

島根原子力発電所 2 号炉

予備品等の確保及び保管場所について

< 目 次 >

1. 重要安全施設	1.0.3-1
2. 予備品等の確保	1.0.3-1
3. 予備品等の保管場所	1.0.3-2
第1表 重要安全施設一覧	1.0.3-3
第2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材	1.0.3-5
第1図 予備品等の保管場所及びアクセスルート	1.0.3-7
補足1 予備品の確保等の考え方	1.0.3-8

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の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に係る審査基準」のうち、「1.0 共通事項（2）復旧作業に係る要求事項 ①予備品等の確保」において、重要安全施設の適切な予備品等を確保することが規定されている。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）第二条において、「重要安全施設とは、安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものをいう。」とされている。

また、設置許可基準規則第十二条の解釈において「安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するもの」の機能が示されている。

ここでは、これら重要安全施設のうち、重要安全施設の取り替え可能な機器、部品等に対する予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材等の確保及び保管場所について記載する。

1. 重要安全施設

上記の設置許可基準規則第十二条の解釈の表に規定された安全機能の重要度が特に高い安全機能に対応する具体的な系統・設備を第1表に示す。

2. 予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取り替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品をあらかじめ確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・ 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・ 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

上記の方針に適合する系統として屋外に設置している設備である原子炉補機海水ポンプは自然災害の影響を受ける可能性があるため対象機器として選定し、予備品として保有することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できる機器であり、機械的故障と電氣的故障の要因が考えられる原子炉補機海水ポンプ電動機を予備品として確保する。確保する予備品については、保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の

確保を行う。

また、予備品への取り替え作業に必要な資機材として、がれき撤去等のためのホイールローダ、予備品への取り替え時に使用する重機としてラフタークレーン及び夜間その他の作業環境の対応を想定した可搬型照明をあらかじめ確保する。
(第2表参照)

3. 予備品等の保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等の外部事象の影響を受けにくい場所に重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

保管場所については、可搬型重大事故等対処設備と同じであり、保管場所及び屋外アクセスルートの対策概要については、「添付1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」の「2. 概要」に記載する。

なお、設備の復旧作業場所へのアクセスルートについては、第1図に示すアクセスルートから複数のルートを確認してアクセスし、予備品の保管場所から復旧作業場所へ予備品を移動させて復旧する。

また、保管場所及びアクセスルートの点検管理については、「添付1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で記載している「保管場所及び屋外のアクセスルート等の点検状況」と同じ点検管理を実施する。

第 1 表 重要安全施設一覧

安全機能 (設置許可基準規則第 12 条)	系統・設備
原子炉の緊急停止機能	制御棒及び制御棒駆動系
未臨界維持機能	制御棒及び制御棒駆動系 ほう酸水注入系
原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	逃がし安全弁（安全弁としての開機能）
原子炉停止後における除熱のための崩壊熱除去機能	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の注水機能	原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系
原子炉停止後における除熱のための原子炉が隔離された場合の圧力逃がし機能	逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における注水機能	高圧炉心スプレイ系
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内低圧時における注水機能	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系（低圧注水モード） 高圧炉心スプレイ系
事故時の原子炉の状態に応じた炉心冷却のための原子炉内高圧時における減圧系を作動させる機能	自動減圧系
格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能	非常用ガス処理系
格納容器の冷却機能	残留熱除去系（格納容器冷却モード）
格納容器内の可燃性ガス制御機能	可燃性ガス濃度制御系
非常用交流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（交流）
非常用直流電源から非常用の負荷に対し電力を供給する機能	非常用電源系（直流）
非常用の交流電源機能	ディーゼル発電設備
非常用の直流電源機能	直流電源設備
非常用の計測制御用直流電源機能	計測制御用電源設備
補機冷却機能	原子炉補機冷却系

安全機能 (設置許可基準規則第 12 条)	系統・設備
冷却用海水供給機能	原子炉補機海水系※
原子炉制御室非常用換気空調機能	中央制御室換気系
圧縮空気供給機能	逃がし安全弁, 自動減圧機能のアクムレータ 主蒸気隔離弁のアクムレータ
原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁
原子炉格納容器バウンダリを構成する配管の隔離機能	原子炉格納容器バウンダリ隔離弁
原子炉停止系に対する作動信号(常用系として作動させるものを除く)の発生機能	原子炉保護系
工学的安全施設に分類される機器若しくは系統に対する作動信号の発生機能	工学的安全施設作動系
事故時の原子炉の停止状態の把握機能	中性子束 原子炉スクラム用電磁接触器の状態又は制御棒位置
事故時の炉心冷却状態の把握機能	原子炉水位(広帯域, 燃料域) 原子炉圧力
事故時の放射能閉じ込め状態の把握機能	原子炉格納容器圧力 格納容器エリア放射線量率 サプレッション・プール水温
事故時のプラント操作のための情報の把握機能	原子炉圧力 原子炉水位(広帯域, 燃料域) 格納容器圧力 サプレッション・プール水温 原子炉格納容器水素濃度 原子炉格納容器酸素濃度 排気筒モニタ

※ 予備品(第2表 1. 予備品)を保管する系統(区分Ⅰ, Ⅱ)

第2表 予備品及び予備品への取り替えのために必要な機材

1. 予備品

名称	仕様	数量※	保管場所※
原子炉補機海水ポンプ 電動機	三相誘導電動機	1台	第1保管エリア (EL50m)

2. がれき撤去用重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
ホイールローダ	バケット3.4m ³	3台	第1保管エリア (EL50m) 第3保管エリア (EL13~33m) 第4保管エリア (EL8.5m)

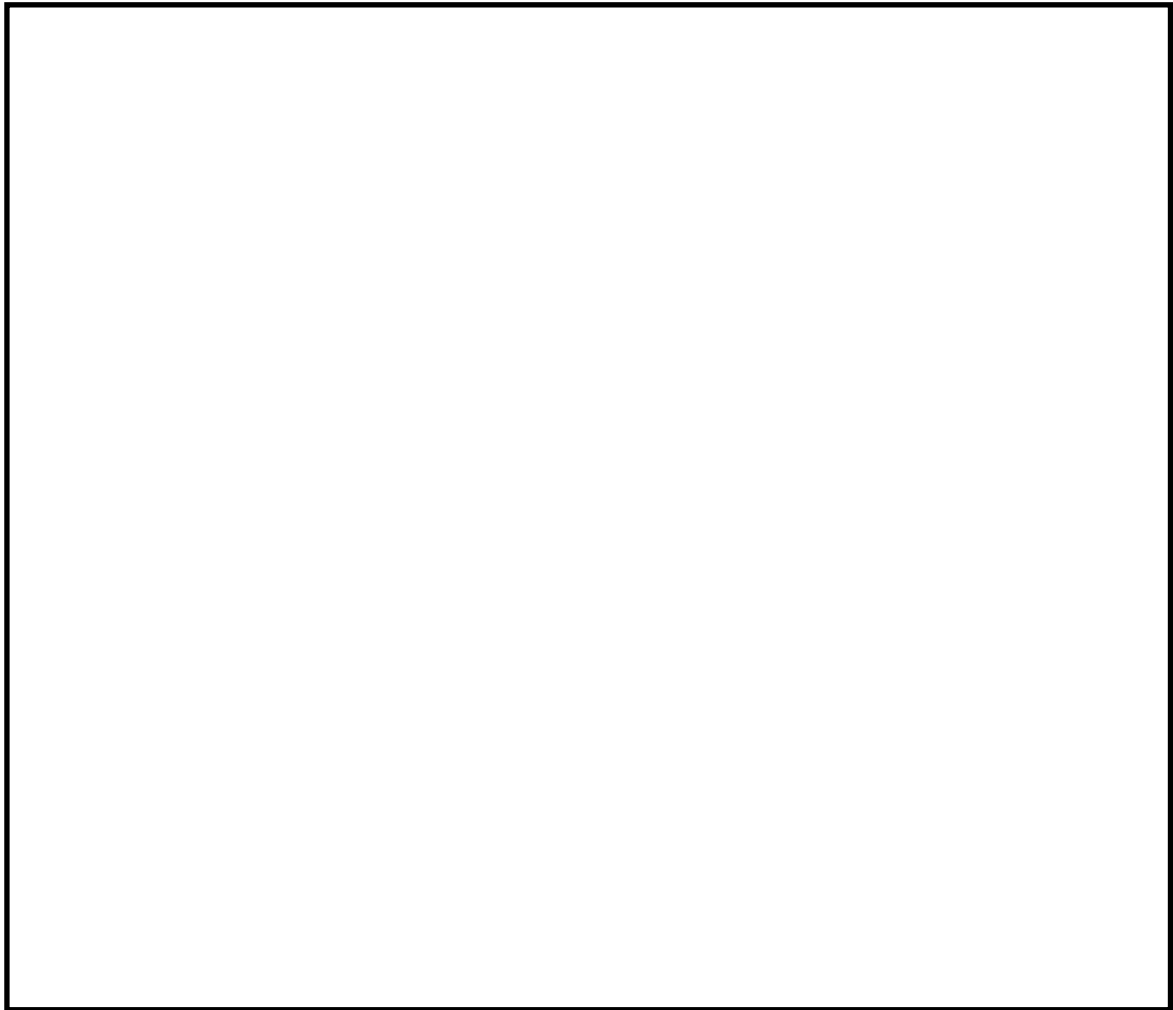
3. 予備品取り替え時に使用する重機

名称	仕様	数量※	保管場所※
ラフタークレーン	最大つり上げ荷重 60 t	1台	第1保管エリア (EL50m)

4. 可搬型照明

名称	電源種別	数量※	保管場所※
ヘッドライト	乾電池	11 個 (運転員分 9 個+予備 2 個)	中央制御室
		38 個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分 34 個+予備 4 個)	免震重要棟
		3 個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第 1 チェックポイントで当直する要員分 2 個+予備 1 個)	第 1 チェックポイント
懐中電灯	乾電池	11 個 (運転員分 9 個+予備 2 個)	中央制御室
		11 個 (運転員分 9 個+予備 2 個)	第 2 チェックポイント
		43 個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分 38 個+予備 5 個)	緊急時対策所 (対策本部)
		38 個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち免震重要棟で宿泊する要員分 34 個+予備 4 個)	免震重要棟
		3 個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員のうち第 1 チェックポイントで当直する要員分 2 個+予備 1 個)	第 1 チェックポイント
LED ライト (ランタンタイプ)	乾電池	12 個 (中央制御室対応として中央制御室執務机 6 個+中央制御室待避室 2 個+予備 4 個)	中央制御室
		9 個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応要員分 7 個+予備 2 個)	緊急時対策所 (対策本部)
LED ライト (三脚タイプ)	蓄電池	3 台 (中央制御室 2 台+予備 1 台)	中央制御室前通路
LED ライト (フロアタイプ)	蓄電池	4 個 (非常用ガス処理系配管の補修用 2 個+予備 2 個)	第 2 チェックポイント

※ 数量、保管場所については、今後の検討により変更となる可能性がある。



第1図 予備品等の保管場所及びアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

予備品の確保等の考え方

1. 残留熱除去系（RHR）の復旧に関する予備品の確保等について

島根原子力発電所では、アクシデントマネジメント活動の一環として行われる復旧活動に際して、プラントの安全性確保に必要な機能を持つ系統・機器を復旧させる手順を「原子力災害対策手順書（復旧班）」にて整備している。本手順書には、事故収束を安定的に継続するために有効である残留熱除去系（以下、「RHR系」という。）の復旧手順も盛り込まれており、RHR系（A）、（B）の全ての除熱能力が喪失あるいは低下した際に、「RHR系系統異常発生要因フローチャート」により異常のある系統を判断し、「機器別故障原因特定マトリクス」にて故障個所の特定を行い、故障個所に応じた「復旧手順」にて復旧を行う構成としている（第2図）。しかしながら、すべての系統・機器の故障モードを網羅して予備品を確保することは効率的ではないので、以下の方針に基づき重要安全施設の取り替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

- ・ 短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。
- ・ 単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。
- ・ 復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点から踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

上記の方針に適合する系統として原子炉補機海水系を選定し、予備品を保有することで復旧までの時間が短縮でき成立性の高い作業で機能回復できる機器として、原子炉補機海水ポンプ電動機を予備品として確保する。

確保する予備品については、保全計画に基づく定期的な機能確認を行う。

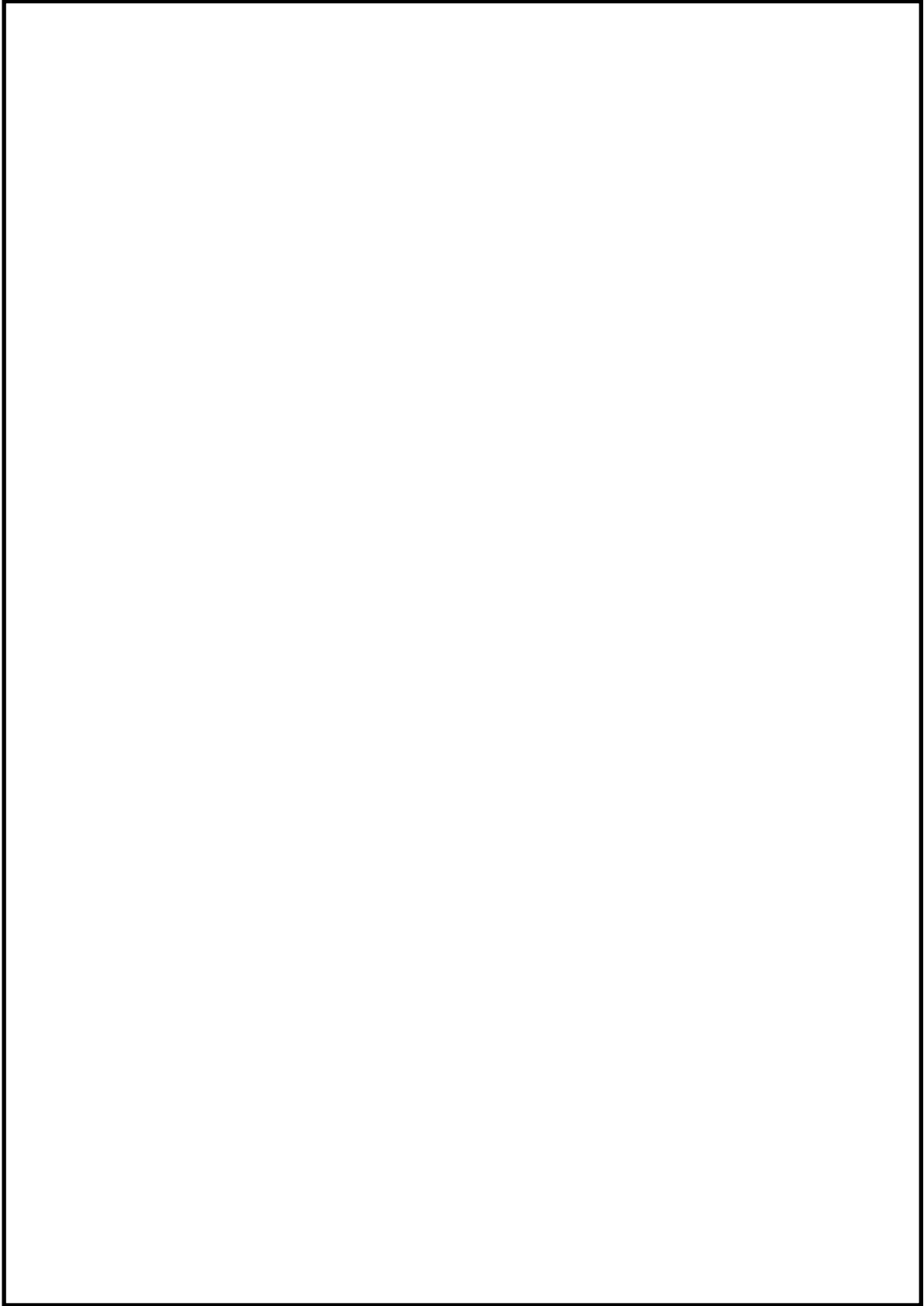
なお、残留熱を除去する機能を有するRHR系は2系統（RHR系3系統のうち1系統は注水機能のみ）あり、防波壁等の津波対策及び原子炉建物内の内部溢水対策により区分分離されていることから、東日本大震災のように複数のRHR系が同時浸水により機能喪失することはないと考えられるが、ある1系統のRHR系の電動機が浸水し、当該のRHR系が機能喪失に至った場合においても、他系統のRHR系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

2. 予備品を用いた復旧作業について

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて対応することにより事故収束を行うことから、必要な作業については当社社員及び協力会社社員で実施できるようにしている。

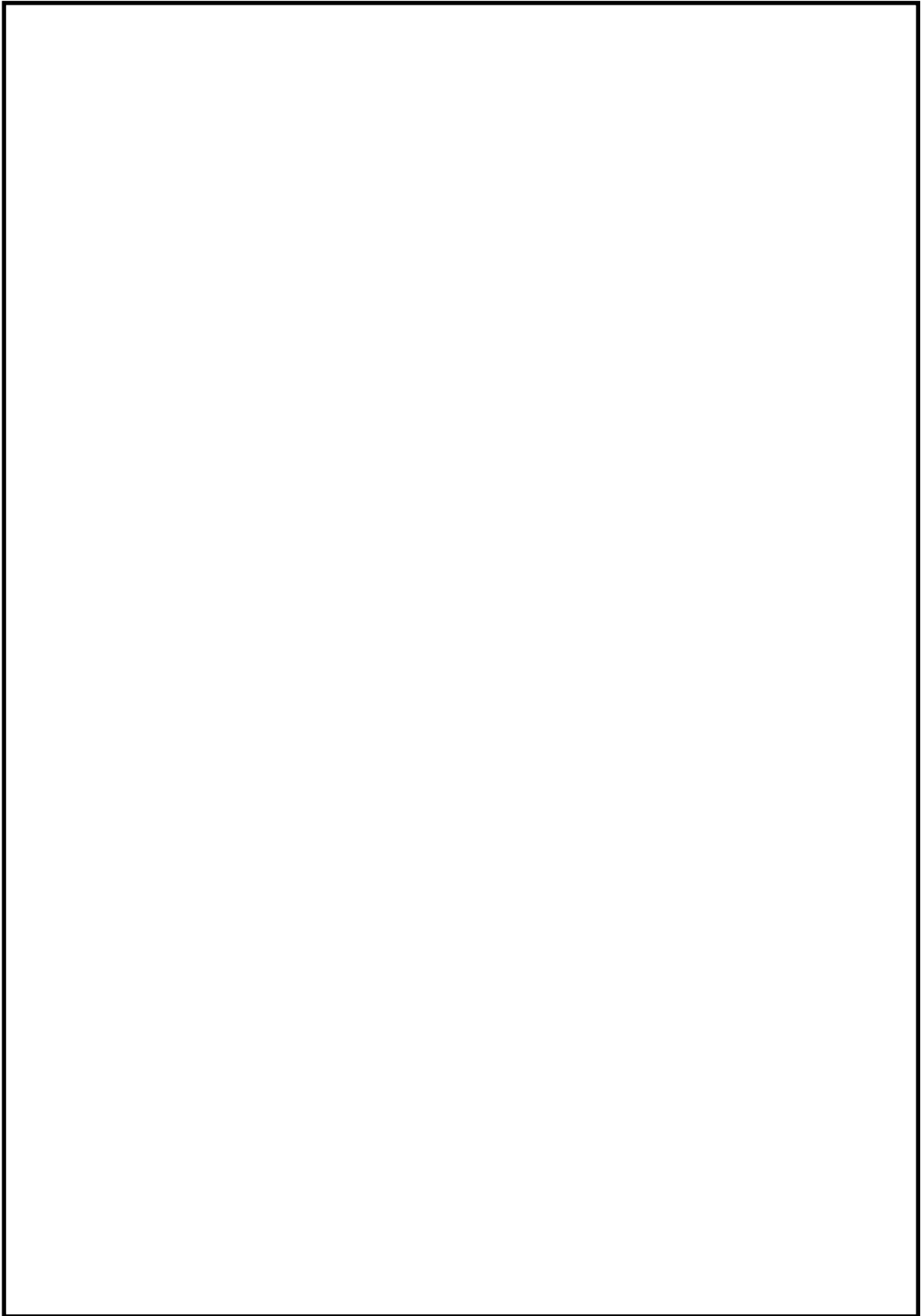
また、予備品を用いた原子炉補機海水ポンプ電動機の復旧作業は協力会社の支援による実施を考えている。

本復旧作業は事故収束後のプラントの安定状態を継続する上で有効であることから、直営訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、訓練施設において予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施していく。



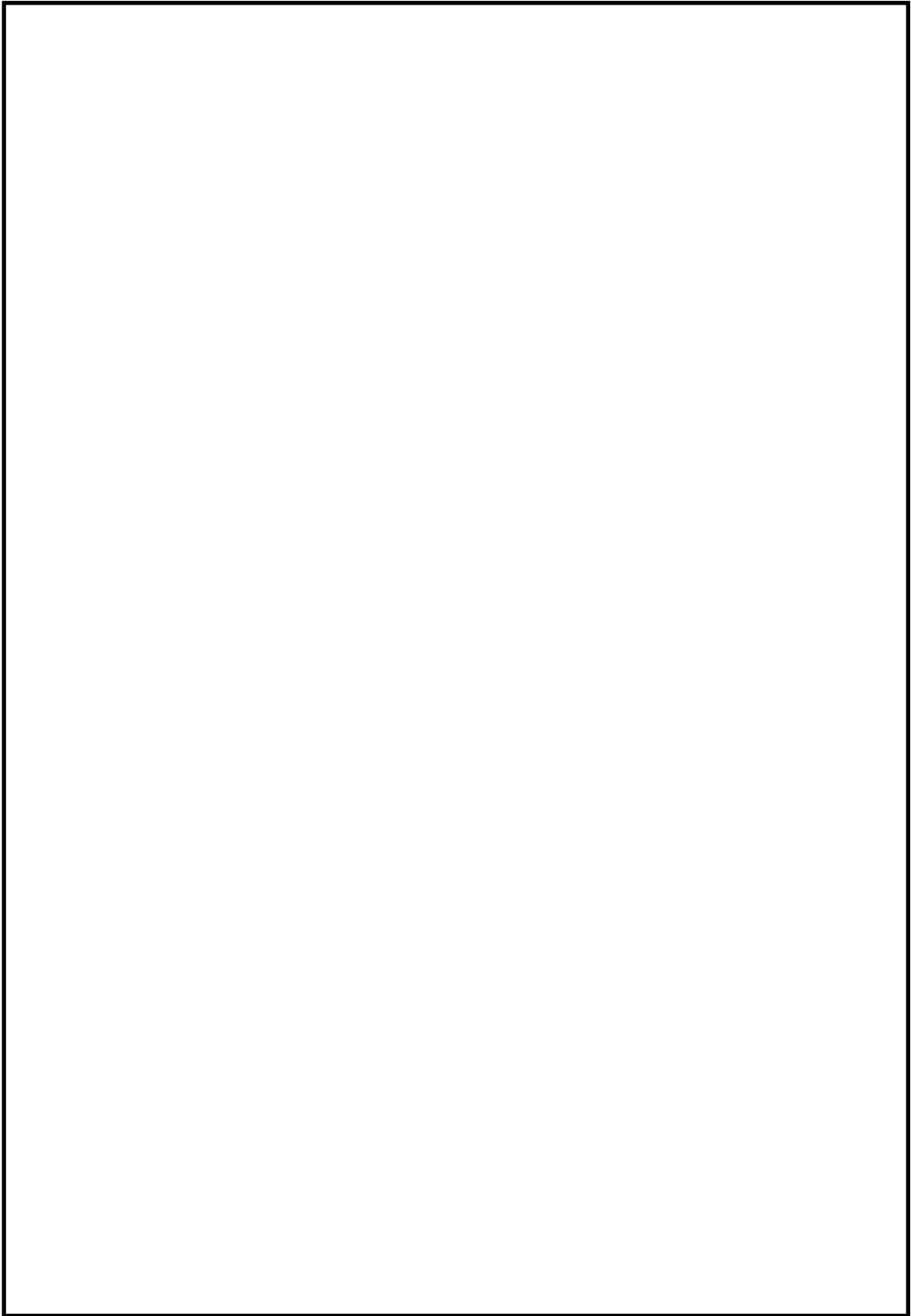
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（1 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



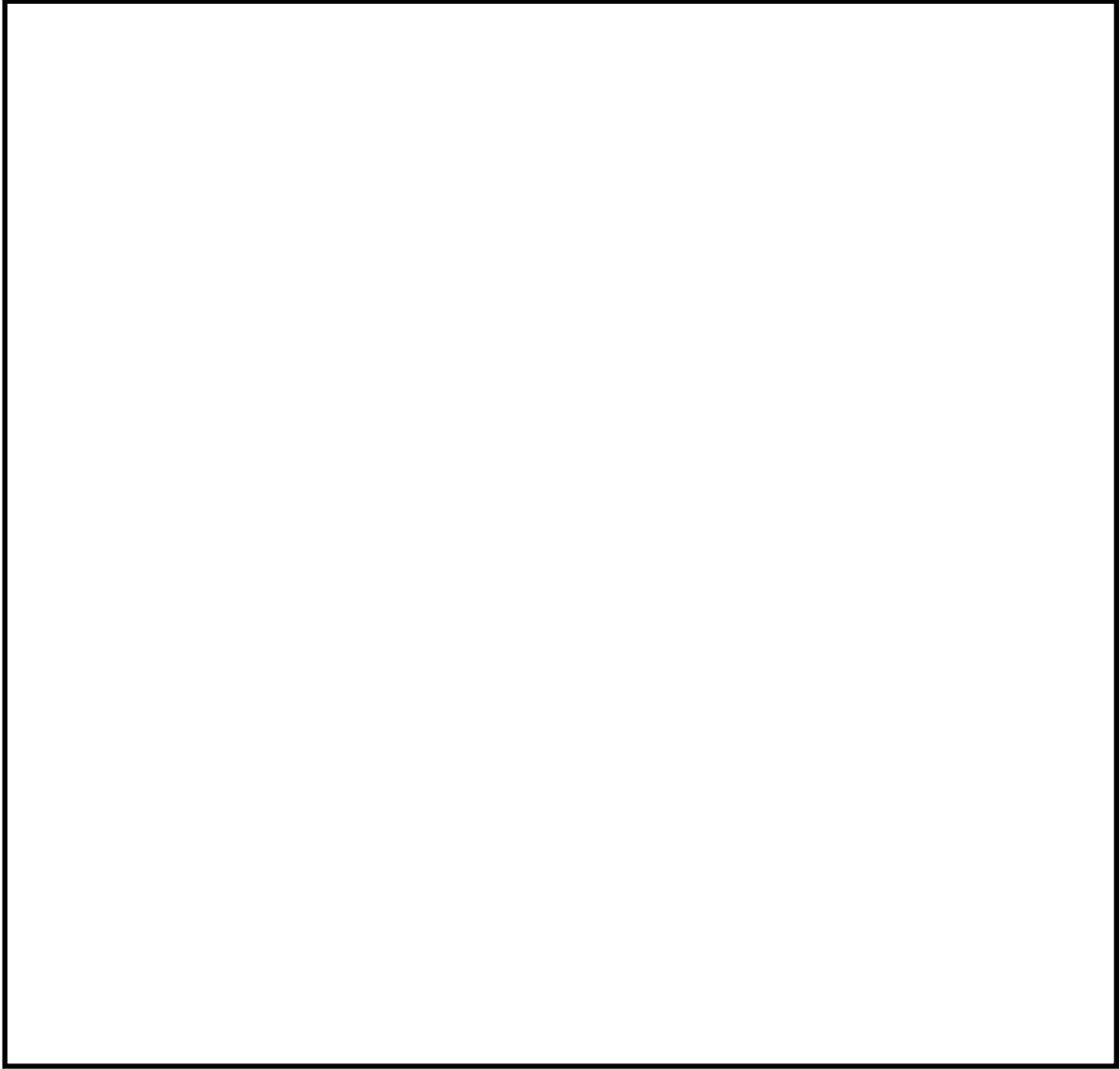
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（2 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



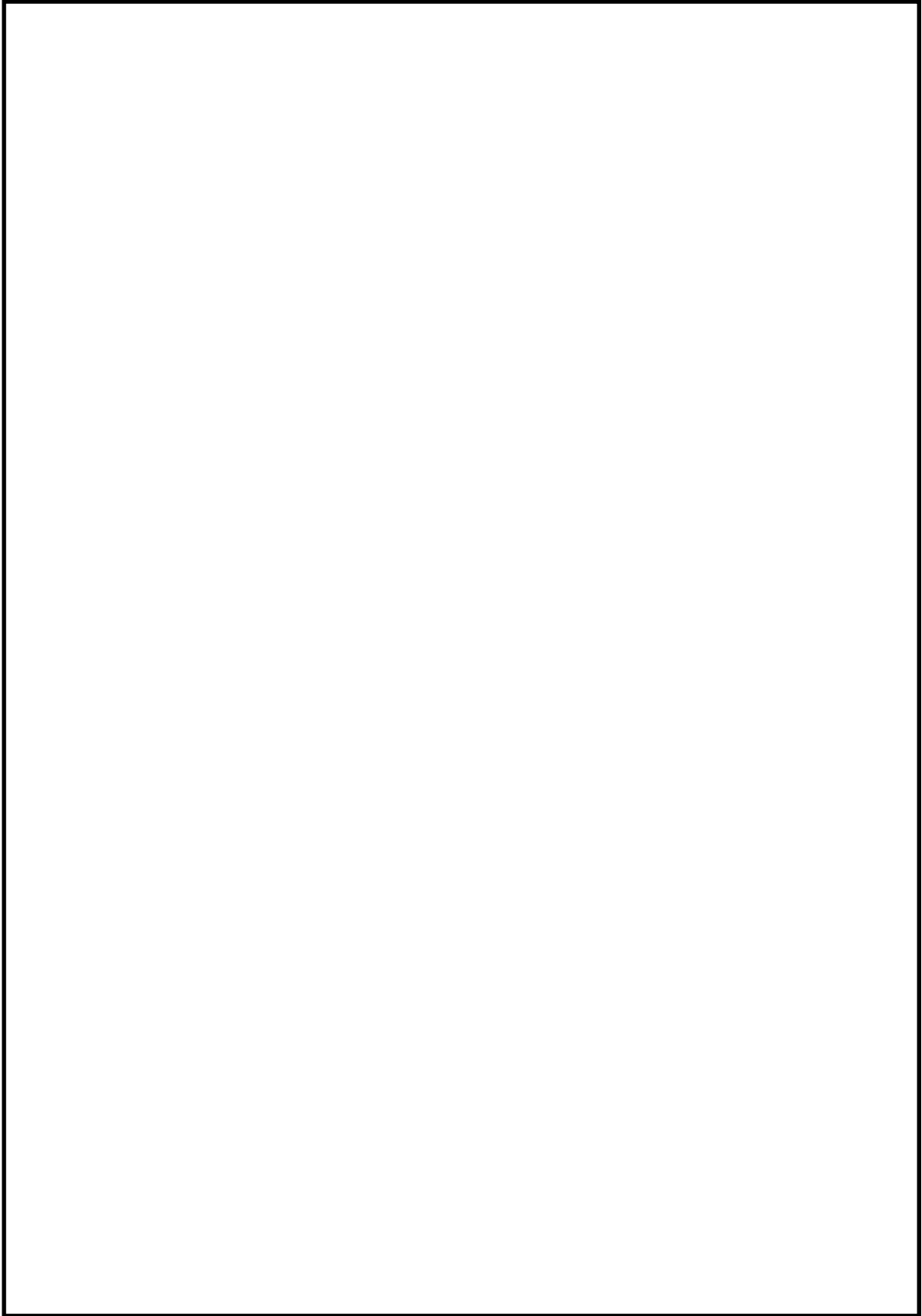
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（3 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



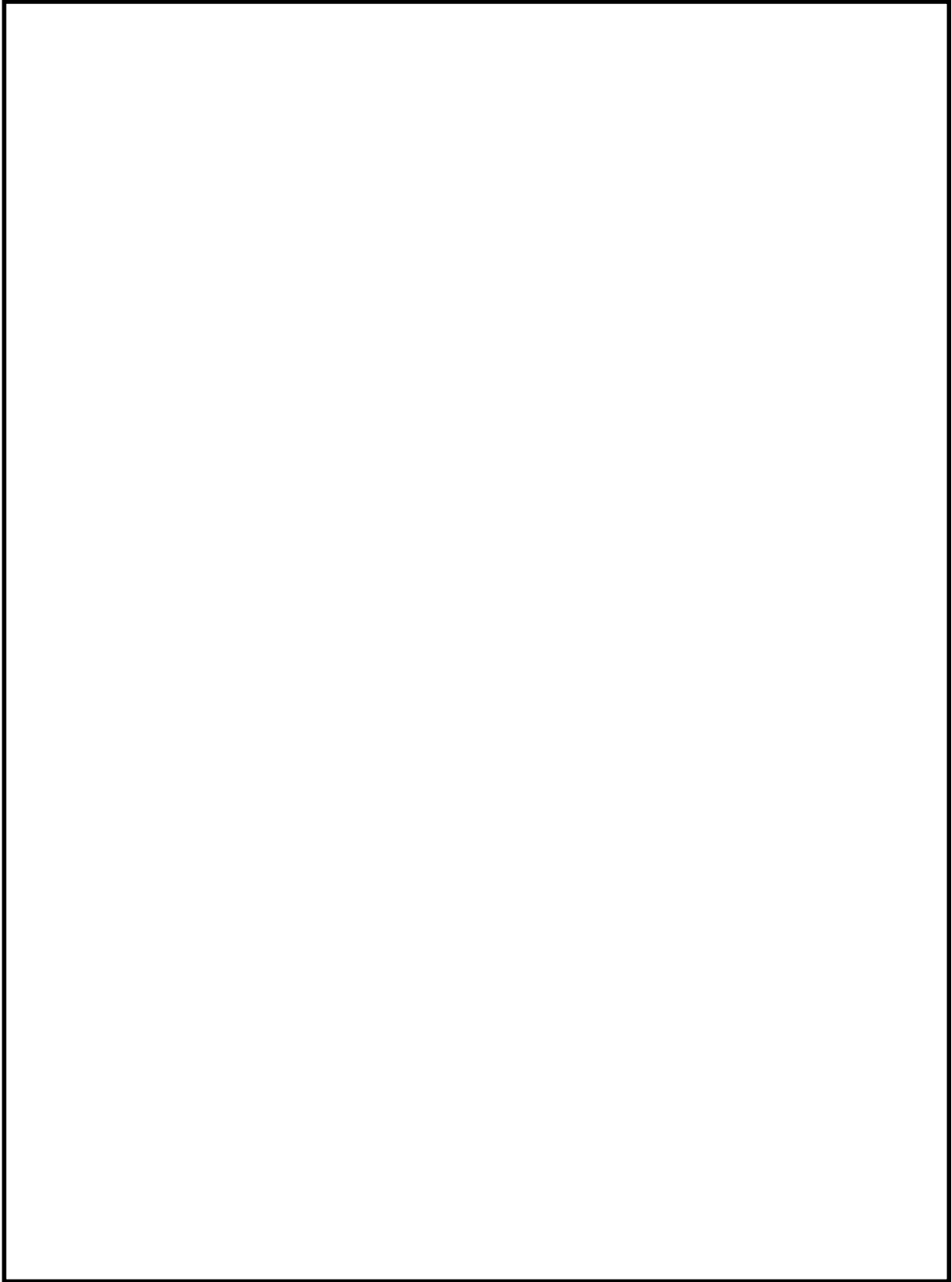
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（4 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



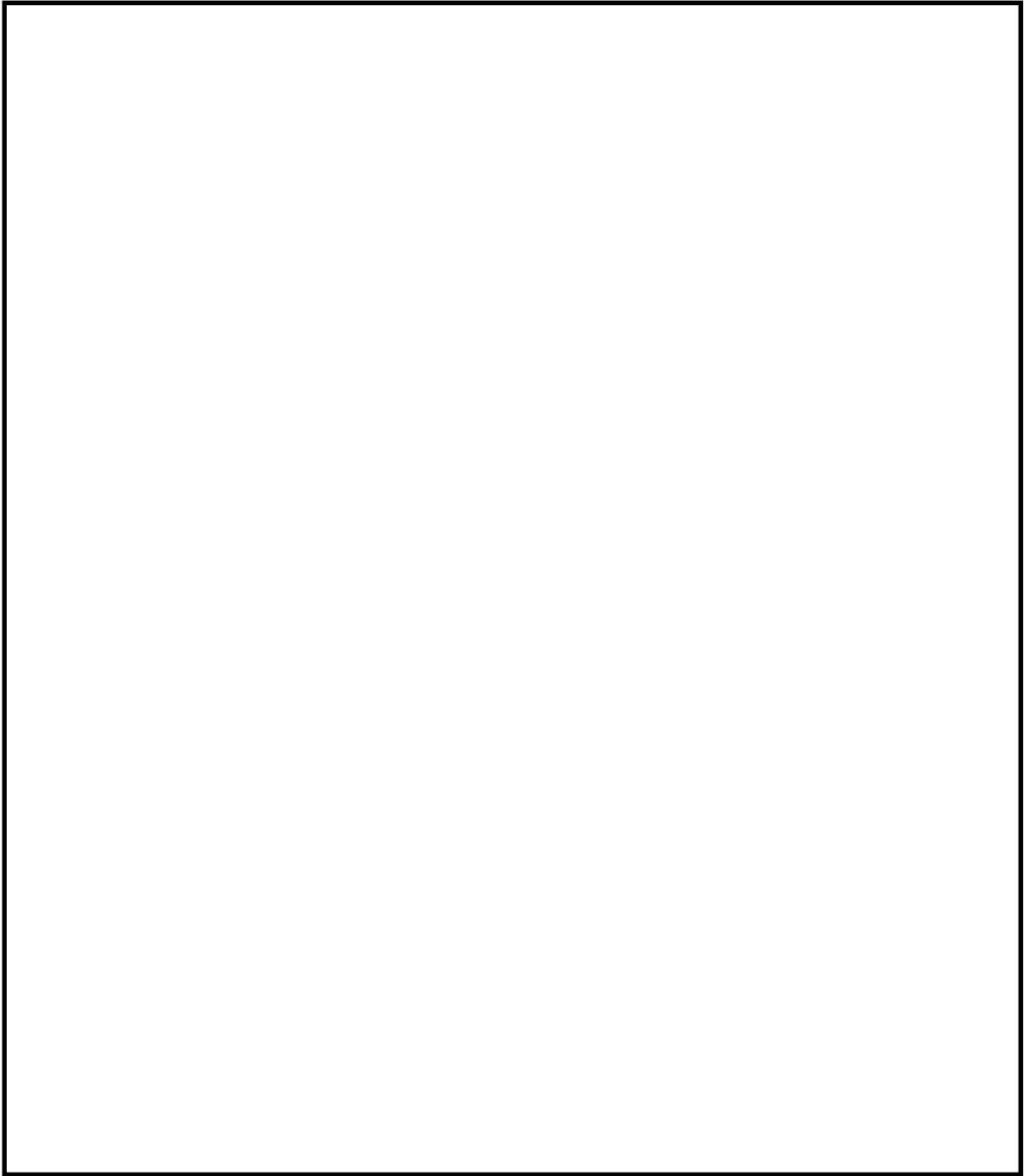
第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（5 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（6 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 残留熱除去系の復旧手順書の記載例（7 / 7）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2 号炉

外部からの支援について

<目 次>

1. 事故収束対応を維持するために必要な燃料, 資機材	1.0.4 - 1
(1) 重大事故等発生後 7 日間の対応	1.0.4 - 1
(2) 重大事故等発生後 8 日目以降の対応	1.0.4 - 1
2. プラントメーカー及び協力会社による支援	1.0.4 - 2
(1) プラントメーカーによる支援	1.0.4 - 2
a. 支援体制	1.0.4 - 2
(2) 協力会社による支援	1.0.4 - 3
a. 放射線測定, 管理業務等の支援体制	1.0.4 - 3
b. 緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制	1.0.4 - 3
c. 資機材等の輸送に係る支援体制	1.0.4 - 3
d. 燃料調達に係る支援体制	1.0.4 - 4
e. 消火, 注水活動に係る支援体制	1.0.4 - 4
3. 原子力事業者による支援	1.0.4 - 4
4. その他組織による支援	1.0.4 - 5
5. 原子力事業所災害対策支援拠点	1.0.4 - 7
第 1 表 発電所構内に確保している燃料 (事象発生後 7 日間の対応)	1.0.4 - 8
第 2 表 放射線管理用資機材品名と配備数	1.0.4 - 9
第 3 表 チェンジングエリア用資機材	1.0.4 - 12
第 4 表 その他資機材等 (緊急時対策所)	1.0.4 - 13
第 5 表 原子力災害対策活動で使用する資料 (緊急時対策所)	1.0.4 - 14
第 6 表 原子力事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材	1.0.4 - 15
第 7 表 原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材, 通信連絡設備の整備状況等	1.0.4 - 16
第 1 図 飛行場外離着陸場の位置	1.0.4 - 17
第 2 図 重大事故等時における発電所外からの支援体制	1.0.4 - 18
第 3 図 防災組織全体図	1.0.4 - 19
第 4 図 原子力事業所災害対策支援拠点 体制図	1.0.4 - 20
別紙 1 原子力事業所災害対策支援拠点について	1.0.4 - 21

1. 事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材

(1) 重大事故等発生後7日間の対応

島根原子力発電所では、重大事故等が発生した場合において、当該事故等に対処するためにあらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備，予備品及び燃料等）により、重大事故等発生後7日間における事故収束対応を実施する。あらかじめ用意された手段のうち、重大事故等対処設備については、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」から1.19「通信連絡に関する手順等」にて示す。

重大事故等に対処するために必要な燃料とその考え方については、第1表に示すとおり、外部からの支援なしに重大事故等発生後7日間における必要燃料を上回る数量を発電所内に保有している。必要燃料の数量は、重大事故等対処に必要な設備を重大事故等発生後7日間連続して運用する条件で算出している。島根原子力発電所では、第1表に示す必要燃料合計を上回る保有量を、今後も継続して確保する。

放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材，その他資機材，原子力災害対策活動で使用する資料の数量とその考え方については、第2～5表に示すとおり、外部からの支援なしに重大事故等発生後7日間の活動に必要な資機材等を緊急時対策所等に配備している。重大事故等時において、現場作業では作業環境が悪化していることが予想され、重大事故等に対処する要員は環境に応じた放射線防護具を着用する必要がある。このため、要員は、添付資料1.0.13「重大事故等に対処する要員の作業時における装備について」に示す着用基準に従い、これらの資機材の中から必要なものを装備し、作業を実施する。島根原子力発電所では、第2～5表に示す緊急時対策所，中央制御室の資機材を、今後も継続して配備する。

重大事故等の対応に必要な水源については、輪谷貯水槽等の淡水源に加え、最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないように手順を整備することとしている。具体的には、技術的能力1.13「重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて示す。

(2) 重大事故等発生後8日目以降の対応

重大事故等発生後8日目以降の事故収束対応を維持するため、重大事故等発生後6日後までに、あらかじめ選定している候補施設の中から原子力事業所災害対策支援拠点（以下「支援拠点」という。）を選定し、発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材等を支援できる体制を整備している。また、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段，資機材及び燃料を支援できるよう，社内で発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（電源車，通信連絡設備等），主要な設備の取替部品，食料その他の消耗品も含めた資機材，予備品及び燃料等について，継続的な重大事故等対策を実施できるよう重大事故等発生後6日後までに支援できる体制を整備している。

さらに、現在、他の原子力事業者と、原子力災害発生時における設備及び資機材の融通に向けた検討を進めており、各社が保有する主な設備及び資機材のデータベースを整備し、事業者間でそのリストを共有するとともに、随時、更新を図っている。

2. プラントメーカ及び協力会社による支援

重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカ及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する人員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び人員の派遣等について、協議及び合意のうえ、支援計画を定め、「非常災害発生時における応急復旧の支援に関する覚書」を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

また、重大事故等時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、東京電力福島第一原子力発電所における経験や知見を踏まえ、これらを活用した汚染水処理装置の設置等の対策を行うとともに、プラントメーカの協力を得ながら対応する。

なお、プラントメーカ、協力会社及び燃料供給会社等から支援を受ける場合に必要となる資機材については、あらかじめ緊急時対策所に確保している資機材の余裕分を活用すると合わせ、必要に応じて資機材の追加調達を緊急時対策総本部に要請して調達する。

(1) プラントメーカによる支援

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため、プラントの状況に応じた事故収束手段及び復旧対策に関する技術支援を迅速に得られるよう、プラントメーカ（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）との間で支援体制を整備するとともに、平常時から必要な連絡体制を整備している。また、事故対応が長期に及んだ場合においても交替要員等の継続的に支援を得られる体制としている。

a. 支援体制

(平時体制)

- ・緊急時の技術支援のため、本社とプラントメーカ社員（部長クラス）と平時から連絡体制を構築。

(緊急時体制)

- ・原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第十条第一項に該当する事象又は第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）（おそれとなる事象が発生した場合も含む。）が発生した場合に技術支援を要請。
- ・緊急時の状況評価及び復旧対策に関する助言、電気・機械・計装設備、その他の技術的情報を提供等により当社を支援。

- ・中長期対応として、プラントメーカー本社等における1,000名規模の技術支援体制を構築。
- ・技術支援については、緊急時対策総本部のみならず、必要に応じて緊急時対策本部でも実施可能。

(2) 協力会社による支援

重大事故等時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため、事故収束及び復旧対策活動の協力が得られるよう、協力会社13社と支援内容に関する覚書等を締結し、支援体制を整備するとともに、平常時から必要な連絡体制を整備している。

協力会社13社の支援については、重大事故等時においても支援を要請できる体制であり、協力会社要員の人命及び身体の安全を最優先にした放射線管理を行う。また、事故対応が中長期に及んだ場合においても交替要員等の継続的な派遣を得られる体制としている。

a. 放射線測定、管理業務等の支援体制

重大事故等時における放射線測定、管理業務の実施について、協力会社と合意文書を締結している。

b. 緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制

重大事故等時における、以下に示す設備の修理・復旧等の作業に関する支援協力について、協力会社と合意文書を締結している。

- 移動式代替熱交換設備等への電源ケーブル繋ぎ込み
- 原子炉等への注水のためのホース繋ぎ込み
- 高圧発電機車等の操作
- 大量送水車等の操作
- 軽油タンク等からタンクローリへの燃料抜き取り
- 大量送水車等への燃料補給
- がれき等の撤去作業
- 機械・計装設備・通信連絡設備等の復旧に関する事項
- 仮設事務所等の設置作業
- その他原子力施設の応急復旧に必要な作業

c. 資機材等の輸送に係る支援体制

島根原子力発電所で重大事故等が発生した場合又は発生のおそれがある場合の陸路による資機材の輸送、空路による資機材及び要員の輸送について、それぞれ協力会社と協定等を結んでいる。

資機材の輸送に当たっては、陸路による輸送を基本とするが、島根原子力発電所又は重大事故等時に設置される支援拠点へのアクセス道路の寸断等により陸路での資機材、要員の輸送が困難な場合には、空路での輸送も実施する。

なお、陸路での輸送及び空路での輸送について、それぞれ運輸会社と契約を結んでいる。

ヘリコプターによる空輸を実施する場合には、広島ヘリポート（広島県広島市）に常駐のヘリコプターを優先して使用し、発電所構内のヘリポート間を往復する。発電所近隣のヘリポートとしては、災害時の飛行場外離着陸場として松江市内の3箇所について、発電所構内のヘリポートとともに契約を結んでいる航空会社から大阪航空局へ飛行場外離着陸許可申請書を提出し、許可を得ている。第1図に飛行場外離着陸場の位置を示す。

d. 燃料調達に係る支援体制

島根原子力発電所に重大事故等が発生した場合又は発生のおそれがある場合における燃料調達手段として、当社と取引のある燃料供給会社と燃料供給の契約を締結している。

また、島根原子力発電所内の備蓄及び近隣からの調達を強化している。

e. 消火、注水活動に係る支援体制

島根原子力発電所の構内（建物内含む。）で火災が発生した場合の消火、発電用原子炉や燃料プール注水活動、低圧原子炉代替注水槽等への水補給に関する活動の支援について協力会社と契約を結んでいる。

なお、消火活動としては平時から、島根原子力発電所内で訓練を実施するとともに、24時間交替勤務体制が取られているため、迅速な初動活動が可能である。

3. 原子力事業者による支援

上記のプラントメーカーや協力会社等からの支援のほか、原子力事業者で「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」及び「原子力事業における相互協力に関する協定書」を締結し、他の原子力事業者による支援を受けられる体制を整備している。

「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」の内容は以下のとおり。

(目的)

国内原子力事業所（事業所外運搬を含む。）において、原子力災害が発生した場合、協力事業者が発災事業者に対し、協力要員の派遣、資機材の貸与その他当該緊急事態応急対策の実施に必要な協力を円滑に実施し、原子力災害の拡大防止及び復旧対策に努める。

(情報連絡)

- ・各社の原子力事業者防災業務計画に定める警戒事象が発生した場合、すみやかにその情報を他の原子力事業者に連絡する。

(協力要請)

- ・原災法該当事象の通報を実施した場合、ただちに他の協定事業者に協力要員の派遣及び資機材の貸与に係る協力要請を行う。

(協力の内容)

協力事業者は、発災事業者からの協力要請に基づき、原子力事業所災害対策が的確かつ円滑に行われるようにするため、以下の措置を講じる。

- ・環境放射線モニタリングに関する協力要員の派遣
- ・周辺地域の汚染検査及び汚染除去に関する協力要員の派遣
- ・第6表に示す資機材の貸与他

(支援本部の活動)

- ・幹事事業者

発災事業者の場所ごとに、あらかじめ支援本部幹事事業者、支援本部副幹事事業者を設定している。(当社島根原子力発電所が発災した場合は、それぞれ九州電力株式会社、関西電力株式会社としている。)

幹事事業者は副幹事事業者と協力し、協力要員及び貸与された資機材の受入と協力に係る業務の基地となる原子力事業所支援本部(以下「支援本部」という。)を設置し、運営する。なお、幹事事業者が被災する等、業務の遂行が困難な場合は、副幹事事業者が幹事事業者の任に当たり、幹事事業者以外の事業者の中から副幹事事業者を選出することとしている。また、支援期間が長期化する場合は、幹事事業者、副幹事事業者を交替することができる。

- ・支援本部の設置について

当社は、あらかじめ支援本部候補地を4箇所程度設定している。発災事業者は、協力を要請する際に、候補地の中から支援本部の設置場所を決定し伝える。

支援本部設置後は、緊急事態応急対策等拠点施設(オフサイトセンター)に設置される原子力災害合同対策協議会と連携を取りながら、発災事業者との協議のうえ、各協力事業者に対して具体的な業務の依頼を実施する。

4. その他組織による支援

原子力事業者は、東京電力福島第一原子力発電所の事故対応の教訓を踏まえ、重大事故等が発生した場合に多様かつ高度な災害対応を可能とする原子力緊急事態支援組織を設立することとし、平成25年1月に原子力緊急事態支援センター(以下「支援センター」という。)を共同で設置した。

支援センターは、平成28年3月に体制の強化及び資機材の更なる充実化を図

り、平成 28 年 12 月より美浜原子力緊急事態支援センター（以下「美浜支援センター」という。）として本格的に運用を開始した。

美浜支援センターは、発災事業者からの原子力災害対策活動に係る要請を受けて以下の内容について支援する。

なお、美浜支援センターにおいて平時から実施している、遠隔操作による災害対策活動を行うロボット操作技術等の訓練には当社の緊急時対策要員も参加し、ロボット操作技術の習得による原子力災害対策活動能力の向上を図っている。

（支援要請）

発災事業者は、原災法該当事象の通報後、速やかにその情報を美浜支援センターに連絡するとともに、事態に応じて資機材の提供などの支援要請を行う。

（美浜支援センターによる支援の内容）

美浜支援センターは、発災事業者からの支援要請に基づき、美浜支援センター要員の安全が確保される範囲において以下の業務を実施することで、発災事業者の事故収束活動を積極的に支援する。

- ・美浜支援センターから支援拠点までの、美浜支援センター要員の派遣や資機材の搬送。
- ・支援拠点から発災事業者の災害現場までの資機材の搬送。
- ・発災事業者の災害現場における放射線量をはじめとする環境情報収集の支援活動。
- ・発災事業者の災害現場における作業を行ううえで必要となるアクセスルートの確保作業の支援活動。
- ・支援組織の活動に必要な範囲での、放射性物質の除去等の除染作業の支援活動。

美浜支援センターの支援体制は以下のとおり。

（事故時）

- ・原子力災害発生時、事故が発生した事業者からの出動要請を受け、要員・資機材を美浜支援センターから迅速に搬送する。
- ・事故が発生した事業者の指揮の下、協働で遠隔操作可能なロボット等を用いて現場状況の偵察、空間線量率の測定、がれき等屋外障害物の除去によるアクセスルートの確保、屋内障害物の除去や機材運搬等を行う。

（平常時）

- ・緊急時の連絡体制（24 時間体制）を確保し、出動計画を整備する。
- ・ロボット等の操作訓練や必要な資機材の調達・維持管理及び訓練等で得られたノウハウや経験に基づく改良を行う。

(要員)

21名

(資機材)

- ・遠隔操作資機材（小型・中型ロボット，無線重機，無線ヘリコプター）
- ・現地活動用資機材（放射線防護用資機材，放射線管理・除染用資機材，作業用資機材，一般資機材）
- ・搬送用車両（ワゴン車，大型トラック（重機搬送用），中型トラック）

5. 原子力事業所災害対策支援拠点

東京電力福島第一原子力発電所の事故において，発電所外からの支援に係る対応拠点としてJヴィレッジを活用したことを踏まえ，島根原子力発電所においても同様な機能を配置する候補地点をあらかじめ選定し，必要な要員及び資機材を確保する。候補地点の選定に当たっては，重大事故等時における風向及び放射性物質の拡散範囲等を考慮し，島根原子力発電所からの方位，距離（約20km圏内外）が異なる地点を複数選定する。

別紙1の第1図に，支援拠点の候補地を記した地図を示す。島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画においては，島根支社（島根県松江市），中国電力ネットワーク株式会社 知井宮変電所（島根県出雲市），広瀬中央公園（島根県安来市）を支援拠点の候補地として定めている。

第2図に防災組織全体図を，第3図に支援拠点の体制図を示す。

原災法該当事象の通報の判断基準に該当する事象が発生した場合，社長は，原子力事業所災害対策の実施を支援するための発電所周辺の拠点として支援拠点の設置を指示する。支援拠点の責任者は，原子力災害の進展状況等を踏まえながら支援活動の準備を実施する。

支援拠点の設置場所及び活動場所を，放射性物質が放出された場合の影響，周囲の道路状況等を踏まえたうえで決定し，発電所，本社や関係機関と連携をして，発電所における災害対策活動の支援を実施する。

また，支援拠点で使用する主な原子力関連資機材は本社等に確保しており，定期的に保守点検を行い，常に使用可能な状態に整備している。（第7表）

なお，資機材の消耗品については，初動7日間の対応を可能とする量であり，8日目以降は，原子力事業者間協力協定に基づく支援物資及び外部からの購入品等で対応する計画としている。

第1表 発電所構内に確保している燃料（事象発生後7日間の対応）

プラント状況：2号炉運転中，1号炉廃止措置中，3号炉初装荷燃料装荷前。

事象：LOCA時注水機能喪失は2号炉を想定。

なお，全プラントで外部電源喪失が発生することとし，緊急時対策所用可搬型電源設備等，プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列	合計	判定
2号炉	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 約700m ³	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク等 容量約730m ³ 及びガスタービン 発電機用軽油タンク 容量450m ³ であり 7日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2台起動。 ^{※1} (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 1. 618m ³ /h×24h×7日×2台=543. 648m ³		
	高压炉心スプレイス系ディーゼル発電機 1台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 0. 927m ³ /h×24h×7日×1台=155. 736m ³		
	事象発生直後～事象発生後7日間		
	ガスタービン発電機 1台起動。 (燃費は保守的に最大負荷時を想定) 2. 09 m ³ /h×24h×7日×1台=351. 12m ³		
1号炉	大量送水車 1台起動。 0. 0652m ³ /h×24h×7日×1台=10. 9536m ³	7日間の 軽油消費量 約40m ³	非常用ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク容量約78m ³ であり，7日間対応可能。
	事象発生直後～事象発生後7日間		
	高压発電機車 1台起動。 0. 11 m ³ /h×24h×7日×1台=18. 48m ³		
	大量送水車 1台起動。 0. 0652 m ³ /h×24h×7日×1台=10. 9536m ³		
	・化学消防自動車 1台起動。 0. 0275 m ³ /h×24h×7日×1台=4. 62m ³ ・小型動力ポンプ付水槽車 1台起動。 0. 025 m ³ /h×24h×7日×1台=4. 2m ³		
その他	事象発生直後～事象発生後7日間	7日間の 軽油消費量 約8m ³	緊急時対策所用燃料 地下タンク容量は 45m ³ であり， 7日間対応可能。
	緊急時対策所用発電機 1台起動。 0. 0469m ³ /h×24h×7日×1台=7. 8792m ³		

