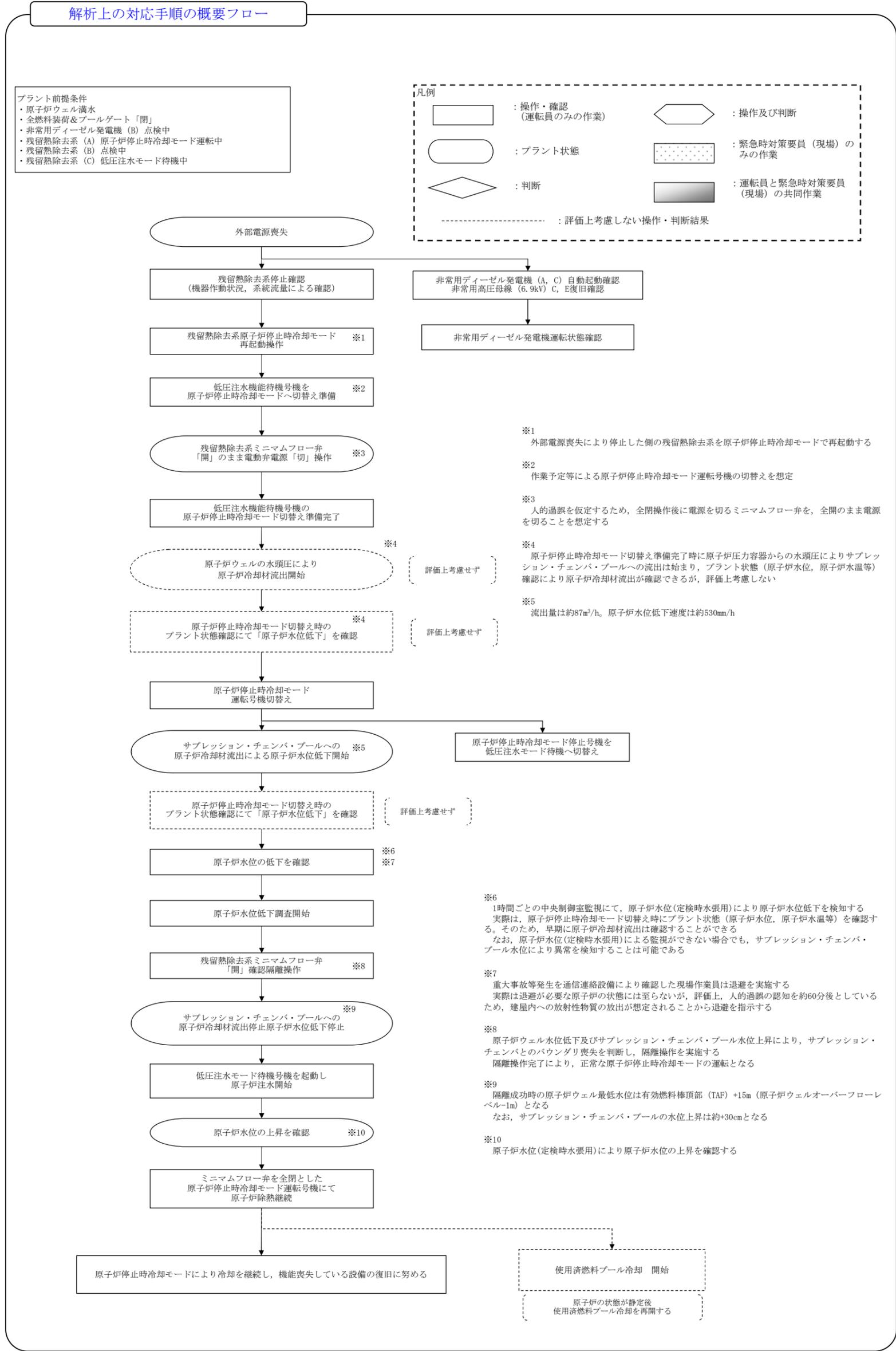
原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生し、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。このため、原子炉冷却材の流出及び燃料の崩壊熱による蒸発に伴い原子炉冷却材が減少することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。