※1：事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は1台であるが，保守的に非常用ディーゼル発電機2台を起動させて評価した。

第2表 放射線管理用資機材品名と配備数

○防護具

品名	配備数 ^{※7}		
	緊急時対策所	中央制御室	構内（参考）
汚染防護服	1,155 着 ^{※1}	210 着 ^{※8}	約 5,000 着
靴下	1,155 足 ^{※1}	210 足 ^{※8}	約 5,000 足
帽子	1,155 着 ^{※1}	210 着 ^{※8}	約 5,000 着
綿手袋	1,155 双 ^{※1}	210 双 ^{※8}	約 5,000 双
ゴム手袋	2,310 双 ^{※2}	420 双 ^{※9}	約 15,000 双
ろ過式呼吸用保護具 （以下内訳）	495 個 ^{※3}	90 個 ^{※10}	約 2,100 個
電動ファン付き全面マスク	30 個 ^{※5}	10 個 ^{※12}	約 100 個
全面マスク	465 個 ^{※15}	80 個 ^{※16}	約 2,000 個
チャコールフィルタ （以下内訳）	1,155 組 ^{※1}	210 組 ^{※8}	約 5,100 組
電動ファン付き全面マスク用	210 組 ^{※17}	70 組 ^{※19}	約 100 組
全面マスク用	945 組 ^{※18}	140 組 ^{※20}	約 5,000 組
被水防護服	578 着 ^{※4}	105 着 ^{※11}	約 3,000 着
作業用長靴	30 足 ^{※5}	10 足 ^{※12}	約 100 足
高線量対応防護服 （タングステンベスト）	12 着 ^{※6}	—	約 10 着
セルフエアーセット	—	4 台 ^{※13}	約 50 台
酸素呼吸器	—	3 台 ^{※14}	約 10 台

※1：110名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員9名＋余裕，以下同様）×7日×1.5倍

※2：※1×2重（内側，外側）

※3：110名×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※4：110名×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※5：30名（1号及び2号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員4名＋余裕）

※6：12名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員12名）

※7：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

※8：10名（運転員9名＋余裕，以下同様）×2交替×7日×1.5倍

※9：※8×2重（内側，外側）

※10：10名×2交替×3日（除染による再使用を考慮）×1.5倍

※11：10名×2交替×7日×1.5倍×50%（年間降水日数を考慮）

※12：10名

※13：初期対応用3台＋予備1台

※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用2台＋予備1台

※15：※3－※5

※16：※10－※12 ※17：※5×7日 ※18：※1－※17 ※19：※12×7日

※20：※8－※19

・1.5 倍の妥当性の確認について

【緊急時対策所】

全体体制時（1日目）、1号及び2号炉対応の要員は緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名であり、本部要員49名、現場要員28名及び自衛消防隊15名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は12時間を目途に1回交替するため、2回の交替分を考慮する。また、現場要員28名は、1日に6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

ブルーム通過以降（2日目以降）、1号及び2号炉対応の要員は緊急時対策要員60名であり、本部要員46名及び現場要員14名で構成されている。このうち、本部要員は、緊急時対策所を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がないが、全要員は7日目以降に1回交替するため、1回の交替分を考慮する。また、現場要員は1日に2回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し、防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

また、中央制御室の交替要員は、緊急時対策所から中央制御室に行くため、1日2回の交替分を考慮する。

$$92名 \times 2 交替 + 28名 \times 6 回 + 60名 + 14名 \times 2 回 \times 6 日 + 9名 \times 2 回 \times 7 日 = 706 着 < 1, 155 着$$

【中央制御室】

要員数9名は、運転員（中央制御室）5名と運転員（現場）4名で構成されている。このうち、運転員（中央制御室）は、中央制御室内を正圧化することにより、防護具類を着用する必要がない。ただし運転員は2交替を考慮し、交替時の1回着用を想定する。また、運転員（現場）は、1日に1回現場に行くことを想定している。

$$9名 \times 1 回 \times 2 交替 \times 7 日 + 4名 \times 1 回 \times 2 交替 \times 7 日 = 182 着 < 210 着$$

上記想定により、重大事故等時に、交替等で中央制御室に複数の班がいる場合を考慮しても、初動対応として十分な数量を確保している。

なお、いずれの場合も防護具類が不足する場合は、構内より適宜運搬することにより補充する。

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数 ^{※10}	
		緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	電子式線量計	110 台 ^{※1}	10 台 ^{※2}
	ガラスバッジ	110 個 ^{※1}	10 個 ^{※2}
GM汚染サーベイ・メータ		4 台 ^{※3}	3 台 ^{※4}
電離箱サーベイ・メータ		5 台 ^{※5}	2 台 ^{※6}
可搬式エア放射線モニタ		2 台 ^{※7}	3 台 ^{※8}
ダストサンプラ		2 台 ^{※9}	2 台 ^{※9}

※1：110名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名名＋運転員9名＋余裕）

※2：10名（運転員9名＋余裕）

※3：緊急時対策所内モニタリング用1台＋チェンジングエリア用2台＋予備1台

※4：中央制御室内外モニタリング用1台＋チェンジングエリア用1台＋予備1台

※5：緊急時対策所内モニタリング用1台＋屋外モニタリング用3台＋予備1台

※6：中央制御室内外モニタリング用1台＋予備1台

※7：緊急時対策所の居住性（線量率）を確認するための重大事故等対処設備として1台＋予備1台（緊急時対策本部に1台設置する。設置のタイミングは、チェンジングエリア設営判断と同時（原災法該当事象））

※8：中央制御室内用1台＋チェンジングエリア用1台＋予備1台（設置のタイミングは、チェンジングエリア設営判断と同時（原災法該当事象））

※9：室内のモニタリング用1台＋予備1台

※10：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

○飲食料等

品名	配置数 ^{※10}	
	緊急時対策所	中央制御室
飲食料 ^{※1} ・食料 ・飲料水 (1.5 リットル)	2,310 食 ^{※4} 1,540 本 ^{※5}	210 食 ^{※7} 140 本 ^{※8}
簡易トイレ ^{※2}	1 式	1 式
安定よう素剤 ^{※3}	880 錠 ^{※6}	160 錠 ^{※9}

※1：プルーム通過中に緊急時対策所から退出する必要があるないように、余裕数を見込んで7日分以上の食料及び飲料水を緊急時対策本部に配備する。

※2：プルーム通過中に緊急時対策所又は中央制御室待避室から退出する必要があるよう、また、本設のトイレが使用できない場合に備え、簡易トイレを配備する。

※3：初日に2錠，2日目以降は1錠/日服用する。

※4：110名（1号及び2号炉対応の緊急時対策要員77名＋自衛消防隊15名＋運転員9名＋余裕，以下同様）×7日×3食

※5：110名×7日×2本（1.5リットル/本）

※6：110名×8錠（初日2錠＋2日目以降1錠/日×6日）

※7：10名（運転員9名＋余裕，以下同様）×7日×3食

※8：10名×7日×2本

※9：10名×8錠（初日2錠＋2日目以降1錠/日×6日）×2交替

※10：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

○薬品防護具類

品名	配備数 ^{※1}	
	緊急時対策所	中央制御室
化学防護服	40 セット ^{※2, 3}	10 セット ^{※2, 4}
化学防護手袋		
化学防護長靴		
全面マスク		
チャコールフィルタ		

※1：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

※2：装備品一式を1セットとして配備する。

※3：40名（1号及び2号炉対応の現場復旧班要員24名＋放射線管理班要員4名＋余裕）

※4：10名（運転員9名＋余裕）

第3表 チェンジングエリア用資機材

名称	数量 ^{※1}		根拠
	緊急時対策所	中央制御室	
チェンジングエリア区画資材	—	1式	チェンジングエリアの運用に必要な数量
養生シート	5巻 ^{※2}	2巻 ^{※12}	
バリア	5個 ^{※3}	4個 ^{※13}	
粘着マット	4枚 ^{※4}	4枚 ^{※14}	
装備回収箱	8個 ^{※5}	6個 ^{※15}	
ヘルメット掛け	1式	1式	
ポリ袋	300枚 ^{※6}	200枚 ^{※16}	
テープ	24巻 ^{※7}	12巻 ^{※17}	
ウエス	1箱 ^{※8}	1箱 ^{※18}	
ウェットティッシュ	5個 ^{※9}	5個 ^{※19}	
はさみ	1個	1個	
マジック	2本	2本	
簡易テント	1台 ^{※10}	1台 ^{※20}	
簡易シャワー	1台	1台	
簡易タンク	1台	1台	
トレイ	1個	1個	
バケツ	2個	2個	
ベルトパーテーション	3本 ^{※11}	—	
可搬式空気浄化装置	1台	1台	
チェンジングエリア用照明	—	2個	

※1 今後、訓練等で見直しを行う。

※2 約130m²（床、壁の養生面積（エリア全面張替え1回分））×2（補修張替え等）
÷90m²/巻×1.5倍≒5巻（養生シート損傷、汚染時等）

※3 5個（各エリア間設置箇所数）

※4 2枚（設置箇所数）×2（汚染時の交換用）=4枚

※5 8個（設置箇所数）

※6 8枚（設置箇所）×3枚/日（1日交換回数）×7日×1.5倍=252枚→300枚

※7 約230m（養生エリアの外周距離（エリア全面張替え1回分））×2（補修張替え等）
÷30m/巻×1.5倍=23巻→24巻（養生シート損傷、汚染時等）

※8 1,200枚/箱（除染等）

※9 120枚/個（除染等）

※10 960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

※11 3本（設置箇所数）

※12 約35m²（床、壁の養生面積）×3（エリア全面張替え1回分+補修張替え等）
÷90m²/巻×1.5倍≒2巻（養生シート損傷、汚染時等）

※13 4個（各エリア間設置箇所数）

※14 2枚（設置箇所数）×2（汚染時の交換用）=4枚

※15 6個（設置箇所数）

※16 6枚（設置箇所）×3枚/日（1日交換回数）×7日×1.5倍=189枚→200枚

※17 約80m（養生エリアの外周距離）×3（エリア全面張替え1回分+補修張替え等）
÷30m/巻×1.5倍=12巻（養生シート損傷、汚染時等）

※18 1,200枚/箱（除染等）

※19 120枚/個（除染等）

※20 960mm×960mm×1,600mm（除染エリア設置）

第4表 その他資機材等（緊急時対策所）

名称	仕様等	数量
酸素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0.0～25.0vol% ・測定精度：±0.5vol% ・電 源：単3形乾電池2本 ・検知原理：ガルバニ電池式 ・管理目標：19.0vol%以上（鉱山保安法施行規則） 	2台※1
二酸化炭素濃度計	<ul style="list-style-type: none"> ・測定範囲：0～10,000ppm ・測定精度：±500ppm ・電 源：単4形乾電池2本 ・検知原理：非分散形赤外線式（NDIR） ・管理目標：1.0%以下（鉱山保安法施行規則） 	2台※1
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため，一般テレビ（回線，機器）を配備する。	1式
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有に必要な資料，書類等を作成するため，社内パソコンを配備するとともに，必要なインフラ（社内回線）を整備する。	1式

※1：予備を含む。

第5表 原子力災害対策活動で使用する資料（緊急時対策所）

資 料 名
1. 島根原子力発電所サイト周辺地図 ① 島根原子力発電所周辺地図（1/25,000） ② 島根原子力発電所周辺地図（1/50,000）
2. 島根原子力発電所サイト周辺航空写真パネル
3. 島根原子力発電所周辺環境モニタリング関係データ ① 空間線量モニタリング配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
4. 島根原子力発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
5. 島根原子力発電所原子炉設置（変更）許可申請書
6. 島根原子力発電所系統図及び配置図（各ユニット） ① 系統図 ② プラント配置図
7. 島根原子力発電所防災関係規程類 ① 原子炉施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画 ③ 異常事象発生時の対応要領
8. 島根原子力発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
9. 島根原子力発電所主要系統模式図（各ユニット）
10. 島根原子力発電所プラント主要設備概要（各ユニット）
11. プラント関係プロセス及びエリア放射線計測配置図（各ユニット）
12. 原子炉安全保護系ロジック一覧表（各ユニット）
13. 事故時操作要領書

第6表 原子力事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材

項 目
汚染密度測定用サーベイ・メータ
N a I シンチレーションサーベイ・メータ
電離箱サーベイ・メータ
ダストサンプラ
個人線量計（ポケット線量計）
高線量対応防護服
全面マスク
タイベックスーツ
ゴム手袋
遮へい材
放射線測定用車両
G e 半導体式試料放射能測定装置
ホールボディカウンタ
全 α 測定装置
可搬式モニタリング・ポスト

原子力災害が発生した場合，又は発生するおそれがある場合には，発災事業者からの要請に基づき，必要数量が貸与される。

第7表 原子力事業所災害対策支援拠点における必要な資機材，通信連絡設備の整備状況等

支援拠点に配備する原子力防災関連資機材は以下のとおり。通常は，保管場所に記載されている箇所で保管しているが，支援拠点を開設する際，持ち込むこととしている。

○通信連絡設備

資機材	数量	保管場所
保安電話（災害時優先）	5台	本社
可搬型衛星通信機器 （電話，FAX）	1局	中国電力ネットワーク 株式会社 山陰統括ネットワーク センター 母衣町事務所

○計測器

資機材	数量	保管場所
表面汚染密度測定用サーベイ・メータ	12台	本社
ガンマ線測定用サーベイ・メータ	4台	本社
個人用外部被ばく線量測定器	270個	本社

○出入管理

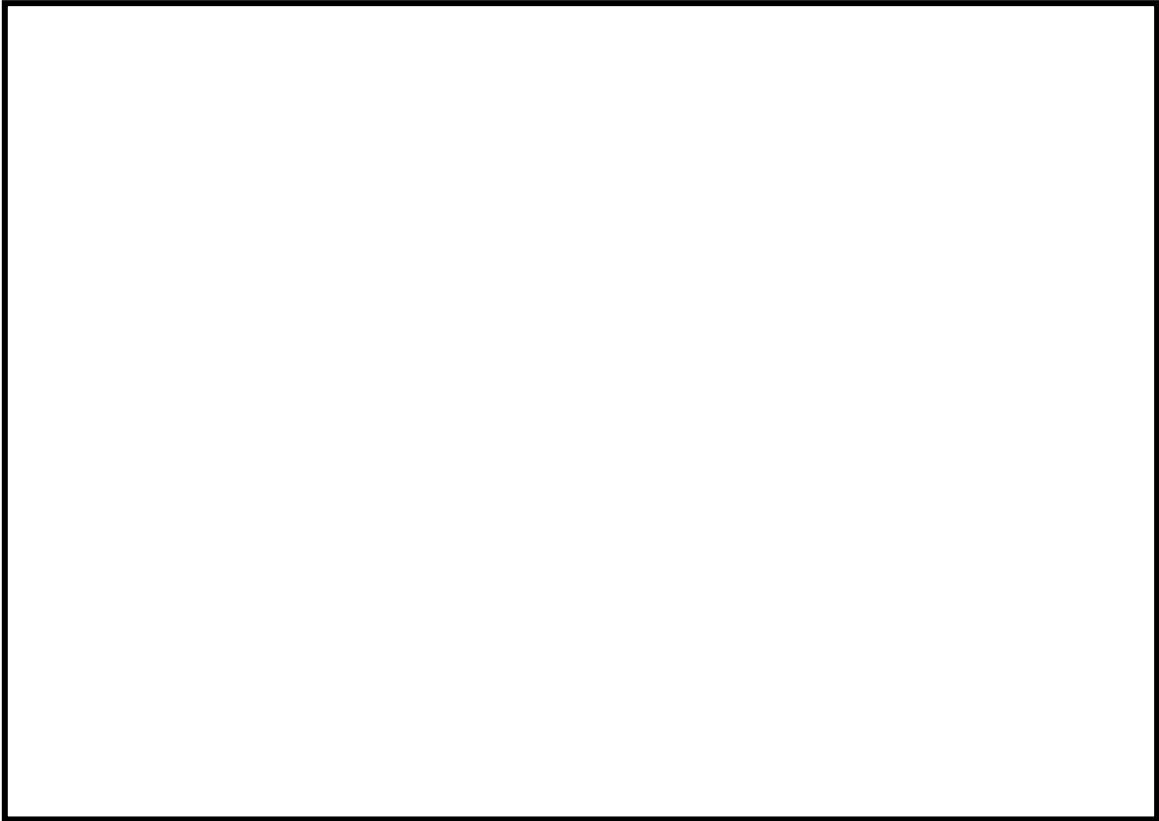
資機材	数量	保管場所
入構管理証発行用機材	2台	本社
作業員証発行用機材	2台	本社

○防護具

資機材	数量	保管場所
汚染防護服	1,800着	宇品東ビル
フィルタ付防護マスク	450個	宇品東ビル

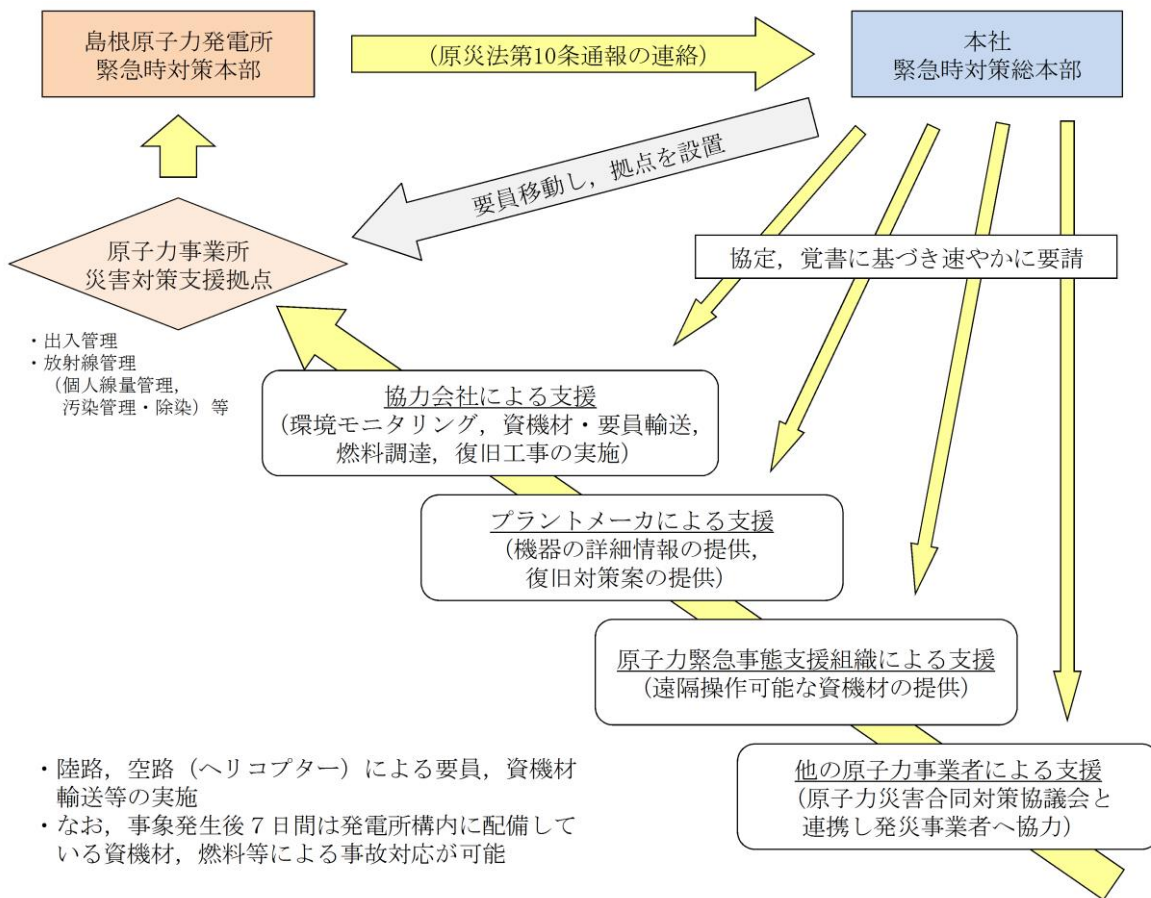
○その他

資機材	数量	保管場所
安定よう素剤	3,240錠	宇品東ビル
可搬式発電機	2台	宇品東ビル

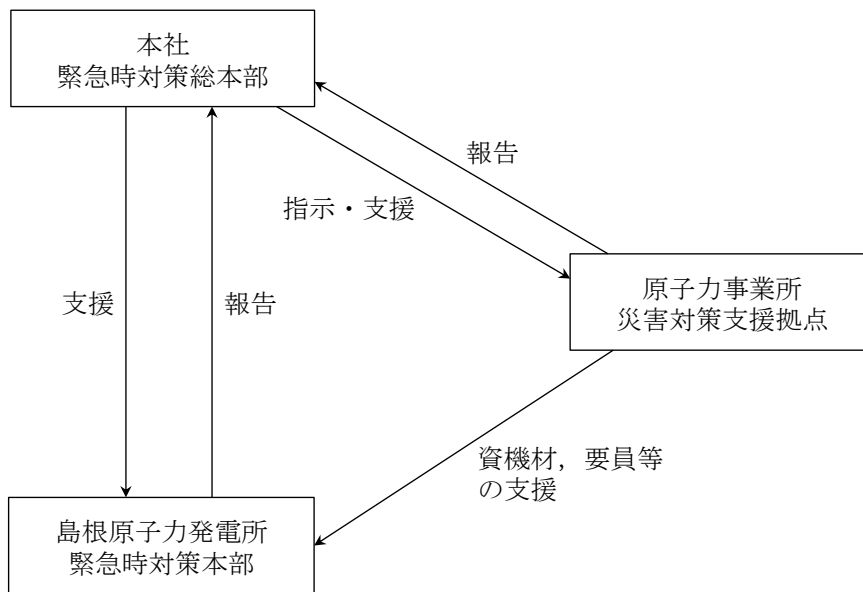


第1図 飛行場外離着陸場の位置

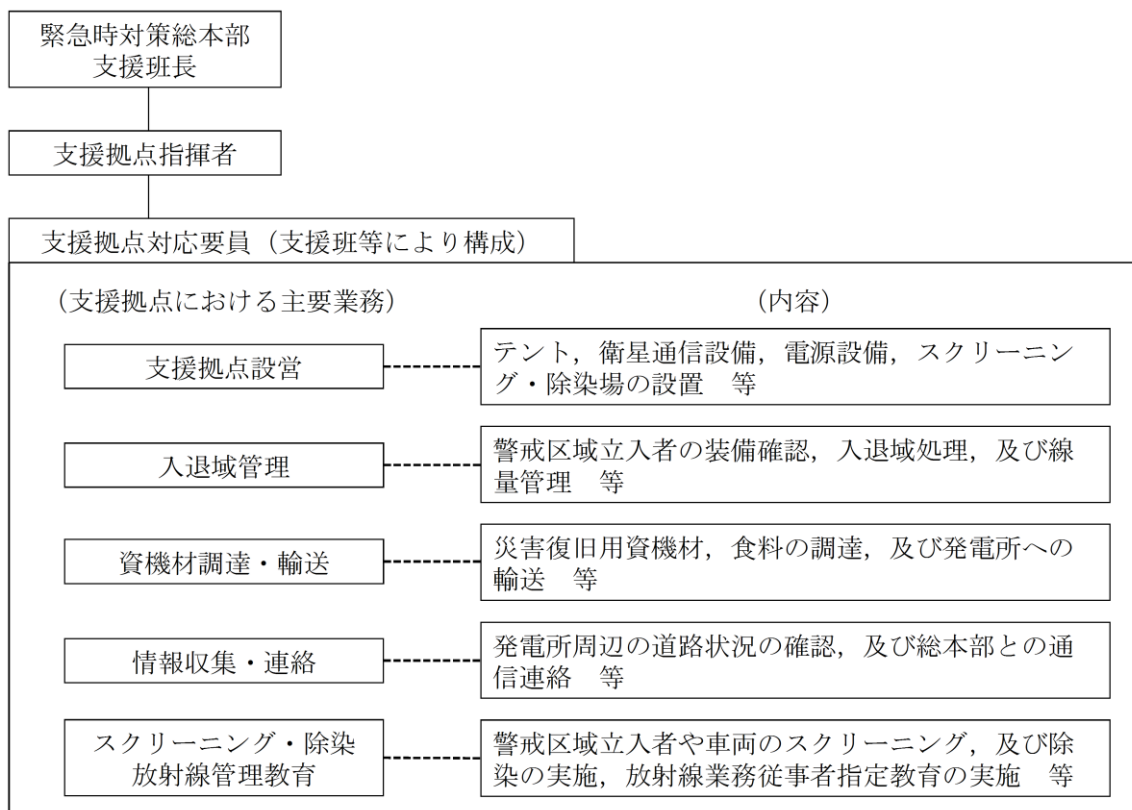
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第2図 重大事故等時における発電所外からの支援体制



第3図 防災組織全体図



第4図 原子力事業所災害対策支援拠点 体制図

原子力事業所災害対策支援拠点について

島根支社

所在地	島根県松江市母衣町 115
発電所からの方位, 距離	南東約 9 km
敷地面積	約 6,300m ²
非常用電源	可搬式発電機
通信機器	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型衛星通信機器 (電話, FAX) ・保安電話 (災害時優先) ・一般電話・FAX ・衛星携帯電話
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達 駐車場は島根支社から約 4 km 先に位置する自社関連会社の敷地を使用

中国電力ネットワーク株式会社 知井宮変電所

所在地	島根県出雲市知井宮町 1756-7
発電所からの方位, 距離	南西約 34km
敷地面積	約 8,100m ²
非常用電源	可搬式発電機
通信機器	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型衛星通信機器 (電話, FAX) ・保安電話 (災害時優先)
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達

広瀬中央公園

所在地	島根県安来市広瀬町広瀬 307
発電所からの方位, 距離	南東約 25km
敷地面積	約 35,000m ²
非常用電源	可搬式発電機
通信機器	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型衛星通信機器 (電話, FAX) ・保安電話 (災害時優先)
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達



*地図データは国土地理院の電子国土Webシステムより引用

第 1 図 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等への対応に係る文書体系

<目 次>

1. 重大事故等への対応に係る文書体系	1.0.5-1
第1表 実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係	1.0.5-3
第1図 品質マネジメントシステム文書体系図 （重大事故等発生時等に係る文書）	1.0.5-4

1. 重大事故等への対応に係る文書体系

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）第九十二条（保安規定）において、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時（以下「重大事故等発生時等」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備について保安規定に定めることを要求されていることから、島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）第108条の2（重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）及び第108条の3（大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備）に、以下の内容を新たに規定することとしている。

- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置
- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員に対する毎年1回以上の教育及び訓練
- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な電源車、送水車、ホース及びその他の資機材の配備
- ・重大事故等発生時等における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な事項（炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること、原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること、燃料プールに貯蔵する燃料体の損傷を防止するための対策に関すること、原子炉停止時における燃料体の損傷を防止するための対策に関すること、大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること、炉心の損傷を緩和するための対策に関すること、原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること、燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料の損傷を緩和するための対策に関すること、放射性物質の放出を低減するための対策に関すること）

当該条文に対する具体的な規定内容については、下部規程（二次文書、三次文書）に以下のとおり展開し、実効的な手順構成となるよう整備している。手順書は、通常時からプラントを運転監視している運転員が事故収束のために用いる手順書と、緊急時対策要員が使用する手順書の二種類に整理している。

運転員が使用する手順書は、保安規定第14条（規定類の作成）に基づき「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」、「事故時操作要領書（事象ベース）」、「事故時操作要領書（徴候ベース）」及び「AM設備別操作要領書」、保安規定第110条（原子力防災資機材等の整備）に基づき「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」を作成し、それぞれ具体的な対応を定めている。これらは、第1図に示すとおり二次文書である「運転管理要領」に繋がる三次文書として整理している。

また、緊急時対策要員が使用する手順書は、保安規定第9章 緊急時の措置（第108条～第117条）に基づく二次文書「緊急時の措置要領」に繋がる三次文書として、「事故時操作要領書（AMガイドライン）」、「緊急時対策本部対応手順書」、「原子力災害対策手順書」及び「緊急時対策所運用手順書」を定めている。

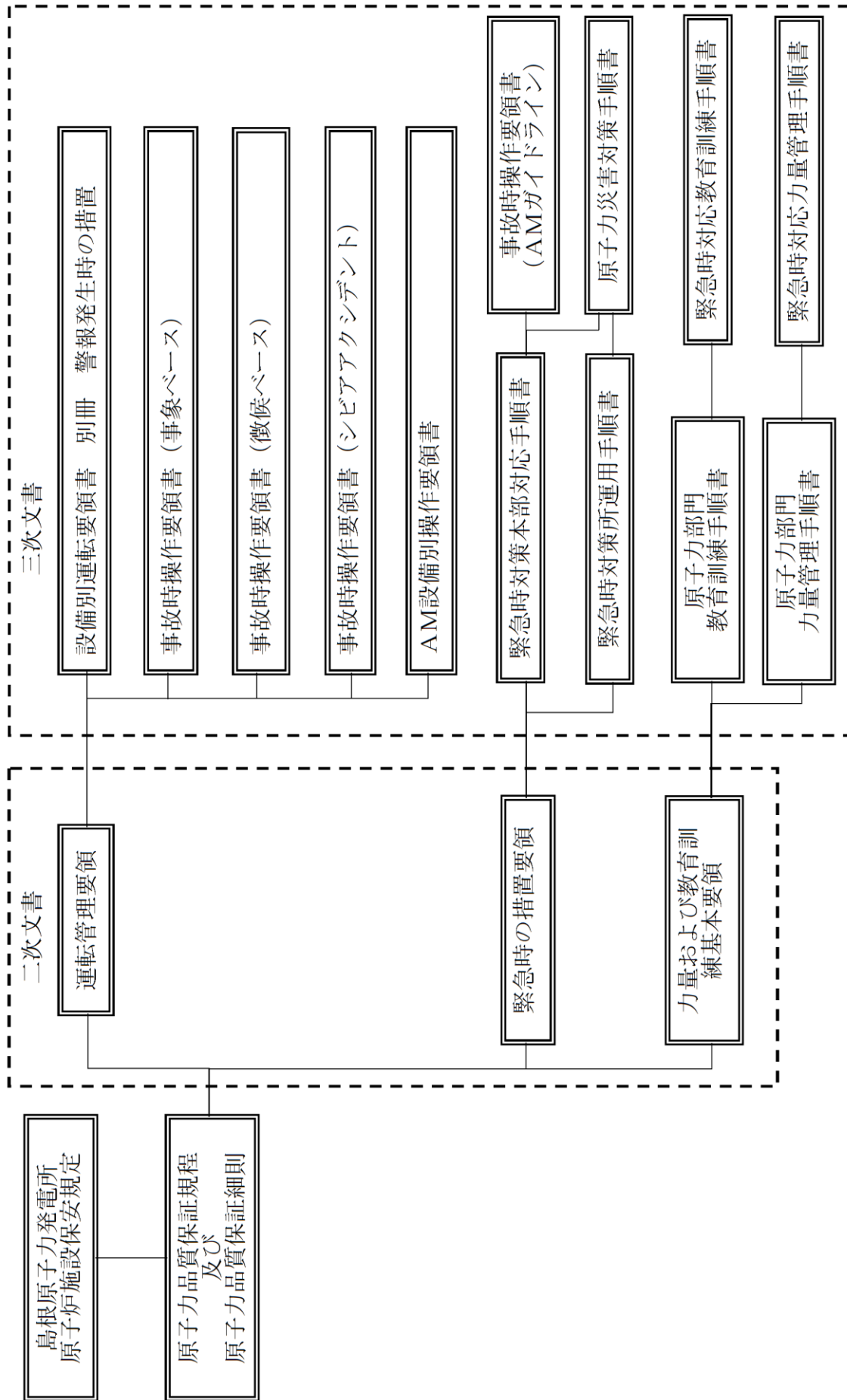
なお、運転員が使用する手順書と緊急時対策要員が使用する手順書は、使用目的によっては、相互の手順の完遂により機能を達成する場合があります、相互の手順書は関連付けされる。

上記、運転員及び緊急時対策要員が必要な力量を確保するために、二次文書「力量および教育訓練基本要領」に繋がる三次文書「緊急時対応教育訓練手順書」及び「緊急時対応力量管理手順書」に必要な措置を定めている。

実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係を第1表に示す。また、第1表に示す重大事故等発生時等に係る社内規程類に関する二次及び三次文書の体系を第1図に示す。

第1表 実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順の関係

実用炉規則	実用炉規則に規定する内容	保安規定	保安規定に規定する内容	社内規程類
第九十二条第1項第八号	発電用原子炉施設の運転に関すること。	第14条	規定類の作成	運転管理要領
第九十二条第1項第十五号	非常の場合に講ずべき処置に関すること。	第108条 第109条 第110条 第111条 第112条 第113条 第114条 第115条 第116条 第117条	原子力防災組織 原子力防災組織の要員 原子力防災資機材等の整備 通報経路 緊急時訓練 通報 緊急時体制の発令 応急措置 緊急時における活動 緊急時体制の解除	緊急時の措置要領 運転管理要領
第九十二条第1項第十六号	設計想定事象、重大事故等又は大規模損壊に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置に関すること。	第108条の2 第108条の3	重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備 大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備	緊急時の措置要領



第1図 品質マネジメントシステム文書体系図（重大事故等発生時等に係る文書）

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対応に係る手順書の 構成と概要について

< 目 次 >

1.	手順書の体系について	1.0.6-1
2.	各種手順書の概要について	1.0.6-1
2.1	運転操作手順書	1.0.6-2
(1)	設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置	1.0.6-2
(2)	事故時操作要領書 (事象ベース)	1.0.6-2
(3)	事故時操作要領書 (徴候ベース)	1.0.6-2
(4)	事故時操作要領書 (シビアアクシデント)	1.0.6-4
(5)	AM設備別操作要領書	1.0.6-4
2.2	緊急時対策本部用手順書	1.0.6-5
(1)	緊急時の措置要領	1.0.6-5
(2)	緊急時対策所運用手順書	1.0.6-5
(3)	緊急時対策本部対応手順書	1.0.6-6
(4)	事故時操作要領書 (AMガイドライン)	1.0.6-6
(5)	原子力災害対策手順書	1.0.6-6
2.3	各種手順書の判断者・操作者の明確化	1.0.6-7
(1)	判断者の明確化	1.0.6-7
(2)	操作者の明確化	1.0.6-7
3.	各種手順書の間のつながり, 移行基準について	1.0.6-7
(1)	設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置からほかの 事故手順書への移行	1.0.6-8
(2)	AOPからEOPへの移行	1.0.6-8
(3)	EOPからSOPへの移行	1.0.6-8
(4)	AM設備別操作要領書の使用	1.0.6-9
(5)	緊急時対策本部用手順書の導入	1.0.6-9
4.	運転員の対応操作の流れについて	1.0.6-9
5.	重大事故等時の対応及び手順書の内容について	1.0.6-11

添付1 炉心損傷開始の判断基準について

別紙1 AOP「全給水喪失」対応フロー図

別紙2 EOPフローチャート

別紙3 EOP目的及び基本的な考え方

別紙4 EOP操作等判断基準一覧

別紙5 SOPフローチャート

別紙6 SOP目的及び基本的な考え方

別紙7 SOP操作等判断基準一覧

別紙8 AM設備別操作要領書一覧

別紙9 緊急時対策本部対応手順書と各班の役割

別紙 10 原子力災害対策手順書一覧

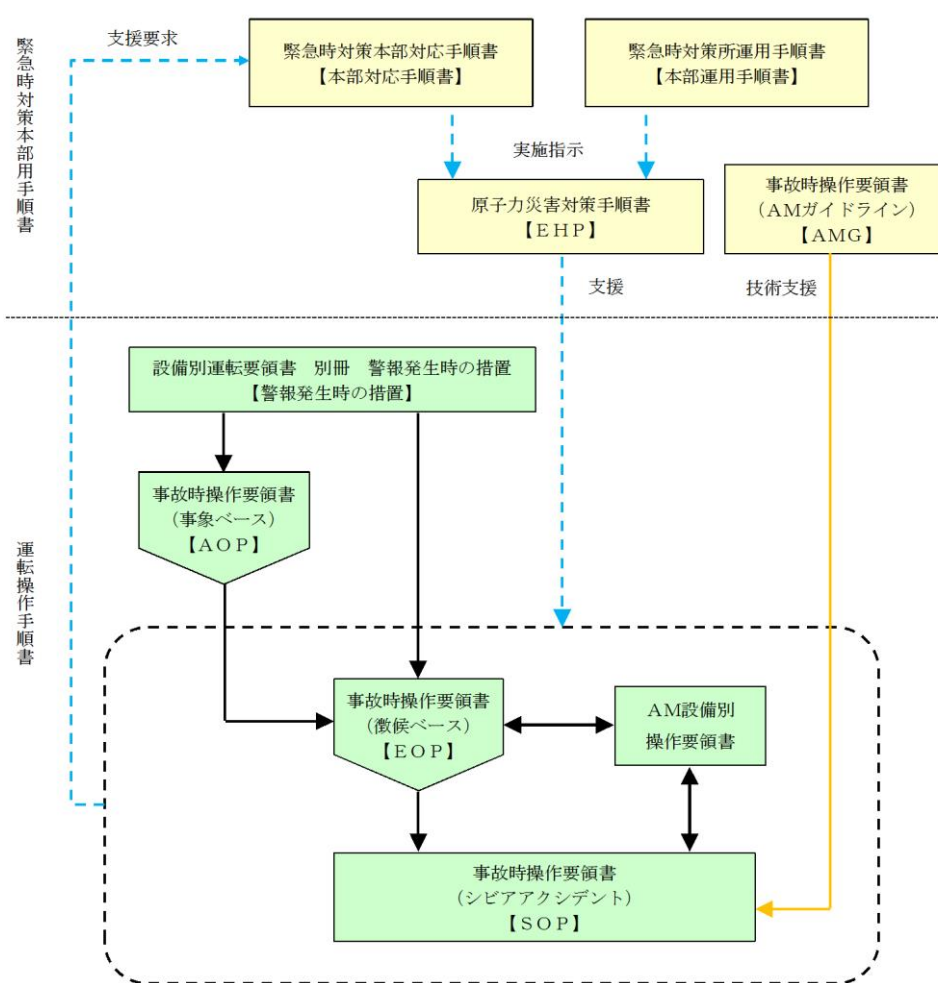
別紙 11 EOP/SOPフローチャート凡例

別紙 12 重大事故等対策における作業ごとの想定時間の設定について

1. 手順書の体系について

島根原子力発電所では、プラントに異常が発生した場合等において、重大事故への進展を防止するため、「設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置」、 「事故時操作要領書（事象ベース）」及び「事故時操作要領書（徴候ベース）」を整備している。また、重大事故に至る可能性が高い場合あるいは重大事故に進展した場合に備えて「事故時操作要領書（シビアアクシデント）」、「AM設備別操作要領書」、「緊急時対策本部対応手順書」、「緊急時対策所運用手順書」、「事故時操作要領書（AMガイドライン）」及び「原子力災害対策手順書」を整備する。

事故発生時における対応手順書の機能体系は第1図のとおり。



第1図 手順書機能体系の概要図

2. 各種手順書の概要について

各種手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）及び緊急時対策要員が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）に分類して整備する。

以下、運転操作手順書及び緊急時対策本部用手順書の概要を示す。

2.1 運転操作手順書

- (1) 設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置（以下「警報発生時の措置」という。）

中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。

中央制御室及び現場制御盤の警報発生時及び警報発生には至らないが当該警報に関わる徴候が確認された場合に適用する。

警報ごとに対応手順を定めており、手順書に記載しているパラメータの確認や対応処置等を実施することで、故障・事故の徴候の把握及び事故の収束・拡大防止を図る。

- (2) 事故時操作要領書（事象ベース）（以下「AOP」という。）

単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常事象又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの操作内容をあらかじめ手順化しており、当該手順で対応できると判断した場合に使用し、過渡状態が収束するまでの間に適用する。

AOPは、事象ごとに「事故の想定」、「操作のポイント」、「対応フロー図」及び「対応手順」で構成される。

AOPの一例として、発電用原子炉が運転中に給水ポンプがトリップし、給水不能となった場合の対応操作を定めた、AOP「給水全喪失」の対応フロー図を別紙1に示す。

(別紙1)

【AOPの構成】

a. 原子炉編

目的：原子炉関連設備の事故対応

手順書：原子炉スクラム事故，冷却材喪失事故，給水喪失事故等

b. タービン・電気編

目的：タービン関連設備，電気関連設備の事故対応

手順書：タービントリップ事故，発電機トリップ事故，制御電源喪失事故等

- (3) 事故時操作要領書（徴候ベース）（以下「EOP」という。）

事故の起因事象を問わず、AOPでは対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

AOPが設計基準事故の範囲内の特定された事故ごとの対応操作を示した

手順書であることに対して、EOPは観測されるプラントの徴候（パラメータの変化）に応じた対応操作を示した手順書であり、設計基準事故に加え設計基準を超えるような設備の多重故障時等にも適用する。

EOPは、目的に応じて「原子炉制御」、「格納容器制御」、「二次格納施設制御」、「燃料プール制御」、「不測事態」、「電源復旧」及び「プラント停止時制御」に分類した各手順を視覚的に認識できるようにした「フローチャート」、各手順の「対応手順」及び対応手順中の運転操作や注意事項の意味合いを記載した「解説」により構成される。

事故時には、発電用原子炉の未臨界維持、炉心損傷防止、原子炉格納容器の健全性確保等に関するパラメータを確認し、各手順の導入条件が成立した場合には、その手順の対応処置を開始する。

EOPによる対応中は、「原子炉制御」、「格納容器制御」、「二次格納施設制御」等の対応が同時進行する状況を想定して、対応の優先順位をあらかじめ定めており、原子炉格納容器が破損するおそれがある場合を除き、原子炉側から要求される操作を優先することを原則としている。

各手順のフローチャート、目的及び基本的な考え方及び操作判断基準一覧を別紙2、3、4に示す。

(別紙2、3、4)

【EOPフローチャート】

a. 原子炉制御

目的：スクラム確認、原子炉未臨界、炉心損傷防止、EOP各制御への導入判断

手順書：スクラム(RC)、反応度制御(RC/Q)、水位確保(RC/L)、減圧冷却(CD)

b. 格納容器制御

目的：原子炉格納容器の健全性確保

手順書：PCV圧力制御(PC/P)、D/W温度制御(DW/T)、S/C温度制御(SP/T)、S/C水位制御(SP/L)、PCV水素濃度制御(PC/H)

c. 二次格納施設制御

目的：原子炉建物への漏えいの拡大防止、二次格納施設の健全性確保

手順書：二次格納施設制御(SC/C)

d. 燃料プール制御

目的：燃料プール内の燃料の損傷防止・緩和

手順書：燃料プール制御(FP/C)

e. 不測事態

目的：予期せぬ事象により特殊操作が必要となった場合の対応

手順書：水位回復(C1)、急速減圧(C2)、水位不明(C3)、AM初期対応(C4)

f. 電源復旧

目的 : 外部電源喪失発生時の交流/直流電源の供給維持

手順書 : 電源復旧 (P S/R)

g. プラント停止時制御

目的 : プラント停止中における原子炉未臨界, 炉心損傷防止

手順書 : 崩壊熱除去機能喪失時対応手順 (R L), 冷却材喪失時対応手順 (L O C A), 外部電源喪失時対応手順 (L O P A), 臨界事象発生時対応手順 (R C E)

(4) 事故時操作要領書 (シビアアクシデント) (以下「S O P」という。)

E O Pで対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に, 事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。

炉心が損傷し, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象に適用する。

S O Pは, 炉心損傷後に実施すべき対応操作の内容を視覚的に認識できるようにした「フローチャート」及び「手順」にて構成される。

各手順のフローチャート, 目的及び基本的な考え方及び操作等判断基準一覧を別紙5, 6, 7に示す。

(別紙5, 6, 7)

【S O Pフローチャート】

S O P操作方針の全体流れ図

注水-1 「損傷炉心への注水」

注水-2 「長期の原子炉水位の確保」

注水-3 a 「R P V破損前のペDESTAL初期注水」

注水-3 b 「R P V破損後のペDESTAL注水」

注水-4 「長期のR P V破損後の注水」

除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」

除熱-2 「R P V破損後の除熱」

放出 「P C V破損防止」

水素 「R/B水素爆発防止」

(5) AM設備別操作要領書

AM設備別操作要領書には, 重大事故等時において恒設の電源設備, 注水設備が使用できない場合に, 緊急時対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち, 当直 (運転員) が行う対応操作及び事故時において当直 (運転員) が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書である。

AM設備別操作要領書では, 発電用原子炉の安全確保を達成するために必要な「電源確保」や「原子炉注水」等, 別紙に示す機能別に複数の手順を整備する。

また、事故の状況や現場要員の確保状況等に応じて、適切な手順書を選択可能とするため、AM設備別操作要領書の各手順を実施するための所要時間、必要人員数等、手順実施時に必要な情報を記載する。さらに、実施組織（運転員以外）が使用する原子力災害対策手順書との紐付けにより、運転員と実施組織（運転員以外）の意思疎通、連携の強化を図る。

なお、EOP及びSOPにはAM設備別操作要領書が使用可能なタイミングを明示する。

AM設備別操作要領書の一覧を別紙8に示す。

(別紙8)

【AM設備別操作要領書の構成】

電源確保戦略	: GTGによるSA-L/C, C/C受電, GTGによるC, D-M/C受電, B1-115V系蓄電池(SA)によるB-115V系直流盤受電等
原子炉注水戦略	: RCI Cによる原子炉注水, FLSRポンプによる原子炉注水等
原子炉減圧戦略	: SRV駆動源確保等
格納容器除熱戦略	: FLSRポンプによる格納容器スプレー, RHARによる格納容器除熱等
格納容器機能維持戦略	: FCVSによる格納容器ベント, FCSによる格納容器水素・酸素濃度制御等
燃料プール除熱戦略	: 消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水, SFP監視カメラ用冷却設備起動, FPCによる燃料プール除熱
代替除熱戦略	: RCW/RSWによる冷却水確保
原子炉除熱戦略	: RHRによる原子炉除熱等
代替監視戦略	: 可搬型計測器による計測等
居住性確保戦略	: MCRによる居住性確保等
ペDESTAL注水戦略	: FLSRポンプによるペDESTAL注水等

2.2 緊急時対策本部用手順書

緊急時対策本部用手順書は使用主体に応じて、緊急時対策本部が使用する手順書、緊急時対策本部のうち技術支援組織が使用する手順書及び緊急時対策本部のうち実施組織（運転員以外）が使用する手順書に分類して整備する。

(1) 緊急時の措置要領

重大事故、大規模損壊等が発生した場合、又はそのおそれがある場合に、緊急事態に関する緊急時対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。

(2) 緊急時対策所運用手順書

重大事故、大規模損壊等が発生した場合、又はそのおそれがある場合に、

緊急時対策所の立上げ及び支援組織が実施する事項を定めた手順書で、緊急時対策本部が使用する。また、緊急時対策本部内の各班が実施する事項の手順については、本手順書の下位に紐付く各班の原子力災害対策手順書に記載する。

(3) 緊急時対策本部対応手順書（以下「本部対応手順書」という。）

重大事故、大規模損壊等が発生した場合、又はそのおそれがある場合に、プラント戦略に関する実施組織が実施する事項を定めた手順書で、緊急時対策本部が使用する。

また、緊急時対策本部内の各班が実施する事項の手順については、本手順書の下位に紐付く各班の原子力災害対策手順書に記載する。

本部対応手順書に紐付く原子力災害対策手順書を別紙9に示す。

(別紙9)

(4) 事故時操作要領書（AMガイドライン）（以下「AMG」という。）

炉心損傷後に想定されるプラント状態の判断や、事故の進展防止及び影響緩和のために実施すべき操作の技術的根拠となる情報を定めた要領で、運転員に対する支援活動の参考として、技術支援組織が使用する。

AMGには、損傷炉心の冷却成否、原子炉圧力容器の破損有無等のプラント状態を判断するために必要となる情報や、対応操作の有効性に関する情報等を記載している。

技術支援組織は、これらの情報等を用いて、運転員がSOPに基づき実施する操作がプラント状態に応じた適切な操作となっているか、想定した効果を発揮しているか、予期せぬ事態へと至っていないか等を把握し、状況に応じて実施すべき措置を緊急時対策本部長に進言する。なお、SOPの操作が成功しない場合、SOPに記載のない応用操作が必要となった場合等、予想外の事態が発生し、運転員に対する技術的支援が必要となった場合には、AMGの情報を参考として、適切な対応操作を検討し、緊急時対策本部長に進言する。これらの検討結果をふまえた運転員への指示内容を緊急時対策本部長が承認する。

(5) 原子力災害対策手順書（以下「EHP」という。）

自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に、運転員の事故対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等による事故対応操作のうち、主に屋外設備の操作内容を定めた手順書で、実施組織（運転員以外）及び支援組織が使用する。

EHPでは、発電用原子炉の安全確保を達成するために必要な「格納容器機能維持」や「水源」等、別紙に示す戦略別に複数の手順を整備する。

また、事故の状態や現場要員の確保状況等に応じて、適切な手順を選択可

能とするため、EHPの各手順を実施するための所要時間、必要人数等、手順実施時に必要な情報を記載する。さらに、運転員が使用するAM設備別操作要領書との紐付けにより、実施組織（運転員以外）と運転員の意思疎通、連携の強化を図る。

EHPの一覧を別紙10に示す。

(別紙10)

【EHPの構成】

水素爆発防止	: 水素爆発防止のための原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順等
燃料プール注水	: 原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレー等
放射性物質拡散抑制	: 放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制等
水源確保	: 大量送水車を使用した送水／補給等
電源確保	: 高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系及びM/C D系電源確保等
その他	: アクセスルートの確保、移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保等

2.3 各種手順書の判断者・操作者の明確化

(1) 判断者の明確化

運転操作手順書に従い運転員が実施する事故時の事故対応の判断は、1号炉は1号当直主任、2号炉は2号当直副長が行う。

一方、緊急時対策要員が実施する対応の判断は、緊急時の措置要領上で役割分担に応じて定める責任者が行う。

(2) 操作者の明確化

各種手順書は、運転員が使用するものと緊急時対策要員が使用するものと、使用主体によって整備している。

ただし、使用目的によっては、相互の手順の完遂により機能を達成する場合があることから、重大事故等対処設備の使用に当たっては、中央制御室と緊急時対策本部の間で緊密な情報共有を図りながら行うこととする。

3. 各種手順書の間のつながり、移行基準について

各種手順書を事故の進展状況に応じて適切に使用可能とするため、手順書間の移行基準を示す。

また、事故対応中は複数の手順書を並行して使用することを考慮して、手順書間で対応の優先順位が存在する場合は併せて示す。

- (1) 設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置からほかの事故手順書への移行
警報発生時の措置に基づく対応において事象が進展した場合は、警報ごとの手順書の記載内容に従い、AOPへ移行する。

また、警報発生時の措置で対応中にスクラム等のEOP導入条件が成立した場合は、EOPへ移行する。

- (2) AOPからEOPへの移行

AOP対応中に以下のEOP導入条件が成立した場合は、EOPへ移行する。

【EOP導入条件（いずれかに該当した場合）】

- a. 発電用原子炉を手動スクラムした場合、若しくは自動スクラム信号が発生（スクラム失敗を含む。）した場合
- b. EOPにおける格納容器制御導入条件が成立した場合
- c. EOPにおける二次格納施設制御導入条件が成立した場合
- d. EOPにおける燃料プール制御導入条件が成立した場合
- e. EOPにおけるプラント停止時制御導入条件が成立した場合
（プラント停止の場合）

【EOP移行後のAOPの使用について】

EOP導入条件が成立した場合はAOPからEOPへ移行するが、原子炉スクラム時の確認事項、タービン・発電機側の対応操作等、AOPに具体的内容を定めている対応についてはAOPを参照する。

- (3) EOPからSOPへの移行

EOP対応中に以下のSOP導入条件が成立した場合は、SOPに移行する。

【SOP導入条件（いずれかに該当した場合）】

- a. 原子炉停止後の経過時間と格納容器雰囲気放射線モニタによるドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の関係から炉心損傷と判断された場合
- b. 格納容器雰囲気放射線モニタによる原子炉格納容器内ガンマ線線量率監視が不可能の場合に、原子炉圧力容器温度から炉心損傷と判断された場合

(添付 1)

- (4) AM設備別操作要領書の使用

EOP又はSOPによる事故対応中に、多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できず、EOP又はSOPのフローチャートにおける原子炉注水等の操作項目が達成できない場合は、その操作項目に対応したAM設備別操作

要領書の手順及びその手順に紐付く EHP の手順の中から実現可能な手順を選択し、可搬型設備等による対応を行う。EHP の手順を実施する際には、運転員と実施組織（運転員以外）との情報交換を密にして、プラント状況及び実施すべき操作内容を相互に確認しながら実施する。

なお、EOP 又は SOP の操作項目が達成できない場合に、AM 設備別操作要領書及び EHP に複数の使用可能な手順が存在する場合は、以下のような観点から使用可能な手順を対比し、事故対応に適切な手順を選択する。

【手順選択時の着目点】

- a. 手順の操作完了（機能発揮）までの所要時間の長短
- b. 注水圧力・注水流量等、プラントへの効果（炉心冷却効果等）の大小
- c. 操作に伴うプラント設備への悪影響（使用水の水質等）の大小

AM 設備別操作要領書及び EHP で選択した手順が完了した場合は、引き続き EOP 又は SOP による対応を行う。

(5) 緊急時対策本部用手順書の導入

発電所において緊急時対策本部を設置した際は、緊急時対策本部対応手順書（各班の原子力災害対策手順書を含む。）を導入し、緊急時対策本部の運営、情報収集及び事故対応の支援を開始する。また、事故・故障等が拡大し、炉心損傷に至った場合は AMG を導入し、事故の進展防止、影響緩和のための対応を開始する。

【EHP 手順選択時の着目点】

- a. EHP の操作完了（機能発揮）までの所要時間の長短
- b. 水源確保・給油等も含めた、機器の機能維持に必要な対応の要否
- c. 注水圧力・注水流量等、プラントへの効果（炉心冷却効果等）の大小
- d. 操作に伴うプラント設備への悪影響（使用水の水質等）の大小

4. 運転員の対応操作の流れについて

故障又は事故が発生した場合、運転員は「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の原則に基づき事故対応操作を実施する。

「止める」の対応

異常や事故発生時に作動する原子炉スクラム信号を確認し、発電用原子炉の停止を確認する。自動で原子炉スクラムしない場合には、手動によるスクラム操作を実施し、発電用原子炉の停止を確認する。

制御棒の挿入と中性子束の低下状況を確認することにより、発電用原子炉の停止を判断する。

「冷やす」の対応

原子炉停止後も炉心では崩壊熱による残留熱が発生していることから、この熱を除去するため、給水系、復水系、原子炉隔離時冷却系又は非常用炉心冷却

系により原子炉への注水手段を確保する。

原子炉水位を所定の水位（L-3～L-8）に維持することにより、炉心が冷やされていることを確認する。

「閉じ込める」の対応

放射性物質が環境へ放出されていないことを確認する。また、原子炉格納容器が隔離されていることを確認することにより、閉じ込めが機能していることを判断する。

これら事故対応の原則をベースに、運転員は、運転操作手順書を用いて炉心の損傷防止、原子炉格納容器の破損防止を目的とした対応操作の判断を以下の流れで行う。

異常又は事故の発生時、警報発生時の措置により初期対応を行う。

事象が進展し、その事象の判断が可能な場合には、あらかじめ定めたAOPに移行し対応を行う。

警報発生時の措置又はAOPで対応中に、EOPの導入条件が成立した場合にはEOPに移行し対応を行う。

原子炉スクラムに至る事故が発生した場合、EOPでは事故直後の操作として発電用原子炉の自動スクラムを確認する。自動スクラムしていない場合は、手動により発電用原子炉をスクラムする。

その後は、「原子炉制御」の対応として原子炉水位、原子炉圧力、タービン・電源に関するスクラム後の確認及び操作を並行して行うとともに、発電用原子炉の未臨界維持、炉心の冷却確保・損傷防止、原子炉格納容器の健全性確保等の対応をするため、パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、原子炉格納容器の健全性）の継続監視を行う。パラメータの変化により「原子炉制御」以外の手順の導入条件が成立した場合は、確認されたパラメータの変化に対応した個別の手順により対応操作を実施する。

EOPによる対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、SOPに移行し、炉心損傷後における原子炉圧力容器の破損防止及び原子炉格納容器の破損防止のための対応を行う。

また、運転操作手順書に基づく安全確保が不可能、若しくはそのおそれがある場合には、可搬型設備等も含めて使用可能な設備を最大限活用した安全確保を行う。当直長は必要に応じて緊急時対策本部に支援を要請し、EHPによる事故対応支援を受けた上で引き続き事故収束に向けた対応処置を実施する。

なお、発電用原子炉が停止中の場合においても、対応操作の流れについては発電用原子炉が運転中の場合と同様である。

5. 重大事故等時の対応及び手順書の内容について

- (1) 海水を炉心へ注入する事態等においても、財産保護より安全性を優先するという方針の下、当直副長が迷うことなく判断できるよう、あらかじめ原子力発電保安運営委員会で判断基準を承認し、手順書に定める。
- (2) 有効性評価で示した重要事故シーケンスは、全て本手順書体系にて対応できるように整備する。併せて、有効性評価で示した判断基準や監視パラメータについても本手順書体系の中で整理する。詳細は添付資料 1.0.7 及び添付資料 1.0.14 に示す。
- (3) 重大事故等に対処するために把握することが必要なパラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ（以下「主要なパラメータ」という。）を整理するとともに、主要なパラメータが故障等により計測不能な場合に、当該パラメータを推定する手順及び可搬型計測器により計測する手順を原子力災害対策手順書に整備する。

なお、審査基準 1.1～1.15 の具体的なパラメータ、監視計器、手順等については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理する。審査基準 1.16～1.19 については、各々の手順で整備する。
- (4) これら手順を有効かつ適切に使用しプラントの状態に応じた対応を行うために、運転員及び緊急時対策要員は、常日頃から対応操作について教育、訓練等を実施し、手順の把握、機器や系統特性の理解及び発電用原子炉の運転に必要な知識等の習得、習熟を図っている。

以上

炉心損傷開始の判断基準について

炉心損傷に至るケースとしては、注水機能喪失により原子炉水位が燃料棒有効長頂部（以下「TAF」という。）以上に維持できない場合において、原子炉水位が低下し、炉心が露出し冷却不全となる場合が考えられる。

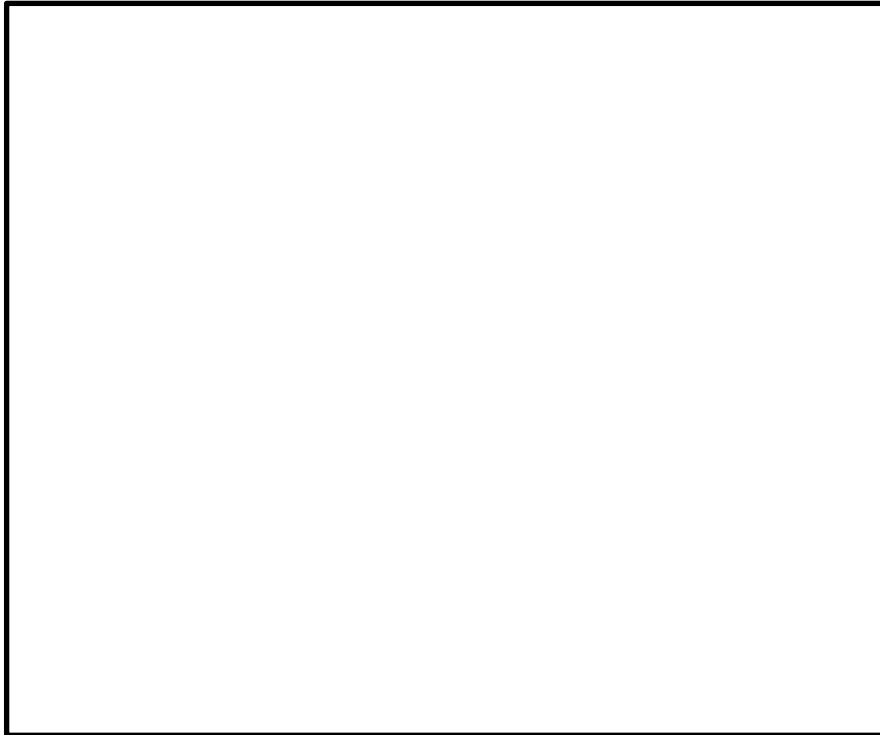
EOPでは、原子炉への注水系統を十分に確保できず原子炉水位がTAF未満となった際に、格納容器雰囲気放射線モニタを用いて、ドライウェル又はサプレッション・チェンバ内のガンマ線線量率の状況を確認し、第1図に示す設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合を、炉心損傷開始の判断としている。

炉心損傷等により燃料被覆管から原子炉内に放出される希ガス等の核分裂生成物が、逃がし安全弁等を介して原子炉格納容器内に流入する事象進展をふまえて、原子炉格納容器内のガンマ線線量率の値の上昇を、運転操作における炉心損傷の判断に用いているものである。

また、東京電力福島第一原子力発電所の事故時に原子炉水位計、格納容器雰囲気放射線モニタ等の計装設備が使用不能となり、炉心損傷を迅速に判断できなかったことに鑑み、格納容器雰囲気放射線モニタに頼らない炉心損傷の判断基準について検討しており、その結果、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上（1点以上）」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する。なお、300℃以上の判断に当たっては、近接の原子炉圧力容器表面温度との比較、炉心への注水状況により、計器の単一故障による指示値の上昇でないことを確認する。

原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁の動作圧力（安全弁機能の最大 8.35MPa [gage]）における飽和温度約 299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

なお、炉心損傷判断は格納容器雰囲気放射線モニタが使用可能な場合は、当該の計装設備にて判断を行う。



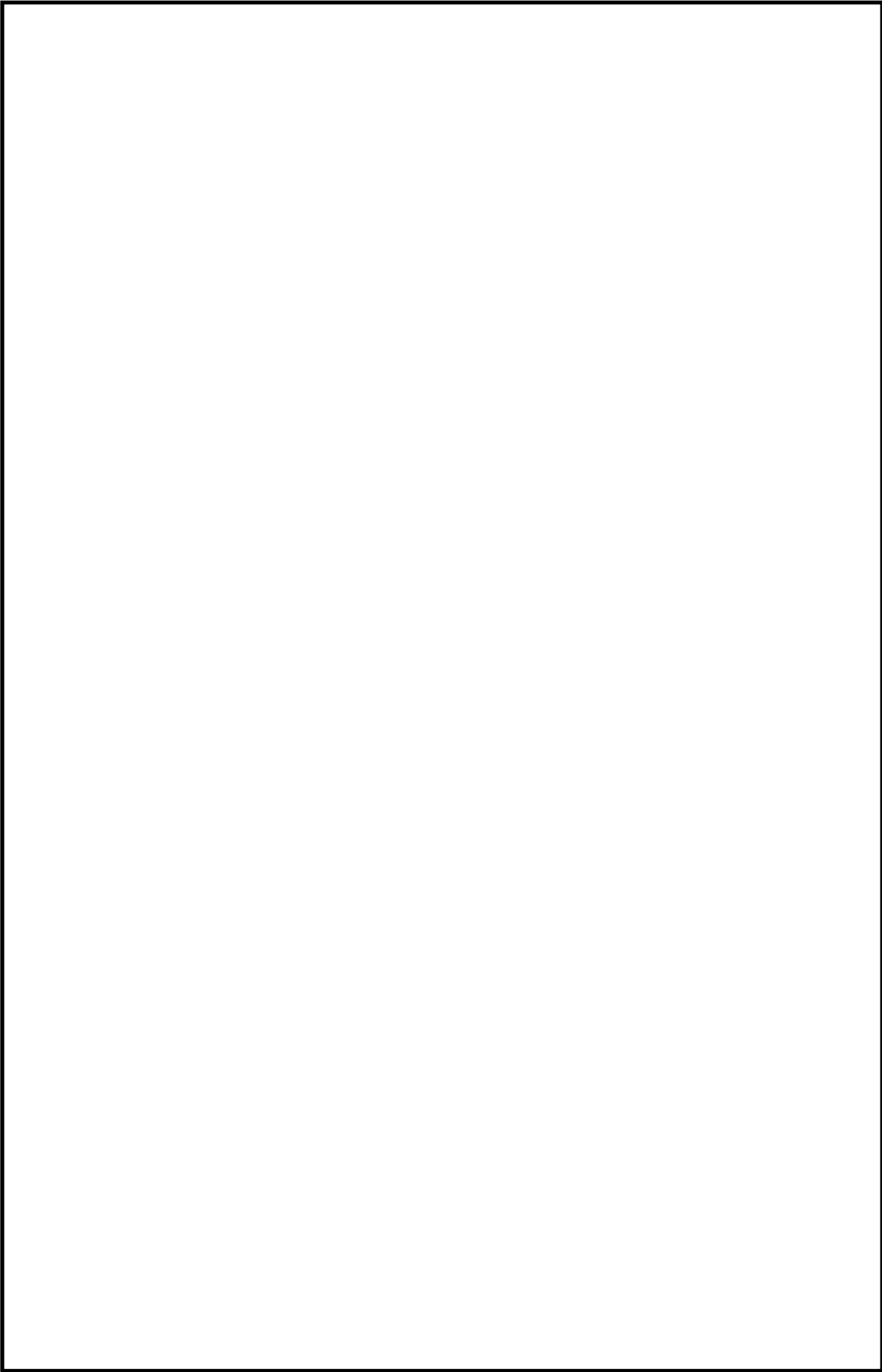
(1) ドライウェルのガンマ線線量率



(2) ウェットウェルのガンマ線線量率

第1図 SOP導入条件判断図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



AOP「全給水喪失」対応フロー図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

RC
「スクラム」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

RC/Q
「反応度制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

RC / L

「水位確保」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

CD

「減圧冷却」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PC/P

「PCV圧力制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

DW / T

「D / W温度制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

S P / T

「S / C温度制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SP/L

「S/C水位制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PC/H

「PCV水素濃度制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SC / C

「二次格納施設制御」

赤字 : 操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

F P / C

「燃料プール制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

F P / C
「燃料プール制御」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 1

「水位回復」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 2

「急速減圧」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 3

「水位不明」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

C 4

「AM初期対応」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

PS/R

「電源復旧」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

R L

「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

LOCA

「冷却材喪失時対応手順」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

LOPA

「外部電源喪失時対応手順」

赤数字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

R C E

「臨界事象発生時対応手順」

赤字：操作判断の内容は別紙4参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
<p>運転手順書名称</p>	<p>目的</p>		
<p>【スクラム】 RC</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 二次格納施設制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 燃料プール制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 		
<p>【反応度制御】 RC/Q</p>	<ul style="list-style-type: none"> A T W S 発生時に，原子炉を安全に停止させる。 		
<p>【水位確保】 RC/L</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を T A F 以上に回復させ，安定に維持する。 		

原子炉制御

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

		導入条件	脱出条件	基本的な考え方
原子炉制御	運転手順書名称	目的		
	【減圧冷却】 C/D	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位をTAF以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。 		
	【PCV圧力制御】 P/C/P	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力を監視し、制御する。 		
	【D/W温度制御】 D/W/T	<ul style="list-style-type: none"> D/Wの空間温度を監視し、制御する。 		
	格納容器制御			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
	目的		
運転手順書名称 【S/C温度制御】 S P / T	・ S / Cの水温及び空間部温度を監視し、制御する。		
【S/C水位制御】 S P / L	・ S / P水位を監視し、制御する。		
【PCV水素濃度制御】 P C / H	・ 格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。		
格納容器制御			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
二次格納施設制御	運転手順書名称 【二次格納施設制御】 SC/C	目的 ・ 二次格納施設及び二次格納施設内の機器を保護する。 ・ 二次格納施設への放射性物質の放出抑制、及び二次格納施設の健全性を維持する。	
燃料プール制御	【燃料プール制御】 FP/C	・ 燃料プール水を冷却し、燃料プールの水位を維持する。	
不測事態	【水位回復】 C1	・ 原子炉水位を回復する。	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	【急速減圧】 C2	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。 			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

E O P 目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
不測事態	<p>【水位不明】 C 3</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明な場合に 原子炉の冷却を確保する。 			
	<p>【AM初期 対応】 C 4</p>	<ul style="list-style-type: none"> S O P への移行を円滑にする ための初期対応を行う。 			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
—	<p>【電源復旧】 P S / R</p>	<p>・ 交流電源及び直流電源の供給を復旧する。</p>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP目的及び基本的な考え方

	導入条件	脱出条件	基本的な考え方
運転手順書名称	目的		
<p>【崩壊熱除去機能喪失時対応手順】 RL</p>	<ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱除去機能喪失時に、崩壊熱による温度上昇、水位低下を抑制して燃料が露出しないうように対応する。 		
<p>【冷却材喪失時対応手順】 LOCA</p>	<ul style="list-style-type: none"> 停止時の冷却材喪失時に、原子炉水位低下を抑制する。 		
<p>【外部電源喪失時対応手順】 LOPA</p>	<ul style="list-style-type: none"> 停止時の外部電源喪失時に、電源喪失による影響を緩和できるようにする。 		
<p>【臨界事象発生時対応手順】 RCE</p>	<ul style="list-style-type: none"> 臨界事象発生時に、臨界による反応度上昇を抑制する。 		
<p>プラント停止時制御</p>			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「スクラム(RC)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
原子炉出力	1-1	自動スクラム成功確認	<ul style="list-style-type: none"> 警報「A, B-自動スクラム」 全制御棒全挿入表示灯 APRM 指示「減少」 	
	1-2	全制御棒全挿入	<ul style="list-style-type: none"> 全制御棒全挿入表示灯 全炉心表示器 4Rod 表示 CRT 表示 	
	1-3	1本のみ制御棒が未挿入	<ul style="list-style-type: none"> 全制御棒全挿入表示灯 全炉心表示器 4Rod 表示 CRT 表示 	
原子炉水位	2-1	原子炉水位確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	2-2	給・復水(H/W含)正常確認	<ul style="list-style-type: none"> 給・復水系運転状態 H/W水位 給水制御系制御状態 	
	2-3	原子炉水位連続監視調整 L-3~L-8に維持	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「スクラム (RC)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
原子炉圧力	3-1	MSIV 開確認	<ul style="list-style-type: none"> MSIV 開閉状態 	
	3-2	EHC 圧力制御正常確認	<ul style="list-style-type: none"> TBV 追従状態 	
	3-3	復水器使用可能確認	<ul style="list-style-type: none"> 復水器真空 TGS 圧力 CSW 系運転状態 復水系 (H/W 含む) 運転状態 OFG 系運転状態 	
	3-4	SRV 開固着なし確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 SRV 開閉状態 	
3-5	SRV による原子炉圧力調整確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 SRV 開閉状態 		
タービン・電気	4-1	所内電源有確認	<ul style="list-style-type: none"> 常用母線電圧 	
	4-2	MSIV 開確認	<ul style="list-style-type: none"> MSIV 開閉状態 	
	4-3	EHC 圧力制御正常確認	<ul style="list-style-type: none"> TBV 追従状態 	
	4-4	復水器使用可能確認	<ul style="list-style-type: none"> 復水器真空 TGS 圧力 CSW 系運転状態 復水系 (H/W 含む) 運転状態 OFG 系運転状態 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「スクラム(RC)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
格納容器制御への導入	5-1	D/W 圧力 <input type="text"/> kPa 以上	<ul style="list-style-type: none"> D/W 圧力 	
	5-2	D/W 冷却器入口ガス温度 <input type="text"/> °C 以上 D/W 温度 (局所) <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> D/W 冷却器入口ガス温度 D/W 温度 	
	5-3	トーラス水バルク温度 <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> S/P 水温度 	
	5-4	トーラス空間部 (局所) 温度 <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> S/C 空間部温度 	
	5-5	トーラス水位 <input type="text"/> cm 以上 トーラス水位 <input type="text"/> cm 以下	<ul style="list-style-type: none"> S/P 水位 S/P 水位 	
	5-6	TAF 経験又は L-1+D/W 圧力 <input type="text"/> kPa 以上 水位不明時又は MSIV 閉にて <input type="text"/> hr 以内に冷温停止不可	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 D/W 圧力 MSIV 開閉状態 炉水温度 	
二次格納施設制御への導入	6-1	原子炉棟内の温度異常高, 放射線異常高, 床漏洩 (溢水) の警報発報	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉棟温度 原子炉棟放射線 原子炉棟水位 	
燃料プールの制御への導入	7-1	燃料プール水位 NWL <input type="text"/> mm 以下 燃料プール温度 <input type="text"/> °C 以上	<ul style="list-style-type: none"> 燃料プール水位 燃料プール温度 	
	8-1	MSIV 開確認	<ul style="list-style-type: none"> MSIV 開閉状態 	
復旧	8-2	MSIV 開可能確認	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離信号 復水器使用可能 	
	8-3	PLR 運転中確認	<ul style="list-style-type: none"> PLR ポンプ運転状態 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「反応度制御 (RC/Q)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順	
反応度制御	1-1 原子炉隔離確認	<ul style="list-style-type: none"> MSIV 開閉状態 MSV 及び TBV 開閉状態 		
	水位	2-1 原子炉隔離確認		<ul style="list-style-type: none"> MSIV 開閉状態 MSV 及び TBV 開閉状態
		2-2 水位 L3 から L8 に維持確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位
水位低下	2-3 水位 L1H 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 		
	3-1 給水を全閉し、炉出力 <input type="checkbox"/> %未滿を維持する (下限 L1H)	<ul style="list-style-type: none"> APRM 指示 原子炉水位 		
	3-2 水位 L1H 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 		
	3-3 L1 <input type="checkbox"/> cm 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 		
	4-1 SRV(ADS) 2 弁開にして減圧し, L1 <input type="checkbox"/> cm 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 		
減圧	4-2 SRV(ADS) 1 弁ずつ追加開放し, L1 <input type="checkbox"/> cm 以上に維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 		
	5-1 SRV(ADS) 1 弁を開放し炉心冠水最低圧力まで注水維持確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 給復水系, CRD 系, HPCS 系運転状態 		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位確保 (RC/L)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
	1-1	1-2		
水位	水位 L3～L8 維持確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	水位判明確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 原子炉圧力 D/W 温度 	
	水位下降中確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	ECCS 系及び給復水系作動せず確認		<ul style="list-style-type: none"> ECCS 及び給復水系運転状態 	
	代替注水系起動確認		<ul style="list-style-type: none"> 代替注水系運転状態 	
	TAF 以上維持可能確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「減圧冷却 (CD)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
減圧	1-1	主復水器使用可能確認	<ul style="list-style-type: none"> • 復水器真空 • TGS 圧力 • CSW 系運転状態 • 復水系 (H/W 含む。) 運転状態 • OFG 系運転状態 	
	1-2	トーラス熱容量制限図確認	<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水温度 • 原子炉圧力 	
	1-3	RHR 停止時冷却モード起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • RHR 系運転状態 	
水位	2-1	水位 TAF~L8 維持確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「PCV圧力制御（PC/P）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
格納容器 圧力制御	1-1	N 2 又は空気漏洩によるか確認	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 酸素濃度 • D/W 温度 	
	1-2	L 1 以下経験確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
	1-3	L 0 以上で安定かつ当該 L P C I 以外の E C C S 運転中確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 • ECCS 運転状態 	
	1-4	D/W スブレイ, トーラススブレイ確認	<ul style="list-style-type: none"> • RHR 系運転状態 	
	1-5	トーラス圧力確認	<ul style="list-style-type: none"> • S/C 圧力 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「PCV圧力制御（PC/P）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
格納容器 圧力制御	1-6 □hr以内に□kPa未満確認	・S/C圧力	
	1-7 D/Wスプレイ、トーラススプレイ確認	・RHR, RHAR系運転状態	
原子炉満水	2-1 原子炉水位をできるだけ高く維持確認	・原子炉水位 ・給復水系, CRD系, ECCS運転状態	
	2-2 □kPa以下維持可能確認	・S/C圧力	
格納容器 ベント	3-1 炉心損傷なし確認	・格納容器モニタ	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「D/W温度制御 (DW/T)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
ドライウエール 温度制御	1-1 D/W局所温度確認	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 温度 	
	1-2 D/W スブレイ起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • RHR, RHAR 系運転状態 	
	1-3 代替スブレイ起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • PCV 代替スブレイ系運転状態 	
	1-4 D/W 冷却機全台運転及び CUW 通常モード運転, CUW 再生熱交バイパス運転	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 冷却機運転状態 • CUW 系運転状態 	
	1-5 D/W 空間部温度制限確認	<ul style="list-style-type: none"> • D/W 温度 • 原子炉圧力 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「S/C温度制御 (SP/T)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
サブレーション ンチェンバ水 温制御	1-1	トーラス水温確認		・S/P 水温度	
	1-2	<input type="checkbox"/> Hr 確認 以内に <input type="checkbox"/> ℃未満に維持可能		・S/P 水温度	
	1-3	トーラス熱容量制限確認		・S/P 水温度 ・原子炉圧力	
サブレーション ンチェンバ空 間部温度	2-1	トーラス空間部温度確認		・S/C 空間部温度	
	2-2	トーラス水温 <input type="checkbox"/> ℃以上確認		・S/P 水温度	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「S/C水位制御 (SP/L)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
サブレーション ンチエンバ水 位制御 (高水位)	1-1	トーラス水位確認		・S/P水位	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>
	1-2	<input type="checkbox"/> Hr 以内に <input type="checkbox"/> cm 以下に復帰確認		・S/P水位	
サブレーション ンチエンバ水 位制御 (低水位)	2-1	トーラス水位確認		・S/P水位	
	2-2	<input type="checkbox"/> Hr 以内に <input type="checkbox"/> cm 以上に復帰確認		・S/P水位	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「PCV水素濃度制御(PC/H)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
	1-1	水素濃度 <input type="text" value=""/> %以上確認		
PCV 水素濃度制御			・D/W水素濃度	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「二次格納施設制御 (S/C)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
二次格納施設	1-1 一次系漏洩確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位 ・ 原子炉圧力 ・ MS 流量-FW 流量 (ミスマッチ) ・ H/W 水位 ・ R/B 温度 ・ R/B 放射線 ・ R/B 水位 ・ 系統圧力異常の警報発報の有無 ・ R/B 差圧 ・ 火災報知器動作の有無 ・ 床ドレンサンプ運転の有無 	
	1-2 自動スクラム成功確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 警報「A, B-自動スクラム」 ・ 全制御棒全挿入表示灯 ・ APRM 指示「減少」 	
	1-3 漏えい箇所 隔離操作成功確認	<ul style="list-style-type: none"> ・ 隔離弁開閉状態 ・ R/B 温度 ・ R/B 放射線 ・ R/B 水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「燃料プール制御 (FP/C)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
SFP水位	1-1	燃料プールオーバーフロー水位付近維持可能確認		・燃料プール水位	
	1-2	燃料プール水位燃料貯蔵ラック上端 <input type="checkbox"/> m 以上維持可能確認		・燃料プール水位	
	2-1	原因箇所はSFPか確認		・ドレンサンブ ・作業状況	
	2-2	原因箇所は一次系か確認		・トーラス, ドレンサンブ ・作業状況	
	2-3	スキマ堰下端以上確認		・燃料プール水位	
SFP水位	2-4	FPCポンプ運転中確認		・燃料プール冷却ポンプの状態	
	2-5	燃料プール水位燃料貯蔵ラック上端 <input type="checkbox"/> m 以上維持可能確認		・燃料プール水位	
SFP温度	3-1	原子炉による影響確認		・残留熱除去系の運転状態確認	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位回復 (C 1)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
水位回復	1-1	低圧注入可能システム起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • ECCS 運転状態 • 給・復水系運転状態 	
	1-2	TAF 以上維持可能確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
	1-3	水位 下降 or 上昇中	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
水位下降中	2-1	炉圧 0.74MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉圧力 	
	2-2	水位上昇中確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
	2-3	低圧注入可能システム 1 系統以上起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • ECCS 運転状態 • 給・復水系運転状態 	
	2-4	代替注水系 1 系列以上起動確認	<ul style="list-style-type: none"> • 代替注水系運転状態 	
	水位上昇中	3-1	RCIC または HPAC 作動中確認	
3-2		TAF 継続時間の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「急速減圧 (C2)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
急速減圧	1-1	ADS 全弁開確認	<ul style="list-style-type: none"> • ADS 作動状態 	
	1-2	ADS+SRV6 弁開放確認	<ul style="list-style-type: none"> • ADS 系及び SRV 作動状態 	
	1-3	SR 弁 1 弁以上開確認	<ul style="list-style-type: none"> • SRV 作動状態 	
	1-4	代替減圧手段確認	<ul style="list-style-type: none"> • RCIC 系, HPAC 系運転状態 	
	1-5	減圧不可確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉圧力 	
	1-6	水位判明確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
	1-7	D/W 空間部温度制限確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉圧力 • D/W 温度 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位不明(C3)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
注水確保	1-1	低圧注水可能システム1系統以上起動確認	
	1-2	RCICまたはHPAC起動確認	
	1-3	代替注水系起動確認	
	1-4	低圧注水系、代替注水系復旧確認	
<ul style="list-style-type: none"> ・ECCS 運転状態 ・給・復水系運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> ・RCIC系, HPAC系運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> ・代替注水系運転状態 	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧注水系, 代替注水系復旧状態

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「水位不明 (C3)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
満水注入	2-1	SR 弁 1 弁以上開確認	<ul style="list-style-type: none"> SRV 開閉状態 	
	2-2	HPCS 又は M-RFP 起動確認	<ul style="list-style-type: none"> HPCS 系又は M-RFP 運転状態 	
	2-3	原子炉への注水を増加し, 差圧 <input type="checkbox"/> MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 S/C 圧力 	
	2-4	1 系統ずつ順次起動し, 差圧を <input type="checkbox"/> MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 S/C 圧力 	
	2-5	開する SR 弁の数を減らし(最少 1 弁), 差圧を <input type="checkbox"/> MPa 以上確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 S/C 圧力 	
	2-6	代替注水系で満水確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 S/C 圧力 代替注水系運転状態 	
水位計復旧	3-1	最長許容炉心露出時間内に水位判明確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP 「AM 初期対応 (C4)」 操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
AM 初期対応	1-1 格納容器モニタ確認	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器モニタ 	
	1-2 注水系統起動確認	<ul style="list-style-type: none"> ECCS 運転状態 代替注水系運転状態 	
	1-3 原子炉水位 L1 以下確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	1-4 原子炉水位 TAF 未滿確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	1-5 炉心損傷開始確認	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器モニタ 	
	1-6 原子炉水位 BAF+20%以下確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	1-7 RPV 表面温度 300℃以上確認	<ul style="list-style-type: none"> RPV 表面温度 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「電源復旧 (P S / R)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作項目
電源復旧	1-1 C-M/CおよびD-M/C正常確認	・ C、D-M/C電圧の有無	
	2-1 A-115V 直流電源正常確認	・ A-115V 直流電源の有無	
	2-2 C-M/C 受電確認	・ C-M/C の受電可否	
C-M/C 停電対応	2-3 緊急用 M/C 受電確認	・ 緊急用 M/C の受電可否	
	3-1 交流電源受電可能確認	・ 交流母線の受電可否 ・ 交流母線への給電可否	
A-115V 直流電源確保			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「電源復旧 (P S / R)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目		操作項目
D-M/C 停電対応	4-1	B-115V 直流電源正常確認	B-115V 直流電源の有無			
	4-2	D-M/C 受電確認	D-M/C の受電可否			
	4-3	緊急用 M/C 受電確認	緊急用 M/C の受電可否			
	4-4	8 時間以内に交流電源受電可能確認	交流母線の受電可否 交流母線への給電可否			
	5-1	24 時間以内に交流電源受電可能確認	交流母線の受電可否 交流母線への給電可否			
	5-2	遮断器電源維持可能確認	B-115V 直流電源の有無			
	5-3	低圧電源融通による直流電源確保確認	低圧電源融通の実施可否			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「崩壊熱除去機能喪失時対応手順 (RL)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
水温上昇時の 対応	1-1	炉水温度上昇原因を特定	・燃料プール冷却系又は残留熱除去系の運転状況	
	1-2	燃料プールの影響が確認	・燃料プール冷却系の運転状態	
	1-3	温度上昇の原因箇所の早期復旧不可確認	・温度上昇の原因	
	1-4	炉水温度が <input type="checkbox"/> °C以上 に到達する可能性の確認	・冷却材温度	
RHR (SDC モード) による除熱	2-1	待機RHRポンプ起動確認	・残留熱除去系の状態	
代替除熱系統による除熱	3-1	代替除熱系を起動確認	・原子炉浄化系、燃料プール冷却系の状態	
	3-2	炉水温度下降傾向確認	・冷却材温度	
注水による事象緩和	4-1	注水量を調整確認	・冷却材温度	
	5-1	原子炉への注水が停止確認	・原子炉への注水状態	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ＥＯＰ「冷却材喪失時対応手順（ＬＯＣＡ）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目		操作項目	
注水操作	1-1	水位低下が遅いか確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 燃料プール水位 			
	1-2	水位維持確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 燃料プール水位 			
	1-3	ECCSにより注水確認		<ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却系の状態 			
	1-4	水位確保確認		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 燃料プール水位 			
事象発生原因の特定	2-1	水位低下原因が特定		<ul style="list-style-type: none"> 水位低下原因 作業内容 			
	2-2	水位低下原因は一次系か確認		<ul style="list-style-type: none"> 水位低下原因 作業内容 			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「外部電源喪失対応手順（LOPA）」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		操作項目
	判断のための確認項目		
電源復旧操作	1-1	非常用D/G起動確認	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機電圧 ・非常用高圧母線電圧
	1-2	電源の復旧確認	
電源復旧後操作	2-1	RHRポンプ再起動確認	
	2-2	FPCポンプ再起動確認	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

EOP「臨界事象発生時対応手順(RCE)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目		操作項目
未臨界操作(指 示上昇大)	1-1	原子炉が未臨界へ移行		・中性子源領域計装指示		
	1-2	原子炉スクラムで未臨界へ移行		・警報「A, B-自動スクラム」 ・全制御棒全挿入表示灯 ・中性子源領域計装指示		
未臨界操作(指 示上昇過大)	2-1	原子炉が未臨界へ移行		・中性子源領域計装指示		
	2-2	原子炉スクラムで未臨界へ移行		・警報「A, B-自動スクラム」 ・全制御棒全挿入表示灯 ・中性子源領域計装指示		
未臨界操作(異 常対応)	3-1	原子炉が未臨界へ移行		・中性子源領域計装指示		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水—1

「損傷炉心への注水」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水一2

「長期の原子炉水位の確保」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水—3

「R P V破損前のペDESTAL初期注水／

R P V破損後のペDESTAL注水」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

注水—4

「長期のR P V破損後の注水」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

除熱— 1

「損傷炉心冷却後の除熱」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

除熱—2

「R P V破損後の除熱」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

放出

「PCV破損防止」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

水素

「R / B 水素爆発防止」

赤字：操作判断の内容は別紙7参照

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP目的及び基本的な考え方

	運転手順書名称	目的	移行条件	基本的な考え方
注水操作方針	注水-1 「損傷炉心への注水」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 損傷している恐れのある炉心に対して早急に注水を開始し、注水の実施により原子炉炉水位をTAF以上に確保する。 ・ ドライウエルヘッドフランジ部の過温破損を防止するために、原子炉ウエルへの注水を実施する。 		
	注水-2 「長期の原子炉水位の確保」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位をTAF以上に維持しつつ、低圧ECCSが復旧又はRHARが起動した場合は適切に注水系統を切替え、長期の炉心の冷却を維持する。 		
	注水-3 「RPV破損前のペデスタル初期注水/RPV破損後のペデスタル注水」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 方が一原子炉圧力容器が破損しても、事前に原子炉格納容器下部へ水張りをすることにより、溶融物が格納容器に接触し格納容器が破損することを防止する。 ・ 原子炉圧力容器が破損した場合に格納容器に放出された溶融物を冷却し、溶融物・コンクリートの相互作用を停止させる。 		
	注水-4 「長期のRPV破損後の注水」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器に放出した溶融物を冷却しつつ、低圧ECCSが復旧又はRHARが起動した場合は適切に注水系統を切替え、長期の溶融物の冷却を維持する。 ・ ドライウエルヘッドフランジ部の過温破損を防止するために、原子炉ウエルへの注水を実施する。 		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP 目的及び基本的な考え方

		移行条件	基本的な考え方
運転手順書名称	目的		
除熱-1 「損傷炉心冷却後 の除熱」	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器破損を防止しつつ、RHR系又はRHR系により発生する崩壊熱を除去する。 		
除熱-2 「RPV破損後の 除熱」	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器破損を防止しつつ、RHR系又はRHR系により発生する崩壊熱を除去する。 		
放出 「PCV破損 防止」	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器ベント操作により、PCVの破損を防止する。 		
水素 「R/B水素 爆発防止」	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建物からの排気操作により可燃性ガスを大気へ放出することにより、可燃性ガスの燃焼によるプラント設備の破損を防止する。 		
除熱操作方針			
放出操作方針			
水素操作方針			

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水－1（損傷炉心への注水）」操作等判断基準一覧

制御項目		判断のための確認項目		操作手順
初期注水	1-1	原子炉圧力 <input type="checkbox"/> MPa 未満 の確認	・ 原子炉圧力	
	1-2	高圧注水系統使用可能の 確認	・ 高圧注水系の作動状況	
	1-3	低圧注水系統注水可能の 確認	・ 低圧注水系の作動状況	
	1-4	原子炉水位減圧基準水位 到達の確認	・ 原子炉水位	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水－1（損傷炉心への注水）」操作等判断基準一覧

制御項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉ウエル注水	2-1	D/W ヘッド 雰囲気温度 □C以上の確認	<ul style="list-style-type: none"> • D/W ヘッド 雰囲気温度
	2-2	原子炉ウエル注水の確認	
炉心確認	3-1	損傷炉心冷却成功の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 • 原子炉下鏡部表面温度 • 原子炉への注水量 • 原子炉スクラム後の経過時間
	3-2	RPV 健全の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉圧力 • D/W 圧力 • ベデスタル雰囲気温度 • ベデスタル水位 • 原子炉水位 • 制御棒位置の指示値 • 制御棒駆動機構温度指示値 • RPV 下鏡部表面温度指示値 • D/W 温度 • S/P 水温 • D/W 水素濃度

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水-2 (長期の原子炉水位の確保)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
長期の原子炉水位の確保	1-1	原子炉水位確認可能	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 	
	1-2	低圧 ECCS, RHAR 使用不可の確認	<ul style="list-style-type: none"> 低圧 ECCS, RHAR の作動状況 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水-2 (長期の原子炉水位の確保)」操作等判断基準一覧

制御項目		判断のための確認項目	操作手順
炉心確認	2-1	損傷炉心冷却成功の確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位 原子炉下鏡部表面温度 原子炉への注水量 原子炉スクラム後の経過時間
	2-2	RPV健全の確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 D/W 圧力 ベデスタル雰囲気温度 ベデスタル水温度 原子炉水位 制御棒位置の指示値 制御棒駆動機構温度指示値 RPV 下鏡部表面温度指示値 D/W 温度 S/P 水温 D/W 水素濃度
	2-3	S/P 水位+1.29m到達の確認	<ul style="list-style-type: none"> S/P 水位
低圧 ECCS 復旧	3-1	低圧 ECCS, RHAR による注水の確認	<ul style="list-style-type: none"> 低圧 ECCS, RHAR の作動状況 注水量 原子炉水位

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「注水-4 (長期のRPV 破損後の注水)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
原子炉ウエル注水	1-1	D/W ヘッド 雰囲気温度 <input type="checkbox"/> °C以上の確認	D/W ヘッド 雰囲気温度	<ul style="list-style-type: none"> • D/W ヘッド 雰囲気温度 	
	1-2	原子炉ウエル注水の確認	原子炉ウエル注水の確認	<ul style="list-style-type: none"> • ARWF の作動状況 • D/W ヘッド 雰囲気温度 	
	2-1	低圧 ECCS, RHAR 使用不可の確認	低圧 ECCS, RHAR 使用不可の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 低圧 ECCS, RHAR 作動状況 	
低圧 ECCS 使用不可	2-2	S/P 水位 + 1.29m 到達の確認	S/P 水位 + 1.29m 到達の確認	<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水位 	
	3-1	低圧 ECCS, RHAR による注水の確認	低圧 ECCS, RHAR による注水の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 低圧 ECCS, RHAR の作動状況 • 注水流量 • 原子炉水位 	
低圧 ECCS 復旧					

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「除熱－1（損傷炉心冷却後の除熱）」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
損傷炉心 冷却後の 除熱	1-1	RHR, RHAR 除熱機能確保	<ul style="list-style-type: none"> • RHR の作動状況 • RHAR の起動状況 	
	1-2	原子炉水位 L3～L8 安定の 確認	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉水位 	
	1-3	格納容器圧力 <input type="text"/> kPa 以上 又は格納容器温度 <input type="text"/> °C 以上の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 格納容器圧力 • 格納容器温度 	
	1-4	RHR または RHAR による除熱 達成の確認	<ul style="list-style-type: none"> • RHR ポンプ出口流量 • RHR 熱交出入口温度 • 格納容器圧力/温度 	
	1-5	S/P 水位 +1.29m 到達及び 格納容器代替スワッチ起動不 可の確認	<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水位 • 格納容器圧力 • 格納容器温度 • 格納容器代替スワッチ流量 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP 「除熱－2 (RPV 破損後の除熱)」 操作等判断基準一覧

制御項目		判断のための確認項目	操作手順	
RPV 破損後の除熱	1-1	RHR, RHAR 除熱機能確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR の作動状況 ・ RHAR の起動状況 	
	1-2	格納容器圧力 <input type="text"/> kPa 以上 又は格納容器温度 <input type="text"/> °C 以上の確認		<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器圧力 ・ 格納容器温度
	1-3	RHR または RHAR による除熱達成の確認		<ul style="list-style-type: none"> ・ RHR ポンプ出口流量 ・ RHR 熱交出入口温度 ・ 格納容器圧力 / 温度
	1-4	S/P 水位 +1.29m 到達及び格納容器代替スプレイ起動不可の確認		<ul style="list-style-type: none"> ・ S/P 水位 ・ 格納容器圧力 ・ 格納容器温度 ・ 格納容器代替スプレイ流量

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「放出 (PCV 破損防止)」操作等判断基準一覧

制御項目		対応時の判断項目	判断のための確認項目	操作手順
PCV 破損防止	1-1	格納容器ベント条件の確認	<ul style="list-style-type: none"> • S/P 水位 • 格納容器圧力 • R/B 水素濃度 • PCV 酸素濃度 	
	1-2	RHR または RHAR による除熱の確認	<ul style="list-style-type: none"> • RHR ポンプ出口流量 • RHR 熱交出入口温度 • 格納容器圧力 / 温度 	
	1-3	PCV スブレイ可能領域の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 格納容器圧力 • PCV 水素濃度 	
	1-4	PCV スブレイ停止条件到達の確認	<ul style="list-style-type: none"> • 格納容器圧力 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

SOP「水素 (R/B 水素爆発防止)」操作等判断基準一覧

制御項目	対応時の判断項目		判断のための確認項目	操作手順
R/B 水素爆発防止	I-1	ブローアウトパネル開放 条件確認	<ul style="list-style-type: none"> R/B 水素濃度 	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

AM設備別操作要領書一覧

手順項目	項目概要
HPACによる原子炉注水	HPACポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
RCICによる原子炉注水	RCICポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
CRDによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機冷却系により冷却水を確保し、CRDポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
SLCによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、SLCポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
RHRによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、RHRポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
LPCSによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、LPCSポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
FLSRポンプによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、FLSRポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
CWTによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG)、高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、CWTポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG)、高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し、消火ポンプ、補助消火ポンプにより原子炉圧力容器へ注水する。
大量送水車による原子炉注水	ガスタービン発電機 (GTG)、高圧発電機車により弁の駆動電源を確保し、大量送水車により原子炉圧力容器へ注水する。

原子炉注水

手順項目		項目概要
原子炉減圧	S R V 駆動源確保 (窒素ガスポンプ)	S R V 駆動用の窒素ガスポンプが交換圧力まで下降した場合に常用側ポンプから予備側ポンプへ切替を行う。
	S R V 駆動源確保 (S R V 電源切替)	S R V 駆動用の電源が喪失した場合に、B-115V電源からS A用115V電源へ切替を行う。
	S R V 駆動源確保 (S R V 用蓄電池)	S R V 駆動用の電源が喪失した場合に、蓄電池により電源供給する。
原子炉除熱	R H R による原子炉除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、R H R ポンプにより停止時冷却モードによる発電用原子炉からの除熱を行う。
	C U W による原子炉除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、C U W 非再生熱交換器を用いて発電用原子炉からの除熱を行う。
	R H R による格納容器除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、R H R ポンプにより格納容器の除熱を行う。
格納容器除熱	R H A R による格納容器除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、R H A R ポンプにより B-R H R 熱交換器を用いて格納容器の除熱を行う。
	H V D による格納容器除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに、原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し、H V D により格納容器の除熱を行う。
	F C V S による格納容器ベント	F C V S により、格納容器を減圧する。
	耐圧強化ベントによる格納容器ベント	耐圧強化ベントラインにより、格納容器を減圧する。

手順項目	項目概要
F L S R ポンプによる格納容器スプレー	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, F L S R ポンプにより格納容器スプレーを行う。
C W T による格納容器スプレー	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, C W T ポンプにより格納容器スプレーを行う。
消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレー	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, 消火ポンプ, 補助消火ポンプにより格納容器スプレーを行う。
大量送水車による格納容器スプレー	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車により弁の駆動電源を確保し, 大量送水車により格納容器スプレーを行う。
大量送水車による原子炉ウエル注水	大量送水車による原子炉ウエル注水時に水位警報回路を有効にする。
F C V S スクラバ容器水位調整	電動弁により, フィルタスクラバ容器の水抜きを行う。
F C V S 停止後の N 2 パージ	可搬式窒素供給装置により, 格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを行う。
耐圧強化ベント停止後の N 2 パージ	可搬式窒素供給装置により, 耐圧強化ベントラインの窒素ガスによるパージを行う。
S / P 水 p H 制御	格納容器ベント時の放射性物質の系外放出量を低減させるために, サプレッション・プールに薬品を注入する。
C A M S による格納容器水素・酸素濃度測定	C A M S により格納容器内の水素・酸素濃度を測定する。
M C A M S による格納容器水素・酸素濃度測定	M C A M S により格納容器内の水素・酸素濃度を測定する。
F C S による格納容器水素・酸素濃度制御	ガスタービン発電機 (G T G) によりブロワ・弁等の駆動電源を確保し, R H R 系及び R H A R 系にて F C S 冷却器への冷却が可能な時 F C S を起動する。

格納容器機能維持

手順項目		項目概要
ペデスタル注水	F L S R ポンプによるペデスタル注水	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, F L S R ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する。
	C W T によるペデスタル注水	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, C W T ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する。
	消火ポンプまたは補助消火ポンプによるペデスタル注水	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, 消火ポンプ, 補助消火ポンプにより原子炉格納容器下部へ注水する。
	大量送水車によるペデスタル注水	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車により弁の駆動電源を確保し, 大量送水車により原子炉格納容器下部へ注水する。
	F P C による燃料プール除熱	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保するとともに, 原子炉補機代替冷却系等により冷却水を確保し, F P C ポンプにより燃料プールを除熱を行う。
燃料プール除熱	消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水	ガスタービン発電機 (G T G), 高圧発電機車によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, 消火ポンプ, 補助消火ポンプにより燃料プールへ注水する。
	S F P 監視カメラ用冷却設備起動	燃料プール監視カメラ用冷却設備により燃料プール監視カメラを冷却する。
代替除熱	移動式代替熱交換設備による冷却水確保	ガスタービン発電機 (G T G) により移動式代替熱交換設備, 弁の駆動電源を確保し, 原子炉補機代替冷却系による冷却水確保のための系統構成を行う。
	大型送水ポンプ車による冷却水確保	ガスタービン発電機 (G T G) により弁の駆動電源を確保し, 大型送水ポンプ車による冷却水確保のための系統構成を行う。
	R C W / R S W による冷却水確保	ガスタービン発電機 (G T G) によりポンプ・弁の駆動電源を確保し, R C W ポンプ, R S W ポンプを起動する。

手順項目		項目概要
代替監視	重要計器の電源切替	重要計器の電源が喪失した場合に、B-115V電源からB1-115V(SA)へ切替を行う。
	可搬型計測器による計測	可搬型計測器を使用し、各種パラメータを計測する。
居住性確保	MCRによる居住性確保	ガスタービン発電機(GTG)により空調機・ダンパの駆動電源を確保し、中央制御室の陽圧化を行う。
	SGTによる放射性物質除去	ガスタービン発電機(GTG)によりファン・弁の駆動電源を確保し、SGTにより、原子炉棟の負圧維持及び放射性物質の除去を行う。
	中央制御室の居住性確保	中央制御室に可搬型照明を設置し、酸素及び二酸化炭素の濃度測定及び管理を行う。
	待避室の居住性確保	空気ポンベによる中央制御室待避室の陽圧化及び準備を行う。
	GTGによるC, D-M/C受電	ガスタービン発電機(GTG)からC, D-M/Cを受電する。
電源確保	高圧発電機車によるC, D-M/C受電	高圧発電機車からC, D-M/Cを受電する。
	GTGによるSA-L/C, C/C受電	ガスタービン発電機(GTG)を起動し、SA-L/C, C/Cを受電する。
	高圧発電機車によるSA-L/C, C/C受電	高圧発電機車からSA-L/C, C/Cを受電する。
	主要弁の電源切替	主要弁の電源を緊急用電源に切替を行う。

手順項目	項目概要
号炉間融通によるC, D-M/C受電	他号炉DEGからC, D-M/Cを受電する。
低圧電源融通	他号炉DEGからC, D-M/Cを受電する。
HPCS-DEGによるC, D-M/C受電	HPCS-DEGからM/C C系及びM/C D系を受電する。
B1-115V系蓄電池(SA)による 直流B-115V系直流盤受電	B-115V蓄電池からB1-115V蓄電池(SA)に切替え, 直流B-115V系直流盤を24時間以上給電する。
SA用115V系蓄電池(SA)による 直流B-115V系直流盤受電	SA用115V蓄電池(SA)による直流B-115V系直流盤に給電する
直流給電車による直流盤受電	直流給電車から直流母線を受電する。
充電器復旧, 中央監視計器復旧	ガスタービン発電機(GTG), 高圧発電機車等により, 非常用母線受電し直流電源の機能を回復後, 蓄電池室の換気を確保したうえで蓄電池の充電及び中央制御室の計器普及を図る。

電源確保

緊急時対策本部対応手順書と各班の役割

【緊急時対策本部対応手順書】

発電所において重大事故等又は大規模損壊が発生した場合、緊急時体制の発令を行う事象の対応を行う。本手順書は、緊急時体制の発令から解除までの緊急時対策本部内組織が実施する基本的な事項について定めたものであり、具体的な実施事項は事象の内容により緊急時対策本部内の各班が定める手順書を用いて事態の対応並びに進展防止・収束を行う。

班名	手順書の概要
プラント監視班	運転員の任務、事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作、プラントデータ採取・状況まとめ等、プラント監視班の活動内容を定めた手順書 (例) 設備の系統構成、異常状況の把握、プラントデータ採取・状況のまとめ、発電所施設の保安維持
復旧班	復旧作業の実施、消火活動等、復旧班の活動内容を定めた手順書 (例) 可搬型設備の準備、発電所施設の被災状況把握、応急措置のための復旧作業方法の作成、復旧作業の実施、消火活動
技術班	原子炉の事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転に関する技術的措置等、技術班の活動内容を定めた手順書 (例) 原子炉及び燃料プール等の運転に関するデータの収集、分析及び評価、事故の影響緩和及び異常拡大防止に必要な運転に関する技術的措置
放射線管理班	周辺環境の放射能監視及び放出評価、作業に伴う線量管理、放射性物質による汚染の除去等、放射線管理班の活動内容を定めた手順書 (例) 放射性物質の影響範囲の推定、緊急時対策活動に係る立ち入り禁止措置、除去措置及び除染等の放射線管理
支援班	緊急時対策本部の設置、活動資機材調達、避難誘導等、支援班の活動内容を定めた手順書 (例) 緊急時対策本部の設置及び運営の支援、避難誘導、資機材及び輸送手段の確保、救出・医療活動

原子力災害対策手順書一覧

手順項目		項目概要
ルート確保	アクセスルート確保	ホイローダを使用しアクセスルートを確認する。
消火戦略	航空機燃料火災時等における初動対応	化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車、又は、化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び小型放水砲により初期対応における泡消火を行う。
	放水砲による消火活動	海を水源として大型送水ポンプ車及び放水砲による航空機燃料火災への泡消火を行う。
原子炉压力容器への注水戦略	原子炉隔離時冷却系排水処理	「R I C 現場起動による原子炉注水」に伴い発生する排水を移送する。
	蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (補助盤室)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (補助盤室) により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。
	蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作 (原子炉建物)	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池 (原子炉建物) により逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。
	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により逃がし安全弁 (自動減圧機能なし) を駆動させ発電用原子炉を減圧する。
	窒素ガスボンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策	格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態 (2 P d) において確実に逃がし安全弁を作動させることができるように、窒素ガス供給設備の供給圧力を調整する。

手順項目		項目概要
水素爆発防止戦略	水素爆発防止のための原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順	原子炉建物内に水素ガスが漏えいし、原子炉建物内の水素濃度が上昇した場合、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放し、原子炉建物オペレーティングフロア天井部の水素ガスを大気へ排出することで、原子炉建物内における水素ガスの滞留を防止する。
原子炉格納容器除熱戦略	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換	格納容器フィルタベント系の窒素ガスによるパージを実施する。
	第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給	スクラバ容器水位が通常水位を下回り下限水位に到達する前に、第1ベントフィルタスクラバ容器補給水ラインから第1ベントフィルタスクラバ容器へ水張りを実施する。
	可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換	原子炉格納容器内の水蒸気凝縮による原子炉格納容器の負圧破損を防止するとともに原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度を低減するため、可搬式格納容器窒素供給装置設備により原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。
	格納容器フィルタベント系系統構成	格納容器フィルタベント前にFCVS排気ラインドレン排出弁の閉操作を実施する。
燃料プール注水戦略	原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ	燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水により燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する。また、燃料プールへのスプレイにより燃料損傷を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減する。
	燃料プールの漏えい緩和	燃料プール内側から漏えいしている場合に、シール材を張り付けたステンレス鋼板を燃料プール開口部付近までロープで吊り下ろし、漏えいするプールの流れやプールの水による水圧を利用して開口部を塞ぐことで漏えいを緩和する。
放射性物質拡散抑制	放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制	発電所外へ放射性物質の拡散を抑制するため大型送水ポンプ車、放水砲により原子炉建物に放水する。
	放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制	原子炉建物放水設備の影響により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、放射性物質吸着材により汚染水の海洋への拡散抑制を行う。
	シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制	原子炉建物放水設備の影響により、放射性物質を含む汚染水の発生を想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

手順項目	項目概要
ガスタービン発電機の現場起動による電源確保	ガスタービン発電機を現場で起動して緊急用M/Cを受電する。
高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保	高圧発電機車を緊急用メタクラ接続プラグ盤に接続してM/C C系又はM/C D系を受電する。
高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保	高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続してM/C C系又はM/C D系を受電する。
高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M/C電源確保	高圧発電機車を高圧発電機車接続プラグ収納箱に接続して緊急用M/Cを受電する。
高圧発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使用した中央制御室排風機電源確保	中央制御室排風機の電源を可搬ケーブルを使用して、SAコントロールセンタから給電する。
直流給電車を使用した直流盤電源確保	直流給電車をB-115V系直流盤, 230V系直流盤(RCIC), B-115V系直流盤(SA)及び230V系直流盤(常用)に接続し, 直流電源を給電する。
大量送水車を使用した送水	大量送水車を使用して, 各水源から接続口までの送水を実施する。
海水を使用した水源の補給	大型送水ポンプ車及び大量送水車を使用して, 海を水源とした各水源への補給を実施する。
大量送水車を使用した送水/補給	大量送水車を使用して, 各水源への補給を実施する。

手順項目	項目概要
軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載	ガスタービン発電機用軽油タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンクを使用してタンクローリへ軽油の補給を行う。
タンクローリから各機器等への給油	可搬型重大事故等対処設備等への給油が必要な場合、タンクローリを用いて、可搬型重大事故等対処設備等へ給油する。
移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保	原子炉補機代替冷却系により最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
大型送水ポンプ車を使用した海水供給	大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却系へ直接海水を送水することにより最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送する。
データ伝送設備（発電所内）によるプラントパラメータ等の監視手順	安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDS伝送サーバ及びSPDSデータ表示装置によるプラントパラメータ等の伝送状態を確認する。
SPDSによるパラメータ記録結果の保存	SPDS伝送サーバ（1, 2系）に記録された計測結果が記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。
中央制御室チェンジングエリアの設置及び運用手順	モニタリング及び作業服の着替え等を行うための放管エリアを設置する。
可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定	可搬式モニタリング・ポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。
可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定	モニタリング・ポストが機能喪失した場合、可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定を行う。
放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定	周辺監視区域境界付近等の空気中の放射性物質の濃度を放射能観測車により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。

その他

手順項目	項目概要
放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射能測定装置（可搬式ダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイ・メータ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ）により空気中の放射性物質の濃度を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。
放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定	発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において、放射能測定装置により、放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量の測定を行う。放射能測定装置により、監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。
モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	放射性物質の放出によりモニタリング・ポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、局舎壁等の除染、除草、周辺の土壌除去等により、バックグラウンドを低減する。
可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策	放射性物質の放出により可搬式モニタリング・ポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、除草、周辺の土壌除去等により、バックグラウンドを低減する。
可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定	可搬式気象観測装置により発電所における風向、風速及びその他の気象条件を測定し、及びその結果を記録する。
海上モニタリング測定	小型船舶を使用し、放射能測定装置により空気中及び水中の放射性物質の濃度や放射線量の測定を行う。
放射性物質の濃度測定時のバックグラウンド低減対策	放射能測定装置の検出器を遮へい材で囲むこと等によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。
緊急時対策本部内可搬式エリア放射線モニタ設置	緊急時対策所の居住性の確認（線量率の測定）を行うため、緊急時対策所内に可搬式エリア放射線モニタを設置する。
緊急時対策所空気浄化装置運転	緊急時対策所で活動する緊急時対策要員の必要な換気量の確保及び被ばくの低減のため、緊急時対策所空気浄化装置を起動する。

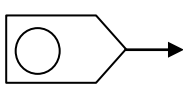
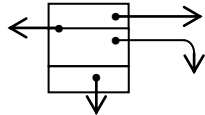


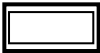


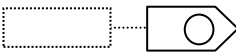
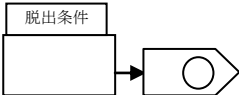
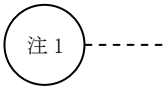
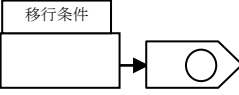
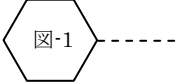
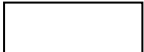
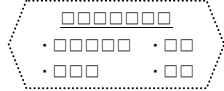
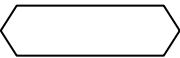
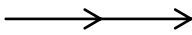
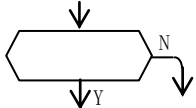
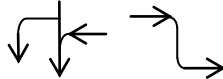

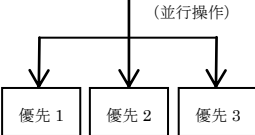
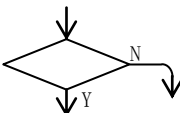
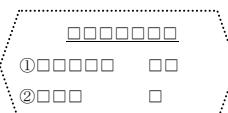
その他

手順項目	項目概要
緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定	緊急時対策所空気浄化装置運転，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行う。
緊急時対策所空気ボンベ加圧装置設備による空気供給準備	緊急時対策所空気ボンベによる緊急時対策所内の加圧に必要な系統構成を行い，漏えい等がないことを確認し，切り替えの準備を行う。
緊急時対策所空気浄化装置から緊急時対策所空気ボンベへの加圧設備への切替	格納容器ベントを実施する場合に備え，緊急時対策所空気浄化送風機から緊急時対策所空気ボンベに切り替えることにより，緊急時対策所への外気の流入を遮断する。
緊急時対策所空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替	周辺環境中の放射性物質が十分減少した場合にブルーム通過後の緊急時対策所空気ボンベから緊急時対策所空気浄化送風機への切り替えを行う。
緊急時対策所空気浄化装置の待機側への切替	緊急時対策所空気浄化送風機及び緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの切り替えが必要となった場合に，待機側を起動し，切り替えを実施する。
緊急時対策所発電機準備	緊急時対策所発電機の可搬ケーブル接続を行う手順を整備する。
緊急時対策所発電機起動	緊急時対策所の必要な負荷は，2号炉の非常用低圧母線より受電されるが，同母線より受電できない場合は，可搬型代替交流電源設備である緊急時対策所発電機から給電する。
緊急時対策所発電機の切替	2号炉の非常用低圧母線より受電できない場合において，早期の電源回復が不能の場合で，緊急時対策所発電機を運転した際は，燃料補給のため緊急時対策所発電機を切り替える。
緊急時対策所発電機の並列運転	格納容器ベントに備える必要がある場合に備え，緊急時対策所発電機の待機側発電機の並列運転を行う。
緊急時対策所発電機（予備）の切替手順	緊急時対策所発電機が2台損傷した場合に，緊急時対策所発電機（予備）へ切り替える。