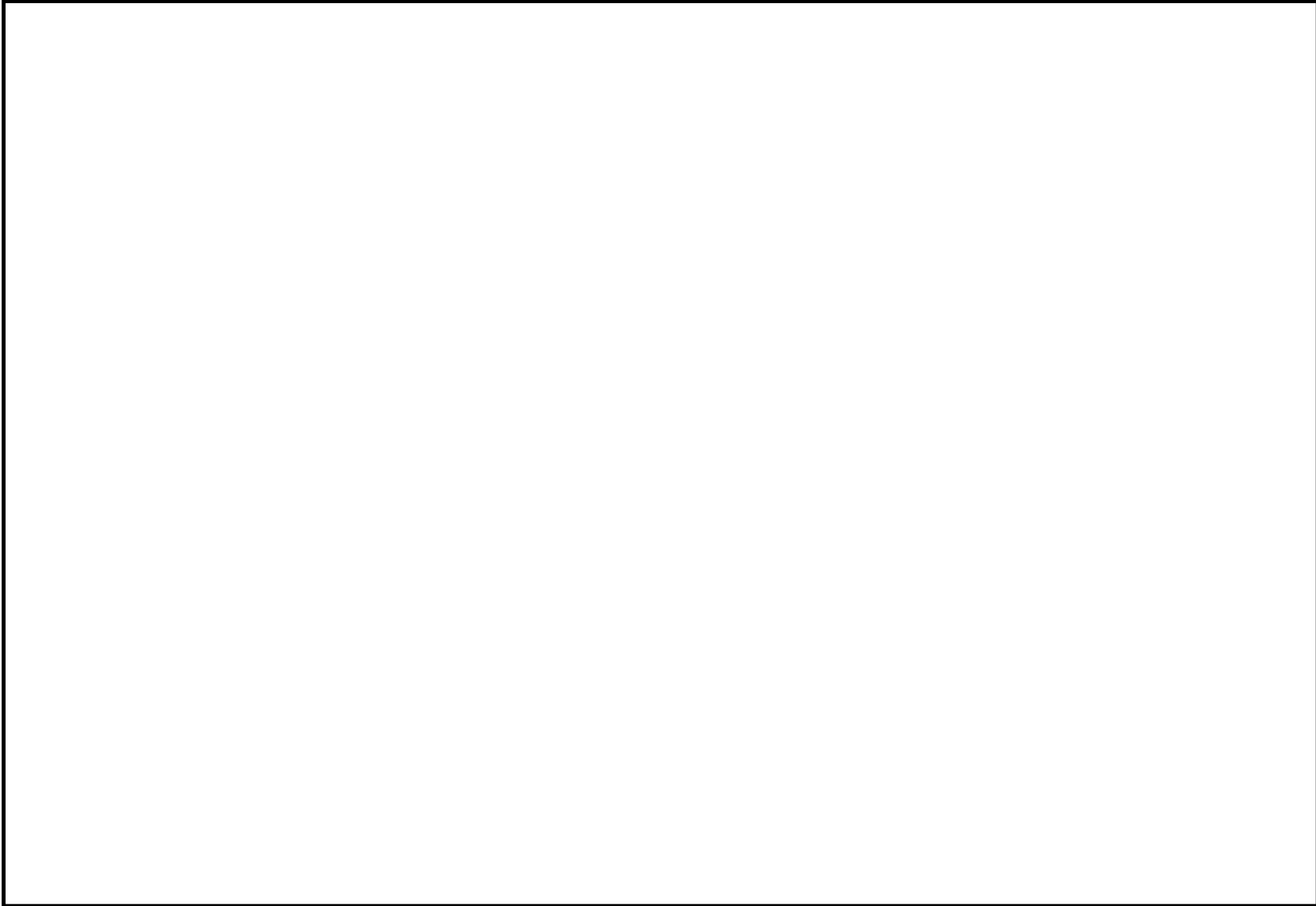
基本的な考え方

原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止や、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図る。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

- 対応手順の概要**
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認
 - 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認
 - 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水

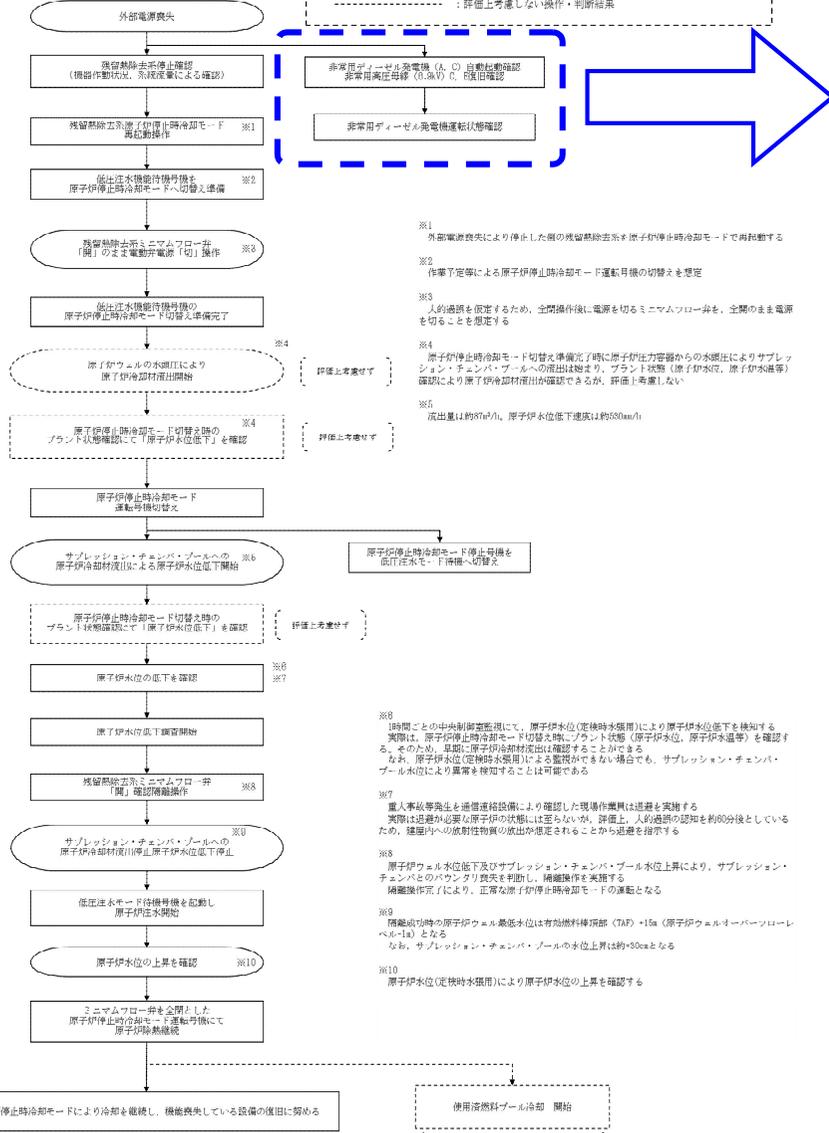
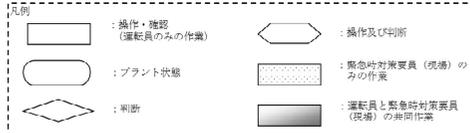