その他

手順項目	項目概要
緊急時対策所チェンジングエリアの運用手順	緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うためのチェンジングエリアを運用する。
放射線管理用資機材の維持管理等	緊急時対策所には、7日間外部からの支援がなくとも緊急時対策要員が使用する十分な数量の装備（汚染防護服、個人線量計、全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材を配備するとともに、通常時から維持、管理し、重大事故等時には、防護具等の使用及び管理を適切に運用し、十分な放射線管理を行う。
飲料水、食料等の維持管理	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が重大事故等の発生後、少なくとも外部からの支援なしに7日間、活動するために必要な飲料水、食料等を備蓄するとともに、通常時から維持、管理する。
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順	原子炉棟内部の負圧を確保するために必要な場合は原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを閉止する。
その他	

EOP/SOPフローチャート凡例

記号	記号の意味	記号	記号の意味
1	 <ul style="list-style-type: none"> 他の制御からの導入 (常に左から入る) ○内は矢羽根連携ナンバーを記載 	12	 <ul style="list-style-type: none"> パラメータ別の移行先
2	 <ul style="list-style-type: none"> 他の制御への導入 (常に右へ出る) ○内は矢羽根連携ナンバーを記載 	13	 <ul style="list-style-type: none"> Yになる前に事前操作, 判断 Xになる前に事前操作, 判断
3	 <ul style="list-style-type: none"> 主制御名称 	14	 <ul style="list-style-type: none"> 操作毎に特記すべき注意書
4	 <ul style="list-style-type: none"> 各制御名称 	15	 <ul style="list-style-type: none"> 格納容器制御導入条件補足
5	 <ul style="list-style-type: none"> 各 EOP 制御から「スクラム」(RC)へ脱出するための条件。 条件の内、一つでも満足された場合は「スクラム」(RC)へ脱出する。 フローシートの上部に置き、指揮者の常時監視項目である。 	16	 <ul style="list-style-type: none"> フローチャート別, 注意-1 注意事項の解説がある項目については注意事項の枠内で # 4 と二重の記載がある。
6	 <ul style="list-style-type: none"> 「スクラム」(RC)以外の制御へ移行するための条件。 この条件が成立した場合、他の制御へ移行する。 フローシートの関係箇所に置き、指揮者の常時監視項目である。 	17	 <ul style="list-style-type: none"> フローチャート別, 図-1
7	 <ul style="list-style-type: none"> 確認 	18	 <ul style="list-style-type: none"> 操作および確認目的の視認向上を目的に下線を使用する。
8	 <ul style="list-style-type: none"> 操作 	19	 <ul style="list-style-type: none"> 各操作ステップ間の連絡線には移行方向を明確にするため三角矢印を適所に用いる
9	 <ul style="list-style-type: none"> 操作判断 	20	 <ul style="list-style-type: none"> 各操作ステップ間の連絡線の曲り箇所は、ステップ記号の視認性向上を目的に曲線とする。
10	 <ul style="list-style-type: none"> 待ち (監視操作継続) 脱出条件または移行条件が満足されるまで監視操作継続。 操作が遂行できなければ (No) 次の操作へ移行する。 	21	 <ul style="list-style-type: none"> 各制御または各ステップ操作, 確認等が並行操作であり、かつ優先順位がある場合には、左から優先順位順に記載する。
11	 <ul style="list-style-type: none"> 判断 	22	 <ul style="list-style-type: none"> 操作ステップ内の目的操作, 確認等に優先順位がある場合には、丸数字により優先順位を記載する。

重大事故等対策における作業ごとの想定時間の設定について

1. 想定時間の設定における基本事項

(1) 体制

重大事故等対策における作業ごとの想定時間は、重大事故等対策の有効性評価を考慮し、中央制御室の当直（運転員）1名及び現場運転員4名にて行うものとする。また、中央制御室の当直（運転員）1名は運転操作を実施するが、現場運転員は、2名／1組×2チームを構成し、現場対応を行うこととしている。

2. 運転員における移動時間

運転員の移動時間を想定するに当たり、考慮した事項は以下のとおり。

(1) 放射線防護具着用時間

重大事故等時を考慮した現場環境を仮定し、放射線防護具類の着用時間を作業ごとの想定時間に加味した。なお、着用時間は訓練にて計測した時間であり、移動時間に考慮した放射線防護具の着用時間を第1表に示す。

第1表 移動時間に考慮した防護具の着用時間

項目	装備	想定時間	備考
初動対応時における装備 (高湿度環境下の作業)	酸素呼吸器, 綿手袋, ゴム手袋, 汚染防護服, 耐熱服	30分	インターフェイス システム L O C A の移動時間で想定

(2) 移動時間

当直（運転員）は中央制御室を移動開始起点とし、建物内は実測により算定している。また、有線式通信設備の敷設を考慮し、移動時間を1.5倍としており、更に扉の開閉等を考慮し、移動時間を設定している。

また、移動時間において考慮した現場環境を第2表に、移動時間において考慮した事項を第3表に示す。

第2表 移動時間において考慮した現場環境について

項目	算定の考え方	考慮有無
照明	可搬型照明（ヘッドライト）又は懐中電灯を使用することにより、個別操作時間に有意な影響がないことを訓練により確認した。	移動時間への考慮不要
地震	常設及び仮設資機材設備は固縛・転倒防止措置を実施することにより、影響がない。また、資機材設備が転倒した場合であっても、通行可能な通路幅、乗り越え又は迂回が可能である。	移動時間への考慮不要

第 3 表 移動時間において考慮した事項について

項目		算定の考え方	考慮有無
通信	有線式 通信設備	運転員は 2 人以上で 1 組のチームを組み、作業を実施するため、移動時において 1 名が通信設備の準備を実施することが可能。また、有線式通信設備の敷設による移動時間への影響は実測時間の 1.5 倍とし、想定時間を上回ることがないことを確認した。	1.5 倍を考慮
水密扉		訓練により計測した時間を切り上げた時間、又は設備設計により設定した時間に保守性を加えた時間とした。	60 秒

3. 運転員における作業時間

運転員の作業時間を想定するに当たり、考慮した事項は以下のとおり。

(1) 中央制御室内における盤配置

常設重大事故等対処設備の運転操作のため、中央制御室に重大事故 操作盤が設置される。なお、中央制御室における制御盤の配置を第 1 図に示す。



第 1 図 中央制御室における制御盤の配置図

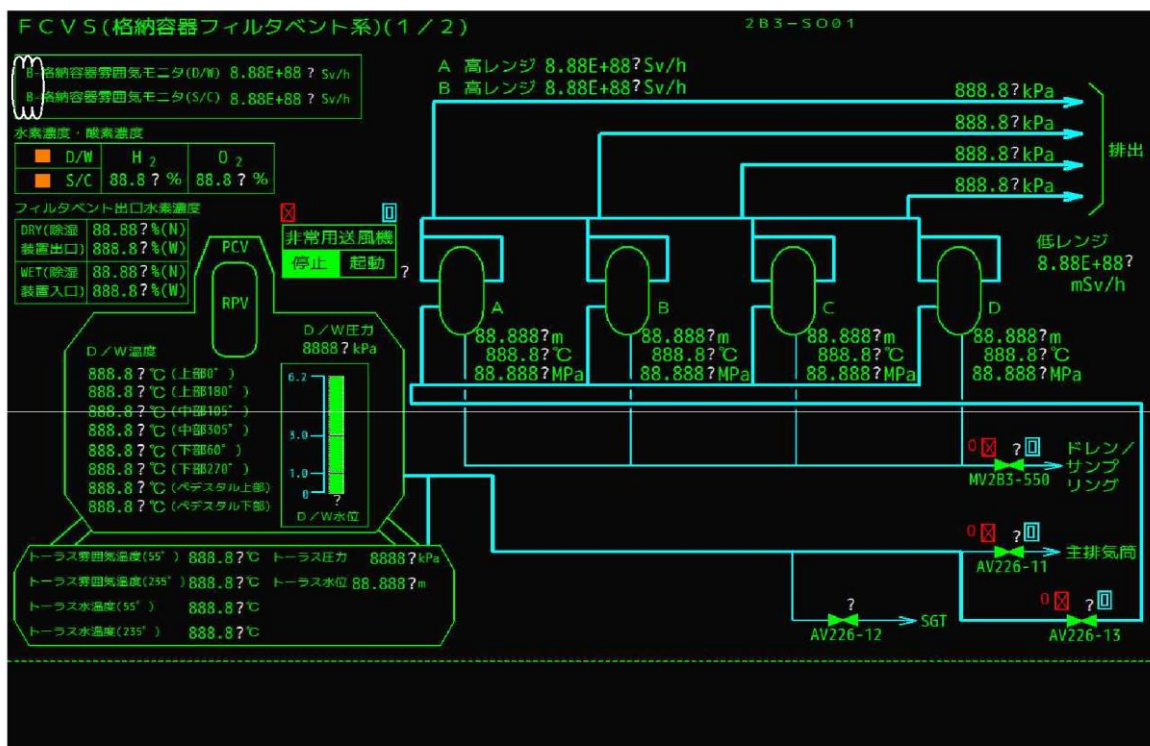
(2) 中央制御室操作

訓練にて計測した時間により設定した。また、新規に設置される設備については類似機器により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお、中央制御室における運転員の作業に関し考慮した事項を第 4 表に、タッチパネル式である重大事故操作盤の監視操作画面（イメージ図）を第 2 図に示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第 4 表 中央制御室における運転員の作業に関し考慮した事項

項目	算定の考え方	時間
操作スイッチ (移動, 確認含む。)	訓練により計測した時間を切り上げた時間, 又は設備設計により類似した機器を選定し, その選定した類似機器による訓練にて計測した時間を切り上げた時間とした。また, タッチパネル画面は 1 操作の想定時間を算定した。	60 秒/操作
計器の確認	訓練により計測した時間を切り上げた時間。	20 秒/操作
電動弁	訓練, 実際の操作により測定した時間から, 想定時間を算定した。	—



第 2 図 監視操作画面 (イメージ図)

(3) 現場操作

訓練にて計測した時間により設定した。また, 新規に設置される設備については類似機器により訓練を行い計測した時間にて設定した。なお, 現場における運転員の作業に関し考慮した事項を第 5 表に示す。

第 5 表 現場における運転員の作業に関し考慮した事項

項目	算定の考え方	時間
電動弁 (現場操作) 手動弁	訓練により計測した時間又は、操作できない弁は同型弁を訓練により計測した時間。	—
電源関係 (M/ C, L/C等)	訓練により計測した時間を切り上げた時間で想定時間を算定した。	—
その他	盤扉の操作時間を訓練により計測し、その時間を切り上げた時間で想定時間を算定した。	—

島根原子力発電所 2 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 >

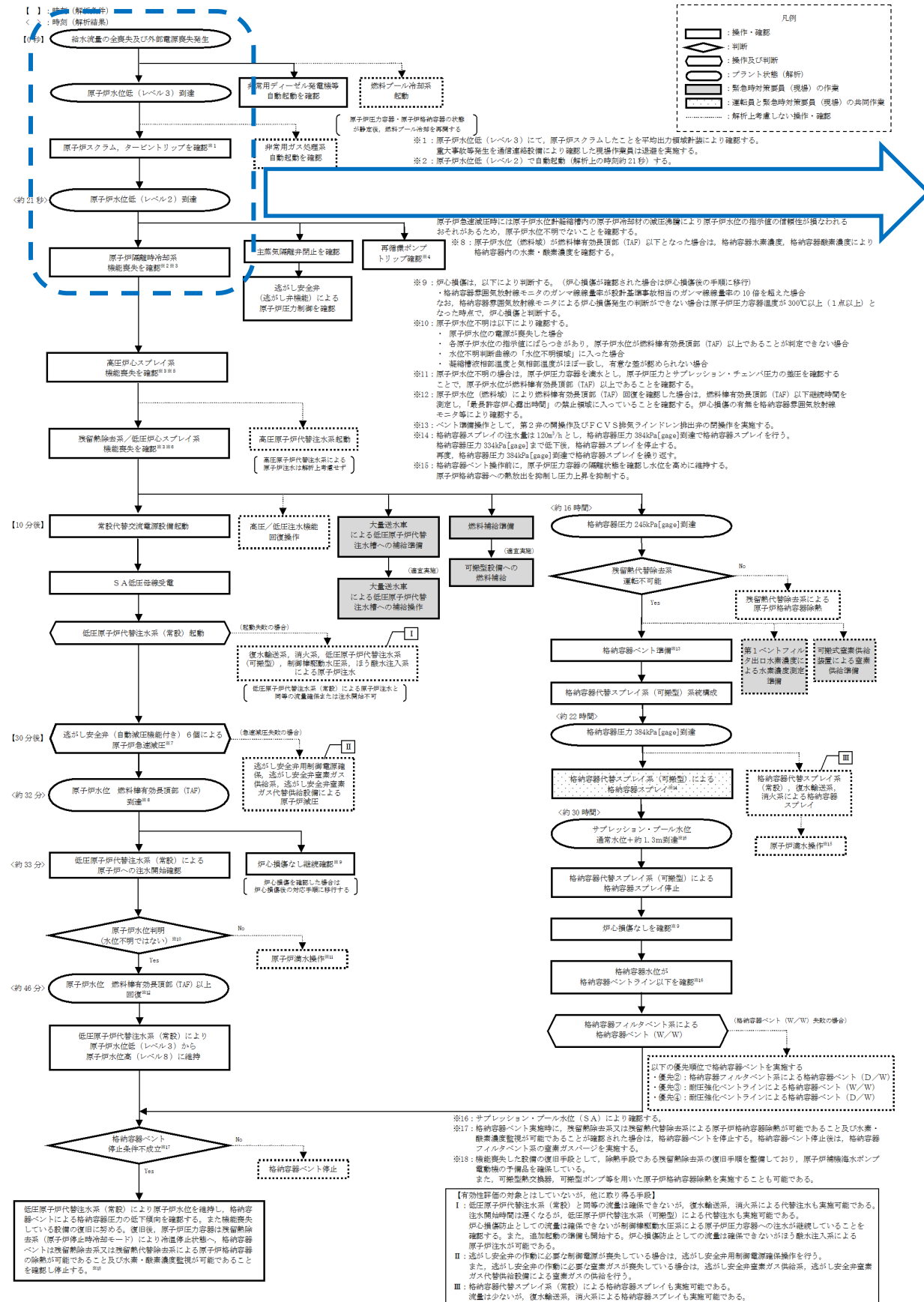
1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 1.1 高圧・低圧注水機能喪失
 - 1.2 高圧注水・減圧機能喪失
 - 1.3 全交流動力電源喪失
 - 1.3.1 全交流動力電源喪失（長期T B）
 - 1.3.2 全交流動力電源喪失（T B U）
 - 1.3.3 全交流動力電源喪失（T B D）
 - 1.3.4 全交流動力電源喪失（T B P）
 - 1.4 崩壊熱除去機能喪失
 - 1.4.1 取水機能が喪失した場合
 - 1.4.2 残留熱除去系が故障した場合
 - 1.5 原子炉停止機能喪失
 - 1.6 L O C A時注水機能喪失
 - 1.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）
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 残留熱代替除去系を使用する場合
 - 2.1.2 残留熱代替除去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. 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のある事故
 - 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。

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

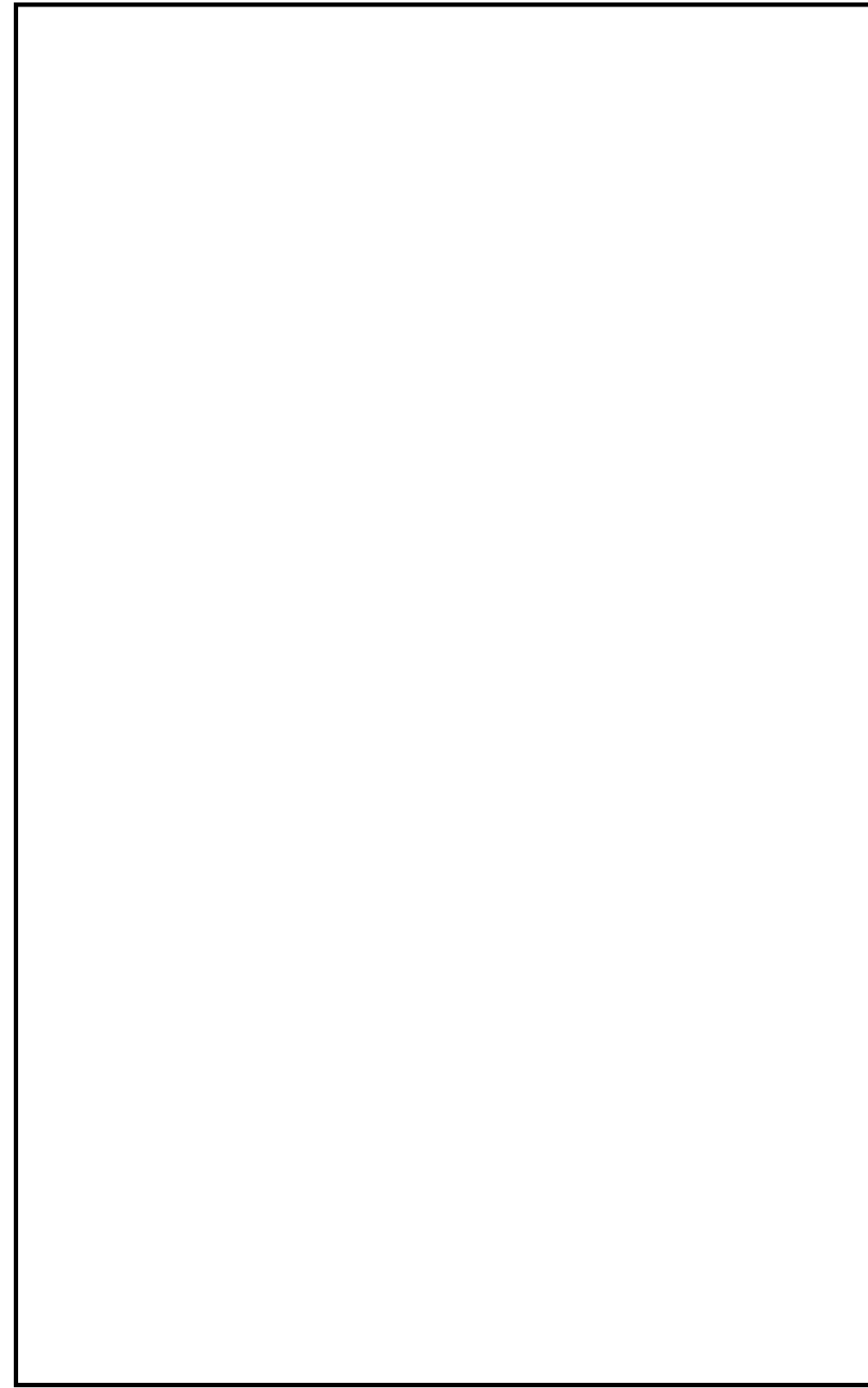
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

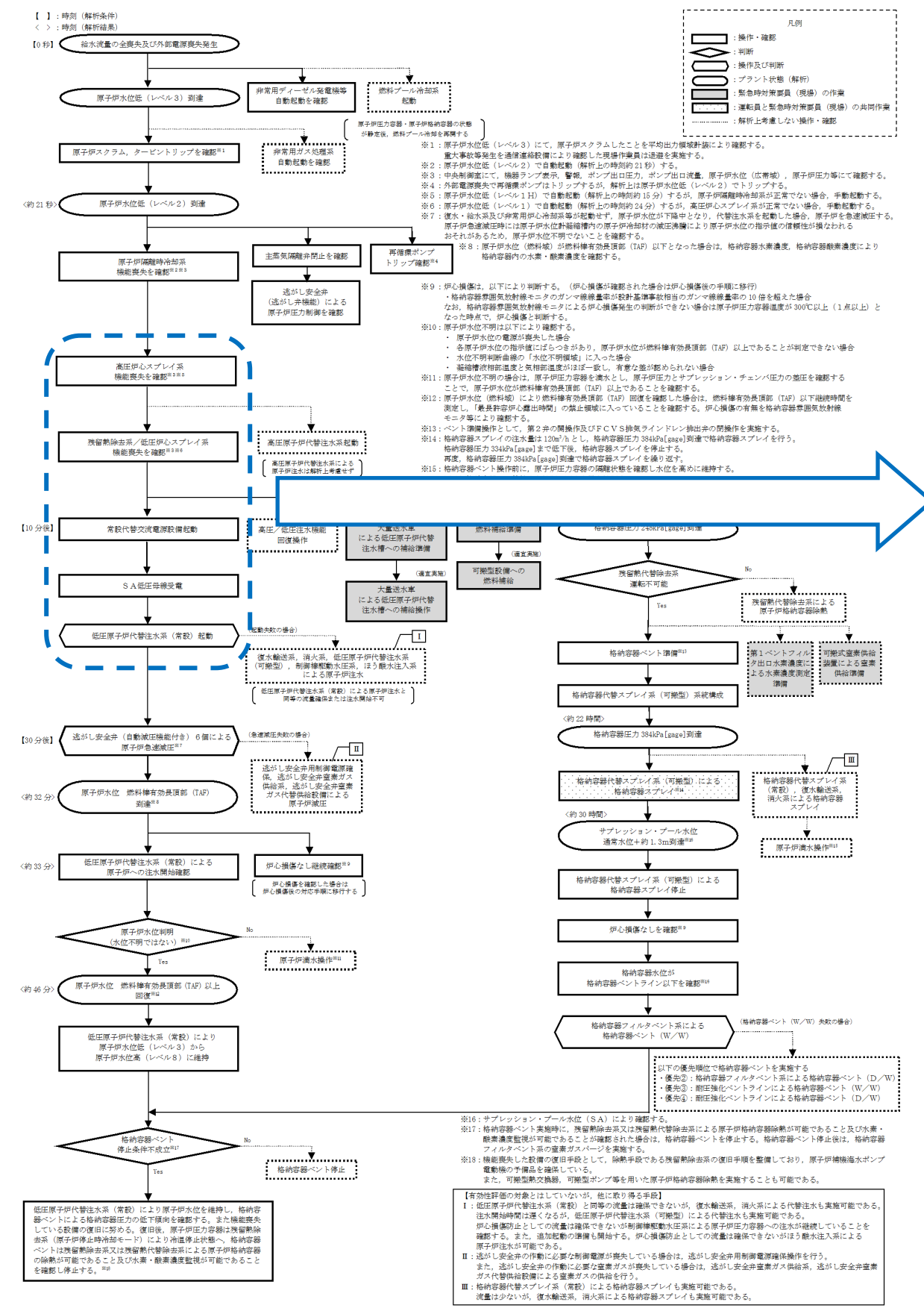
給水全喪失による原子炉水位低（レベル3）で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書（微候ベース）」における原子炉制御「スクラム（RC）」を導入する。

「スクラム」
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、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉水位は全給水喪失し、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが高圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水が不可となる。原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できないため、原子炉制御「水位確保（RC/L）」へ移行する。
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧（PS/R）」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。
逃がし安全弁の動作により、格納容器圧力が上昇する。ドライウエル圧力13.7kPa[gage]到達で格納容器制御「PCV圧力制御（PC/P）」へ移行する。

AM設備別操作要領書

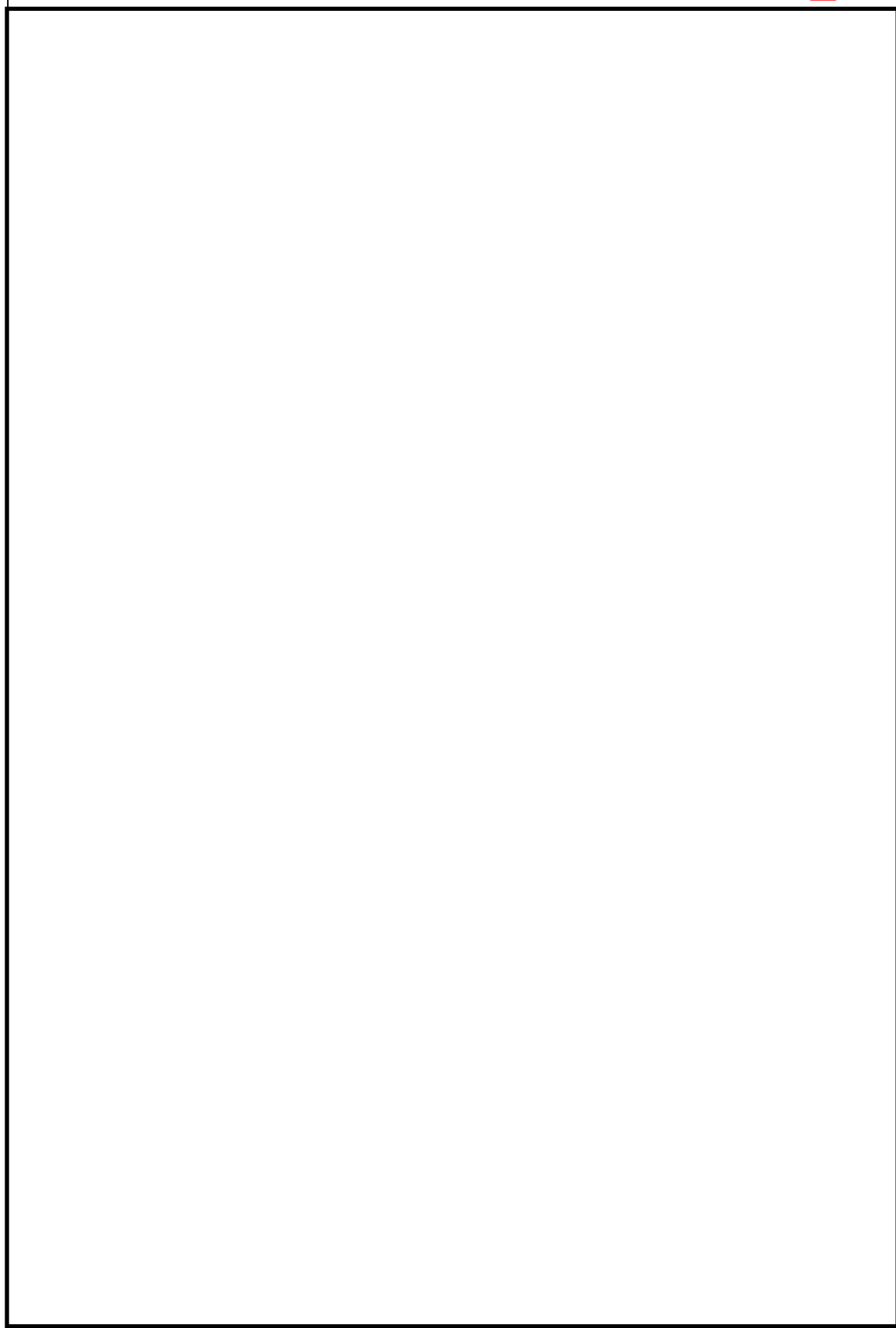
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」



操作補足事項

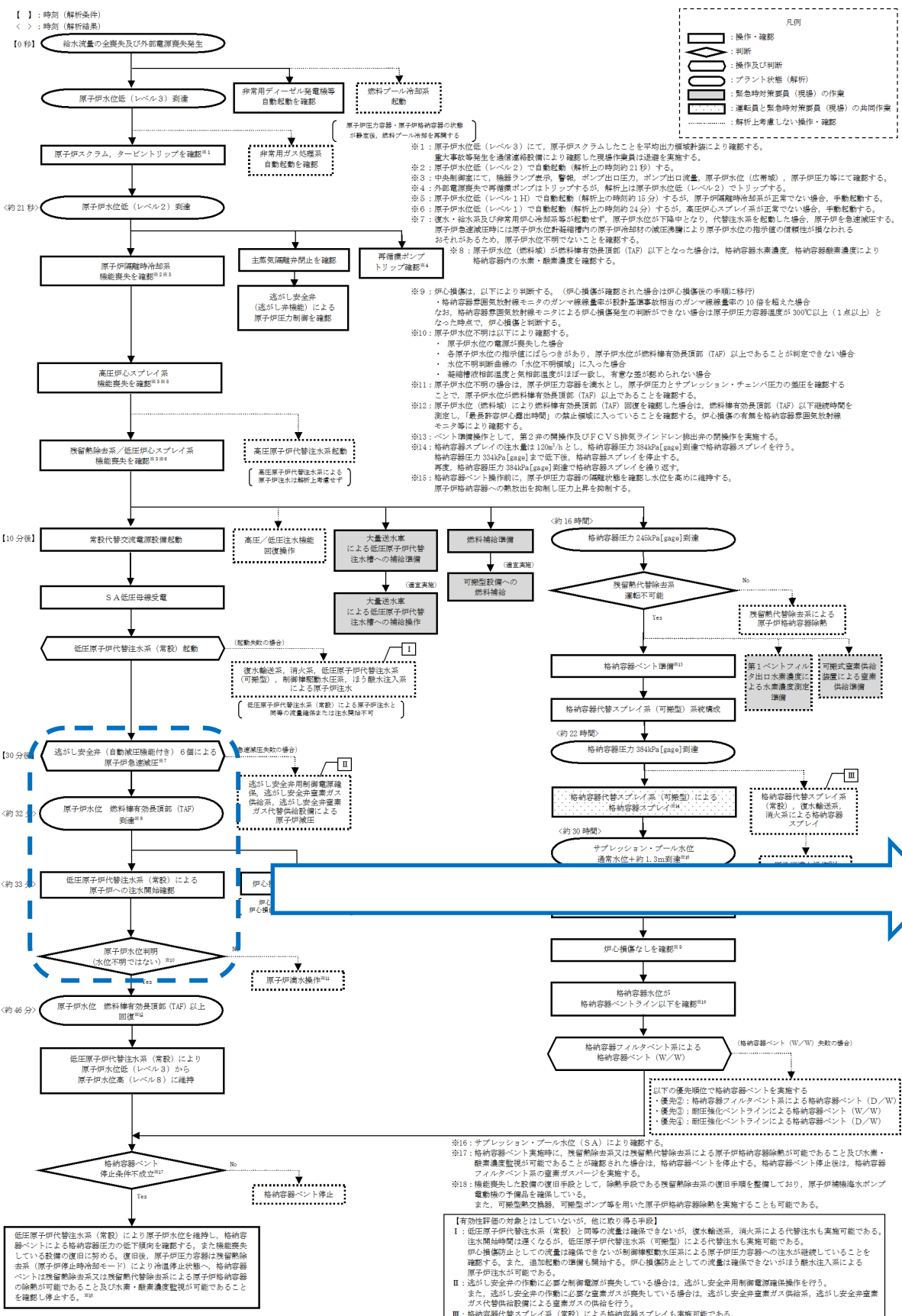
「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。
 全給水喪失し原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系の起動に失敗し原子炉水位の低下が継続する。**ガスタービン発電機起動及び低圧原子炉代替注水系 (常設) を起動し不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

- AM 1: 「原子炉注水戦略」
- ・FLSRポンプによる原子炉注水

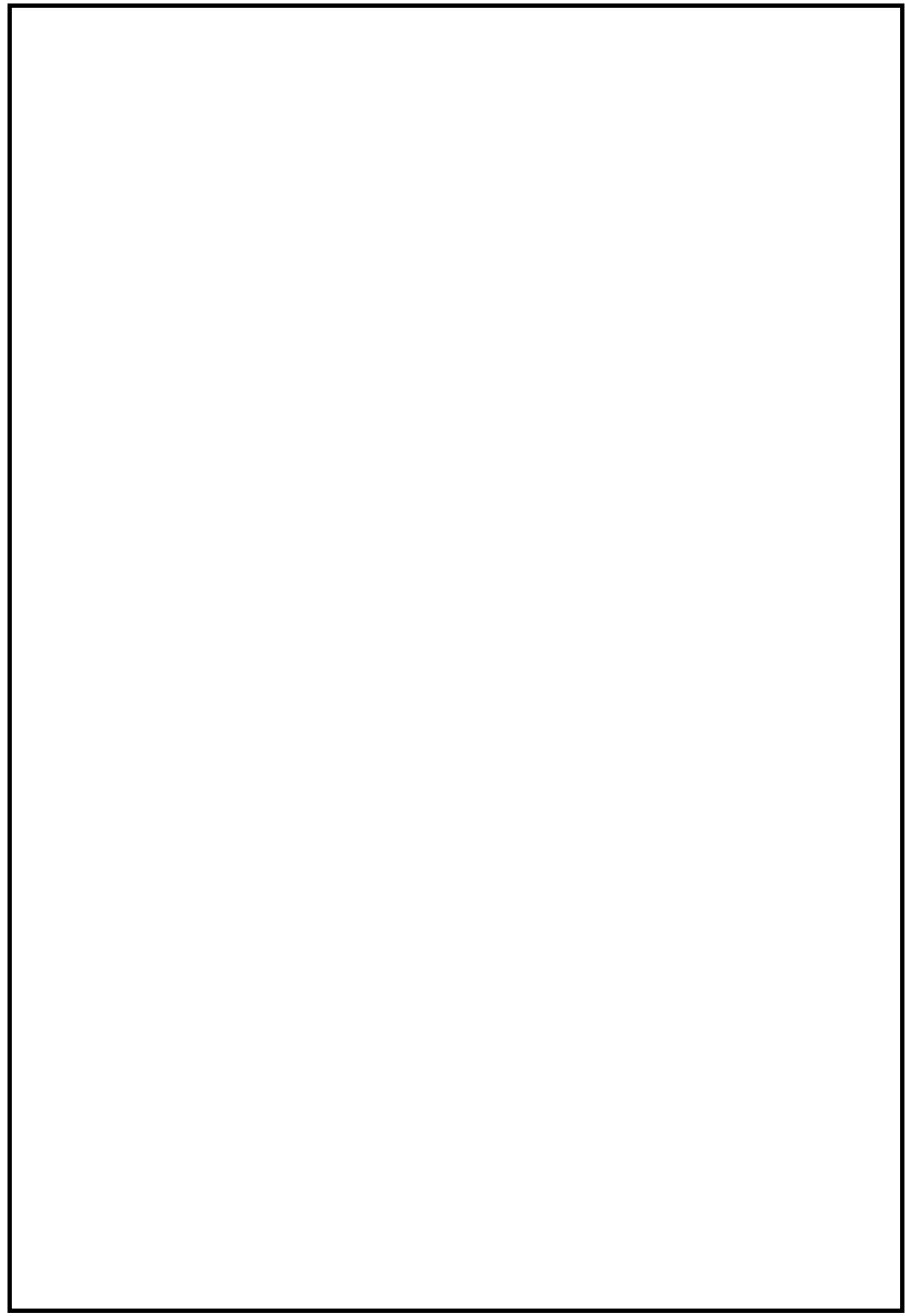
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

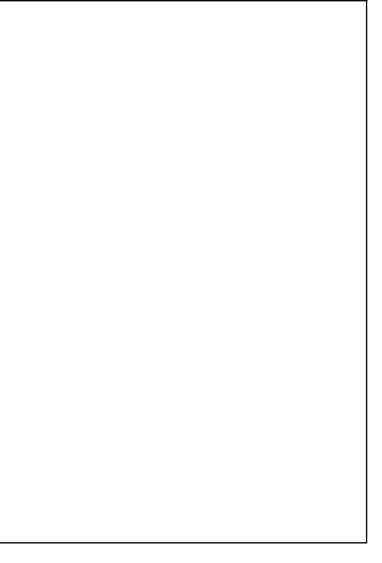
事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 不測事態「急速減圧」



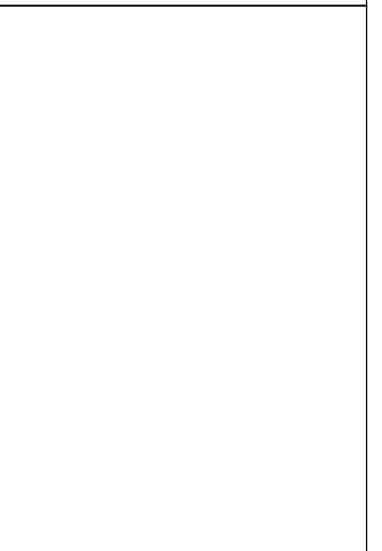
操作補足事項

「急速減圧」
 低圧代替原子炉注水系(常設)が起動していることを確認し、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6個を全開し原子炉を減圧する。
原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復(C1)」へ移行する。

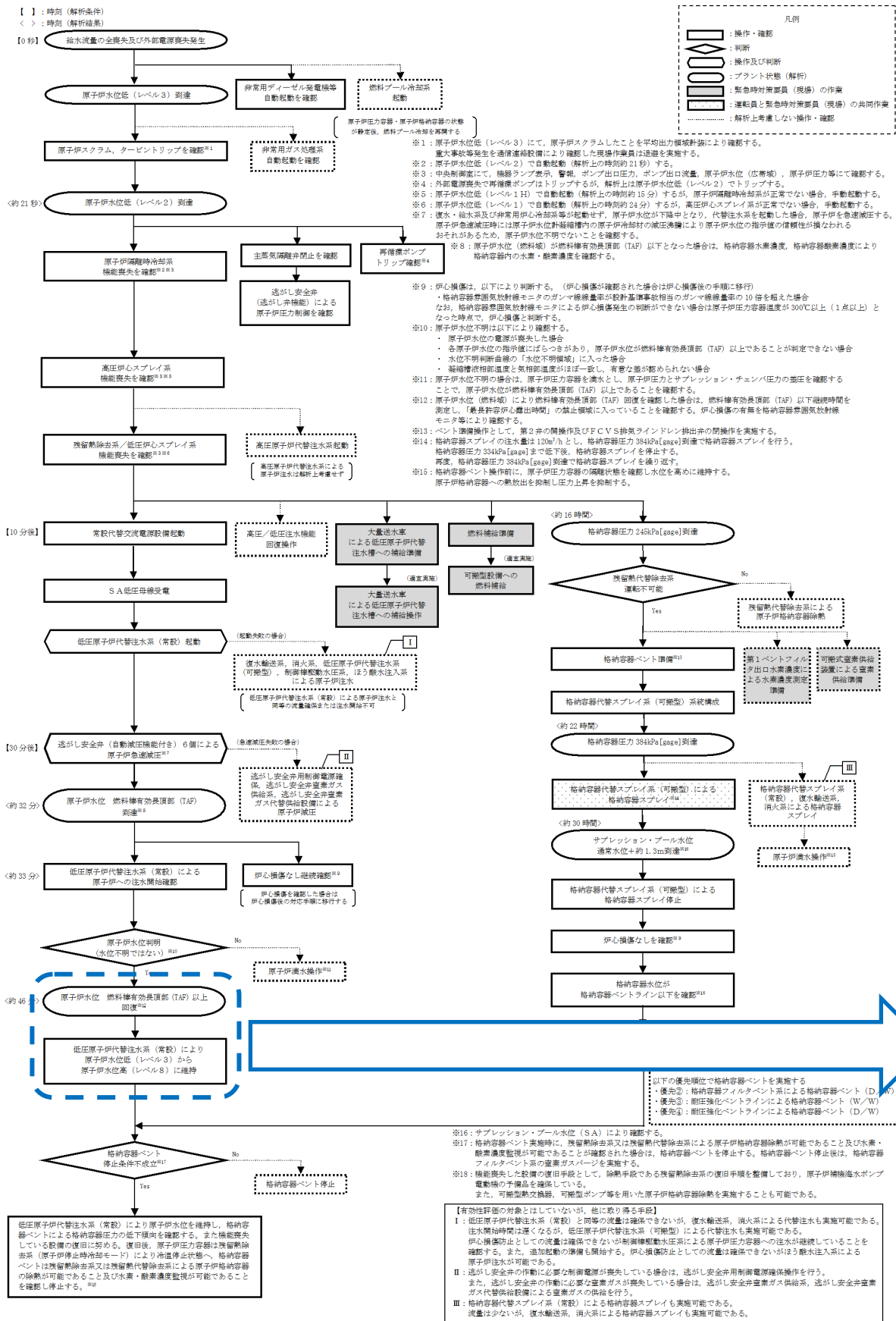
AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書

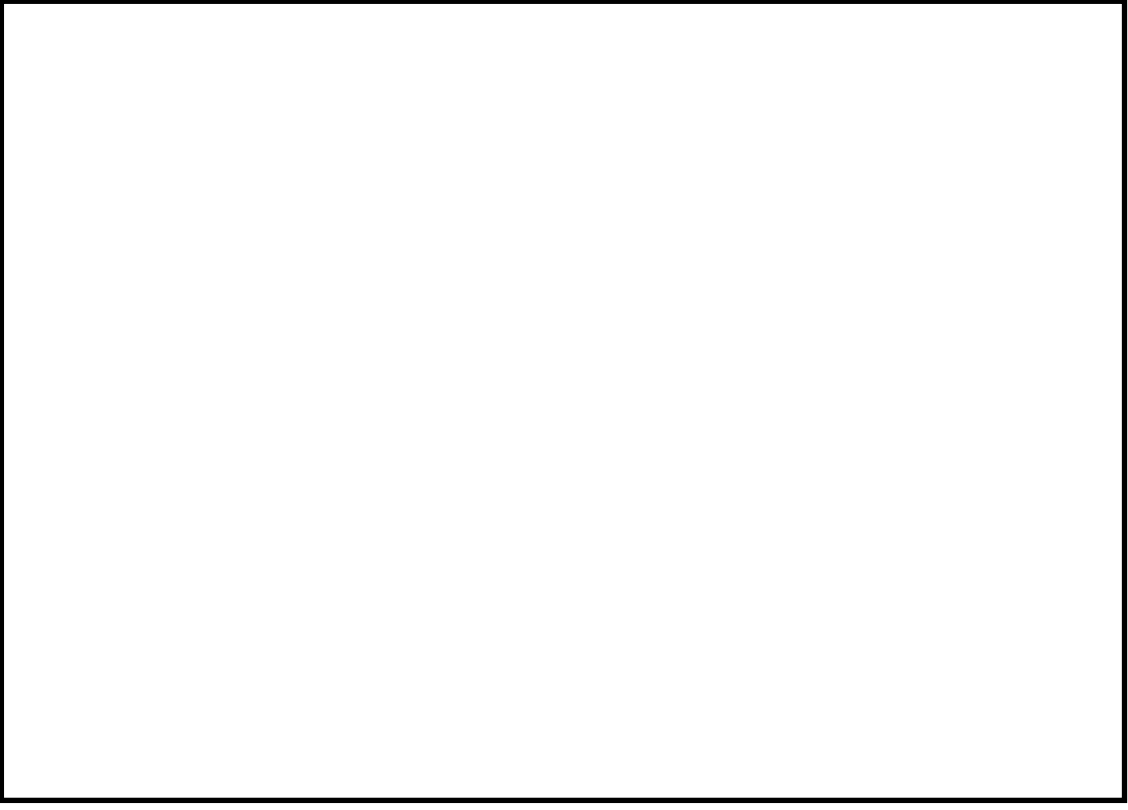


解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」

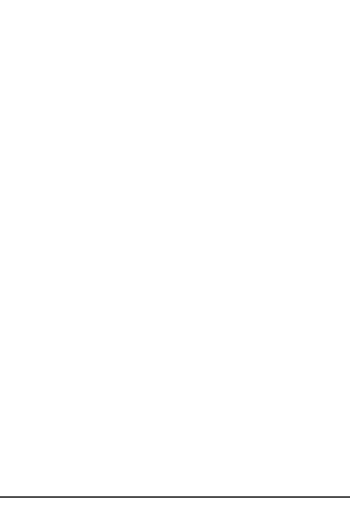


操作補足事項

「水位回復」
原子炉減圧により、低圧原子炉代替注水系（常設）から原子炉へ注水が開始し、**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上になれば、原子炉制御「水位確保（RC/L）」へ移行する。**

「水位確保」
低圧原子炉代替注水系（常設）により、**原子炉水位が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できるため、原子炉制御「スクラム（RC）」へ移行する。**

AM設備別操作要領書



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

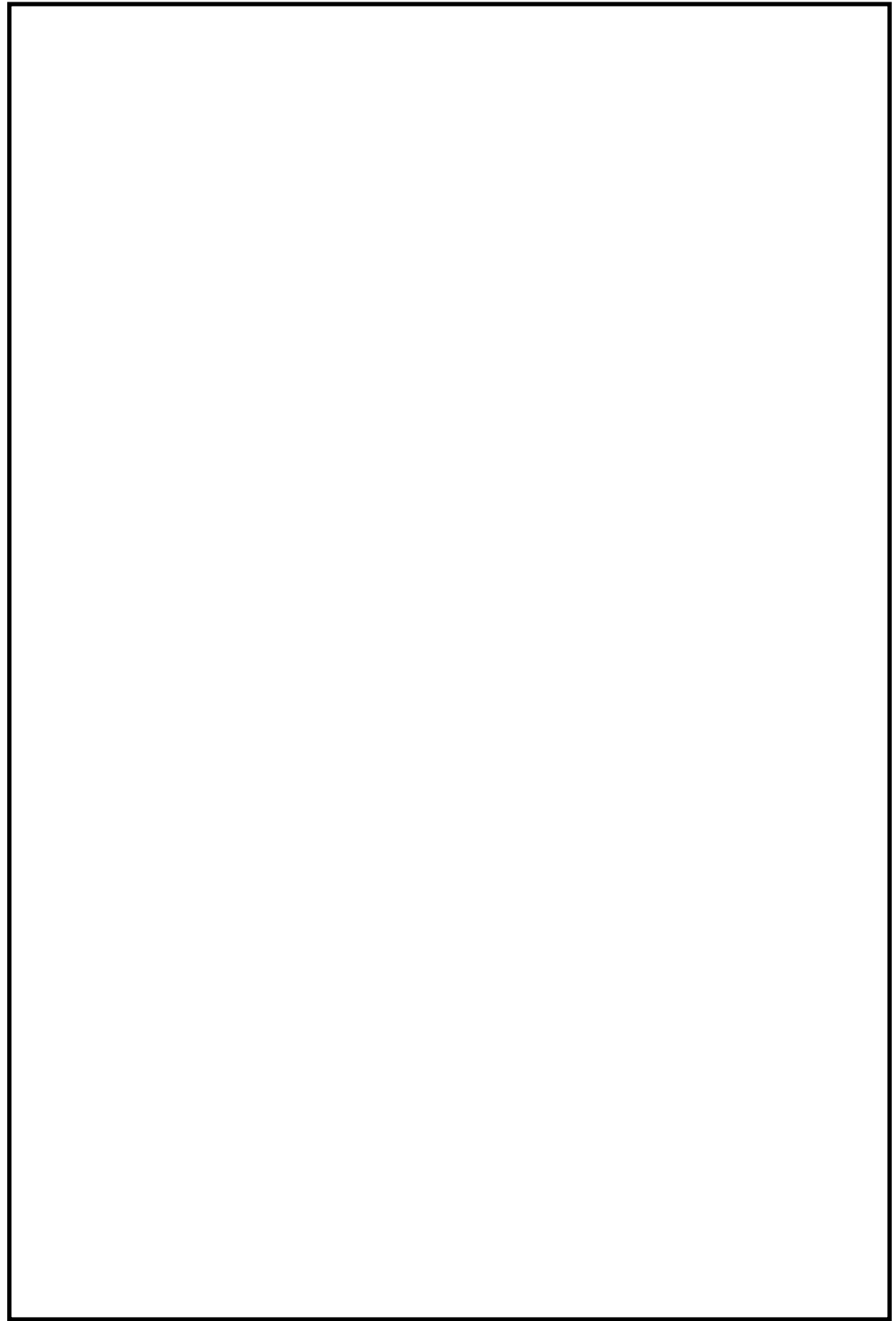
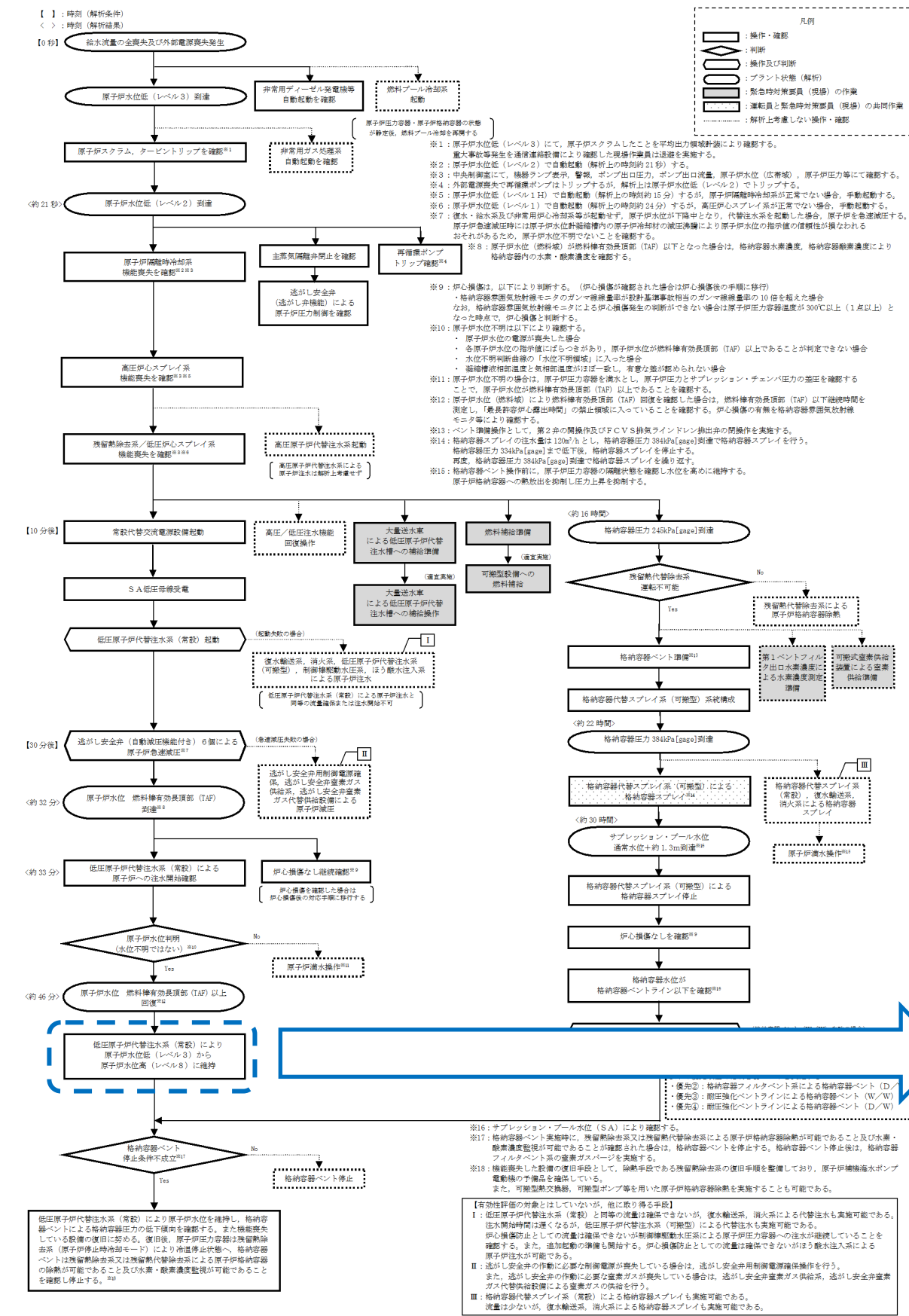
操作補足事項

「スクラム」
原子炉水位を継続監視する。

AM設備別操作要領書

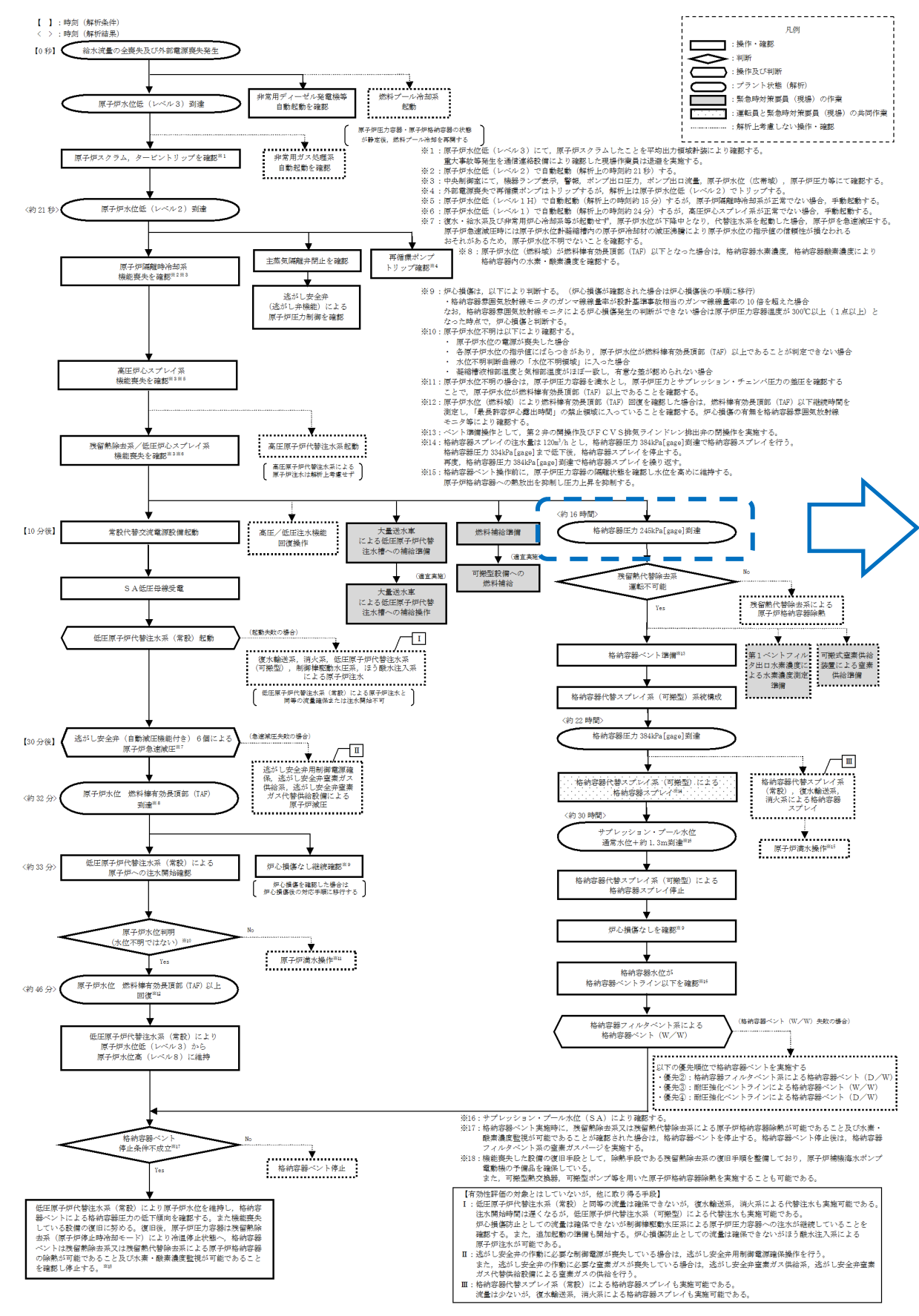
原子力災害対策手順書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」 F