詳細手順説明

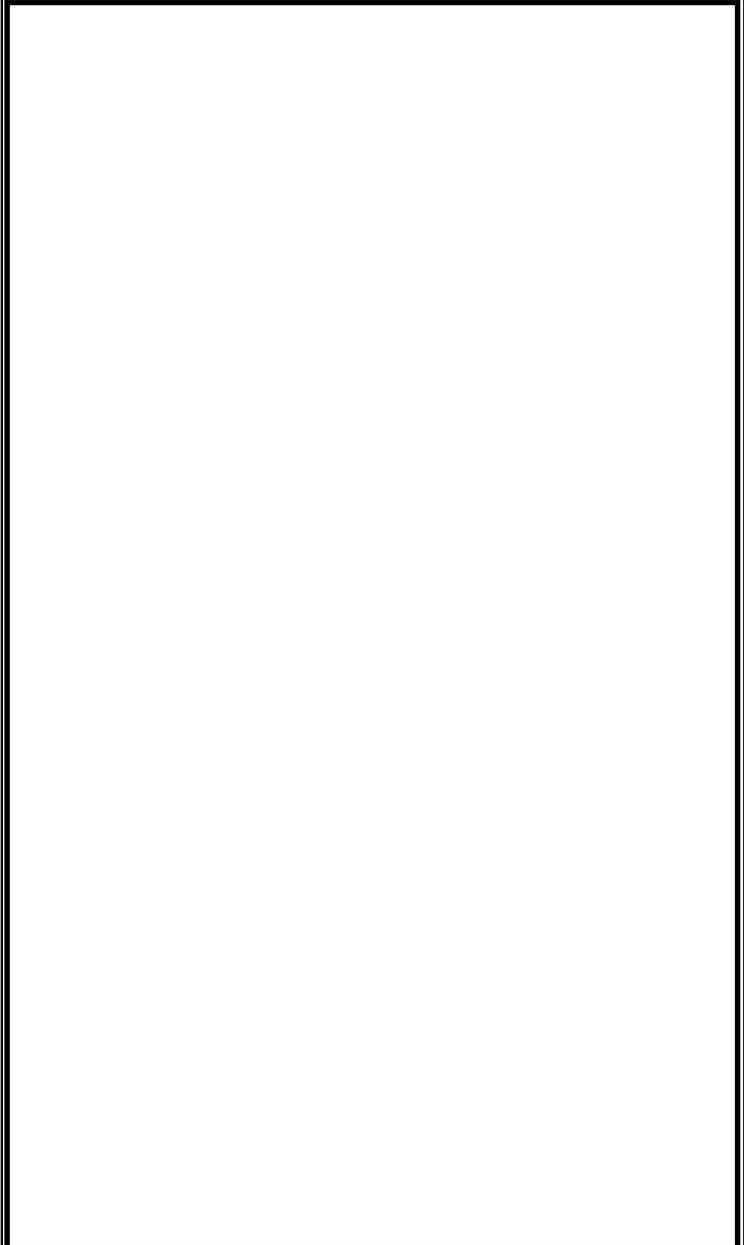
解析上の対応手順の概要フロー

プラント前提条件
 ・原子炉ウェル液水
 ・全機組除熱系「開」
 ・常時原子炉発電機 (B) 運転中
 ・残留熱除去系 (A) 原子炉停止時冷却モード運転中
 ・残留熱除去系 (B) 点検中
 ・残留熱除去系 (C) 低圧注水モード待機中



事故時運転操作手順書

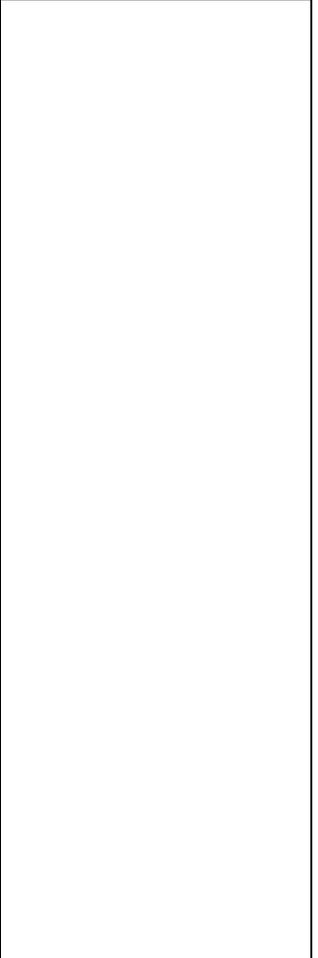
事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「停止時 EOP」 「交流/直流電源供給回復」