操作補足事項

操作補足事項

AM設備別操作要領書

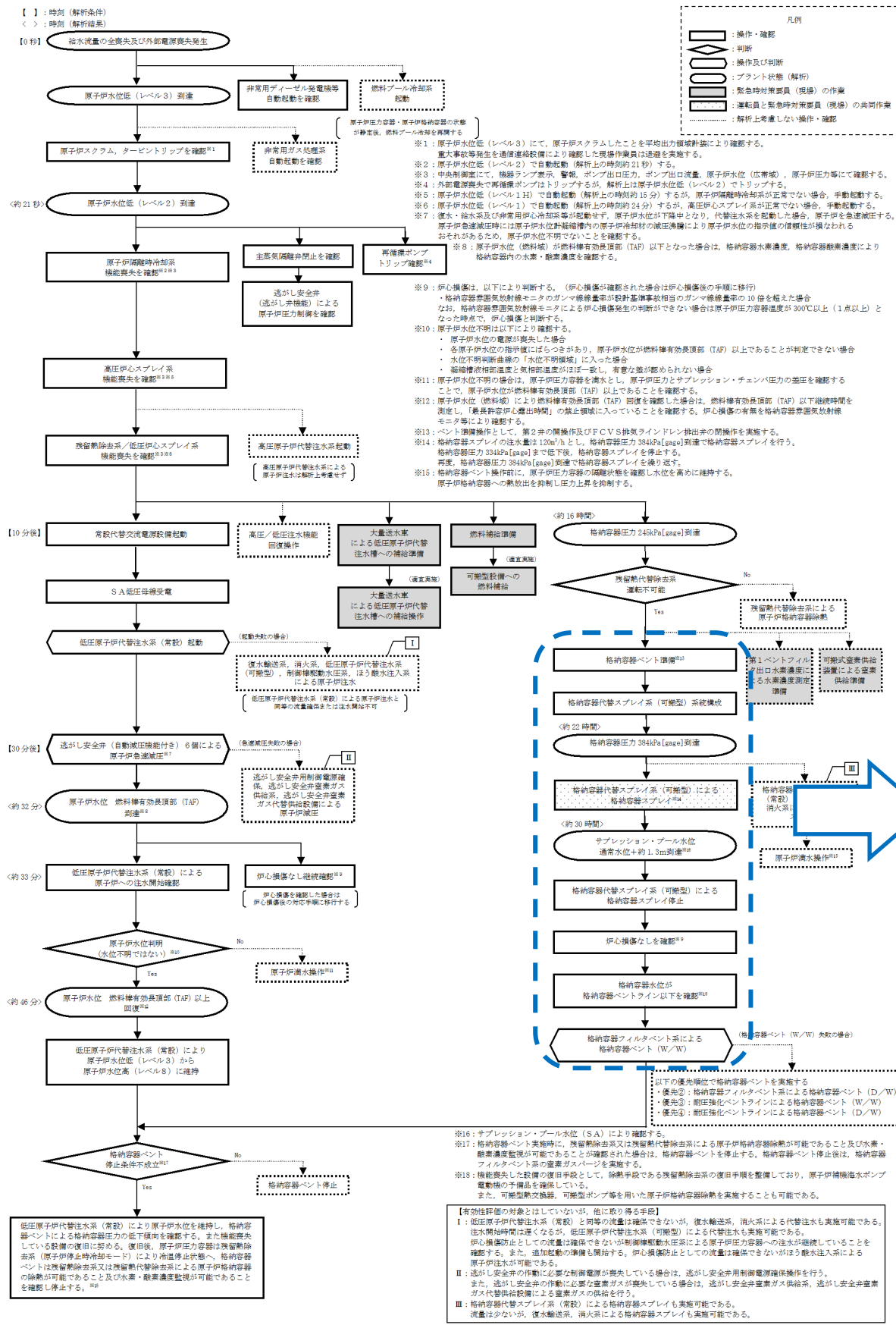
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

原子力災害対策手順書

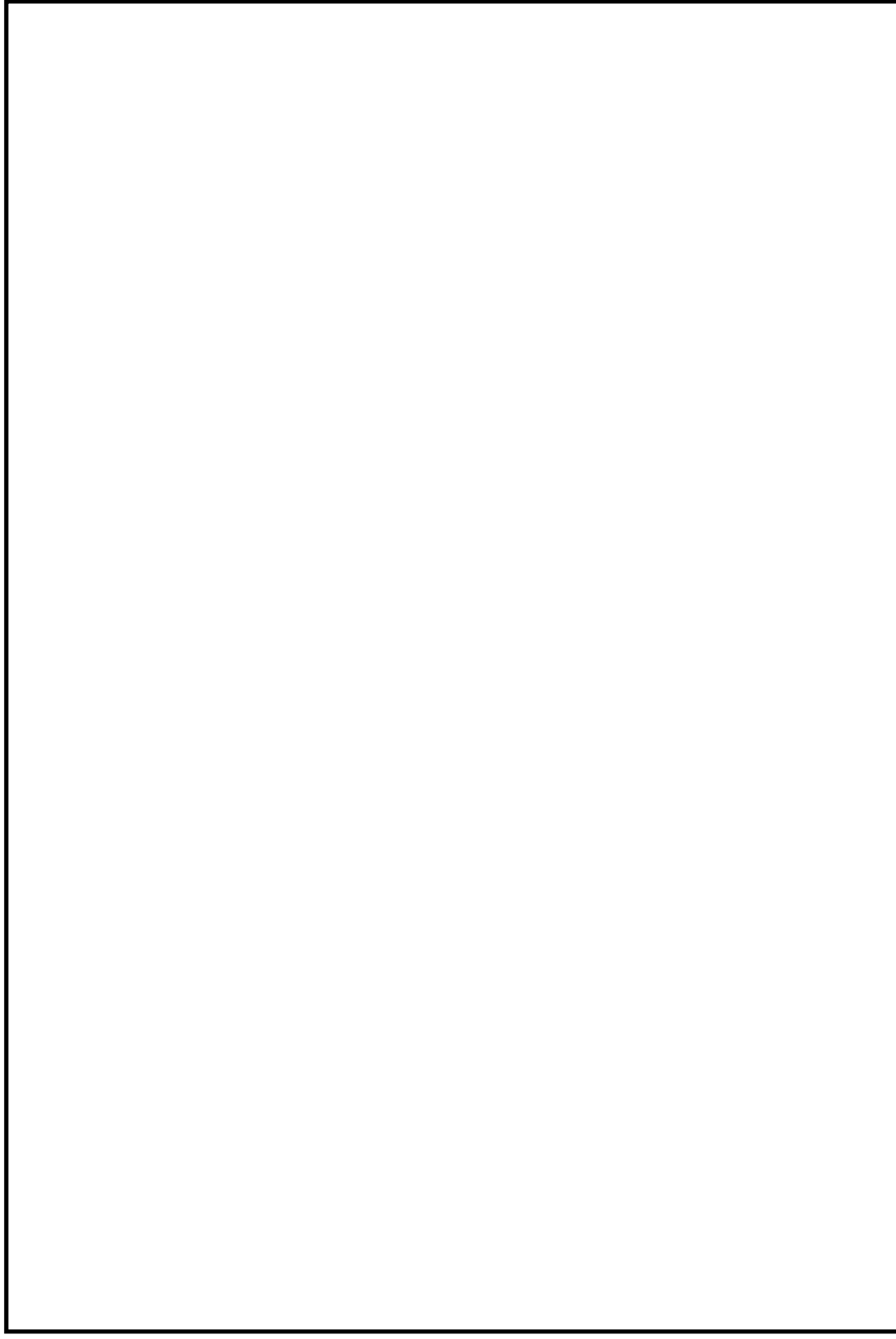
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

「PCV圧力制御」サブプレッション・チェンバ圧力が 384kPa [gage] にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。

炉心損傷が発生していないことを確認する。

サブプレッション・プール水位が+1.29m到達にて、ウェットウェル側からの格納容器ベントを実施する。

AM設備別操作要領書

- AM 4: 「格納容器除熱戦略」
- ・FCVSによる格納容器ベント
- AM 5: 「格納容器機能維持戦略」
- ・大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書

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。

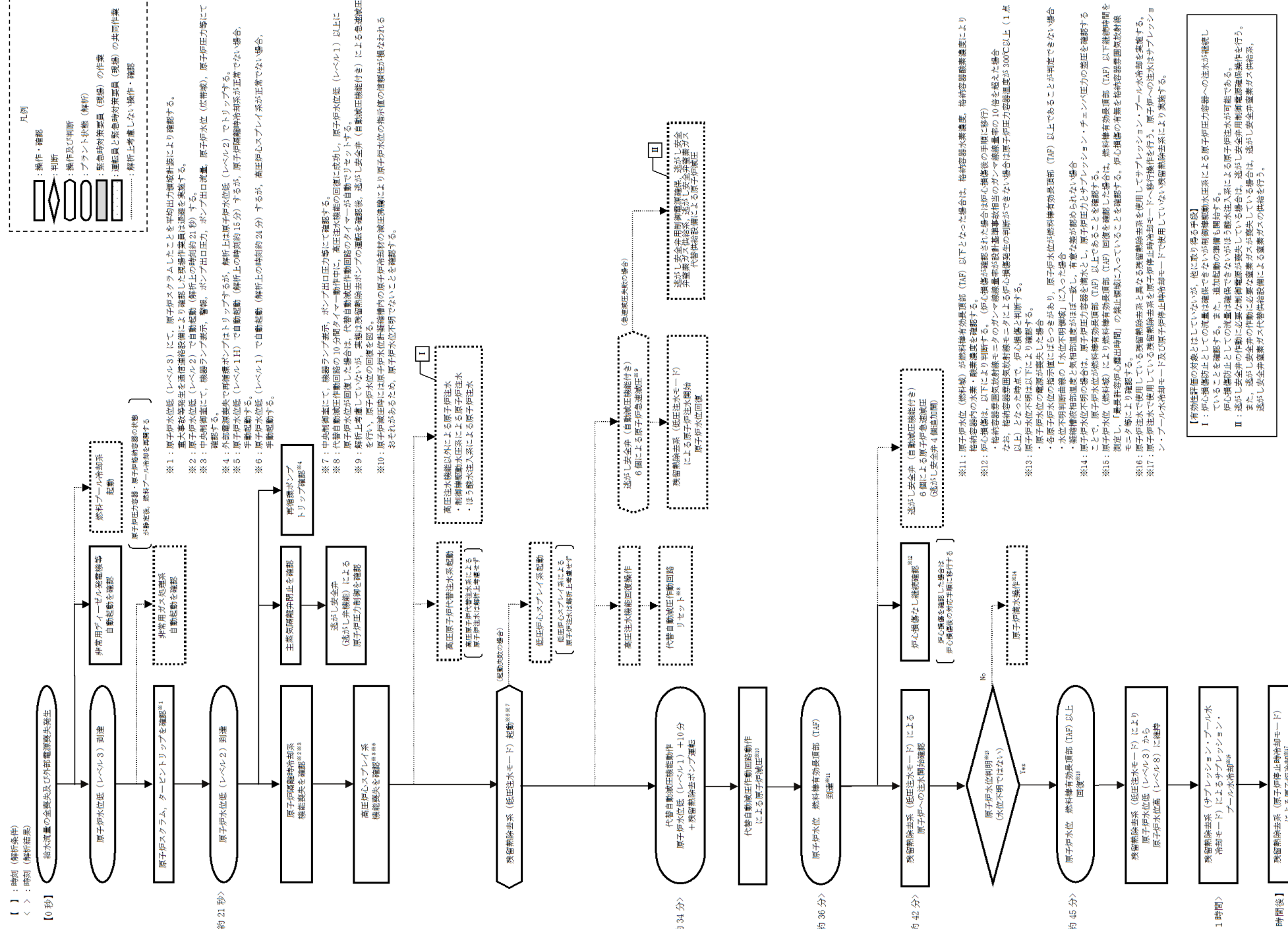
基本的な考え方

代替自動減圧機能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プレッション・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

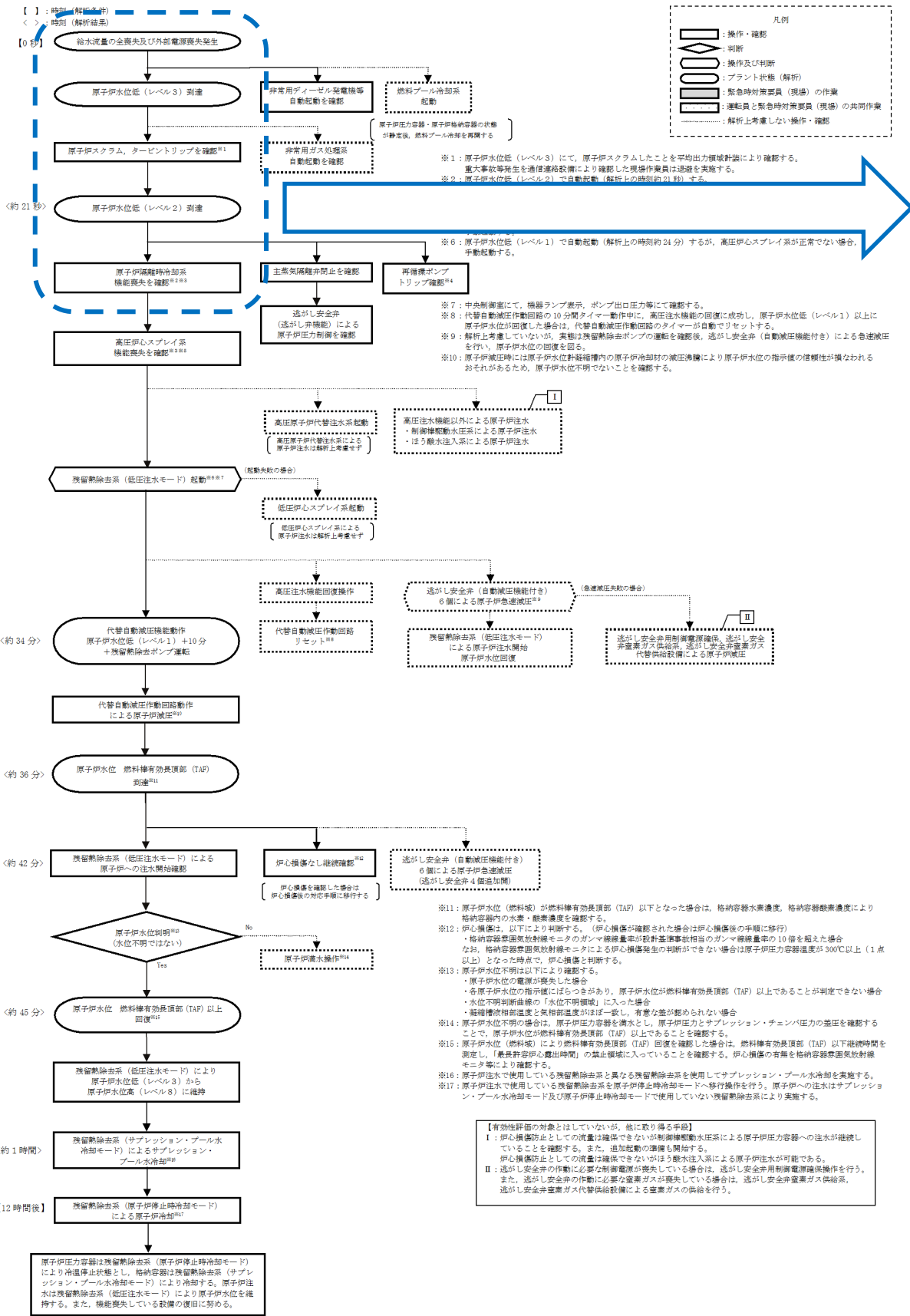
- 外部電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 高圧注水機能喪失確認
- 代替自動減圧機能動作確認
- 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）運転
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転

解析上の対応手順の概要フロー



詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



「スクラム」

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、「格納容器制御導入」を継続監視する。

原子炉水位は全給水喪失し、原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが高圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水が不可となる。**原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため、原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。**

所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。

逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。**サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御 (SP/T(W))」へ移行する。**

操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「**事故時操作要領書 (徴候ベース)**」における**原子炉制御「スクラム (RC)」**を導入する。

「スクラム」

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、「格納容器制御導入」を継続監視する。

原子炉水位は全給水喪失し、原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが高圧注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水が不可となる。**原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため、原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。**

所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。

逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。**サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御 (SP/T(W))」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

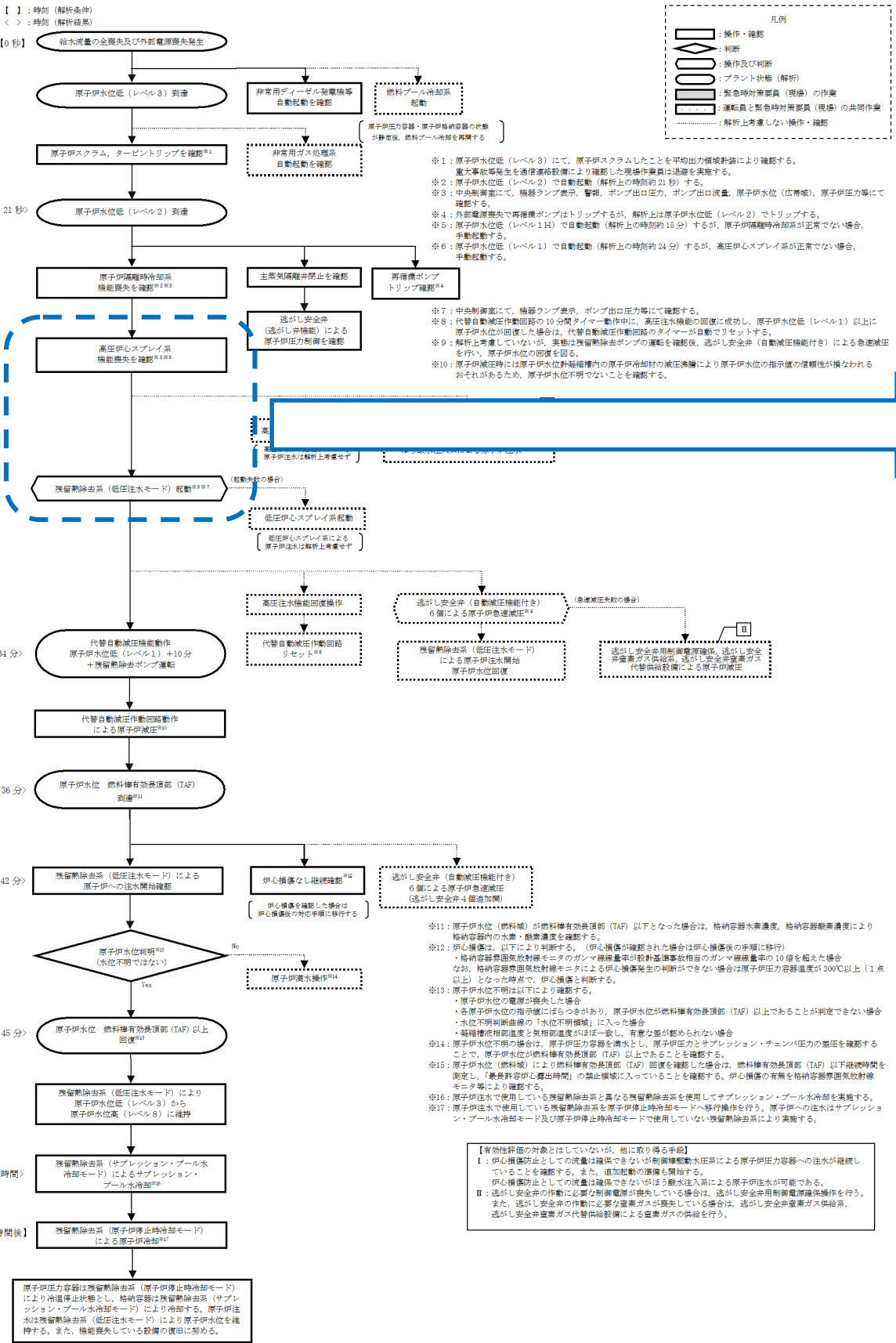
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」



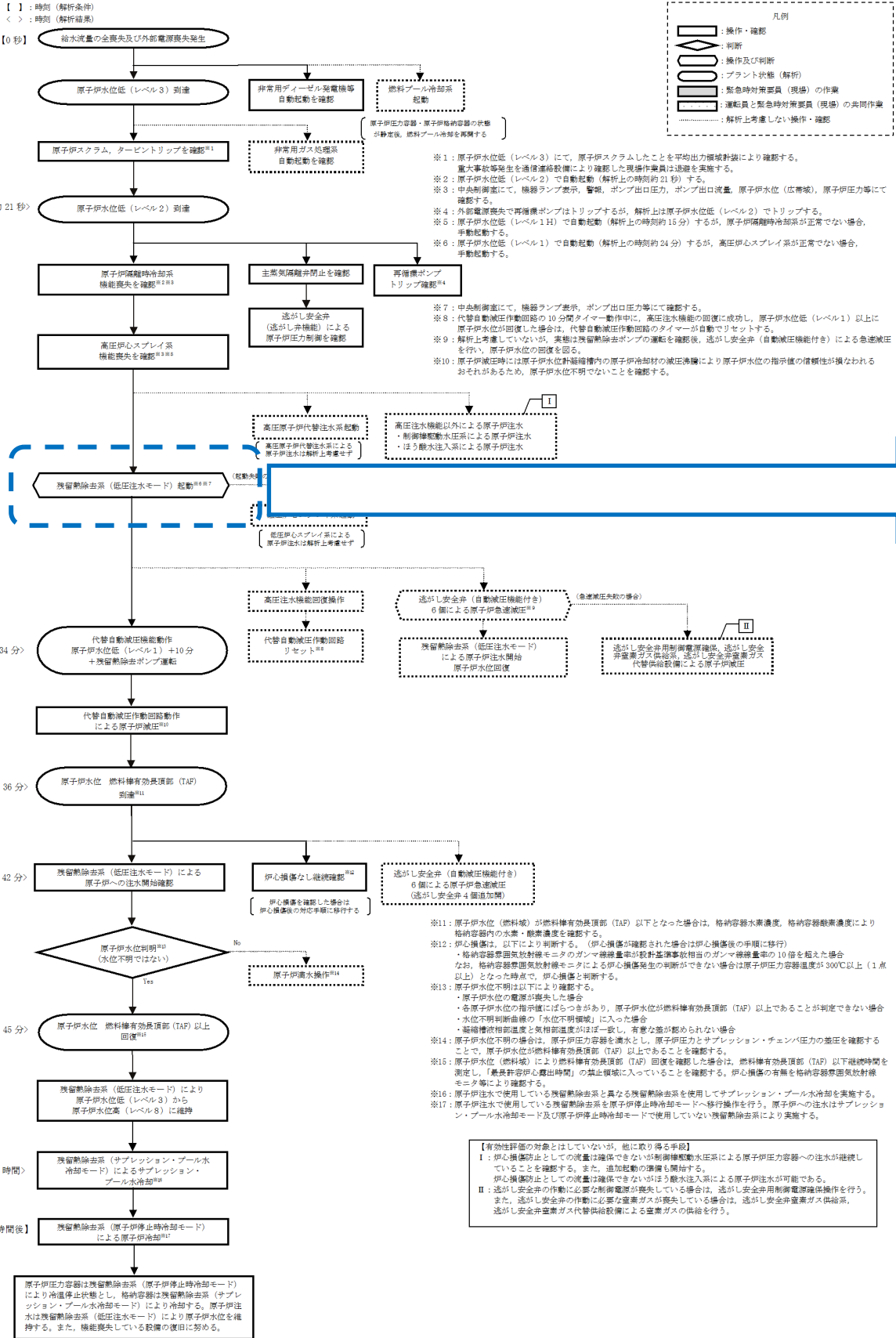
「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 高圧注水機能喪失により、原子炉への注水ができず、原子炉水位低下が継続する。
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 全給水喪失し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により、原子炉圧力容器への注水ができず原子炉水位は低下する。
 原子炉水位低 (レベル 1) にて低圧注水系、低圧炉心スプレイ系の起動を確認する。
原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上に維持不可のため不測事態「水位回復 (C1)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」 C

操作補足事項

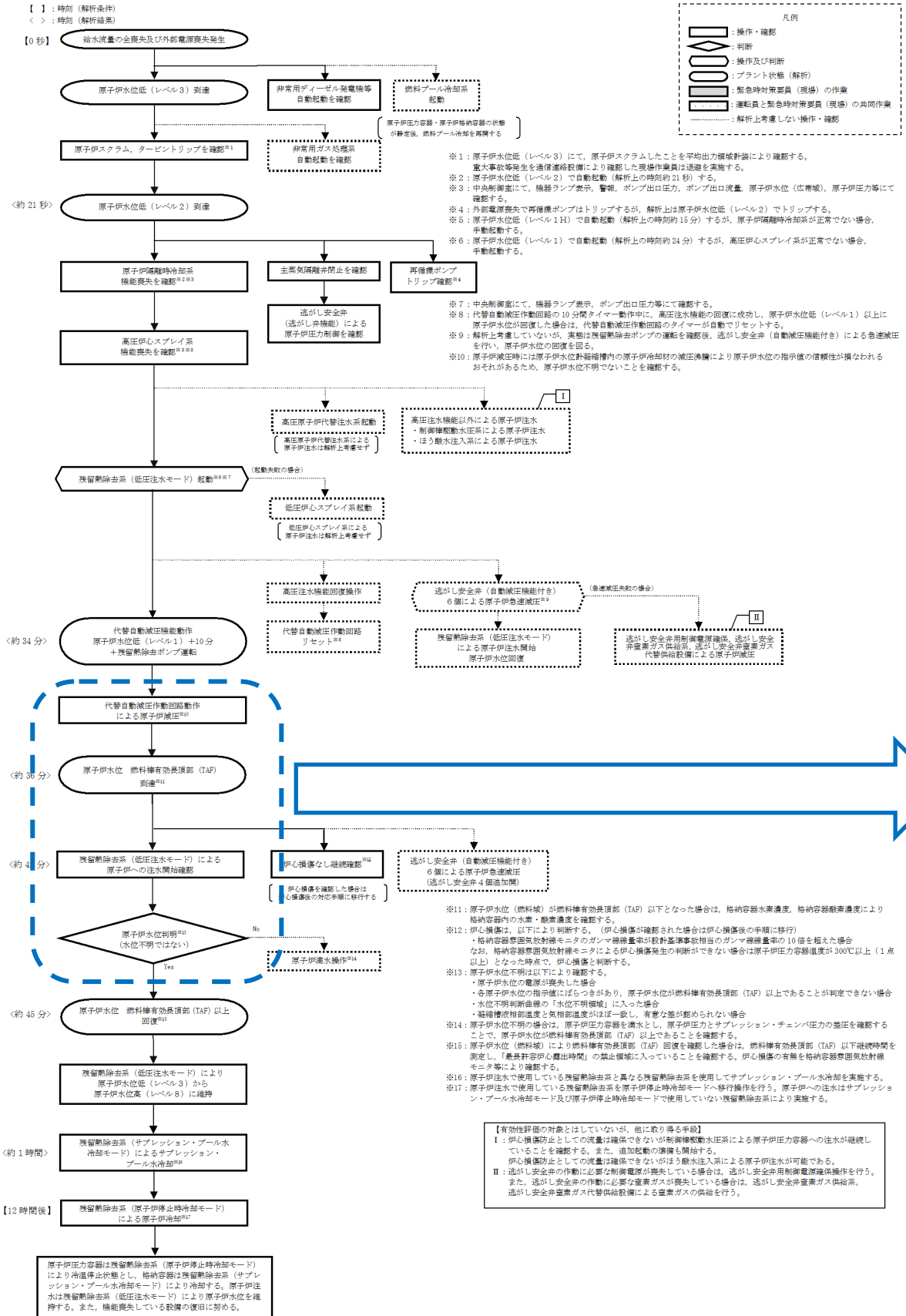
「水位回復」
 低圧注水系は、自動起動には成功するが、減圧機能喪失により原子炉圧力容器への注水が不可となることから、原子炉水位は低下する。
低圧注水可能系統1系統以上があることを確認後、不測事態「急速減圧(C2)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 不測事態「急速減圧」



「急速減圧」

原子炉水位低（レベル1）の状態が10分継続し、低圧注水可能システムが起動している場合、代替自動減圧機能により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個による原子炉減圧が開始する。

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する。

原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復（C1）」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

操作補足事項

「急速減圧」

原子炉水位低（レベル1）の状態が10分継続し、低圧注水可能システムが起動している場合、代替自動減圧機能により逃がし安全弁（自動減圧機能付き）2個による原子炉減圧が開始する。

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する。

原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復（C1）」へ移行する。

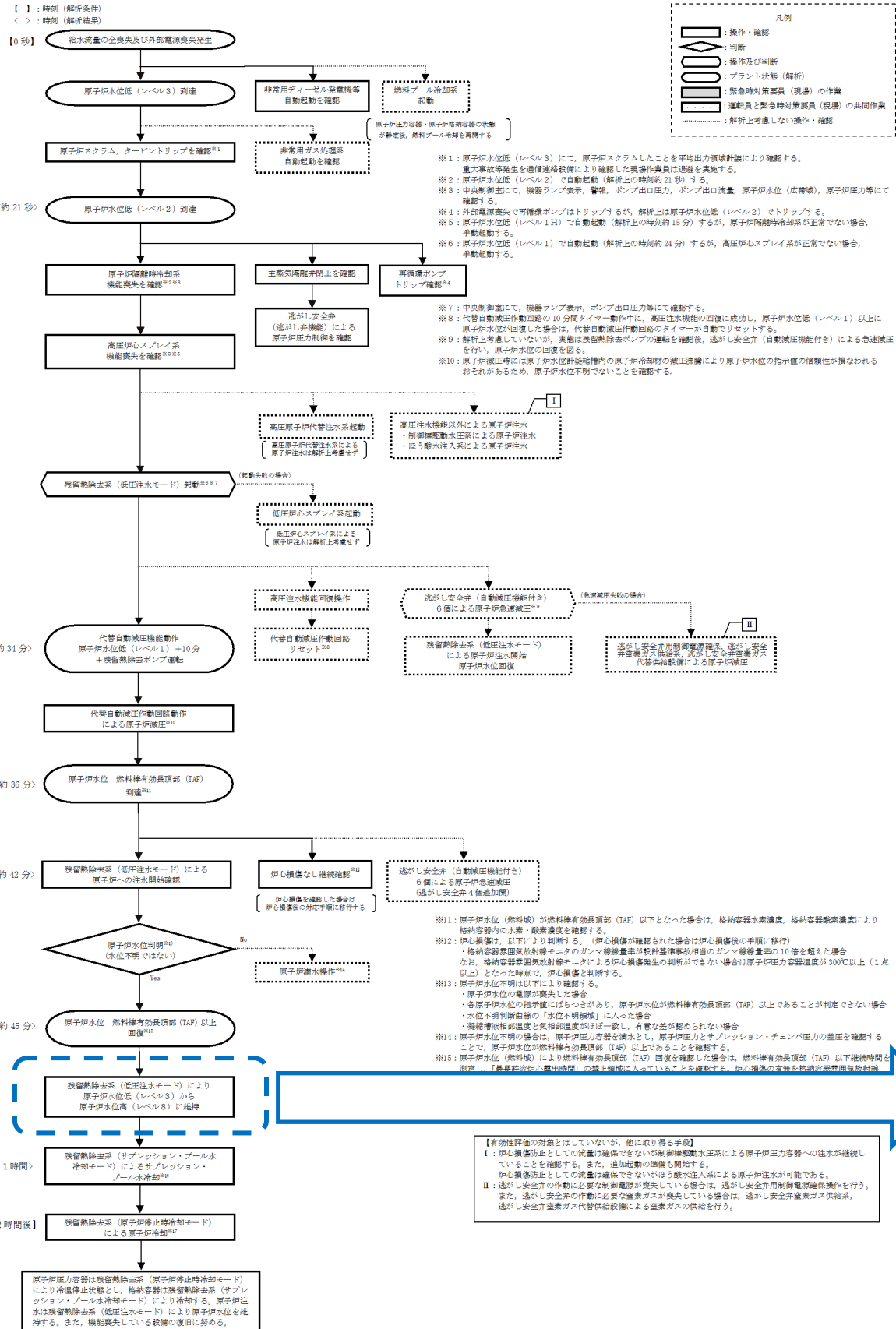
AM設備別操作要領書

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」



事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「水位確保」

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取る手順】

I：炉心損傷防止としての流量は確保できないが制御用高圧注水による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。
 炉心損傷防止としての流量は確保できないがほう水注入による原子炉注水が可能である。
 II：逃がし安全弁の作動に必要な電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用電源供給系、逃がし安全弁用電源ガス代替供給設備による電源ガスの供給を行う。

操作補足事項

「水位回復」
 原子炉減圧により、低圧炉心スプレイ系から原子炉へ注水が始まる。**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上になれば、原子炉制御「水位確保（RC/L）」へ移行する。**

「水位確保」
 低圧炉心スプレイ系により、**原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持し、「スクラム（RC）」へ移行する。**

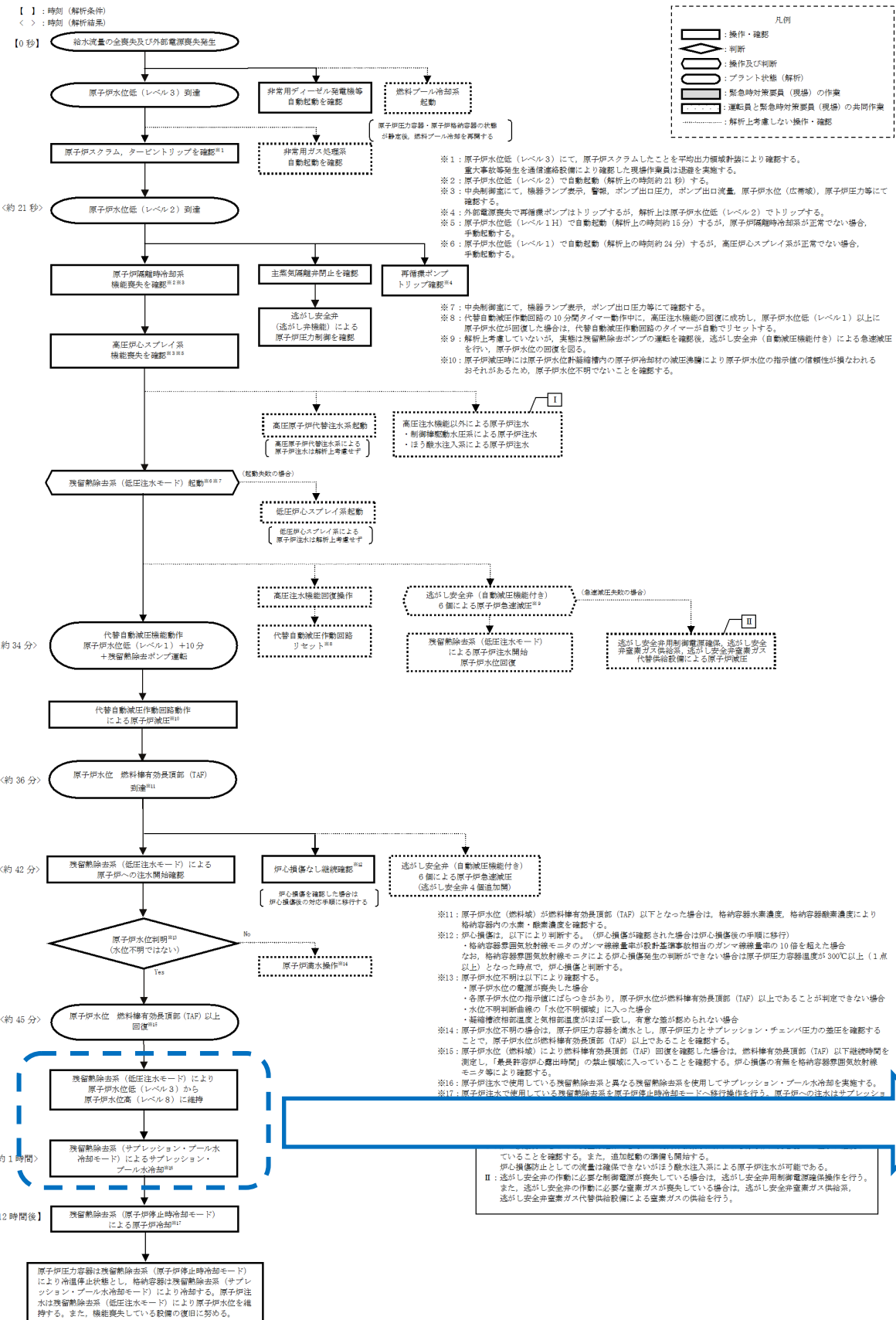
AM設備別操作要領書

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

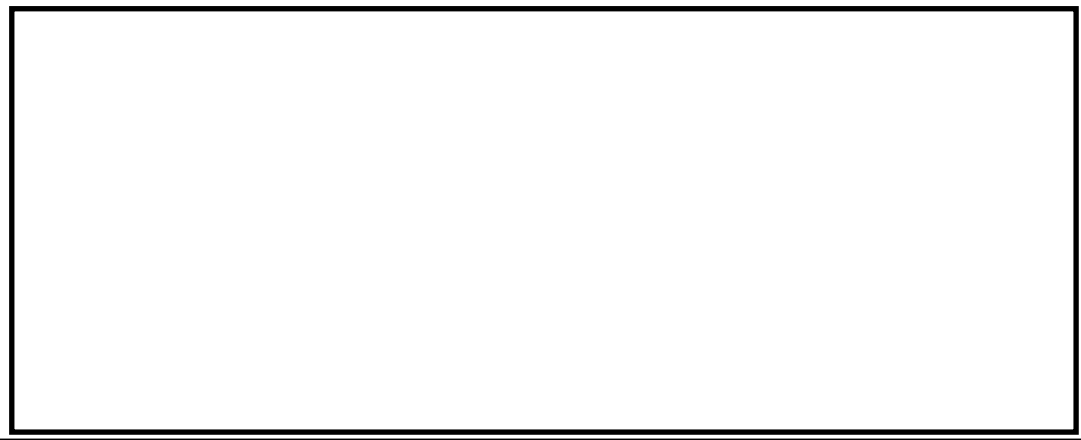
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」

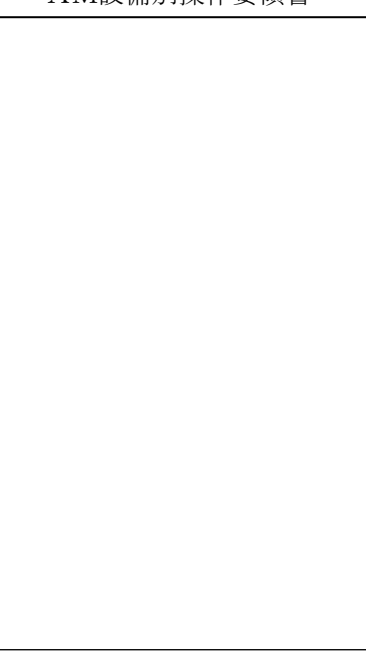


操作補足事項

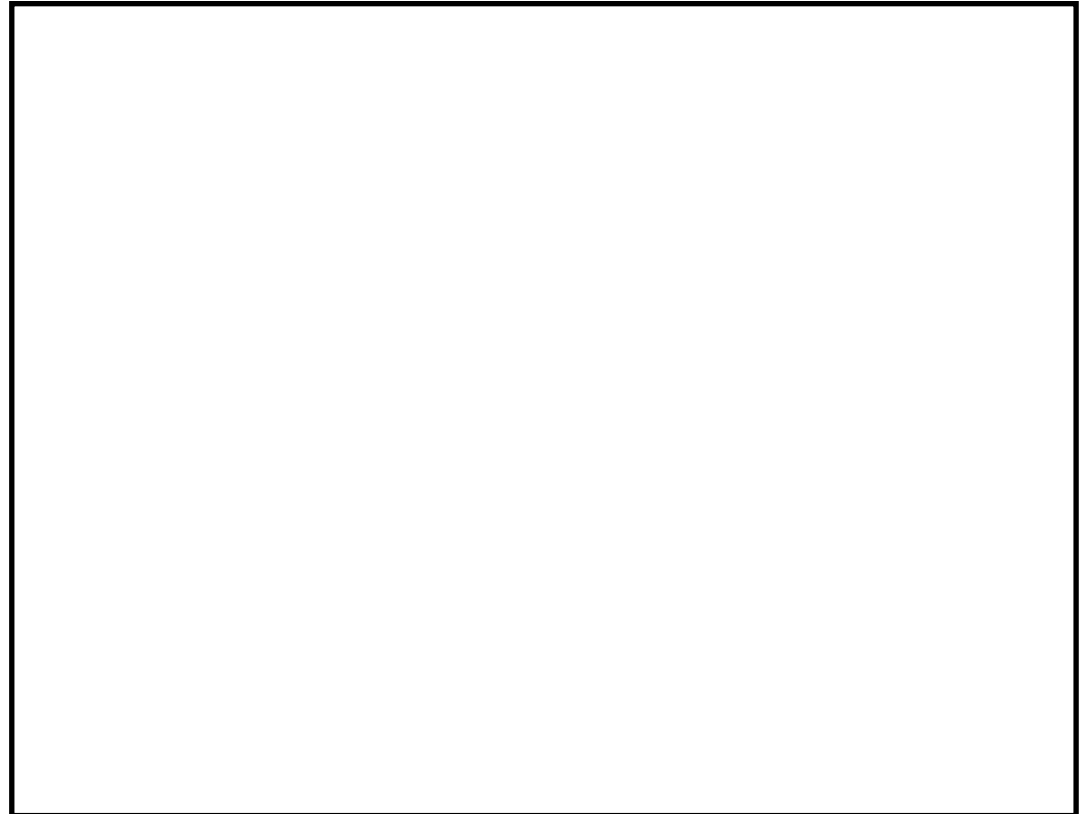
「スクラム」
原子炉水位を連続監視する。

「S/C温度制御」
低圧注水モードで起動した残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モードに切り替えを行い、サブプレッション・プール水の冷却を行う。

AM設備別操作要領書



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



原子力災害対策手順書



1.3 全交流動力電源喪失
 1.3.1 全交流動力電源喪失(長期T B)
 1.3.2 全交流動力電源喪失(T B U)
 1.3.3 全交流動力電源喪失(T B D)

特徴

全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系が自動起動し、設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの、その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることを想定する。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。

基本的な考え方

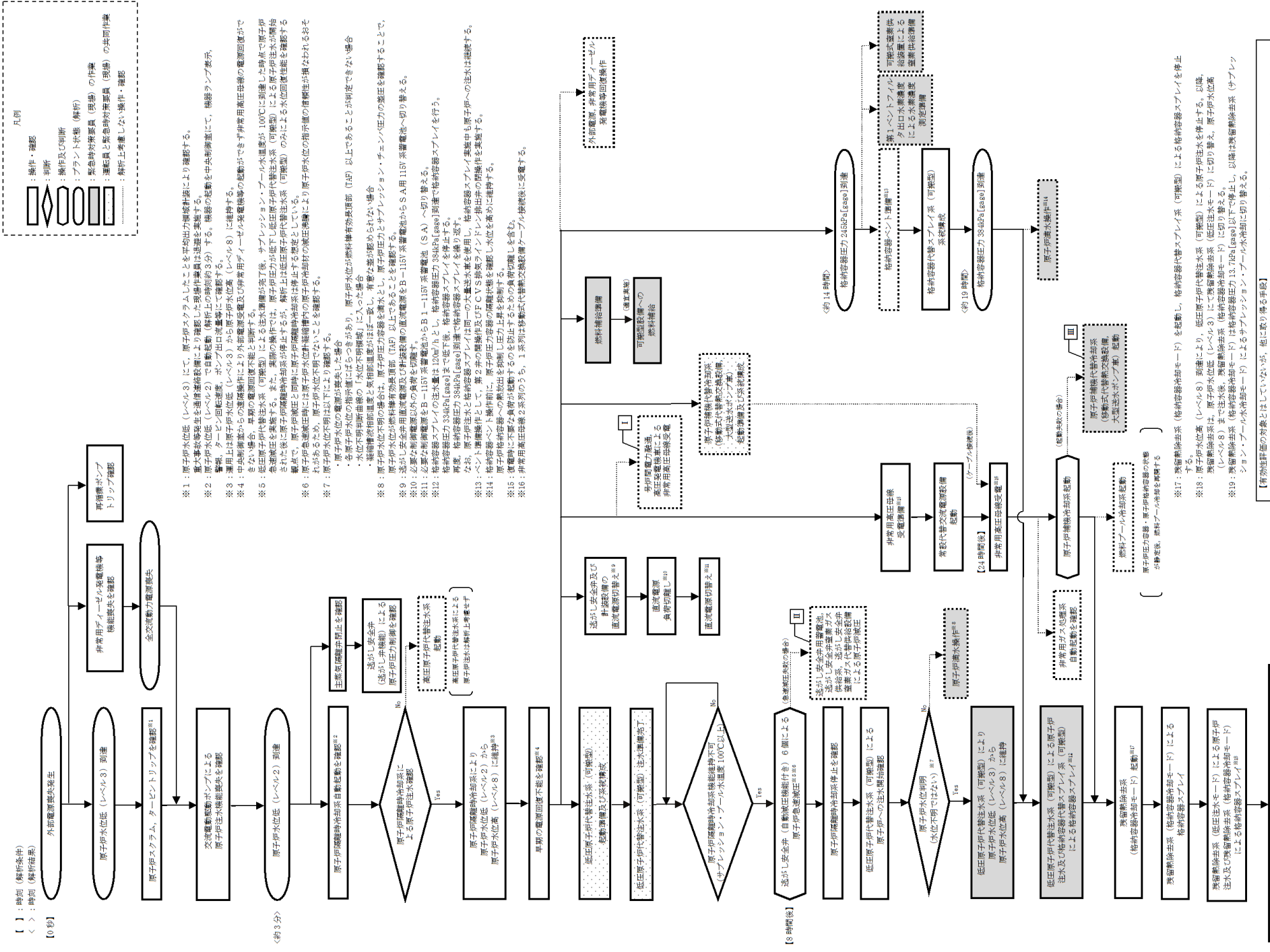
所内常設蓄電池直流電源設備から電源を給電した原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって事象発生 8 時間後まで炉心を冷却し、その後、逃がし安全弁の手动開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水によって事象発生 24 時間 30 分後まで炉心を冷却し、常設代替交流電源設備による給電後に残留熱除去系(低圧注水モード)により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。また、格納容器代替スプレイス(可搬型)による原子炉格納容器冷却並びに残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施する。

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
- 直流電源負荷分離し及び切替え
- 低圧原子炉代替注水系(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
- 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水
- 格納容器代替スプレイス(可搬型)による原子炉格納容器冷却
- 残留熱除去系(格納容器冷却モード)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

事故シナリオグループ「全交流電源喪失」に含まれる事故シナリオグループのうち、「全交流動力電源喪失(長期T B)」、「全交流動力電源喪失(T B U)」、「全交流動力電源喪失(T B D)」は原子炉圧力容器への注水方法に原子炉隔離時冷却系と高圧原子炉代替注水系の違いはあるが手順上同じであることから「全交流動力電源喪失(長期T B)」を代表して記載する。

解析上の対応手順の概要フロー



[] : 時刻 (解析条件)
 < > : 時刻 (解析結果)
 [0秒]

<約3分>

[6時間後]

残留熱除去系(低圧注水モード)により原子炉水位を維持し、残留熱除去系(サブプレッション・プール水冷却モード)によるサブプレッション・プール水冷却を継続する。また、損傷拡大している状態の電圧に劣る原子炉圧力容器は残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により炉心停止状態とする。

凡例
 ◻ : 操作・確認
 ◻ : 判断
 ◻ : 操作及び判断
 ◻ : プラント状態 (移行)
 ◻ : 緊急時作業員(班)の作業
 ◻ : 運転員と緊急時作業員(班)の共同作業
 : 解析上考慮しない操作・確認

- ※1: 原子炉水位低(レベル8)にて、原子炉スクラムしたことを平均出力調整装置により確認する。重大事故等発生を通報装置設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2: 原子炉水位低(レベル2)で自動起動(解析上の時刻約8分)する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※3: 運用中は原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持する。
- ※4: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動ができず異常高圧注水母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※5: 原子炉水位低(レベル2)による注水準備が完了後、サブプレッション・プール水温度が100℃に到達した時点で原子炉緊急減圧を実施する。また、減圧の操作では、原子炉圧力が低下し低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水が開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、原子炉圧力が低下し低圧原子炉代替注水系(可搬型)のみによる水位回復を確認する観点で、原子炉減圧と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する状態としている。
- ※6: 原子炉急速減圧時には原子炉水位中継器内の原子炉冷却材の減圧設備により原子炉水位の増減により原子炉水位の増減が顕著な場合があるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
- ※7: 原子炉水位不明は以下により確認する。
 - ・原子炉水位の電圧が異常な場合
 - ・各原子炉水位の指示値にばらつきがある場合
 - ・原子炉水位が燃料棒有効減頂部(THF)以上であることが判定できない場合
 - ・水位不明判断設備の「水位不明確認」に入った場合
 - ・燃料棒有効減頂部と系前部温度がほぼ一致し、有差が認められない場合
- ※8: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバール圧力を確認すること、逃がし安全弁用直流電源及び残留熱除去系(格納容器)の電源をB-115V系電源からS.A用115V系電源へ切り替える。
- ※9: 必要に応じて電源喪失以外の負荷を切替える。
- ※10: 必要に応じて電源喪失からB-115V系電源からB1-115V系電源(SA)へ切り替える。
- ※11: 格納容器スプレイスの注水量は12個/hとし、格納容器スプレイスを停止する。なお、格納容器スプレイスの注水量は同一の本装置水車を使用し、格納容器スプレイス実装中も原子炉への注水は継続する。また、原子炉注水と格納容器スプレイスは同一の本装置水車を使用し、格納容器スプレイス実装中も原子炉への注水は継続する。
- ※12: 格納容器スプレイスの注水量は12個/hとし、格納容器スプレイスを停止する。
- ※13: 必要に応じて電源喪失以外の負荷を切替える。
- ※14: 原子炉注水と格納容器スプレイスは同一の本装置水車を使用し、格納容器スプレイス実装中も原子炉への注水は継続する。
- ※15: 格納容器ベント操作前、原子炉圧力調整の履歴を確認し水位を常に維持する。
- ※16: 格納容器ベントの蒸気排出を抑制し圧力上昇を抑制する。
- ※17: 運用中不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切替を含む。
- ※18: 非常用高圧母線2系列のうち、1系列は移動式代替格納容器冷却ケーブル確保に受電する。

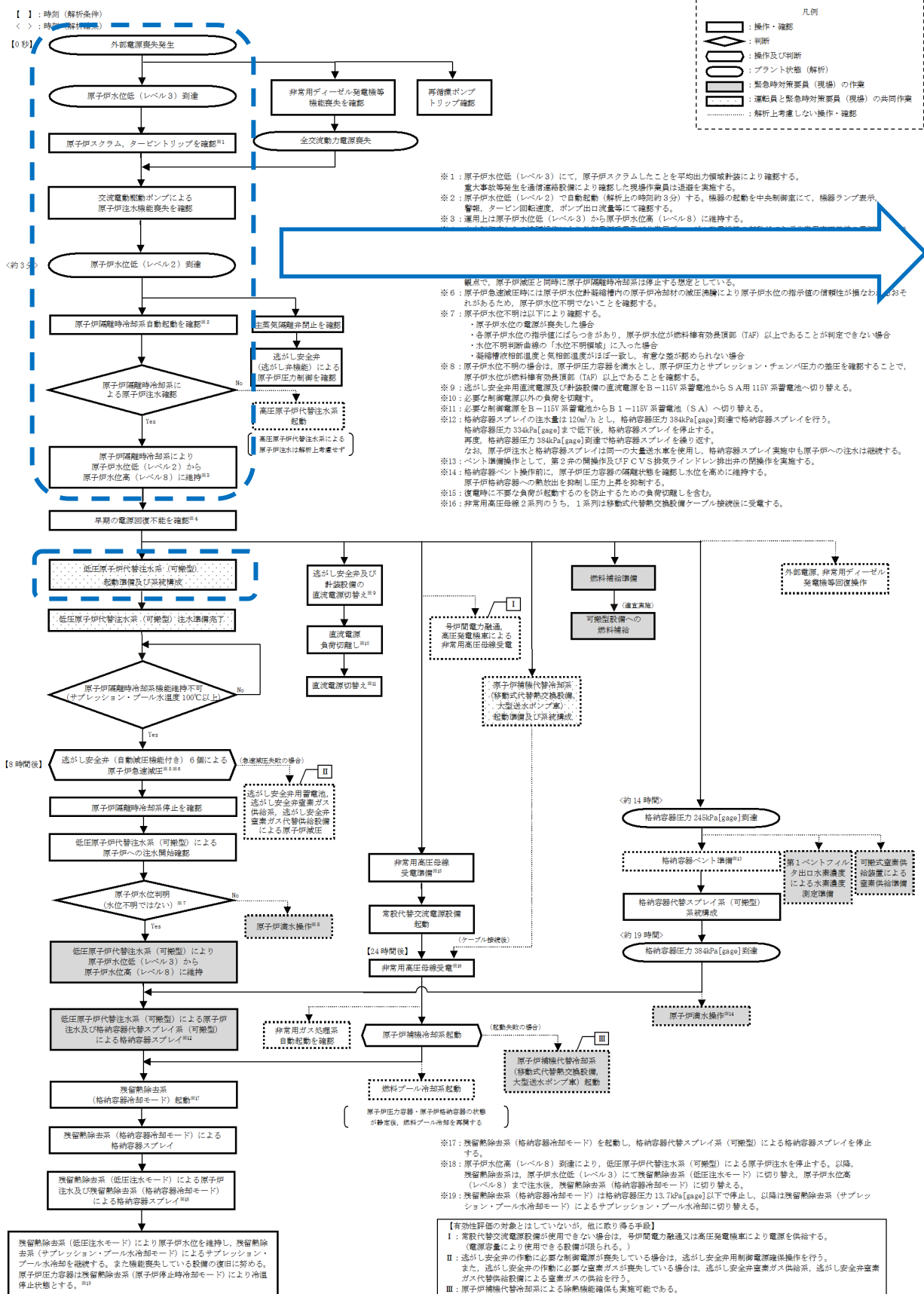
【有効経路の定義としてはしていないが、他に取れない場合は、他に取れない場合は、有効経路を供給する。】
 I : 緊急時作業員(班)の作業
 II : 運転員と緊急時作業員(班)の共同作業
 III : 解析上考慮しない操作・確認

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「**事故時操作要領書 (徴候ベース)**」における**原子炉制御「スクラム (RC)」**を導入する。

「スクラム」
 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、「格納容器制御導入」を継続監視する。
 原子炉水位は全給水喪失するため水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。サブプレッション・プール水温度が100℃到達で機能喪失するため、他の注水手段を確保する。

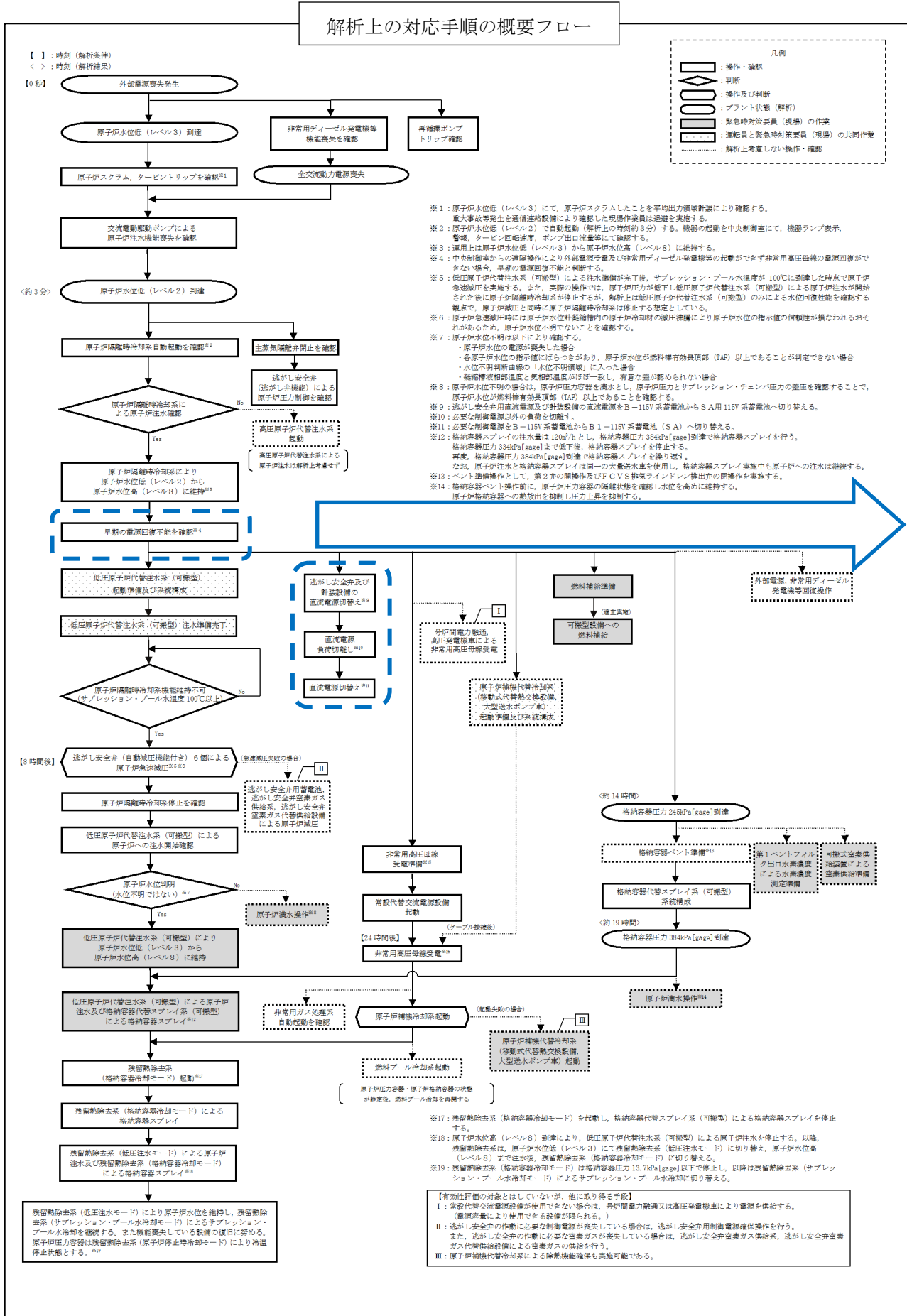
所内電源は外部電源が喪失しているため「**電源復旧 (PS/R)**」へ移行する。

原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール温度、格納容器圧力が上昇する。

サブプレッション・プール水温度35℃到達で**格納容器制御「S/C水温度制御 (SP/T (W))**」へ移行する。ドライウエル圧力13.7kPa[gage]到達で**格納容器制御「PCV圧力制御 (PC/P)」**へ移行する。

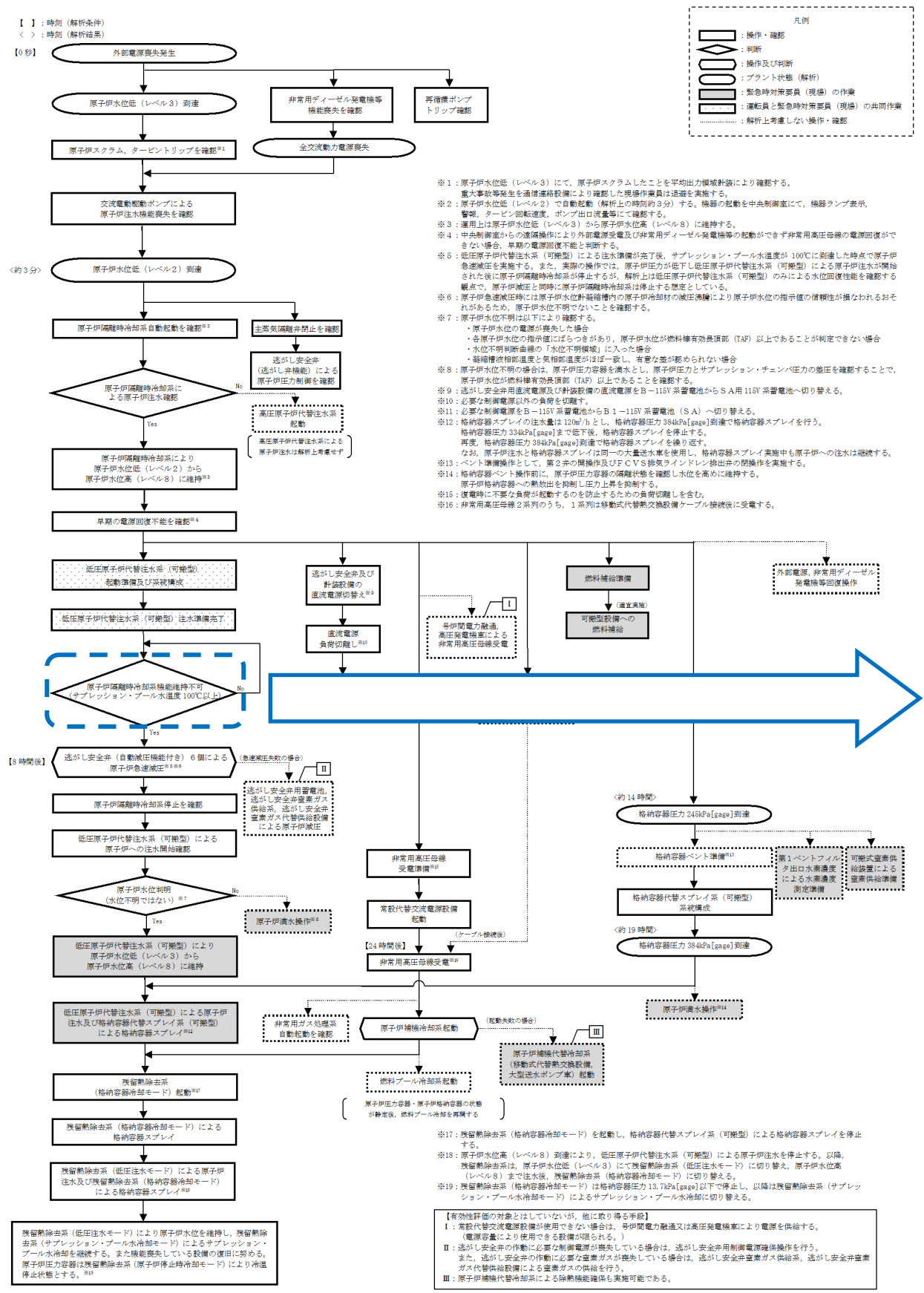
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書



- ### 操作補足事項
- 「電源復旧」
- 外部電源および非常用ディーゼル発電機等が喪失しているため、ガスタービン発電機の起動を試みるが起動に失敗する。
- 直流電源は蓄電池により給電されるが、制御電源を維持するため不要な負荷を切り離す。
- 逃がし安全弁用電源を確保するため、電源切替を実施する。
- B-115V系直流電源については、B1-115V系(SA)直流電源から融通し24時間維持する。
-
- ### AM設備別操作要領書
- AM 2**：「原子炉減圧戦略」
- S R V 駆動源確保（S R V 電源切替）
- AM 9**：「代替監視戦略」
- 重要計器の電源切替
- AM 11**：「電源確保戦略」
- B1-115V 蓄電池（SA）による B-115V 系直流盤受電
-
- ### 原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

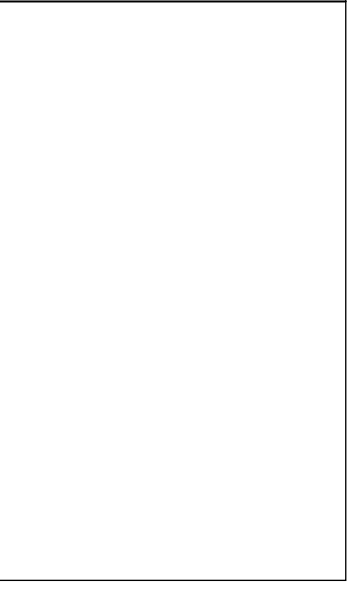
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



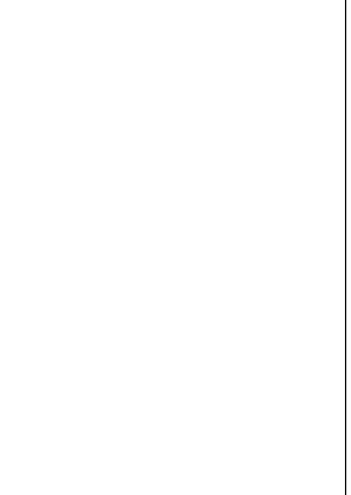
操作補足事項

「S/C温度制御」
 サプレッション・プール冷却を試みるが全交流動力電源喪失により、原子炉補機冷却系/原子炉補機海水系が喪失しているため、起動できない。
 サプレッション・プール水温の上昇が継続する。**サブプレッション・プール水温度が 100℃に到達後、不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

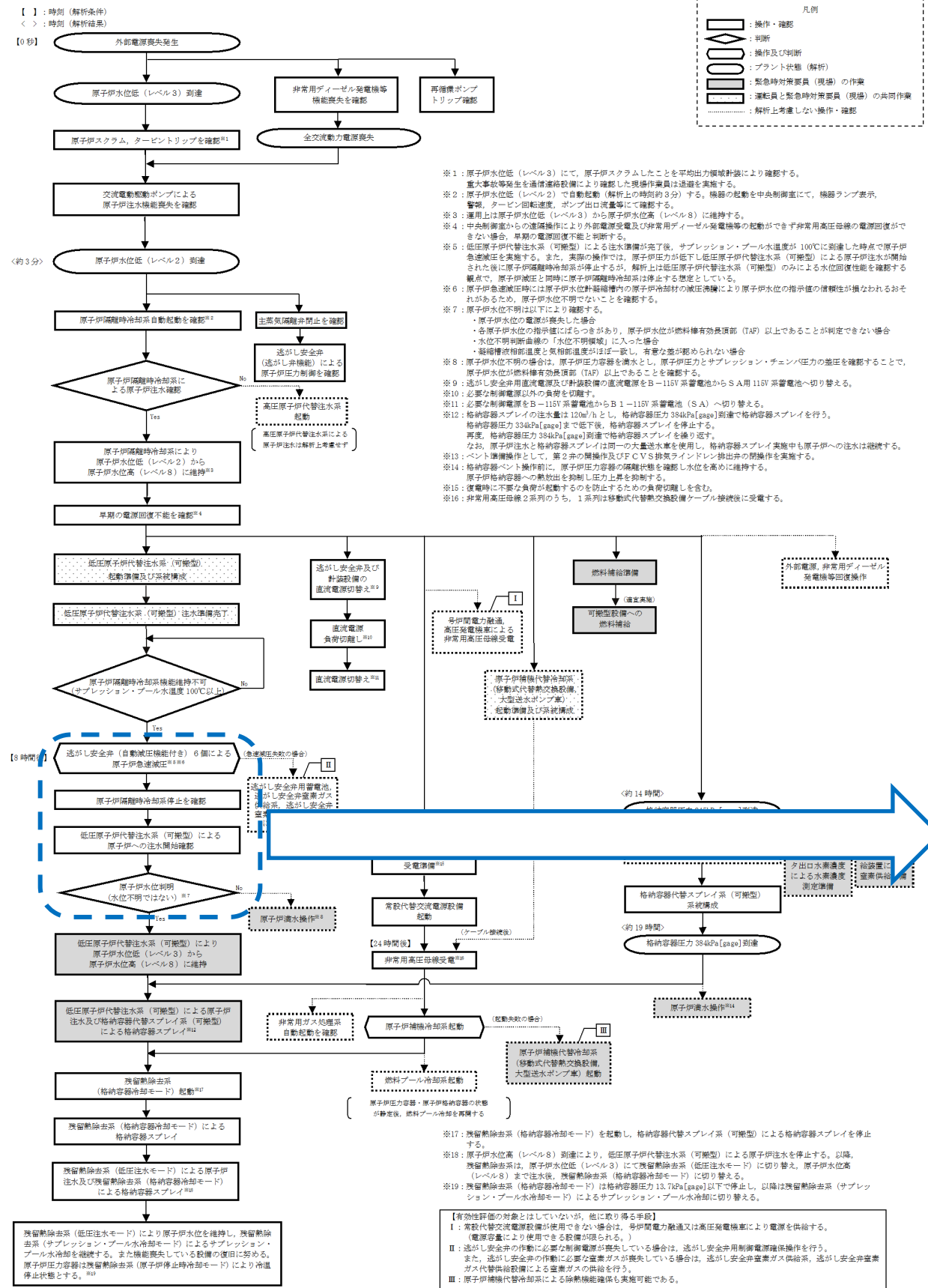


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

「急速減圧」
 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) が起動していることを確認後、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6個を全開にし、原子炉を減圧する。
 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する。
原子炉水位が判明していることを確認し、格納容器制御「S/C温度制御 (SP/T)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

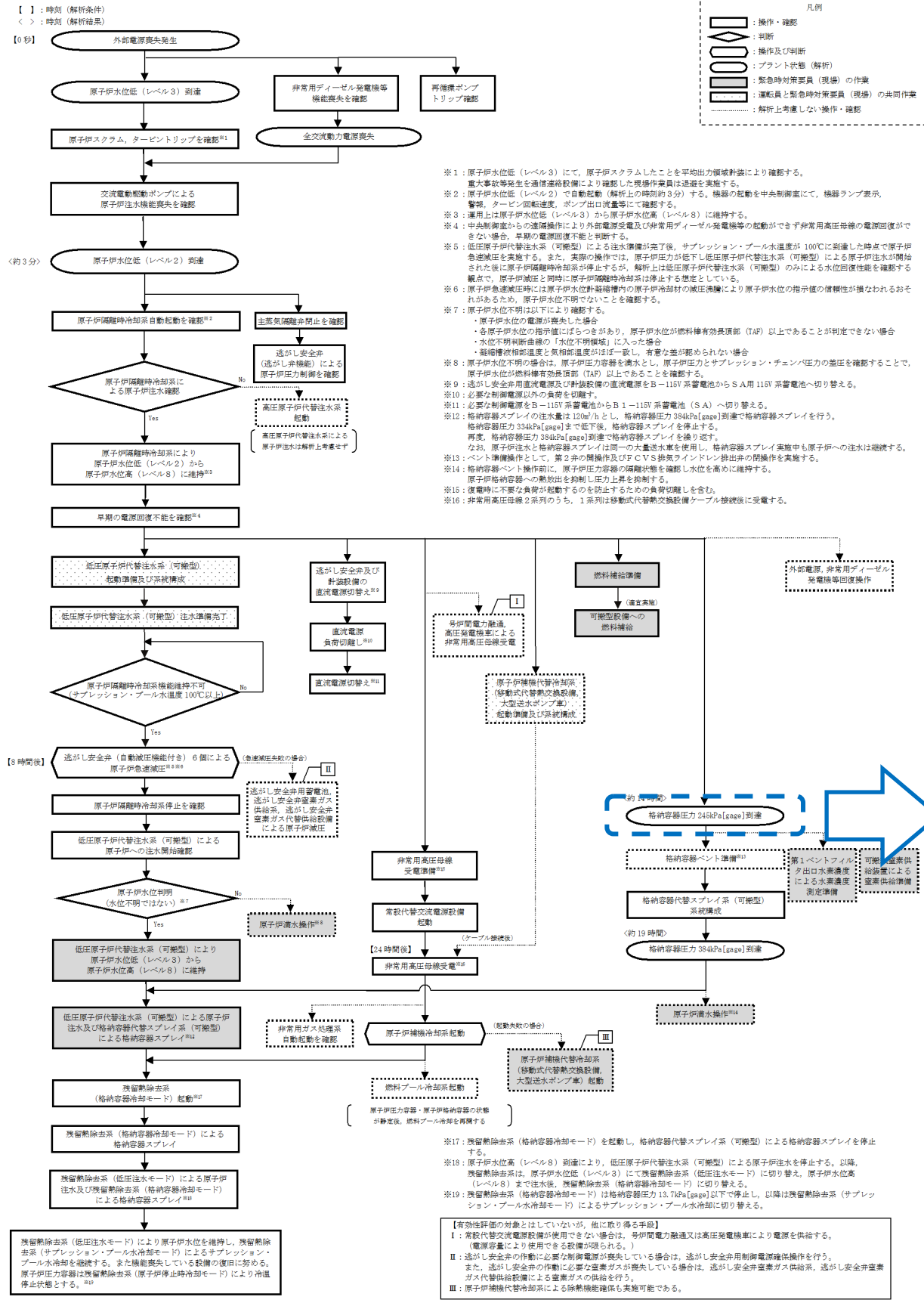
AM 1: 「原子炉注水戦略」
 ・大量送水車による原子炉注水

原子力災害対策手順書

EHP
 ・大量送水車を使用した送水

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

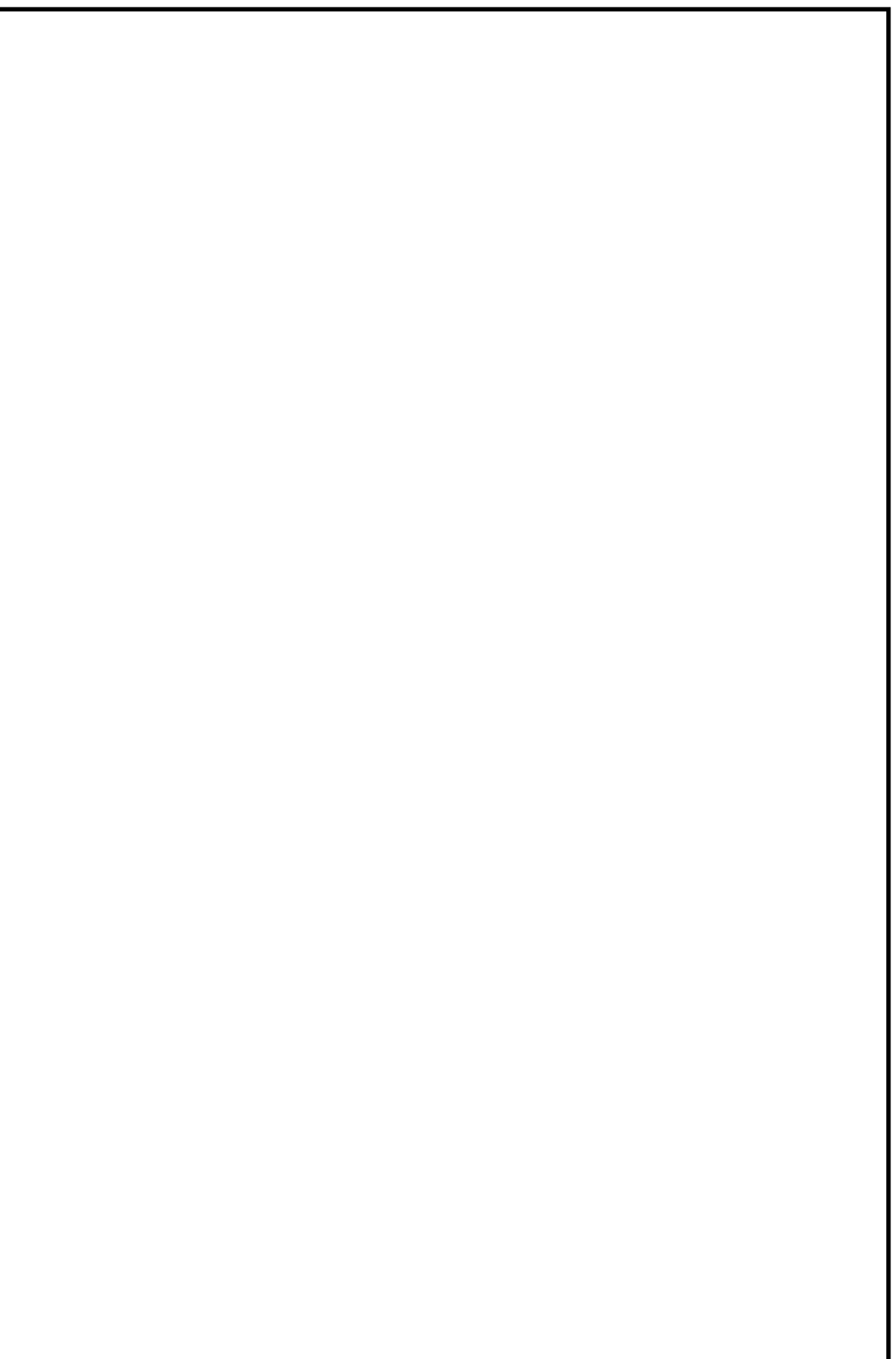
解析上の対応手順の概要フロー



- 凡例
- : 操作・確認
 - ◇ : 判断
 - : 操作及び判断
 - ▭ : プラント状態 (解析)
 - ▭ : 緊急時対策要員 (現場) の作業
 - ▭ : 運転員と緊急時対策要員 (現場) の共同作業
 - ⋯ : 解析上考慮しない操作・確認
- ※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力傾斜計により確認する。
 ※2: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約3分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ吐出流量等にて確認する。
 ※3: 運用上は原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。
 ※4: 中央制御室からの連絡操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
 ※5: 低圧原子炉代替注水 (可搬型) による注水準備が完了後、サブプレッション・プール水温度が 100℃ に到達した時点で原子炉急減圧を実施する。また、実際の操作では、原子炉圧力が低圧原子炉代替注水 (可搬型) による原子炉注水を開始された後に原子炉隔離時冷却系が停止するが、解析上は低圧原子炉代替注水 (可搬型) のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧と同時に原子炉隔離時冷却系は停止する状態としている。
 ※6: 原子炉急減圧時には原子炉燃料格納容器内の原子炉冷却材の減圧沸騰により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
 ※7: 原子炉水位不明は以下により確認する。
 ・原子炉水位の電線が喪失した場合
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合
 ・水位不明領域の「水位不明領域」に入った場合
 ・凝縮器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場合
 ※8: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバ/圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。
 ※9: 逃がし安全弁用直電電源及び射線設備の直電電源を B-115V 系蓄電池から S-A 用 115V 系蓄電池へ切り替える。
 ※10: 必要な制御電源以外の負荷を切離す。
 ※11: 必要な制御電源を B-115V 系蓄電池から B-115V 系蓄電池 (S-A) へ切り替える。
 ※12: 格納容器スプレイの注水量は 120m³/h とし、格納容器圧力 384kPa [gauge] 到達で格納容器スプレイを行う。
 格納容器圧力 334kPa [gauge] まで低下後、格納容器スプレイを停止する。
 再発、格納容器圧力 384kPa [gauge] 到達で格納容器スプレイを繰り返す。
 なお、原子炉注水と格納容器スプレイは同一の大量注水ポンプを使用し、格納容器スプレイ実施中も原子炉への注水は継続する。
 ※13: ベント準備操作として、第 2 系の開閉操作及び FCVS 排気ラインの閉鎖操作を実施する。
 ※14: 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。
 ※15: 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切離しを含む。
 ※16: 非常用高圧母線 2 系列のうち、1 系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後に受電する。

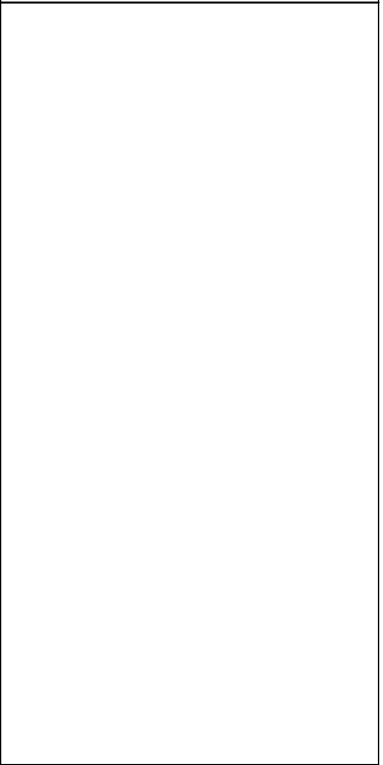
事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「PCV 圧力制御」 E

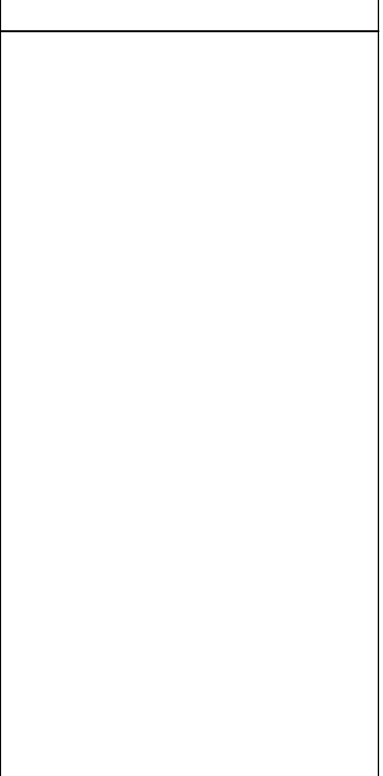


操作補足事項

AM設備別操作要領書

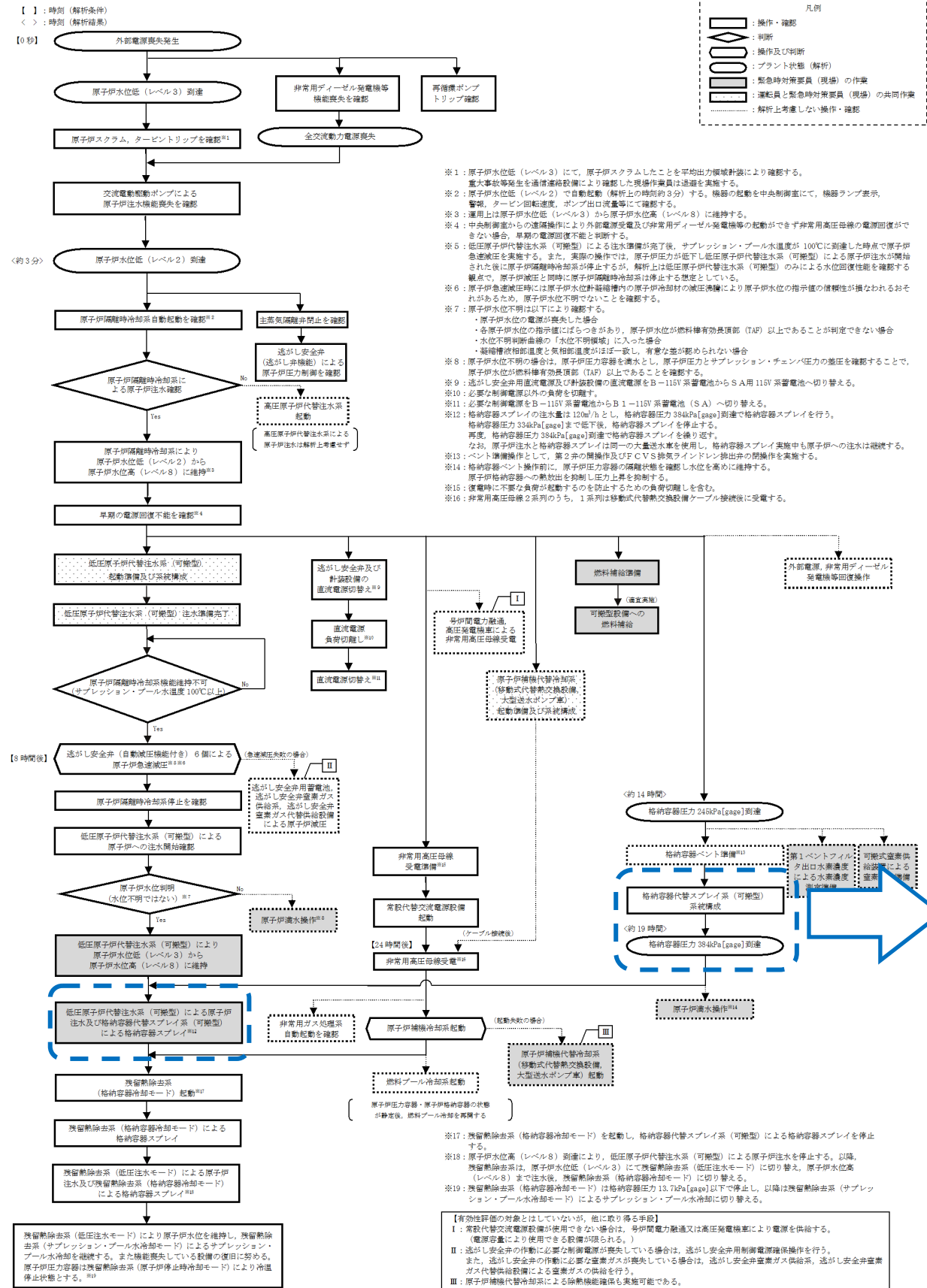


原子力災害対策手順書



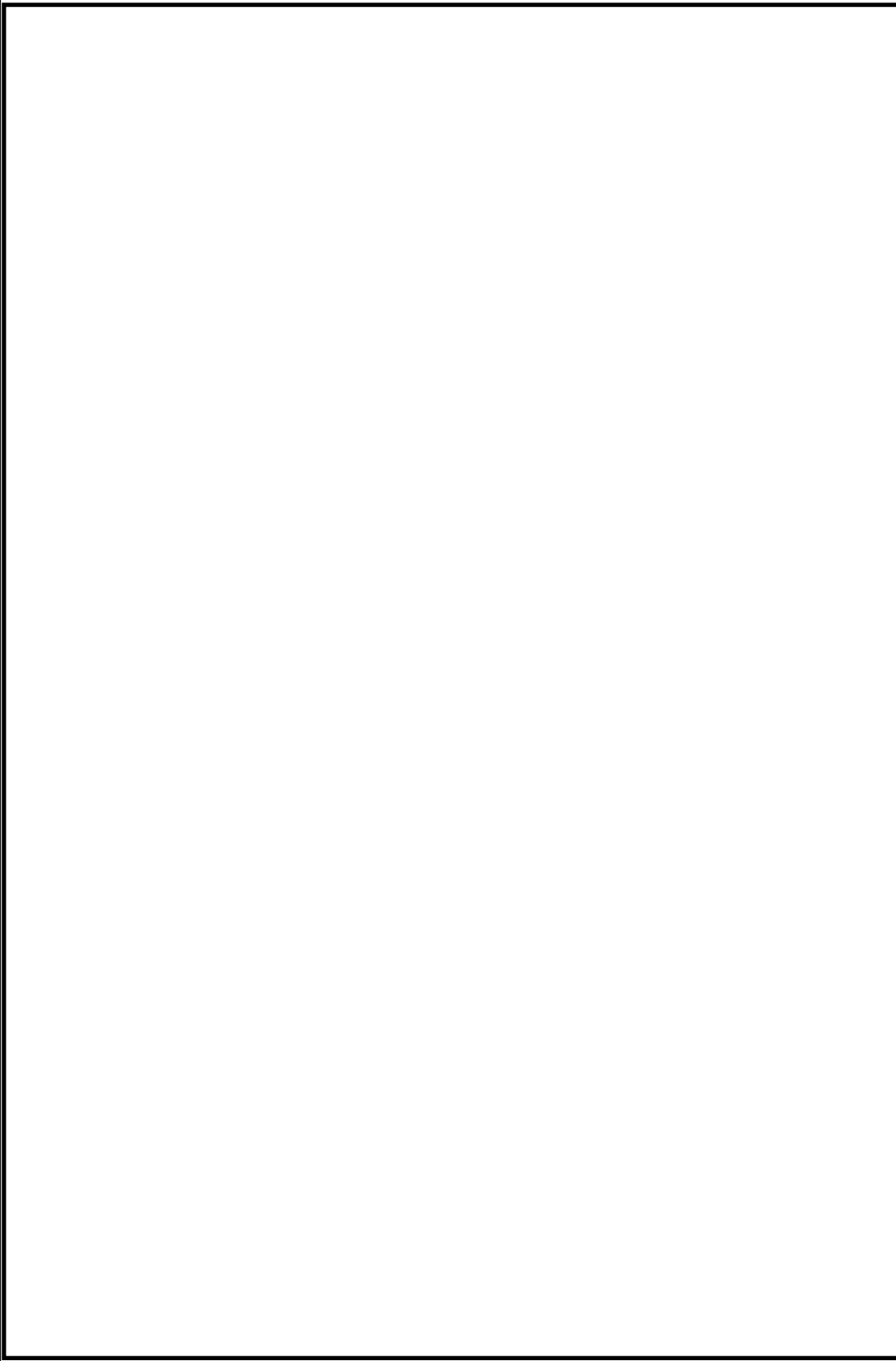
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



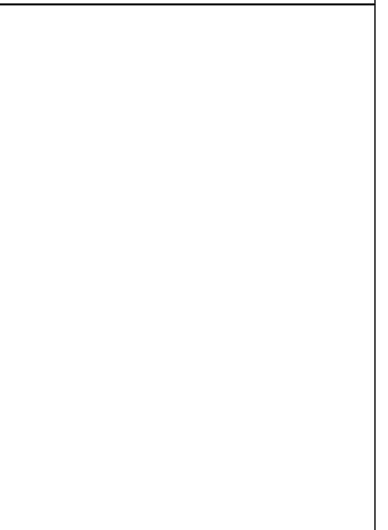
操作補足事項

「PCV圧力制御」サブプレッション・チェンバ圧力が384kPa[gage]にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。

AM設備別操作要領書

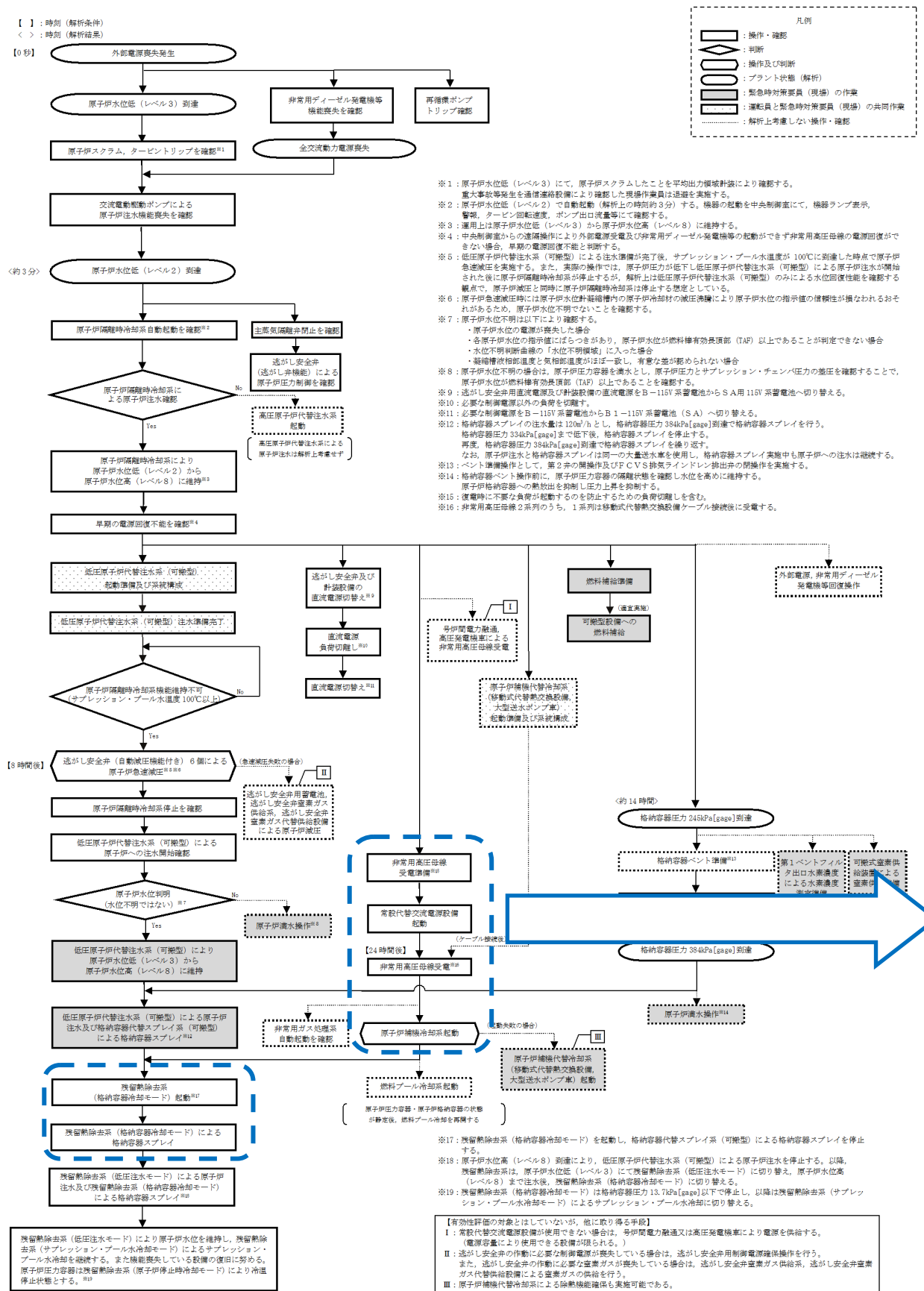
AM 5: 「格納容器機能維持戦略」
・大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 電源復旧 B



操作補足事項

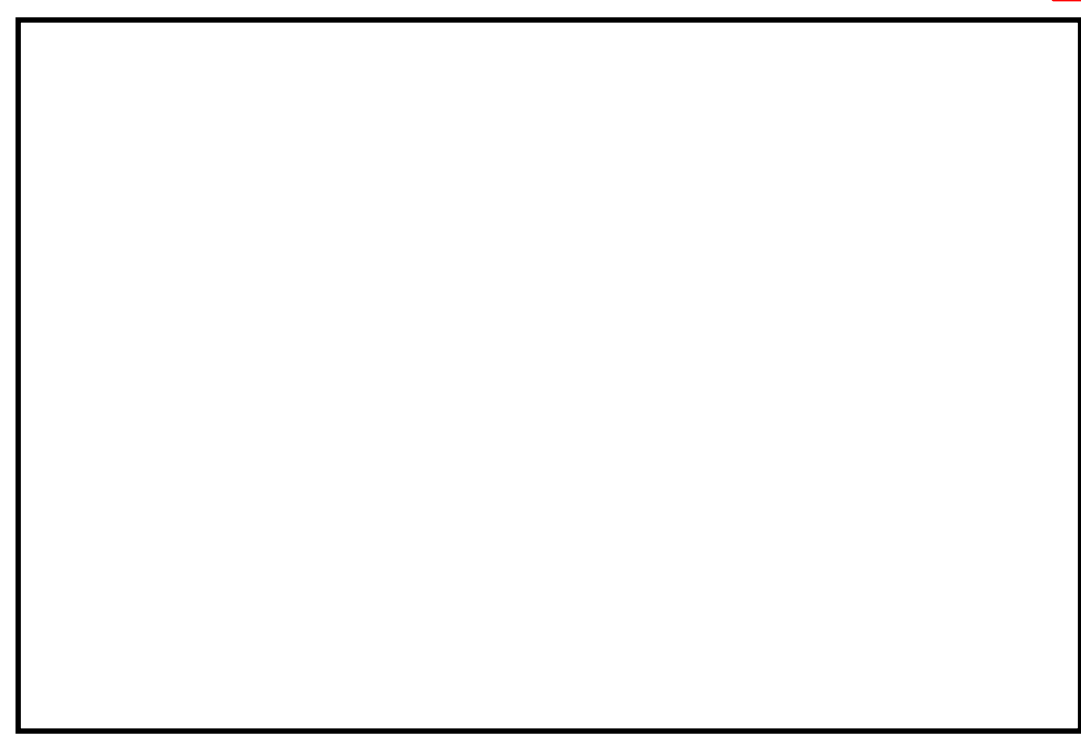
「電源復旧」
 ガスタービン発電機が起動可能になり、非常用母線受電準備が完了していること、移動式代替熱交換設備の電源ケーブルが接続されていることを確認し、ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

「PCV圧力制御」
 非常用母線受電後、原子炉補機冷却系、残留熱除去系 (格納容器冷却モード) を起動する。

AM設備別操作要領書

- AM 11**: 「電源確保戦略」
 - ・GTGによるC, D-M/C受電
- AM 4**: 「格納容器除熱戦略」
 - ・RHRによる格納容器除熱

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「PCV圧力制御」 E



原子力災害手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1.3 全交流動力電源喪失

1.3.4 全交流動力電源喪失 (TBP)

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。

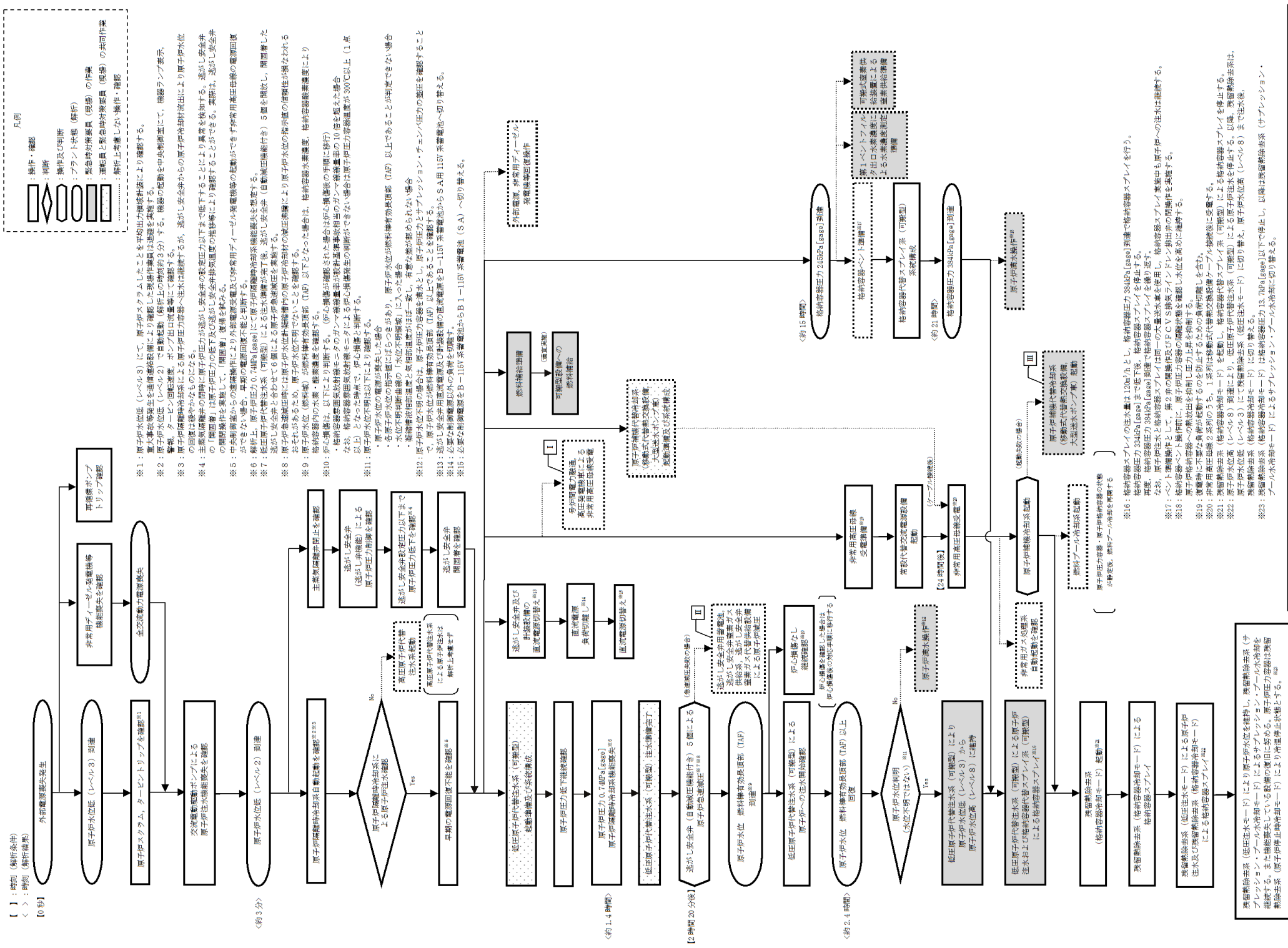
基本的な考え方

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常設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、低圧原子炉代替注水系(可搬型)による注水の準備が完了した後、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉全弁の減圧し、原子炉減圧後に低圧原子炉代替注水系(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(低圧注水系)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、格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却、残留熱除去系(格納容器冷却モード)及び残留熱除去系(サブプレシジョン・プール冷却モード)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
- 直流電源切替え
- 低圧原子炉代替注水系(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
- 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉注水
- 格納容器代替スプレイス系(可搬型)による原子炉格納容器冷却
- 残留熱除去系(格納容器冷却モード)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

解析上の対応手順の概要フロー



【注】：判断(斜線表示)
 <>：準則(斜線表示)
 []：凡例

【注】：格納容器スプレイスの注水量は120m³/hとし、格納容器圧力384kPa[表9]到達で格納容器スプレイスを行う。
 格納容器圧力384kPa[表9]まで低下後、格納容器スプレイスを停止する。
 準則、格納容器圧力384kPa[表9]到達で格納容器スプレイスを繰り返す。
 なお、原子炉注水と格納容器スプレイスは同一の大流量注水を使用し、格納容器スプレイス実施中も原子炉への注水は継続する。
 ※17：ベント準備操作として、蒸気弁の開閉操作及びFCVを閉鎖・ラインドレン排出口の閉鎖操作を実施する。
 ※18：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常に維持する。
 ※19：緊急時に必要となる負荷が変動するのを防止するための負荷切替を含む。
 ※20：非常用高圧注水機2台のうち、1台別は格納容器代替注水システム接続時に受電する。
 ※21：非常用高圧注水機(格納容器代替注水システム)を起動して格納容器代替注水システムで注水による格納容器冷却を停止する。
 ※22：非常用高圧注水機(レベル3)に異常検出時(低圧注水モード)に切り替え、原子炉水位高(レベル6)まで注水。
 ※23：異常検出時(低圧注水モード)は格納容器圧力13.7kPa[表9]以下で停止し、以降は異常検出時(サブプレシジョン・プール冷却モード)によるサブプレシジョン・プール冷却に切り替える。

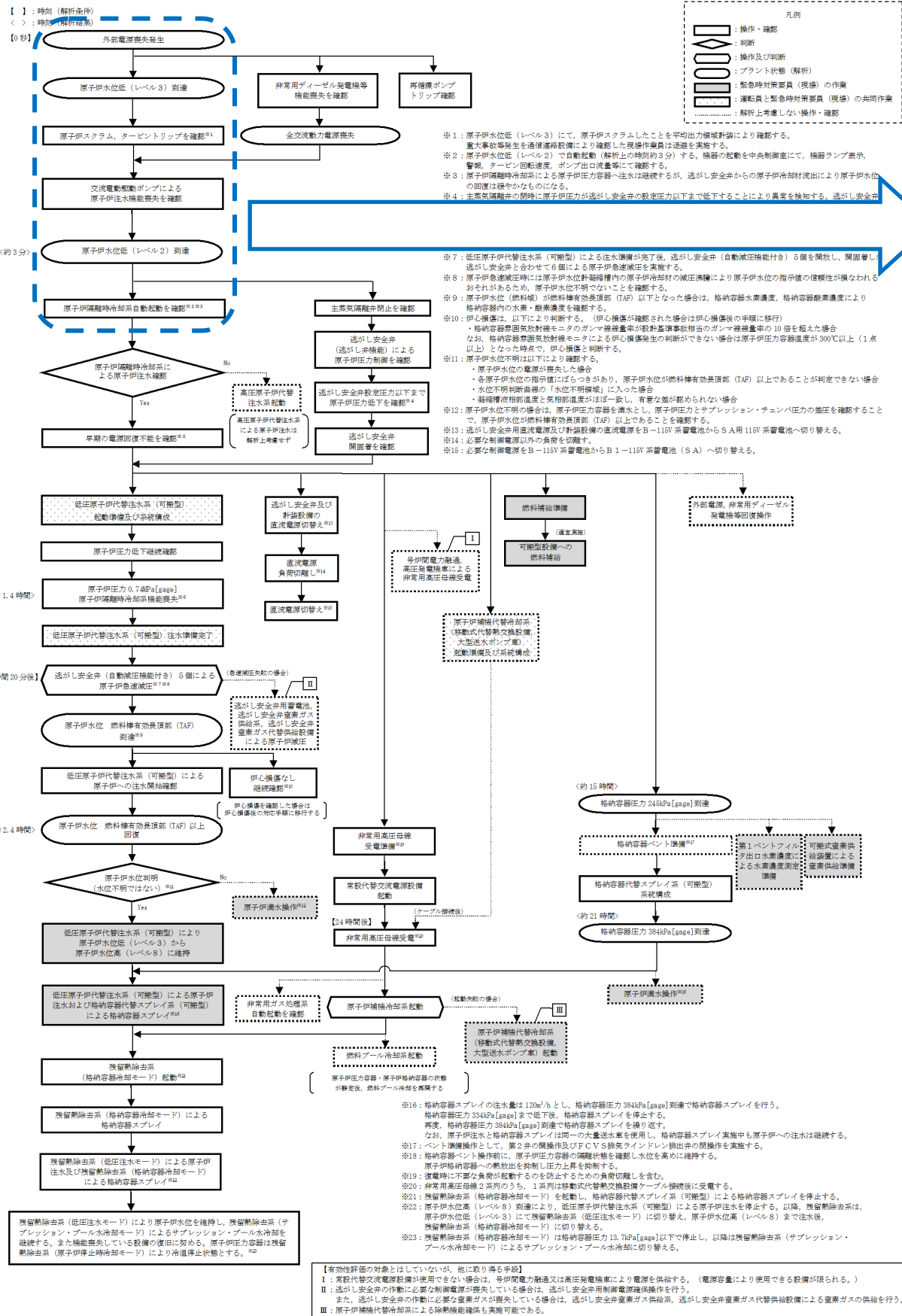
【注】：格納容器の特性としていないが、他に配り異なる事例
 I：非常用高圧注水機が使用できない場合は、非常用高圧注水機は異常検出時により電源を供給する。(電源容量により使用できる設備に限られる。)
 II：逃がし安全弁の動作に必要な制御電源を供給する場合は、逃がし安全弁用制御電源供給設備を行う。
 また、逃がし安全弁の動作に必要な異常ガス供給系は、逃がし安全弁異常ガス供給系、逃がし安全弁異常ガス供給設備による異常ガスの供給を行う。
 III：原子炉隔離時冷却系による格納容器減圧も実施可能である。

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における「原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」
 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、「格納容器制御導入」を継続監視する。
 原子炉水位は全給水喪失するため水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動するが逃がし安全弁が開固着しているため、水位低下が継続する。
原子炉水位低 (レベル3) 到達で原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。

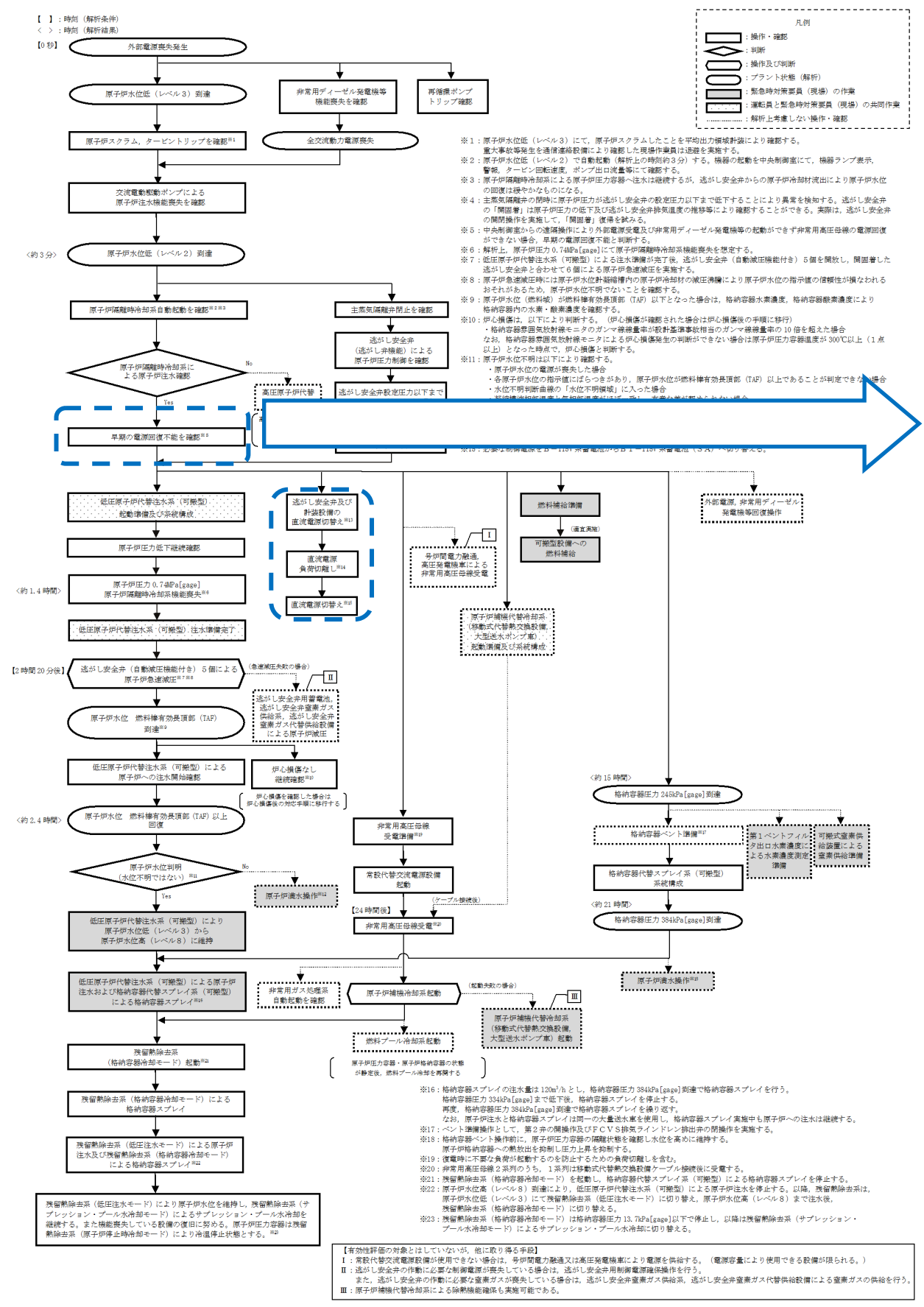
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行する。

原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール温度、格納容器圧力が上昇する。
サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御 (SP/T(W))」へ移行する。
ドライウエル圧力 13.7kPa [gage] 到達で格納容器制御「PCV圧力制御 (PC/P)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

B

事故時操作要領書 (徴候ベース) 電源復旧



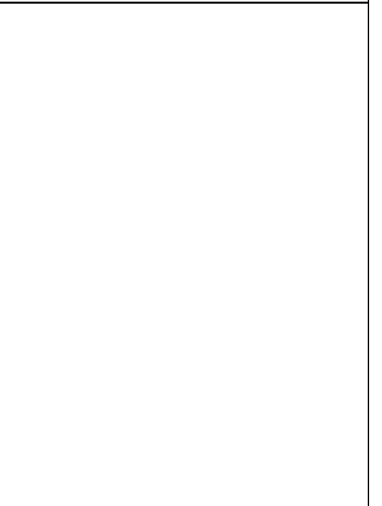
操作補足事項

「電源復旧」
 外部電源および非常用ディーゼル発電機等が喪失しているため、ガスタービン発電機の起動を試みるが起動に失敗する。
 直流電源は蓄電池により給電されるが、制御電源を維持するため不要な負荷を切り離す。
 逃がし安全弁用電源を確保するため、電源切替を実施する
 B-115V系直流電源については、B1-115V系 (SA) 直流電源から融通し24時間維持する。

AM設備別操作要領書

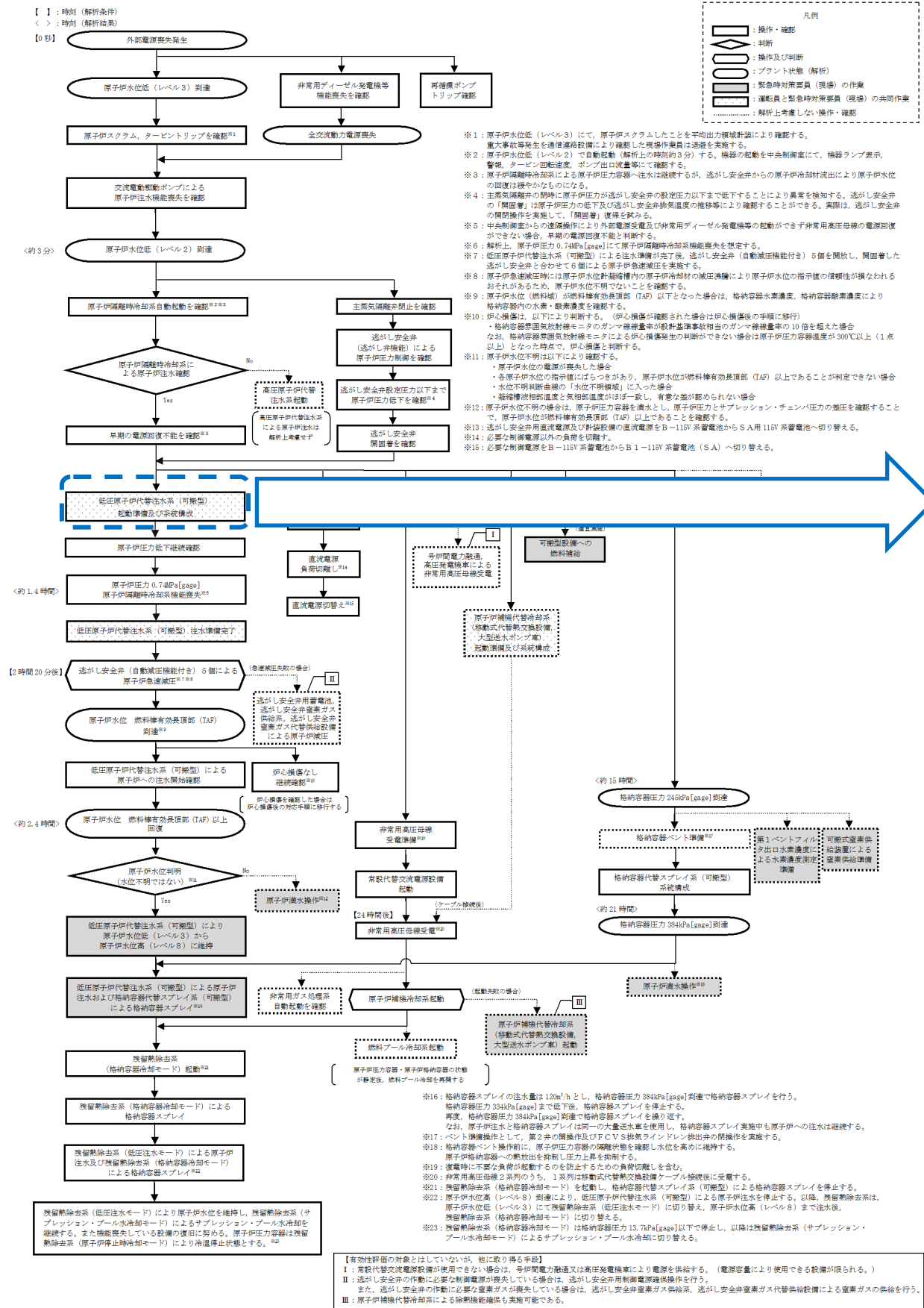
- AM 2:** 「原子炉減圧戦略」
 ・SRV駆動源確保 (SRV電源切替)
- AM 9:** 「代替監視戦略」
 ・重要計器の電源切替
- AM 11:** 「電源確保戦略」
 ・B1-115V蓄電池 (SA) によるB-115V系直流盤受電