操作補足事項

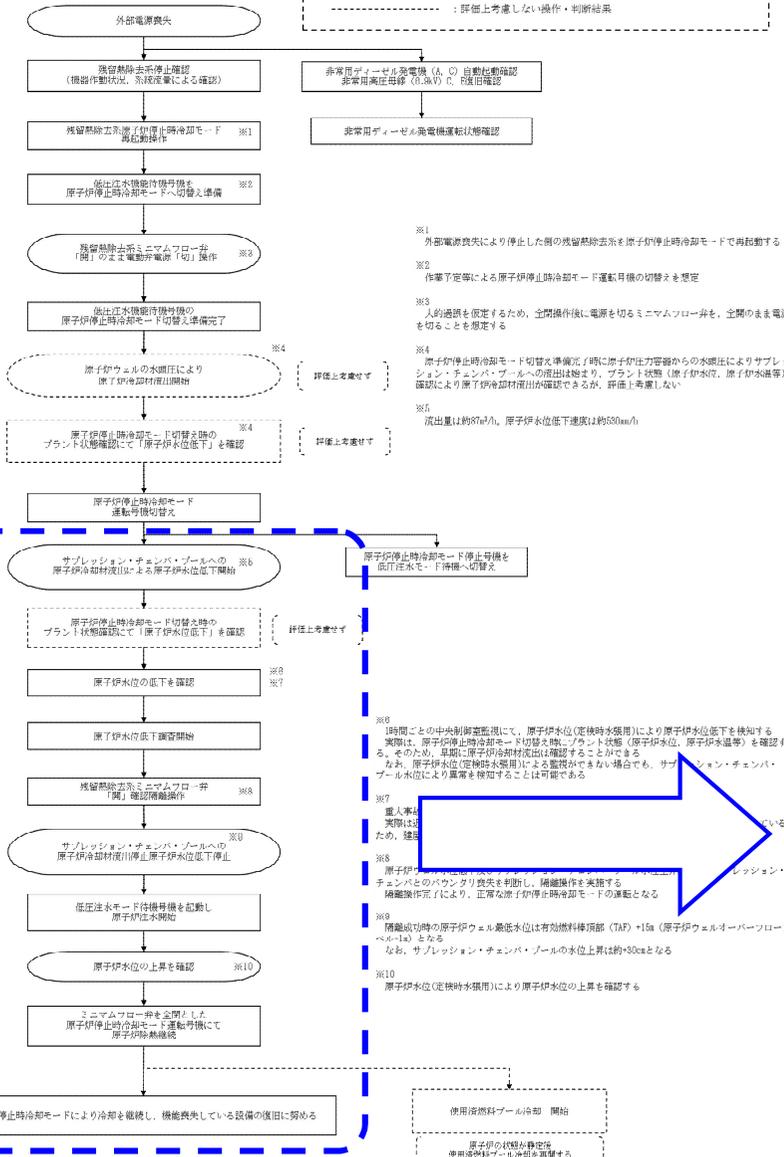
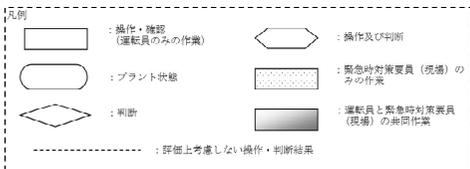
外部電源喪失が発生したことから、停止時 EOP「交流/直流電源供給回復」により対応する。
 外部電源喪失により非常用ディーゼル発電機が自動起動する。