原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



- 【 】: 時間 (解析条件)
 < >: 時間 (解析結果)
- 凡例
- 操作・確認
 - 判断
 - 操作及び判断
 - プラント状態 (解析)
 - 緊急時対策要員 (現場) の作業
 - 運転員と緊急時対策要員 (現場) の共同作業
 - 解析上考慮しない操作・確認

- ※1: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域計測により確認する。重大事故等発生と通信連絡設備により確認した見操作要員は速達を実施する。
- ※2: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約3分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※3: 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水機能喪失を確認するが、逃がし安全弁からの原子炉冷却材流出により原子炉水位の回復がなされない。
- ※4: 主蒸気発生機の停止時に原子炉圧力が逃がし安全弁の設置圧力以下まで低下することにより異常を検知する。逃がし安全弁の「閉鎖」は原子炉圧力の低下及び逃がし安全弁排気温度の推移等により確認することができる。実際は、逃がし安全弁の閉鎖操作を実施して、「閉鎖」復帰を試みる。
- ※5: 中央制御室からの遠隔操作により外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず非常用高圧母線の電源回復ができない場合、本機の電源回復不能と判断する。
- ※6: 解析上、原子炉圧力 0.7 MPa [gauge] にて原子炉隔離時冷却系機能喪失を想定する。
- ※7: 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による注水準備が完了後、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) を開閉し、開閉した逃がし安全弁と合わせて6個による原子炉急減圧を実施する。
- ※8: 原子炉急減圧時には原子炉水位計監視室内の原子炉冷却材の減圧過程により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明と判断する。
- ※9: 原子炉水位 (燃料棒) が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以下となった場合は、格納容器水量濃度、格納容器水量濃度により格納容器内の水量・水量濃度を確認する。
- ※10: 炉心損傷は、以下により判断する。(炉心損傷が確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)
 ・格納容器蓋部放射線モニタのガンマ線計量率が放射線事故相当のガンマ線計量率の10倍を超えた場合
 ・格納容器蓋部放射線モニタによる炉心損傷発生時の判断ができない場合は原子炉圧力容器温度が300℃以上 (1点以上) となった時点で、炉心損傷と判断する。
- ※11: 原子炉水位不明は以下により確認する。
 ・原子炉水位の電源が喪失した場合
 ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合
 ・炉心損傷発生時の「水位不明状態」になった場合
 ・格納容器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場合
- ※12: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力とサブプレッション・チェンパの差圧を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。
- ※13: 逃がし安全弁用電源喪失及び冷却設備の電源をB-115V 系蓄電池からS A用115V 系蓄電池へ切り替える。
- ※14: 必要な制御電源はB-115V 系蓄電池からS A用115V 系蓄電池 (S A) へ切り替える。
- ※15: 必要な制御電源をB-115V 系蓄電池からB 1-115V 系蓄電池 (S A) へ切り替える。

事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」



操作補足事項

「水位確保」
 逃がし安全弁が開固着しているため原子炉水位の低下が継続する。低圧原子炉代替注水系 (可搬型) を準備する。**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上に維持できないと判断し、不測事態「水位回復 (C1)」へ移行する。**

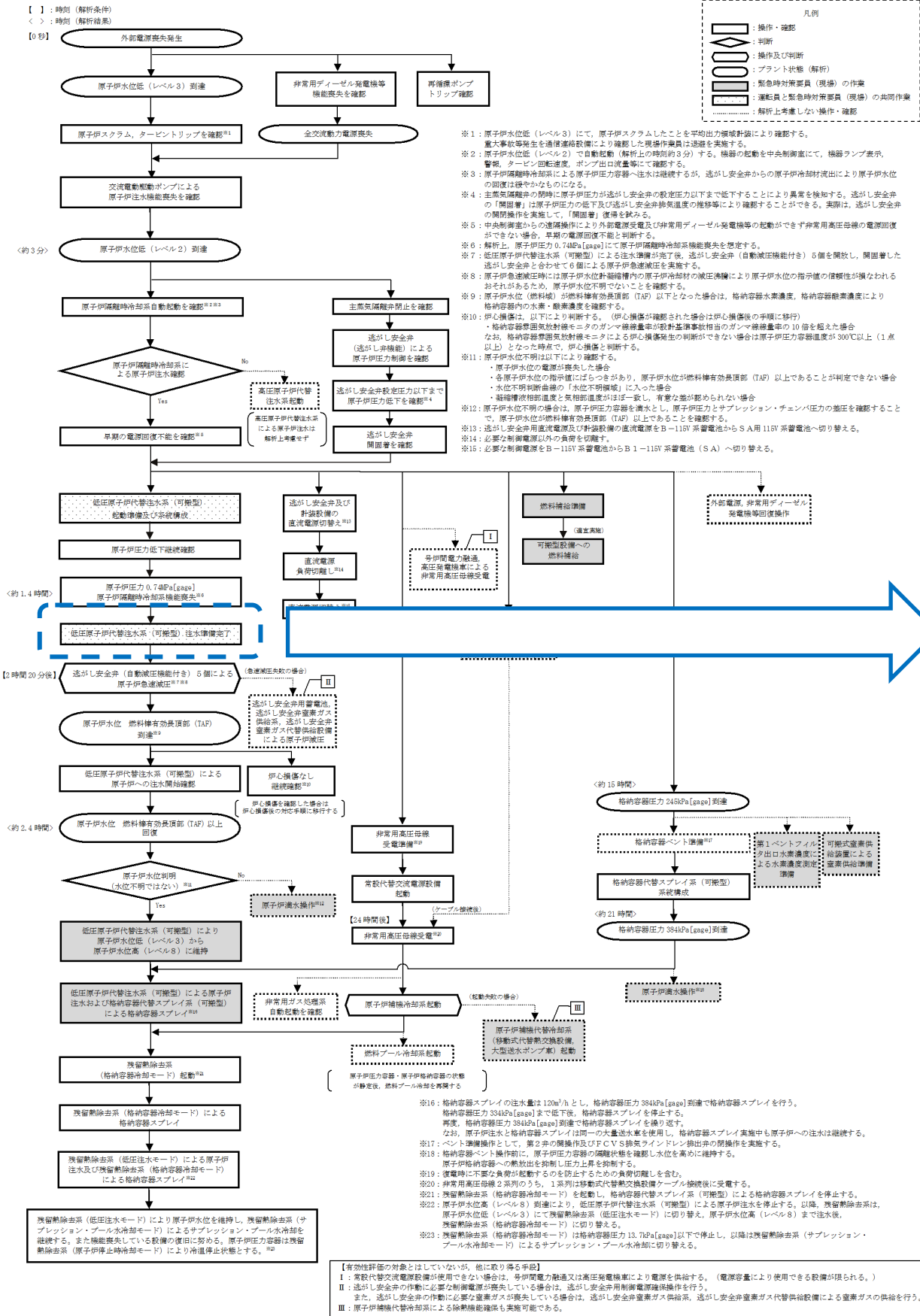
AM設備別操作要領書

AM 1: 「原子炉注水戦略」
 ・大量送水車による原子炉注水

原子力災害対策手順書

EHP
 ・大量送水車を使用した送水

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

「水位回復」
逃がし安全弁閉鎖により、原子炉圧力容器内からの水の流出が継続し原子炉水位が燃料棒有効長頂部未満であり原子炉水位の低下が継続していることを確認する。**低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の起動準備が完了し不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

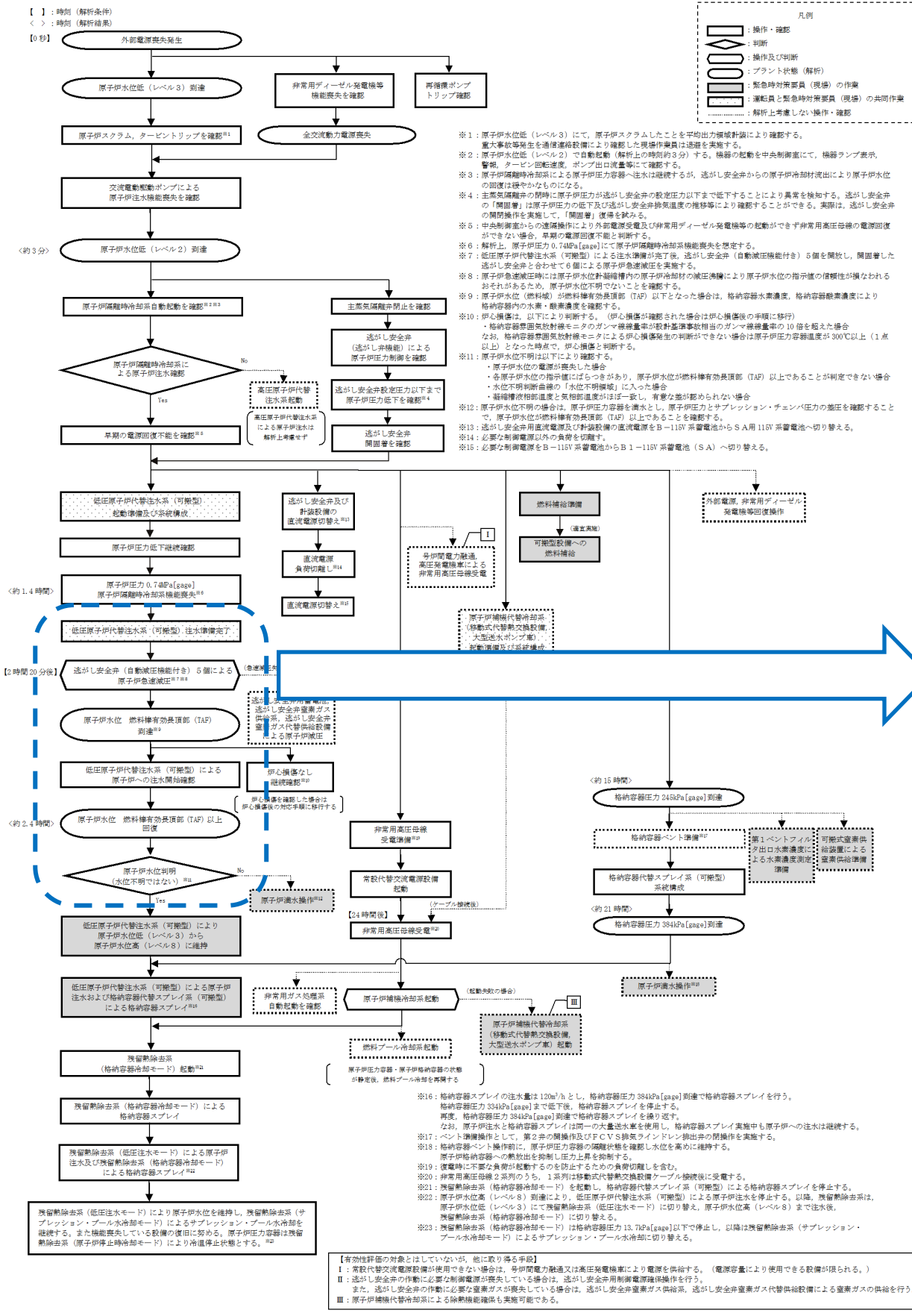
(Blank area for AM equipment-specific operating procedures)

原子力災害対策手順書

(Blank area for nuclear disaster response procedures)

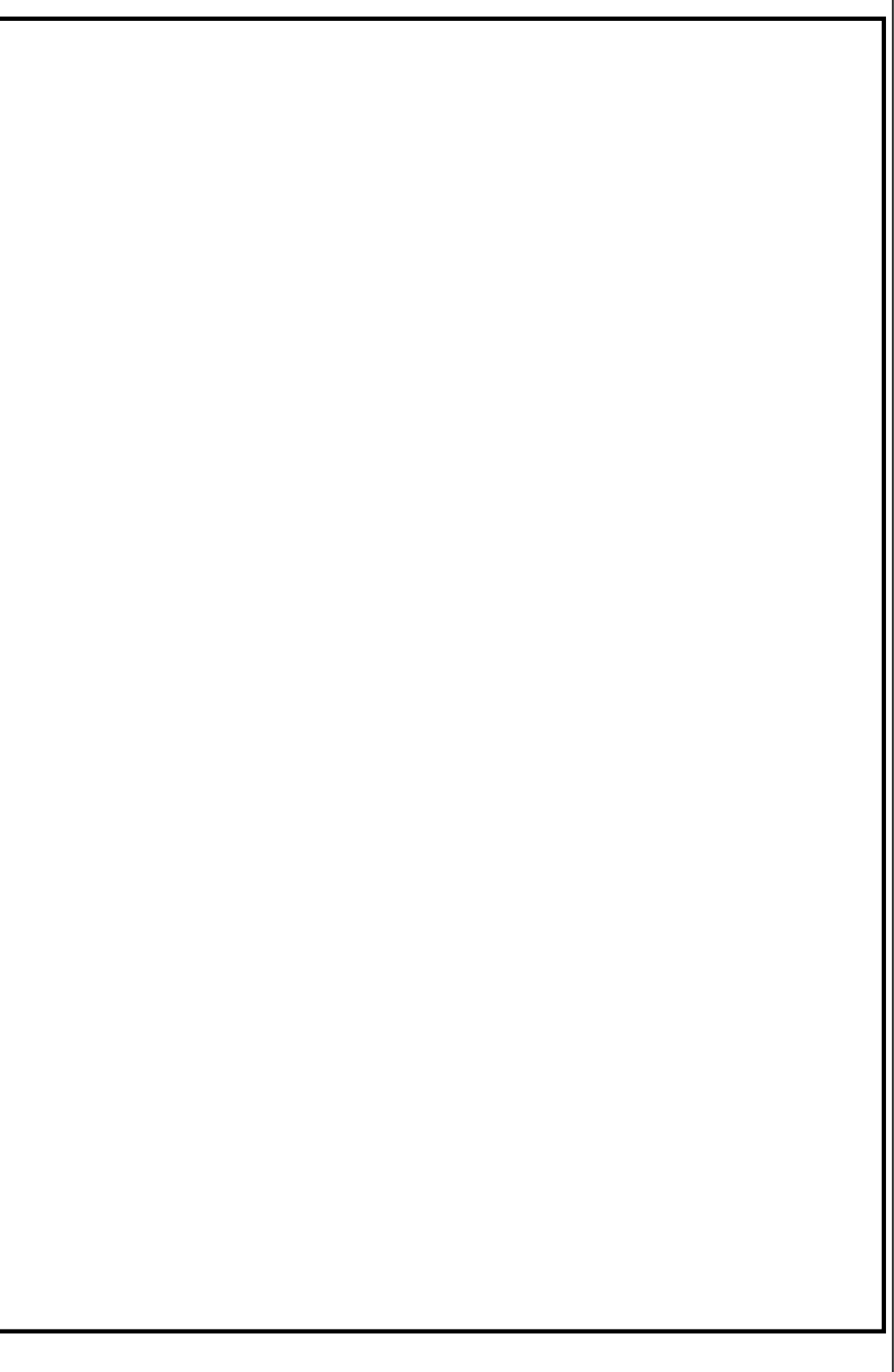
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



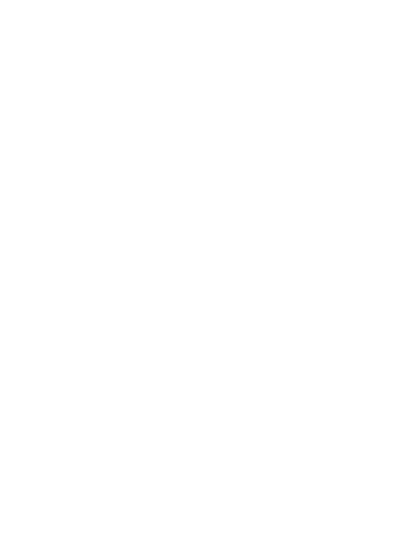
操作補足事項

「急速減圧」
 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) の起動していることを確認後、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 5個を全開にし、原子炉を減圧する。
 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する。
原子炉水位が判明していることを確認し、不測事態「水位回復 (C1)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

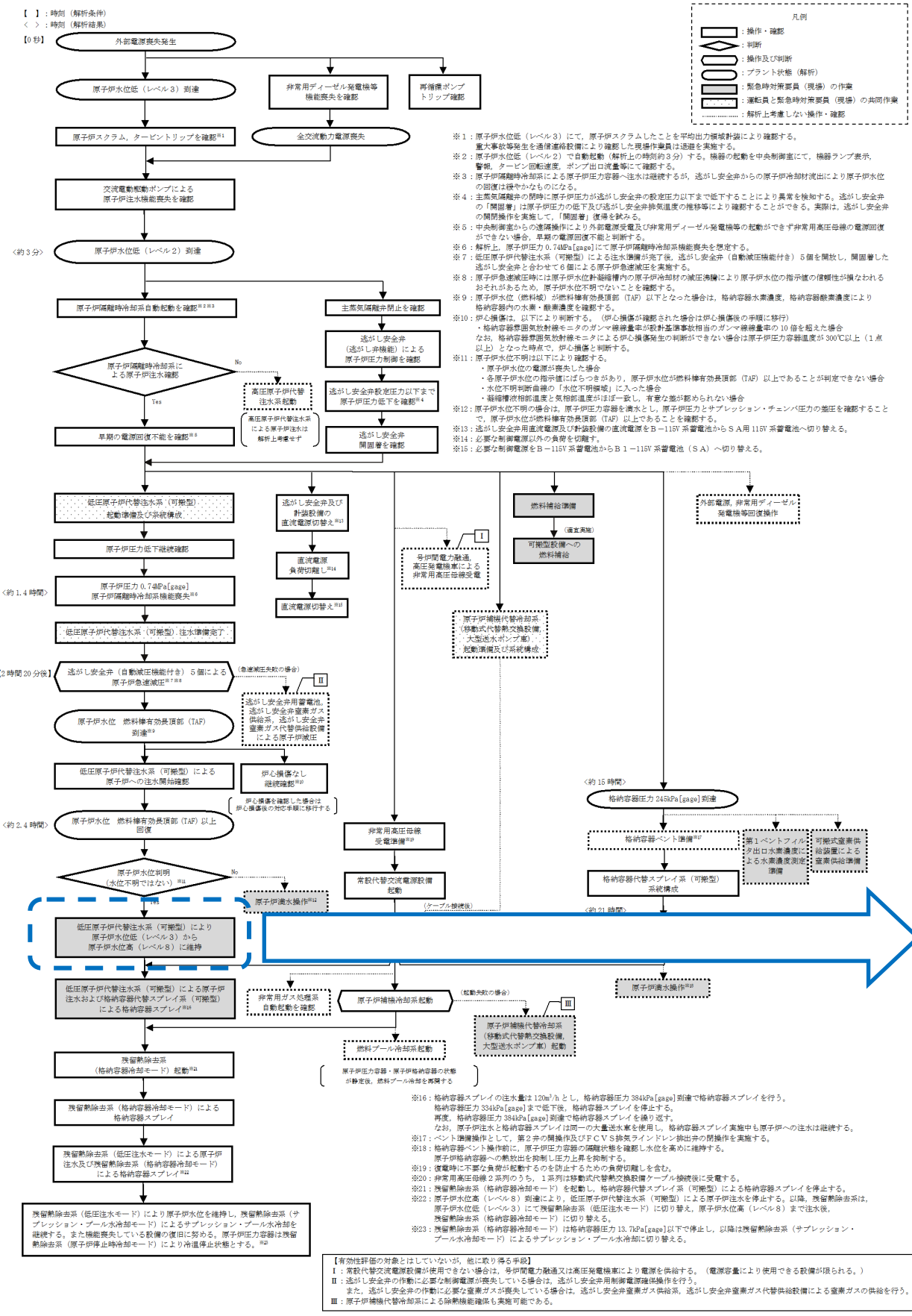


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

「水位回復」
原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上で原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。

「水位確保」
 原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持可能により原子炉制御「スクラム (RC)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」

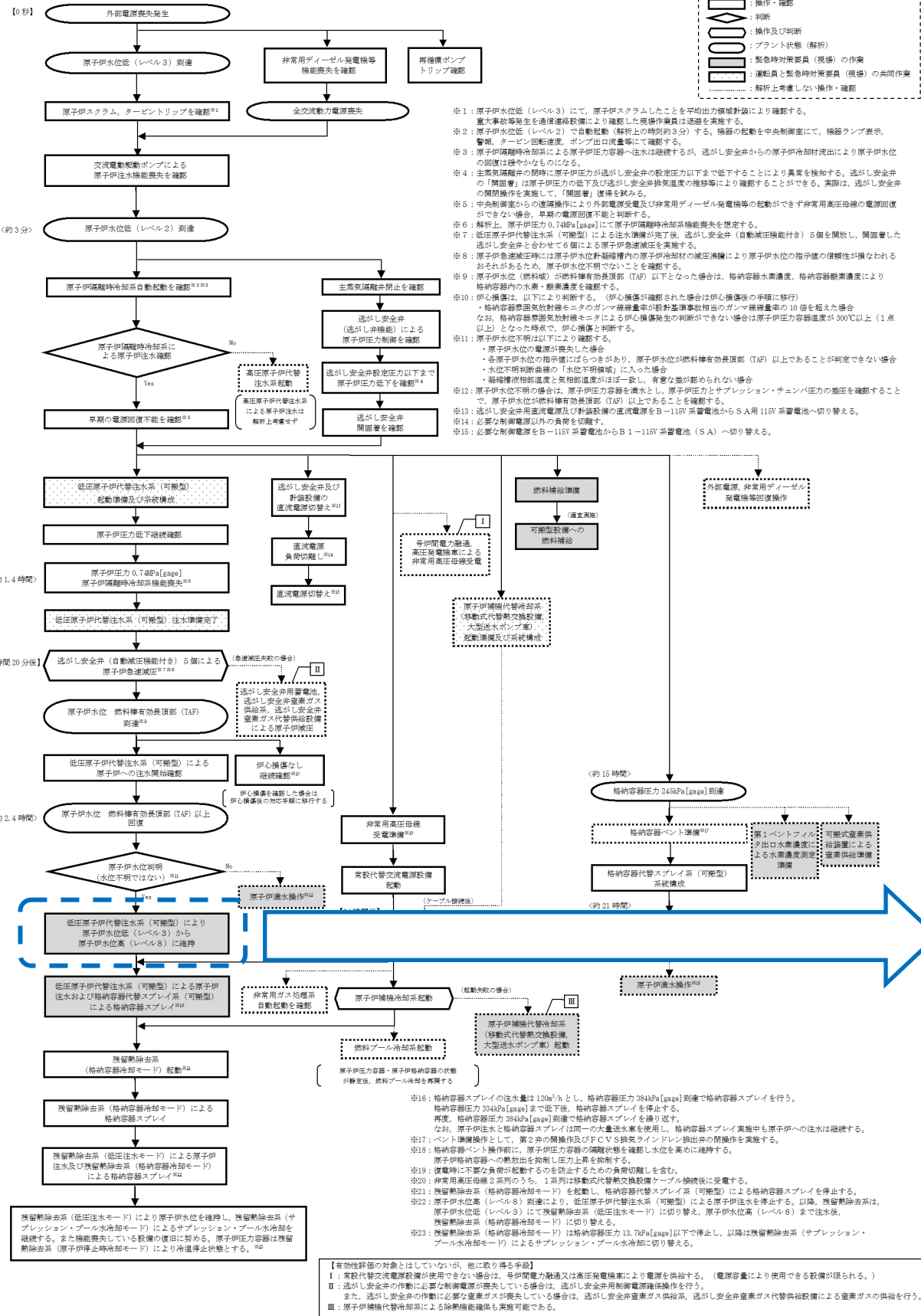


原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

【 】：時刻 (解析条件)
 < >：時刻 (解析経過)



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



「スクラム」
原子炉水位を継続監視する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

操作補足事項

「スクラム」
原子炉水位を継続監視する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

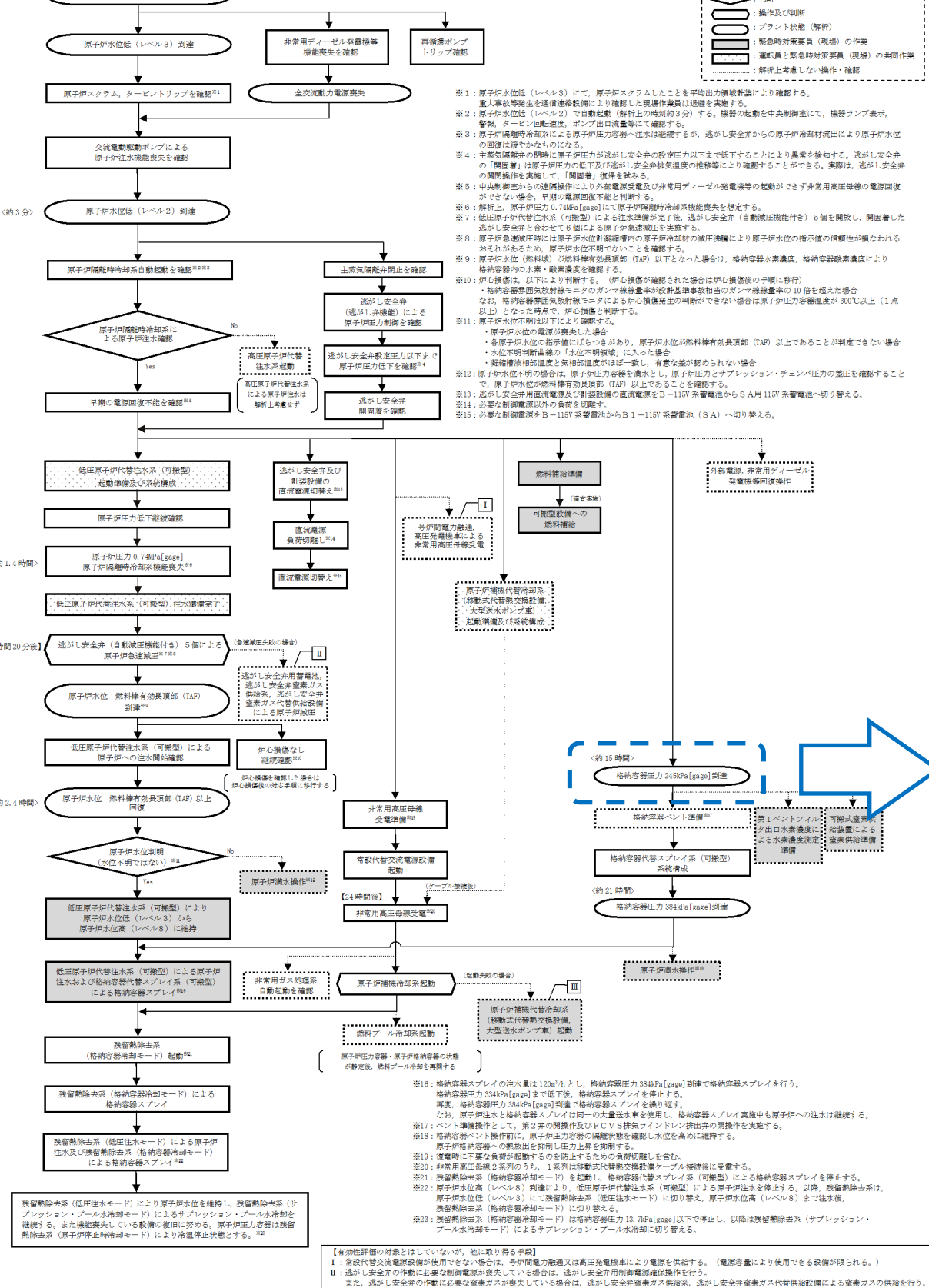
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

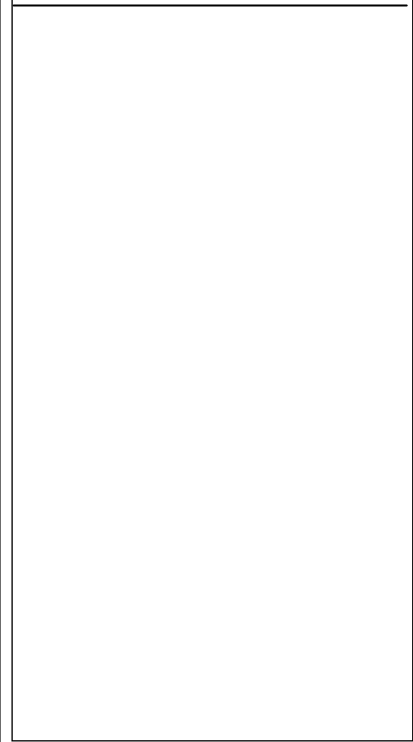
【】：時刻(解析条件)
<>：時刻(解析結果)



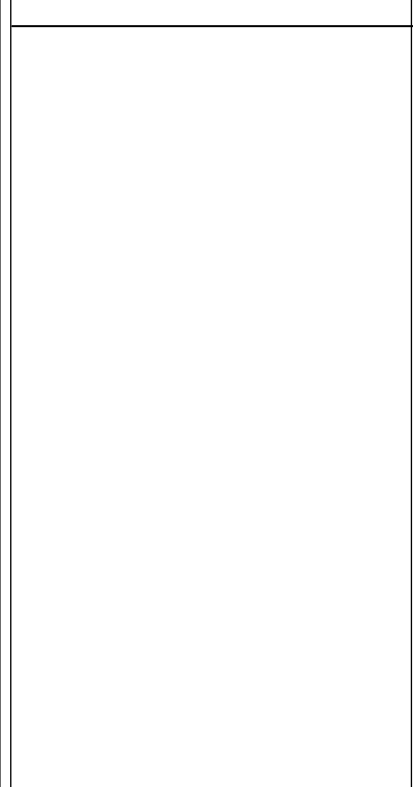
事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



AM設備別操作要領書

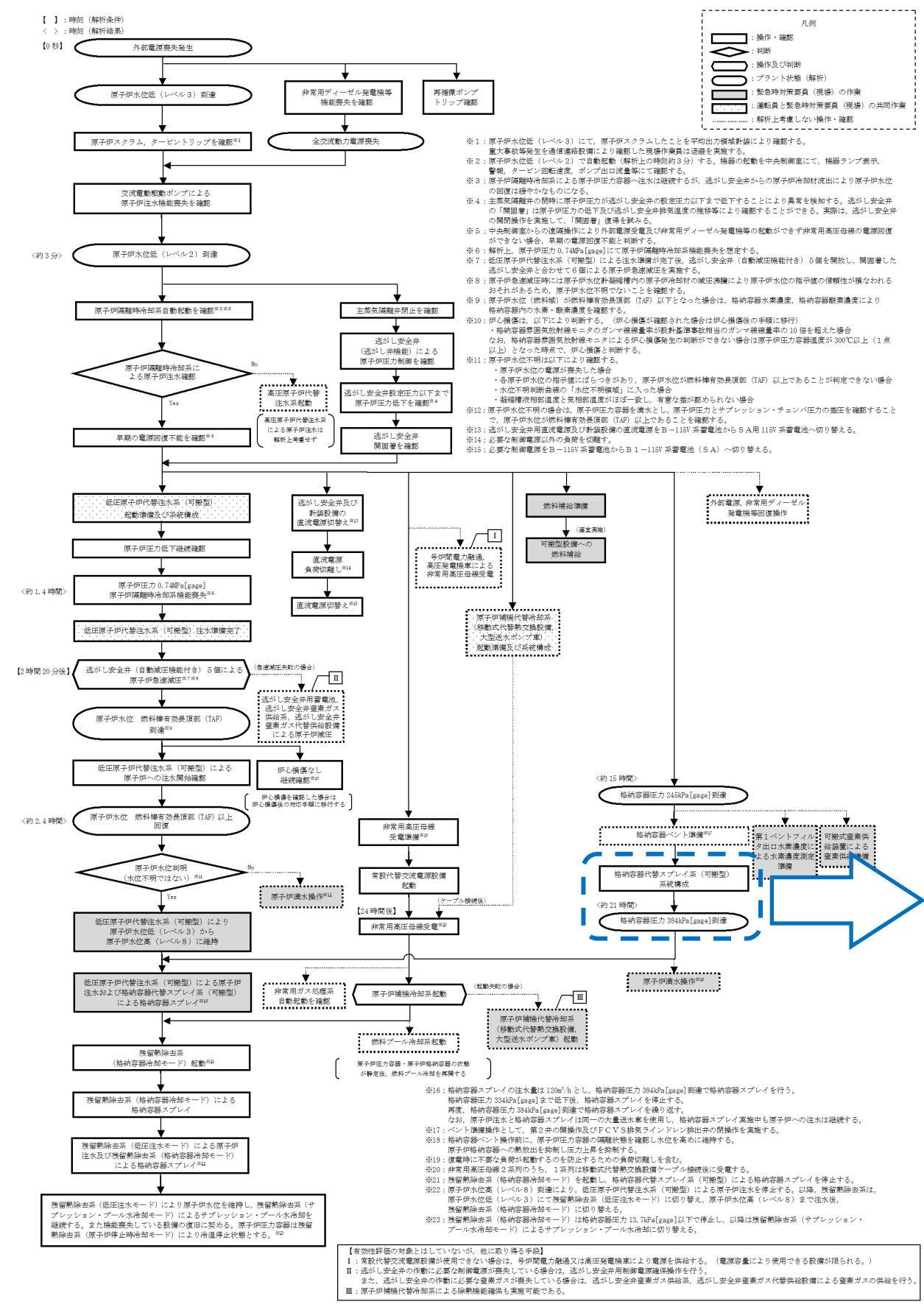


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」 G

「PCV圧力制御」サブプレッション・チェンバ圧力が384kPa[gage]にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。

AM 5: 「格納容器機能維持戦略」

- 大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取捨する手段】

- 多数代替交流電源設備が使用できない場合は、単相電源設備又は高圧発電機車により電源を供給する。(電源容量により使用できる設備が限られる。)
- 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な重ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁重ガス供給系、逃がし安全弁重ガス代替供給設備による重ガスの供給を行う。
- 原子炉隔離代替冷却系による除熱機能確保も実施可能である。

操作補足事項

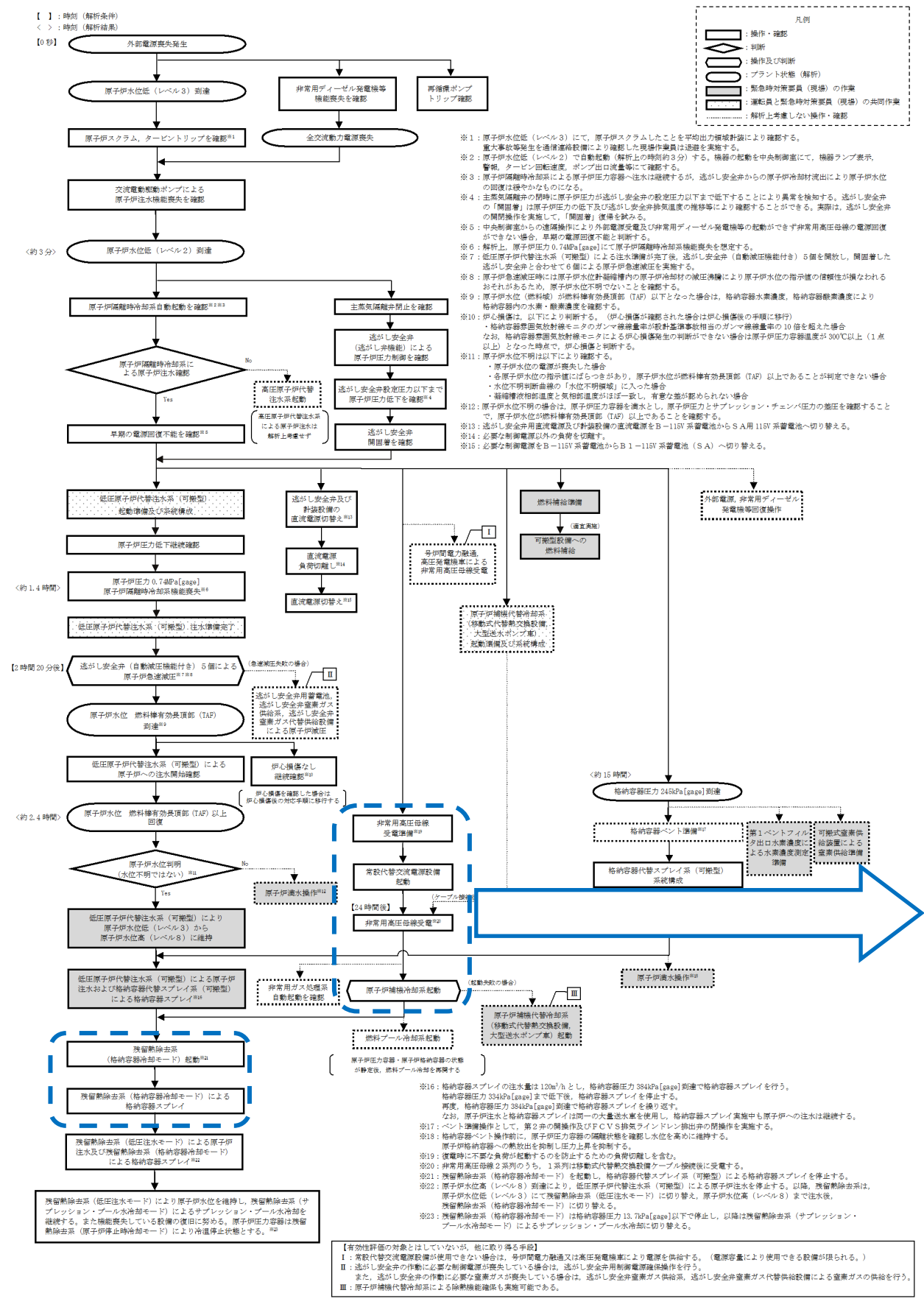
「PCV圧力制御」サブプレッション・チェンバ圧力が384kPa[gage]にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。

AM 5: 「格納容器機能維持戦略」

- 大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース） 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」
 ガスタービン発電機が起動可能になり、非常用母線受電準備が完了していること、移動式代替熱交換設備の電源ケーブルが接続されていることを確認し、ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

「PCV圧力制御」
 非常用母線受電後、原子炉補機冷却系、残留熱除去系（格納容器冷却モード）を起動する。

AM設備別操作要領書

- AM 11**：「電源確保戦略」
 ・GTGによるC、D-M / C受電
- AM 4**：「格納容器除熱戦略」
 ・RHRによる格納容器除熱

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



原子力災害手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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、原子炉冷却材温度の上昇により発生する蒸気が容器に放出され、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、併せて非常用ディーゼル発電機等も機能喪失する。ここで、対応がより厳しい事故シナリオとする観点から、外部電源の喪失を設定し、全交流動力電源喪失が生じるものとした。

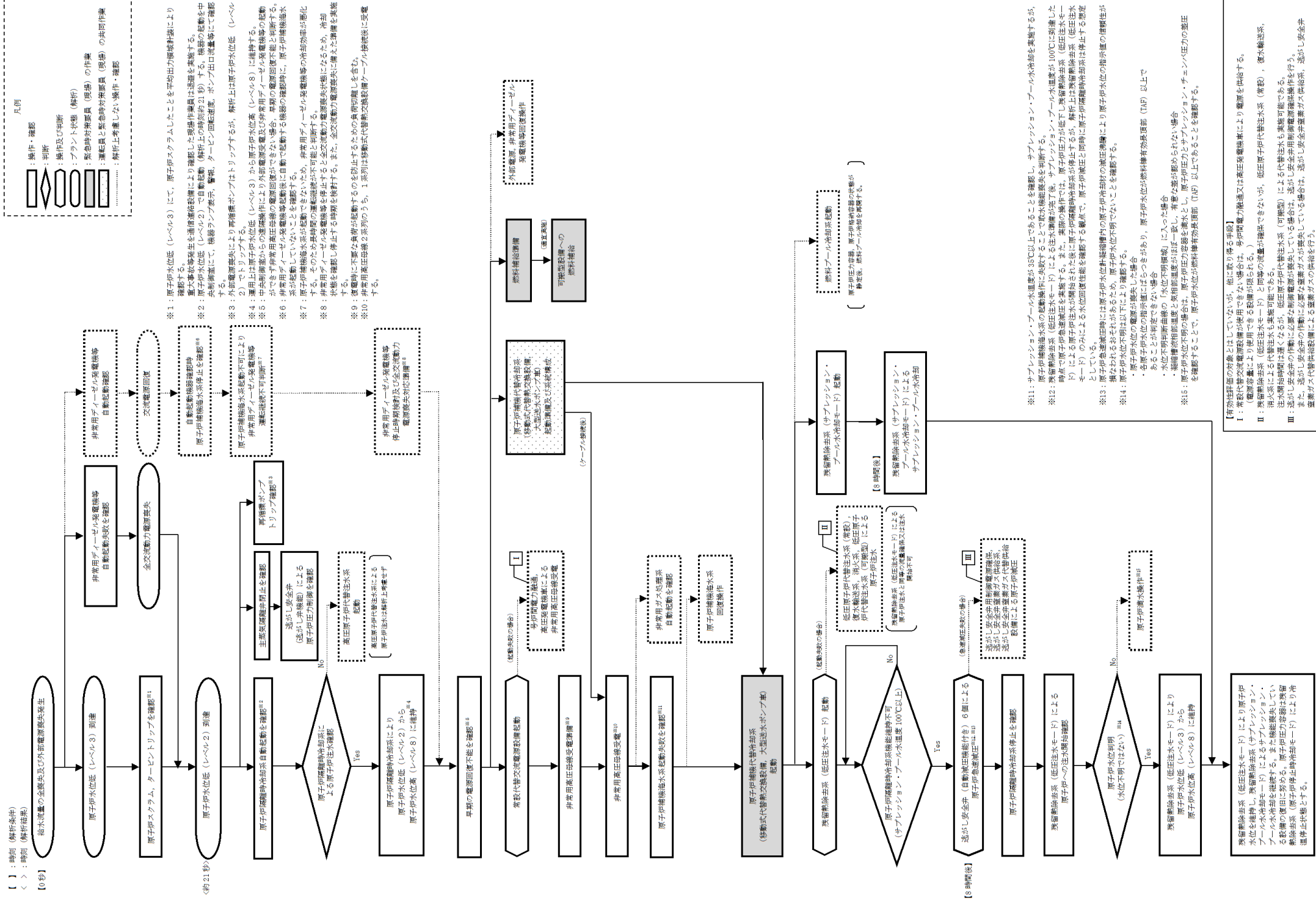
基本的な考え方

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残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水の準備が完了したところで、逃がし安全弁の手動開操作により原子炉を減圧し、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、原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（サブプレッジョン・プールの水冷却モード）による原子炉格納容器除熱を実施する。

対応手順の概要

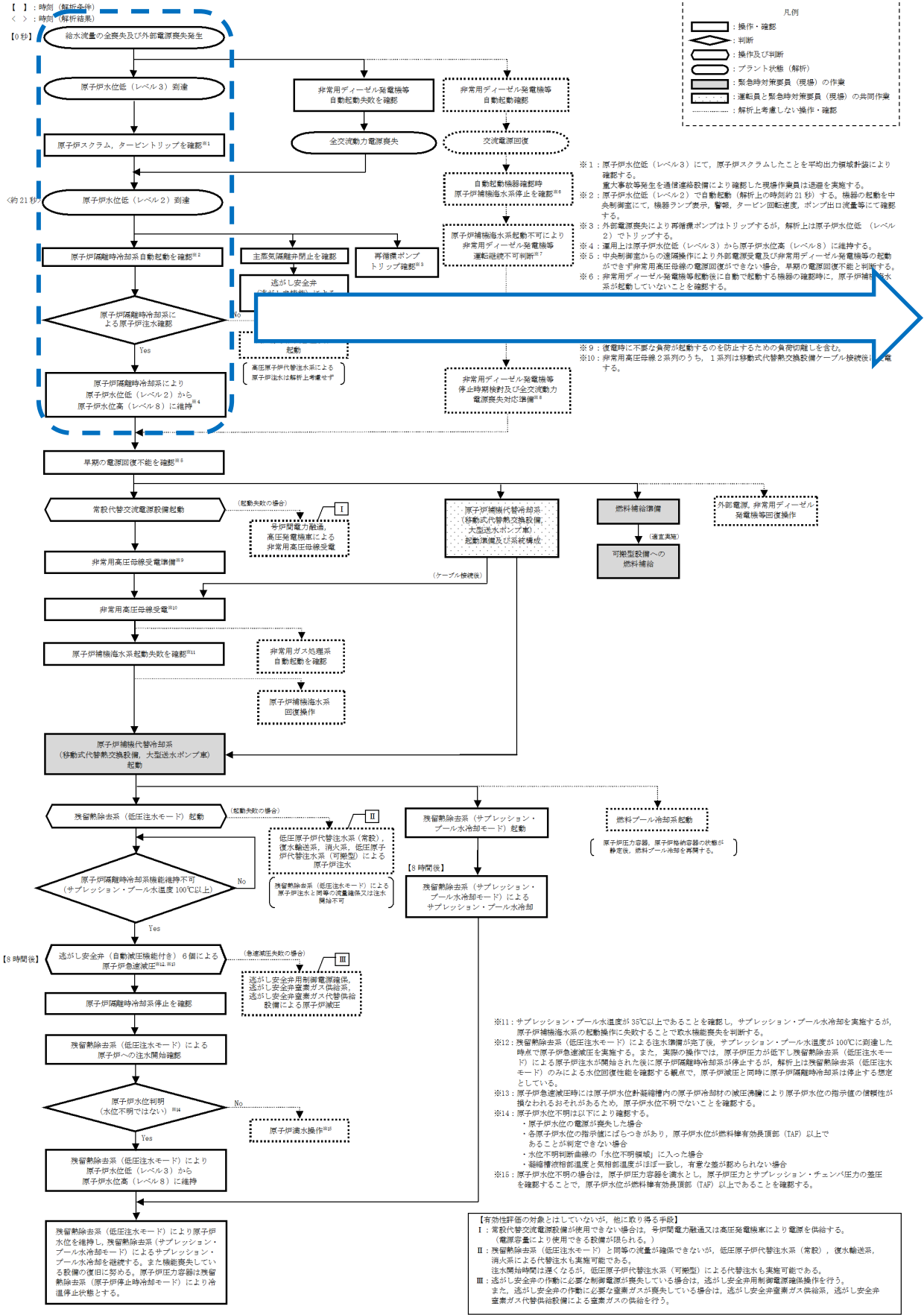
- 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認
- 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
- 早期の電源回復不能判断及び対応準備
- 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- 残留熱除去系（サブプレッジョン・プールの水冷却モード）運転

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



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース) における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」
 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、「格納容器制御導入」を継続監視する。
 原子炉水位は全給水喪失し水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持する。サブプレッション・プール水温度が 100℃到達で機能喪失するため、他の注水手段を確保する。

所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (P S/R)」へ移行する。

原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。

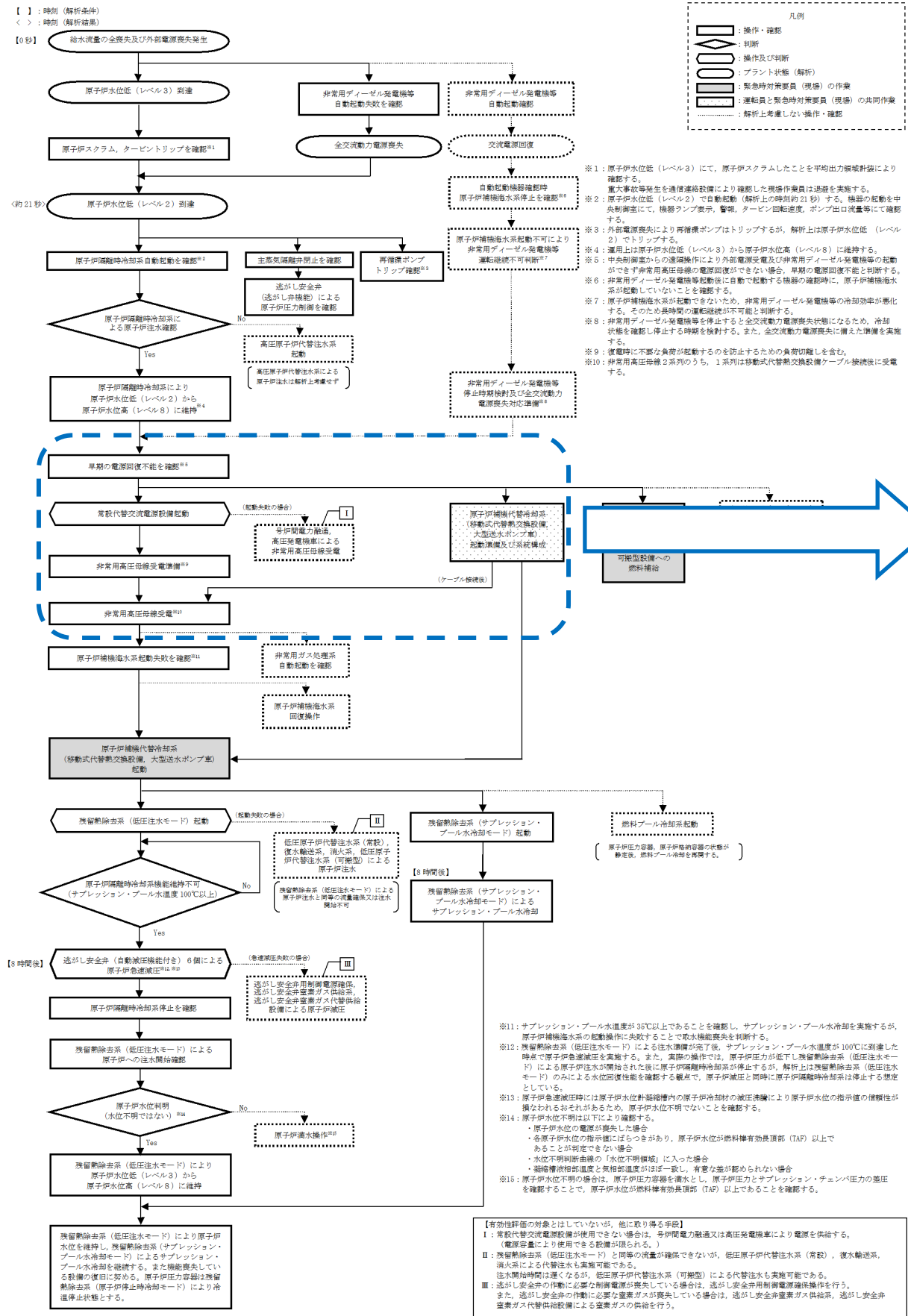
サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C 水温度制御 (S P/T (W))」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」
ガスタービン発電機を
起動し、非常用母線に給電
する。

AM設備別操作要領書

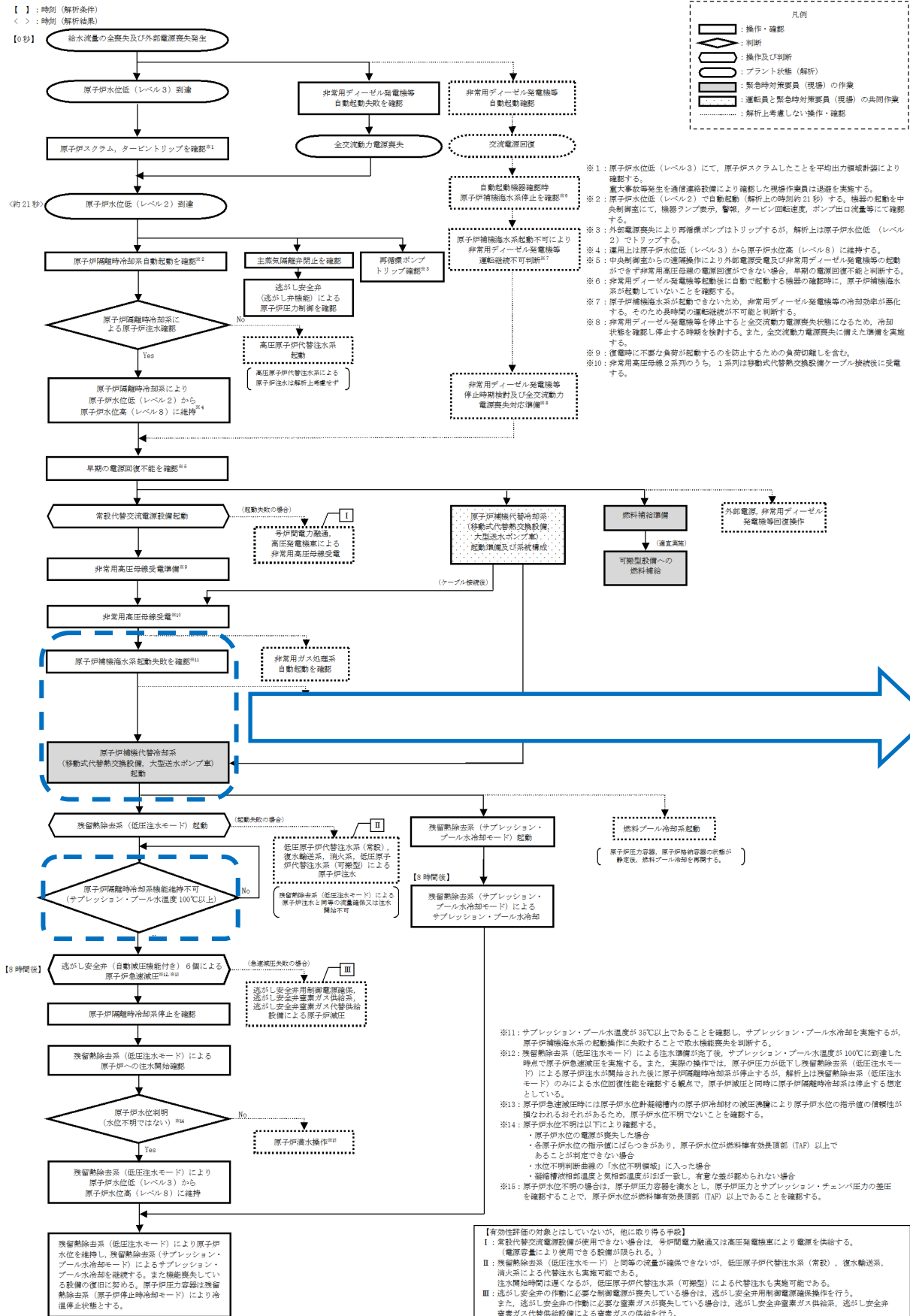
- AM 8**: 「代替除熱戦略」
・移動式代替熱交換設備による冷却水確保
- AM 11**: 「電源確保戦略」
・GTGによるC、D-M/C受電

原子力災害対策手順書

- EHP**
・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保 (UHSS 編)
・大型送水ポンプ車を使用した海水供給 (ハイドロサブ 編)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「S/C温度制御」