AM 設備別操作手順書



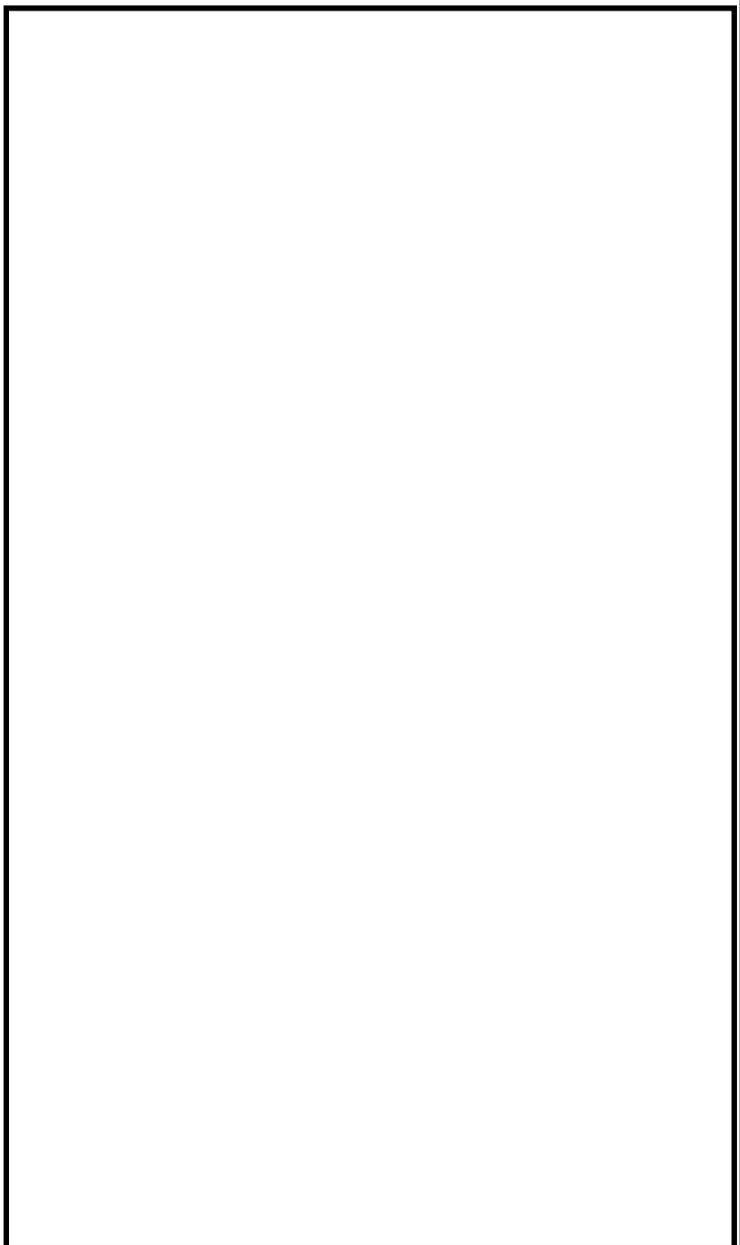
解析上の対応手順の概要フロー

プラント前提条件
 ・原子炉ウエル満水
 ・全機冷却系バルブ閉
 ・非常用ディーゼルの発電機 (B) 点検中
 ・残留熱除去系 (A) 原子炉停止時冷却モード運転中
 ・非常用ディーゼルの発電機 (B) 点検中
 ・残留熱除去系 (C) 低圧注水モード待機中



事故時運転操作手順書

事故時運転操作手順書 (停止時徴候ベース) 「停止時 EOP」
 「SFP 原子炉ウエル水位・温度制御」



操作補足事項

原子炉水位低下を確認後、原因調査を実施する。
 原因が判明次第、実施前の状態に復旧する。
 また、待機中の残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉圧力容器への注水を実施し、原子炉水位の上昇を確認する。

AM 設備別操作手順書