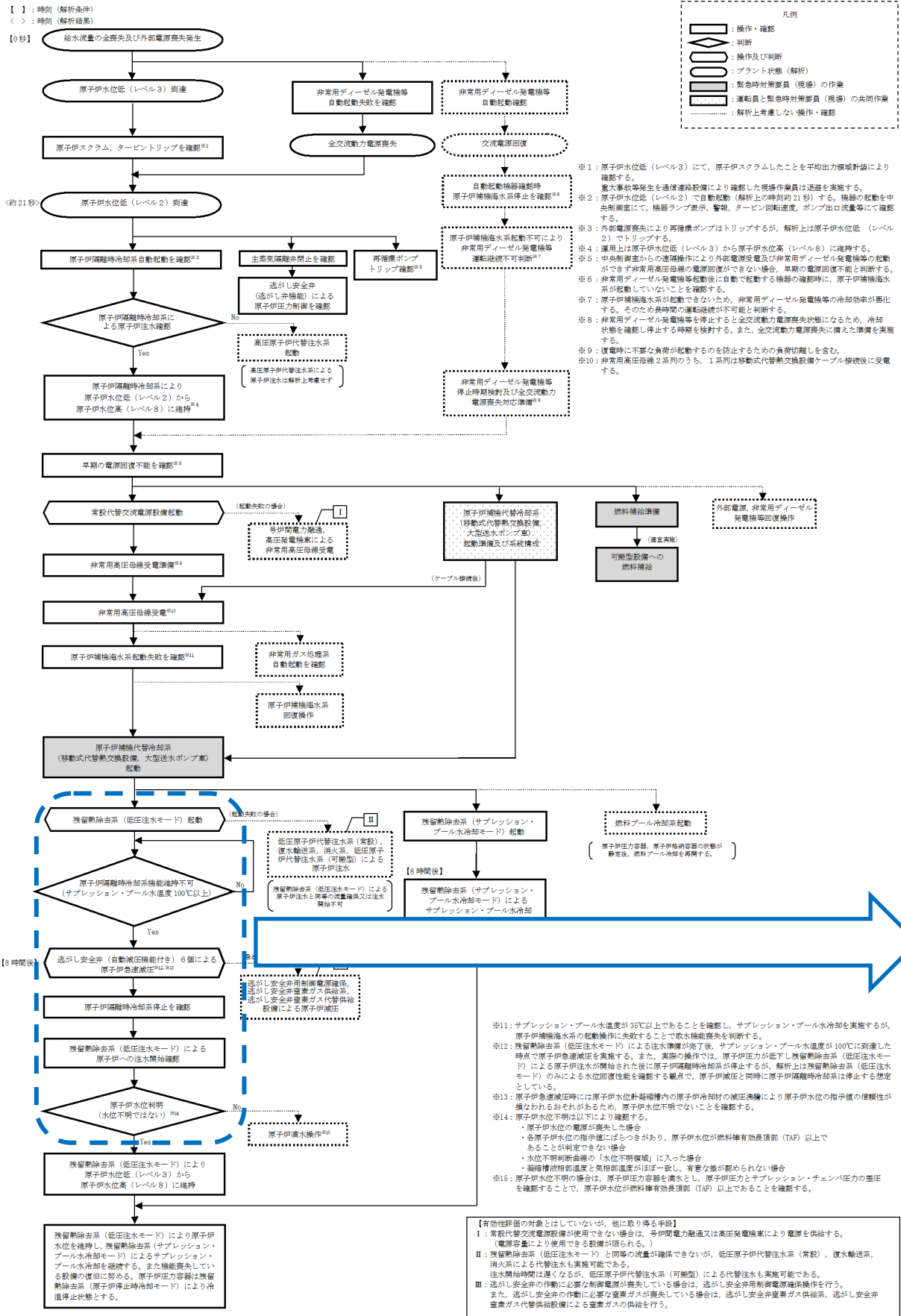
操作補足事項

「S/C温度制御」
 サプレッション・プール冷却を試みるが取水機能喪失により、原子炉補機冷却系/原子炉補機海水系が喪失していることを確認する。
 サプレッション・プール水温の上昇が継続する。サブプレッション・プール水温度が100℃に到達後、不測事態「急速減圧（C2）」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態 「急速減圧」



操作補足事項

「急速減圧」
原子炉補機代替冷却系を起動後、残留熱除去系 (低圧注水モード) を起動し、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6個を全開にし、原子炉を減圧する。
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する。
原子炉水位が判明していることを確認し、格納容器制御「S/C温度制御 (SP/T)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

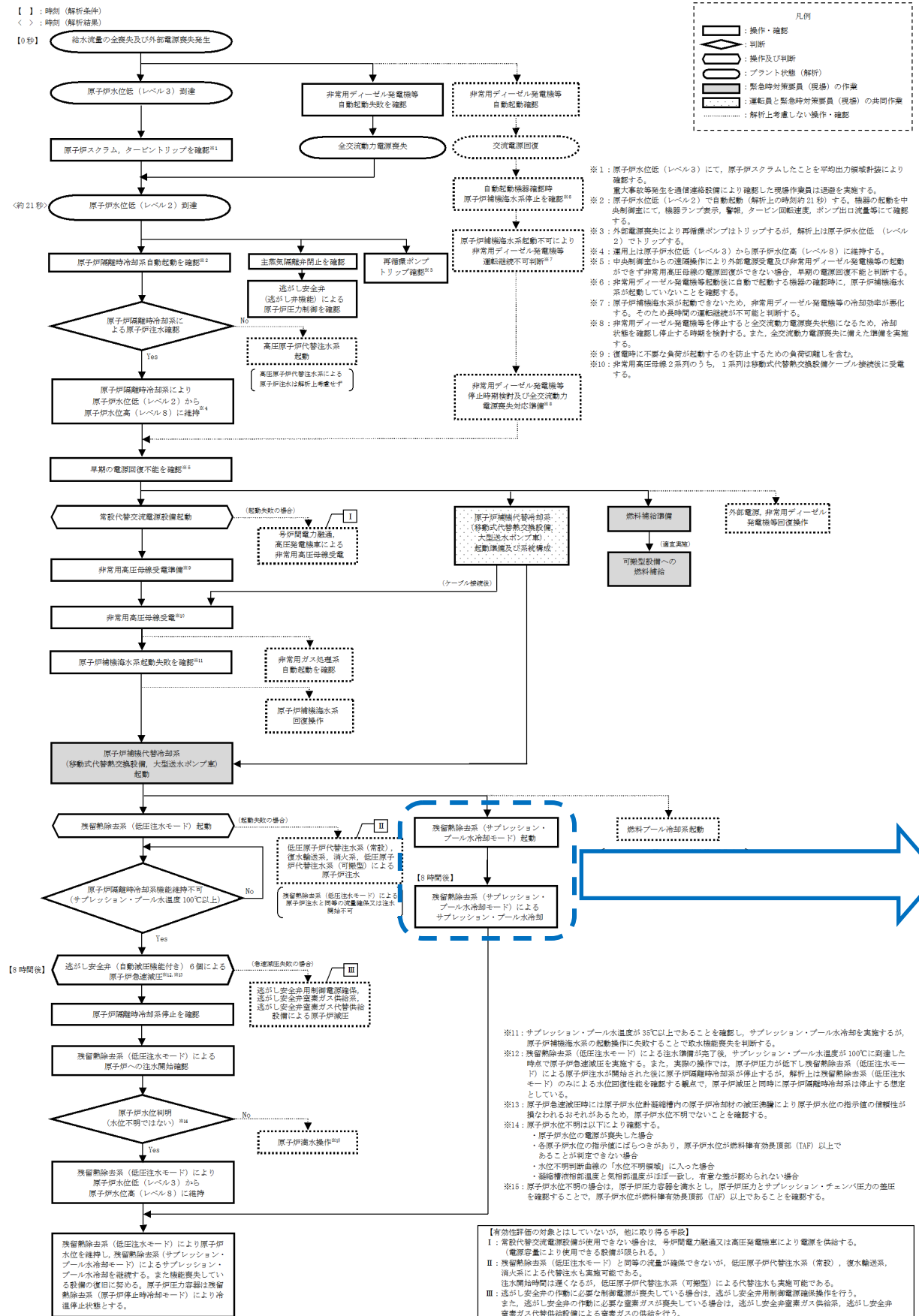
AM 8: 「代替除熱戦略」
・ RHRによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

- ※11: サプレッション・プール水温度が35℃以上であることを確認し、サプレッション・プール冷却を実施するが、原子炉補機海水系の起動操作に失敗することで放水機能喪失を判断する。
- ※12: 残留熱除去系 (低圧注水モード) による注水準備が完了後、サプレッション・プール水温度が100℃に到達した時点で原子炉急速減圧を実施する。また、減圧の操作では、原子炉圧力が低下し残留熱除去系 (低圧注水モード) による原子炉注水が開始された後に原子炉降圧停止が停止するが、解放時は残留熱除去系 (低圧注水モード) のみによる水位回復性能を確認する観点で、原子炉減圧と同時に原子炉降圧停止系は停止する想定としている。
- ※13: 原子炉急速減圧時には原子炉水位計監視範囲内の原子炉冷却材の減圧過程により原子炉水位の指示値の信頼性が落ちるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。
- ※14: 原子炉水位不明は以下により確認する。
 - ・原子炉水位の電圧が喪失した場合
 - ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合
 - ・水位不明解除の「水位不明解除」に入った場合
 - ・燃料棒相対温度と実相対温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合
- ※15: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を減水とし、原子炉圧力とサプレッション・チェンバ圧力の差を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。

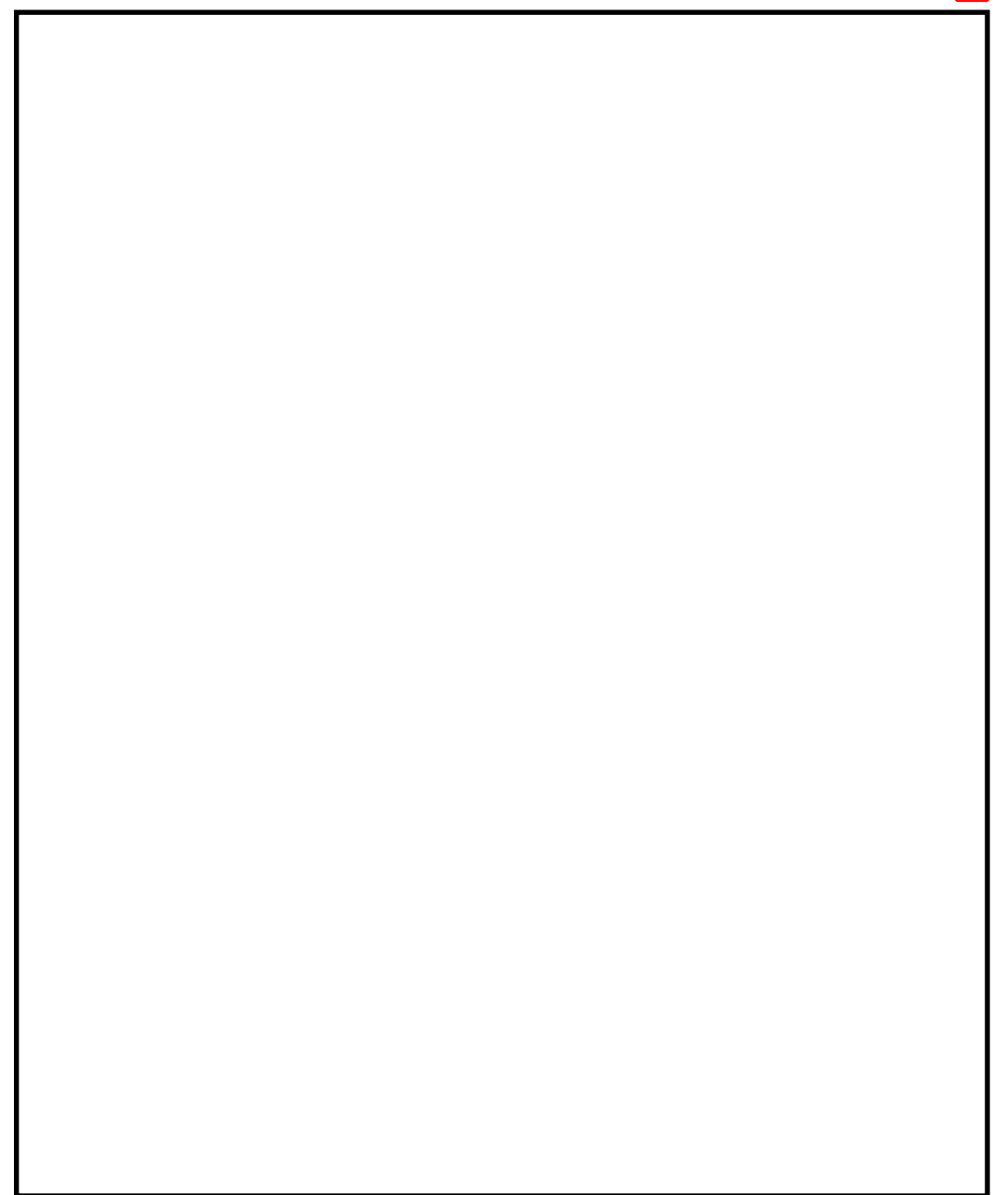
【有効性評価の対象とはしていないが、他に取捨得る手段】
I: 常設代替交流電源設備が使用できない場合は、炉内電力融通又は高圧発電機により電源を供給する。
(電源容量により使用できる数量に限られる。)
II: 残留熱除去系 (低圧注水モード) と同等の流量が確保できないが、低圧原子炉代替注水系 (常設)、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。
注水開始時間は長くなるが、低圧原子炉代替注水系 (可能型) による代替注水も実施可能である。
III: 逃がし安全弁の作動に必要な流量が喪失している場合は、逃がし安全弁制御電源確保操作を行う。
また、逃がし安全弁の作動に必要な流量が喪失している場合は、逃がし安全弁電源ガス供給系、逃がし安全弁電源ガス代替供給設備による流量ガスの供給を行う。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 格納容器制御「S/C温度制御」



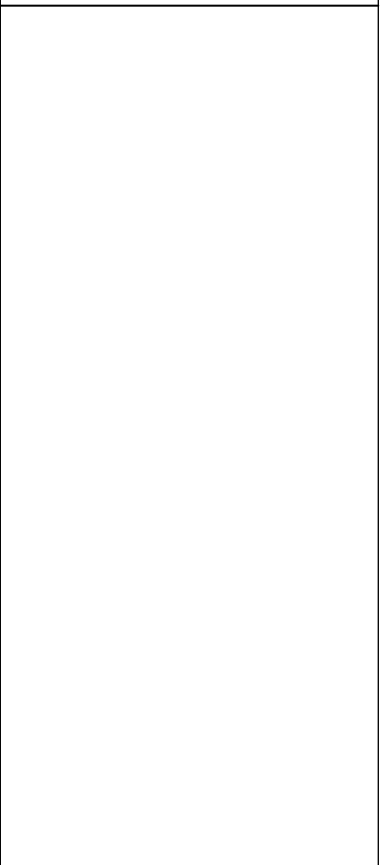
操作補足事項

「S/C温度制御」
 原子炉補機代替冷却系の起動および非常用母線受電後、サブプレッション・プール水冷却のため残留熱除去系を起動しサブプレッション・プール水の冷却を行う。

AM設備別操作要領書

AM 4：「格納容器除熱戦略」
 ・RHRによる格納容器除熱

原子力災害対策手順書



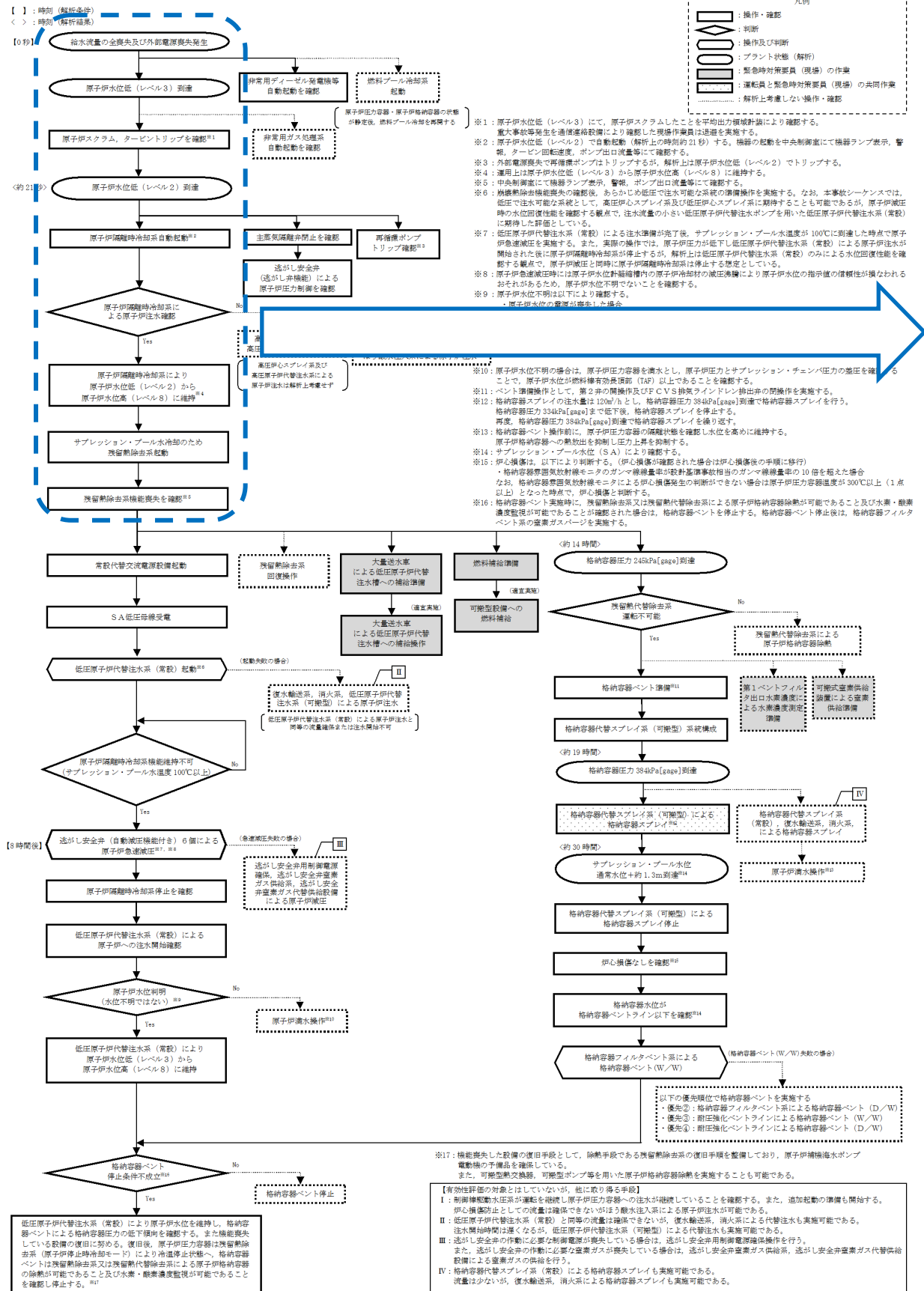
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

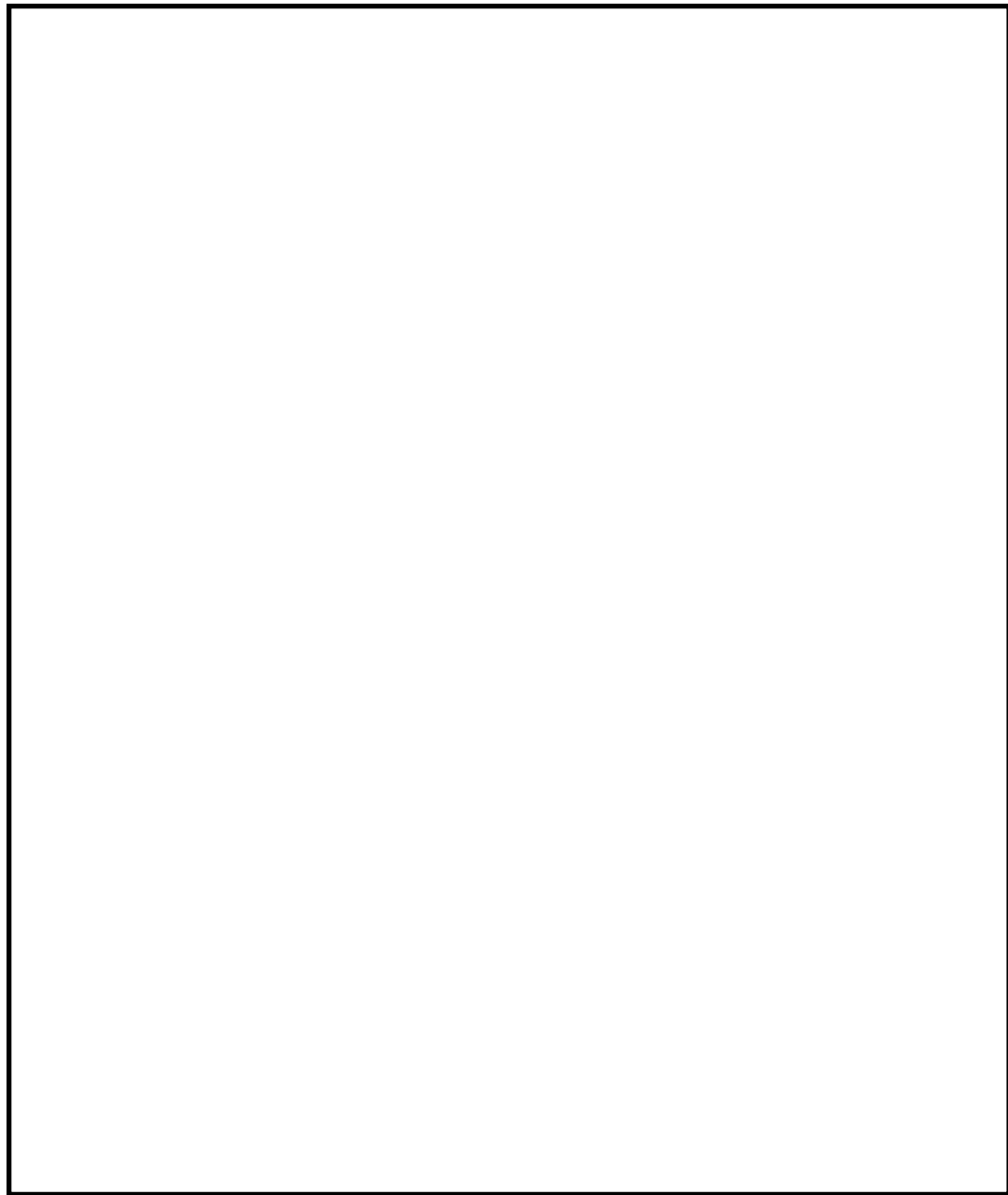
解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」

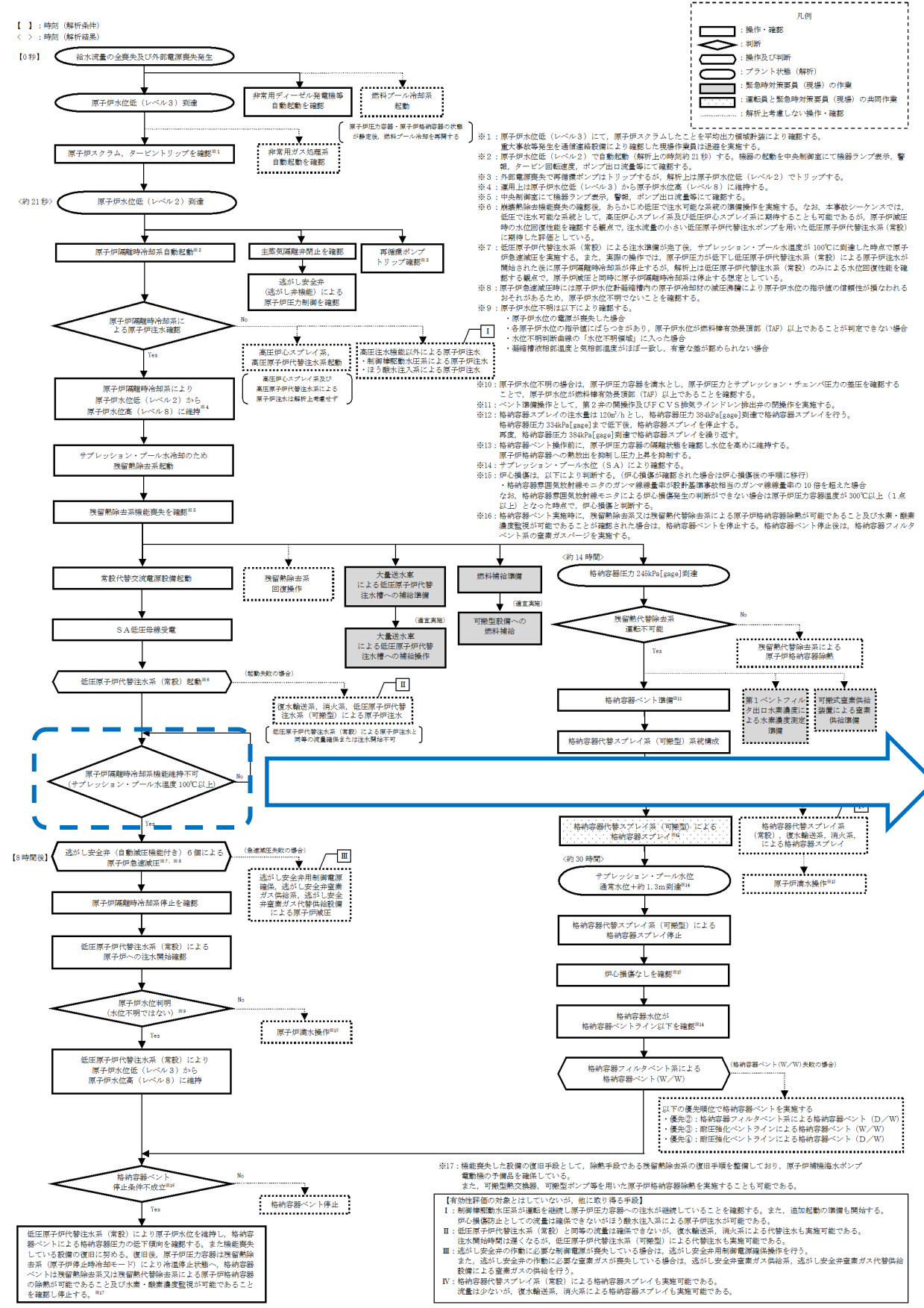


給水全喪失による原子炉水位低(レベル3)で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書(微候ベース)」における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」
 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、「格納容器制御導入」を継続監視する。
 原子炉水位は全給水喪失水位が低下する。原子炉隔離時冷却系を起動し原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持する。サブプレッション・プール水温度が100℃到達で機能喪失するため、他の注水手段を確保する。
 原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度、格納容器圧力が上昇する。サブプレッション・プール水冷却のため残留熱除去系起動を試みるが起動失敗により残留熱除去機能が喪失していることを判断する。
 サブプレッション・プール水温度35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御(S/P/T(W))」へ移行する。
 ドライウェル圧力13.7kPa [gag]到達で格納容器制御「PCV圧力制御(PC/P)」へ移行する。
 所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧(PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。

- AM設備別操作要領書
- 原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



操作補足事項

「S/C温度制御」
 残留熱除去系が起動できないためサブプレッション・プール水温度の上昇が継続する。サブプレッション・プール水温度が100℃に到達後、不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

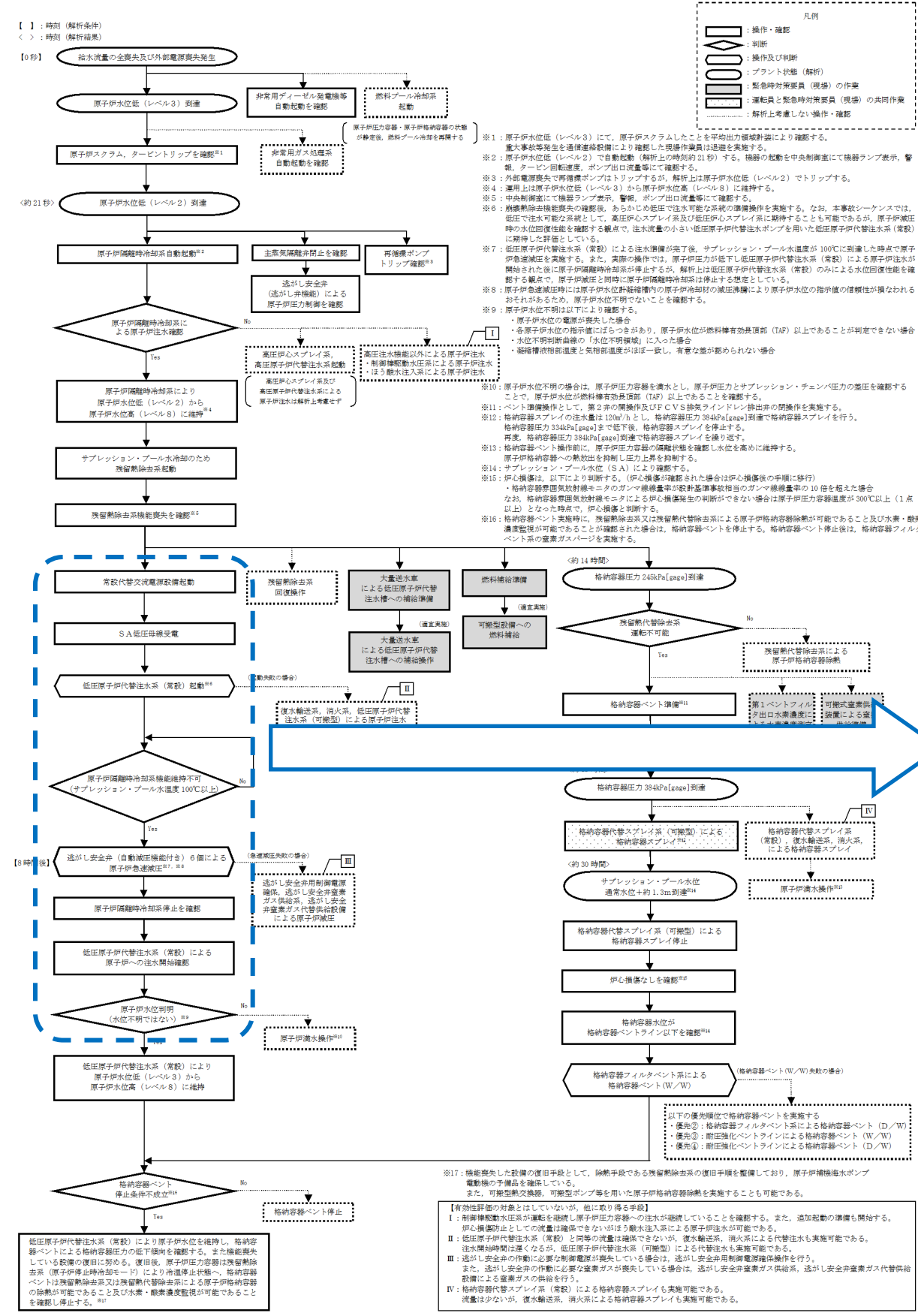
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

原子力災害対策手順書

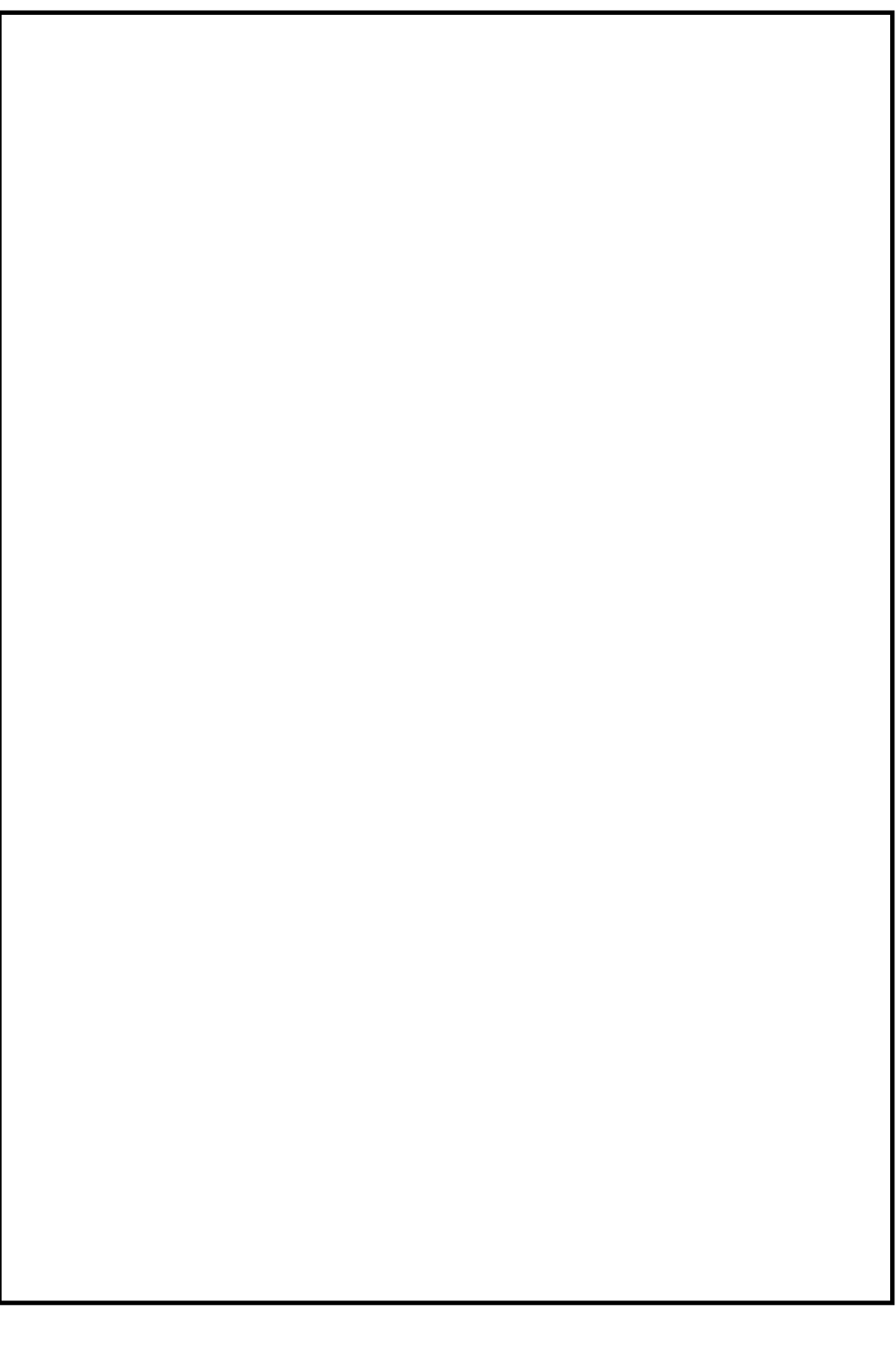
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



操作補足事項

「急速減圧」
 ガスタービン発電機起動及び低圧原子炉代替注水系 (常設) を起動後、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6 個を全開にし、原子炉を減圧する。
 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する。
原子炉水位が判明していることを確認し、格納容器制御「S/C温度制御 (S/P/T)」へ移行する。
 「S/C温度制御」
 残留熱除去系が起動できないため、サブプレッション・プール水の冷却ができない。

AM設備別操作要領書

AM 1: 「原子炉注水戦略」
 ・FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

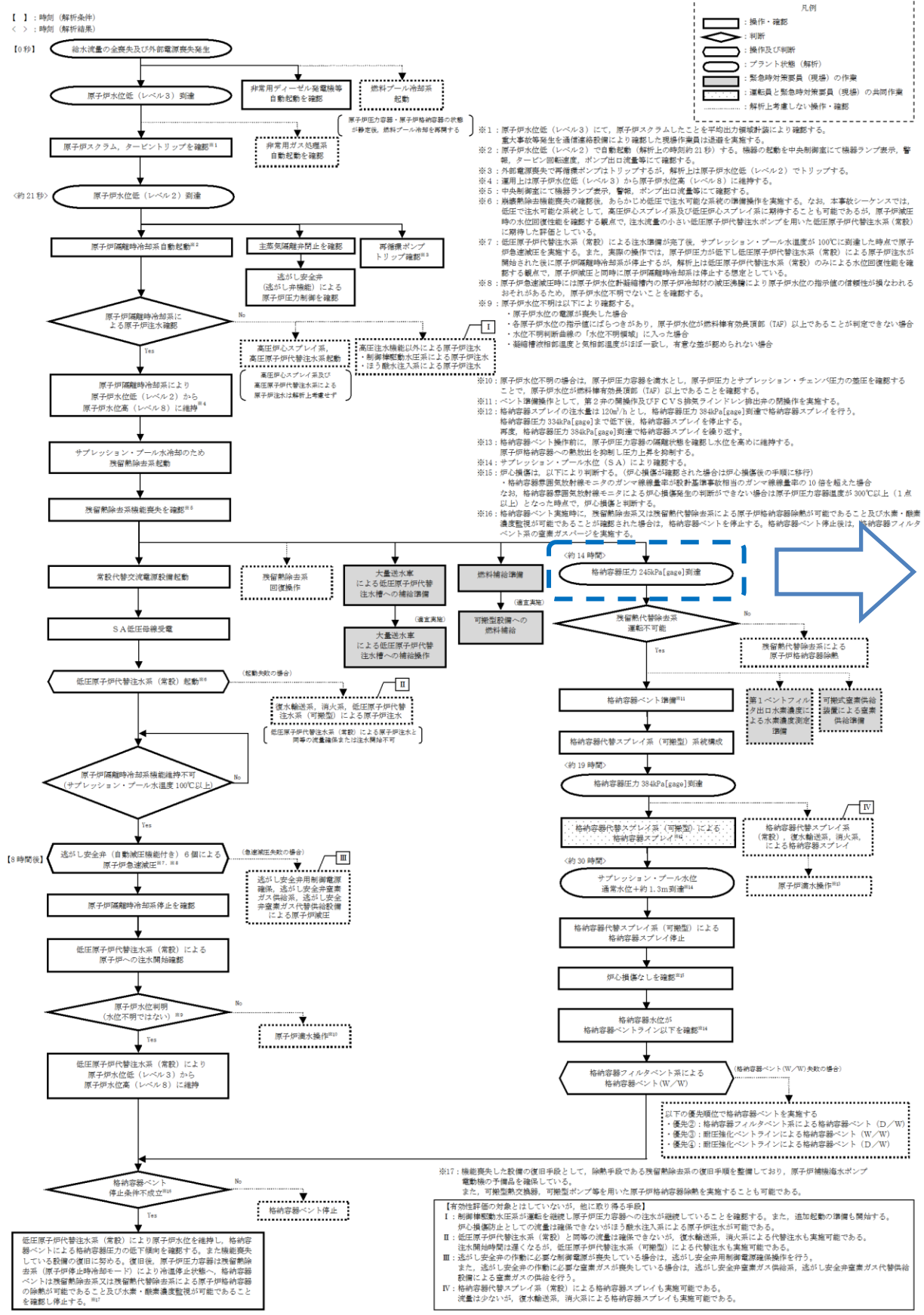
解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

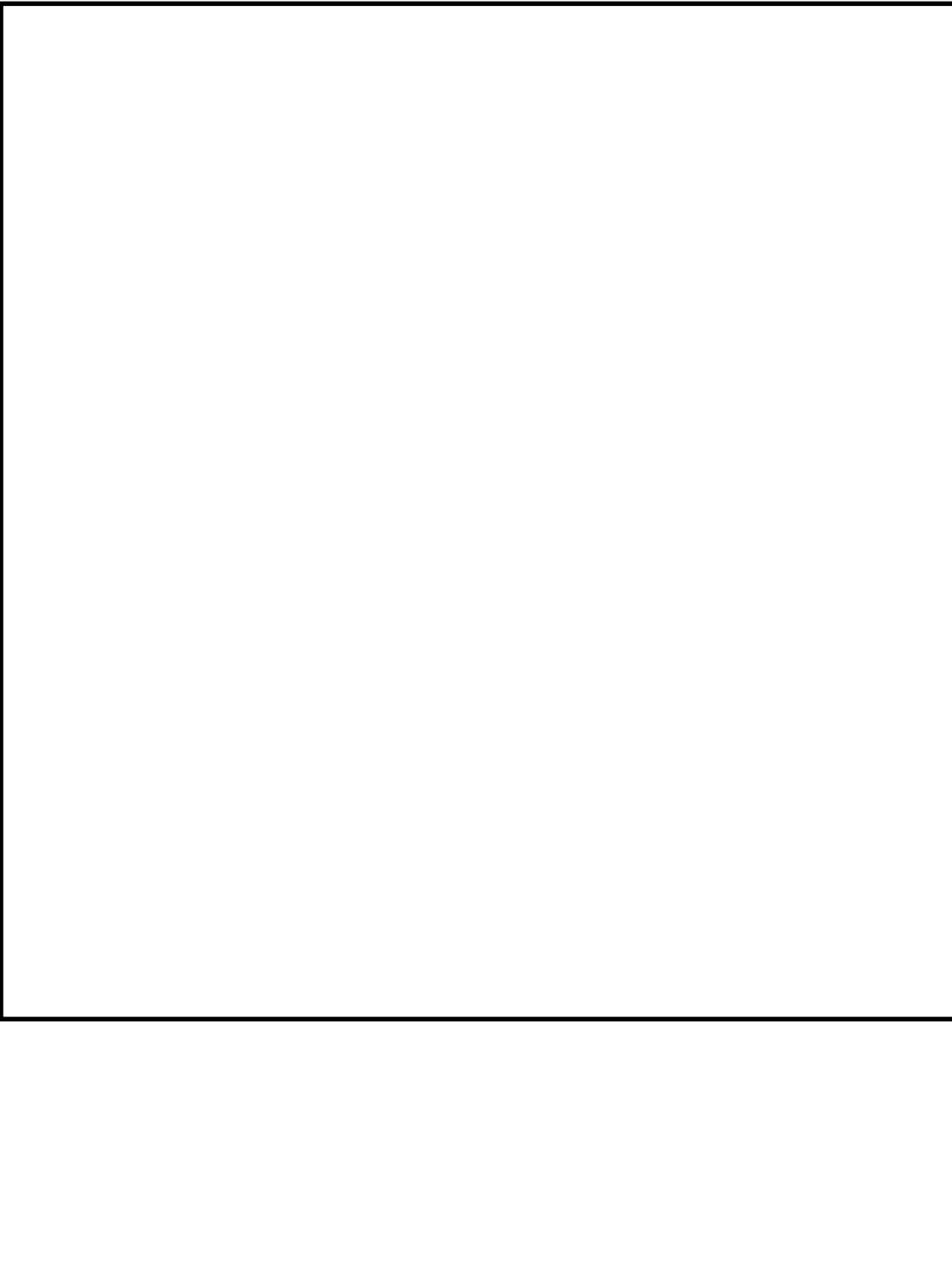
操作補足事項

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

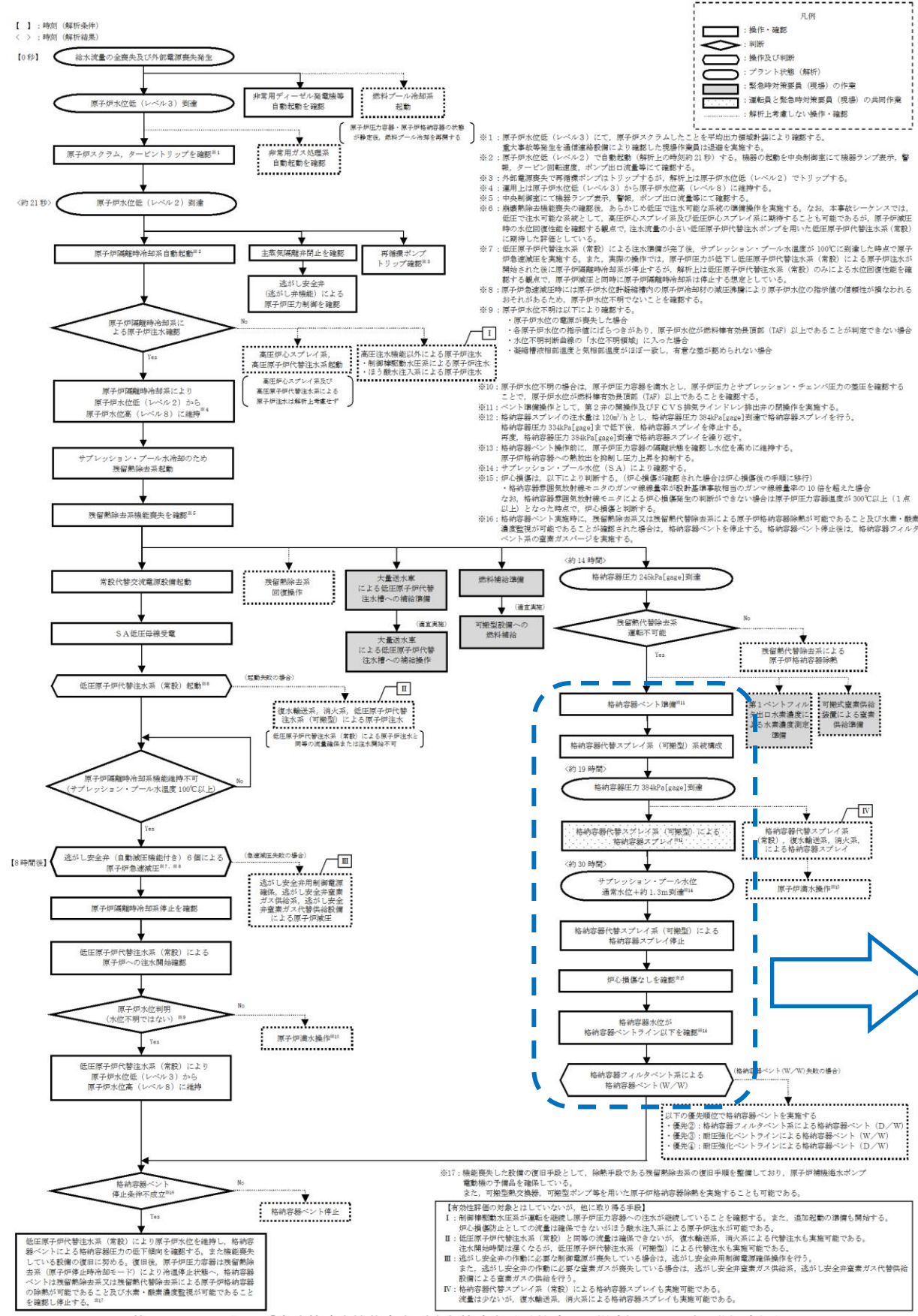


事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「PCV圧力制御」 D



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

「PCV圧力制御」
 サプレッション・チェンバ圧力が384kPa[gage]にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。
 炉心損傷が発生していないことを確認する。
 サプレッション・プール水位が+1.29m到達にて、ウェットウェル側からの格納容器ベントを実施する。

AM設備別操作要領書

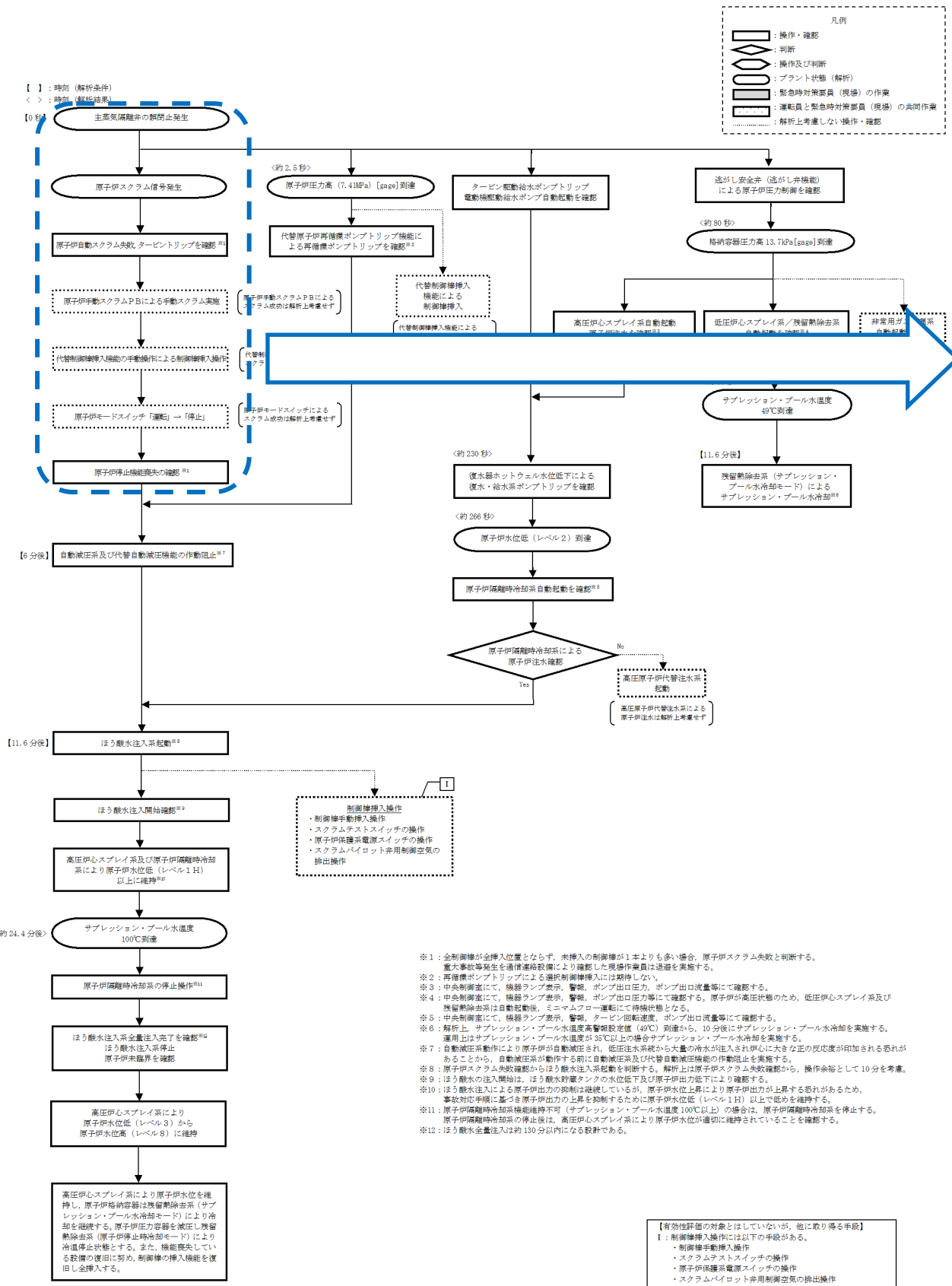
- AM 4：「格納容器除熱戦略」
 ・FCVSによる格納容器ベント
- AM 5：「格納容器機能維持戦略」
 ・大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」 A



操作補足事項

主蒸気隔離弁閉止により、原子炉がスクラムする。これにより「事故時操作要領書(徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」

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。

原子炉スクラム信号が発信するが、制御棒の挿入は失敗し、原子炉圧力高によるATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)が作動するが、**制御棒の挿入に失敗し原子炉制御「反応度制御(RC/Q)」へ移行する。**

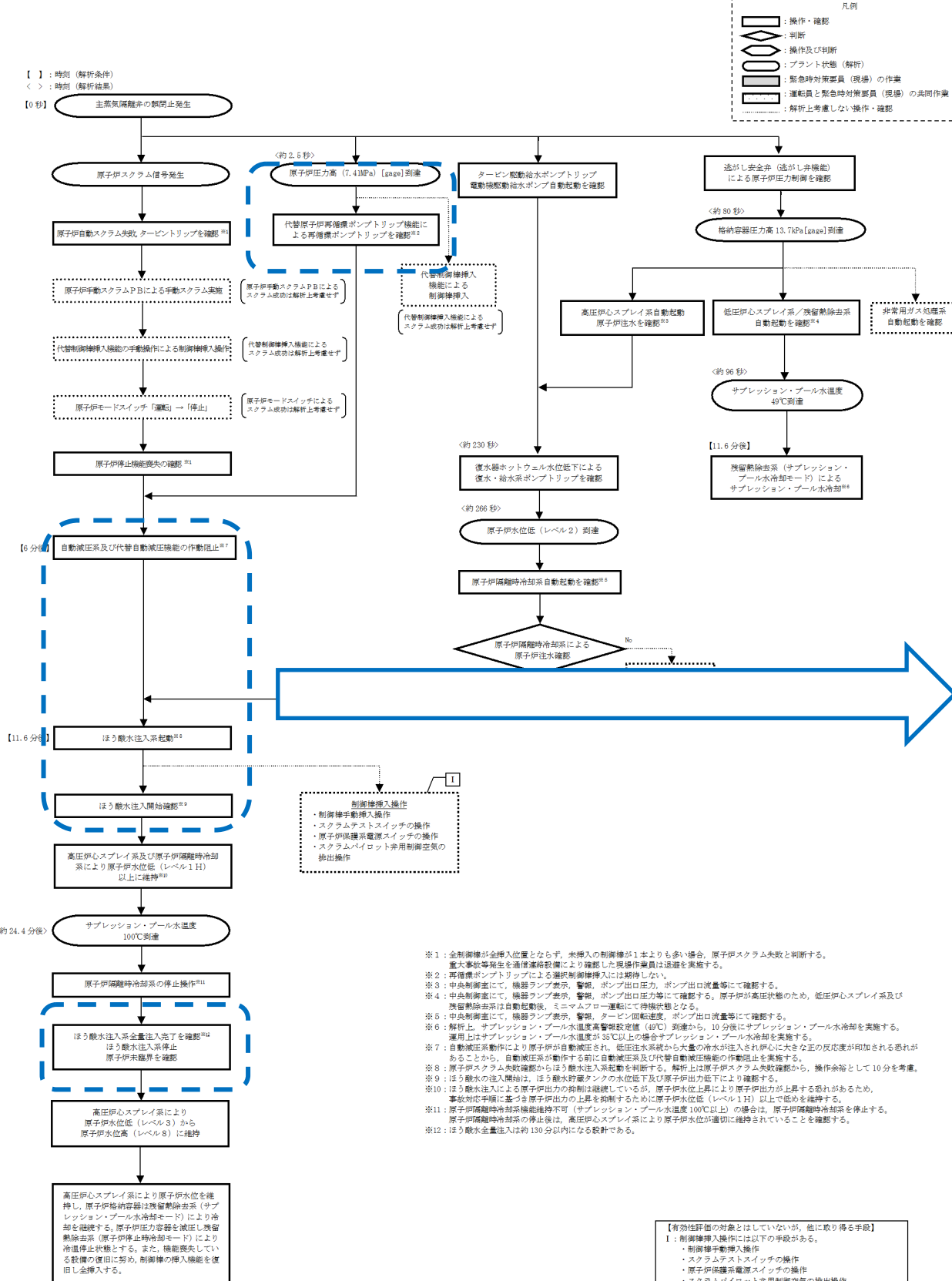
原子炉隔離時冷却系運転及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。

サブプレッション・プール水温度35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御(S/P/T(W))」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

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1本よりも多い場合、原子炉スクラム失敗と判断する。重大事故等発生を連発連発事故により判断した現場作業員は注意を実施する。
- ※2：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。
- ※3：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※4：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力等にて確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧炉心スプレイス及び残留熱除去系は自動起動後、ミニマムフロー運転にて待機状態となる。
- ※5：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン駆動電圧、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※6：解析上、サブレーション・プールの水温度高警報設定値(49℃)到達から、10分後にサブレーション・プール冷却を実施する。運用上はサブレーション・プールの水温度が35℃以上の場合はサブレーション・プール冷却を実施する。
- ※7：自動減圧系動作により原子炉が自動減圧され、低圧注水系統から大量の冷水が注入され炉心に大きな反応度が印加される恐れがあることから、自動減圧系が動作する前に自動減圧系及び代替自動減圧機能の動作停止を実施する。
- ※8：原子炉スクラム失敗後からほう酸水注入系起動を確認する。解析上は原子炉スクラム失敗確認から、操作余裕として10分を考慮する。
- ※9：ほう酸水の注入開始は、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。
- ※10：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恐れがあるため、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低(レベル1H)以上で低めを維持する。
- ※11：原子炉隔離時冷却系機能喪失不可(サブレーション・プールの水温度100℃以上)の場合は、原子炉隔離時冷却系を停止する。原子炉隔離時冷却系の停止後は、高圧炉心スプレイス系により原子炉水位が適切に維持されていることを確認する。
- ※12：ほう酸水全量注入は約130分以内になる設計である。

【有効性評価の対応とほしていないが、他に取得する手段】
 1：制御棒挿入機能には以下の手段がある。
 ・制御棒手動挿入操作
 ・スクラムテストスイッチの操作
 ・原子炉保護電源スイッチの操作
 ・スクラムバイロット非用制御室の排出操作

事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「反応度制御」



事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「反応度制御」

【ここに具体的な操作手順の本文が記載される領域である。】

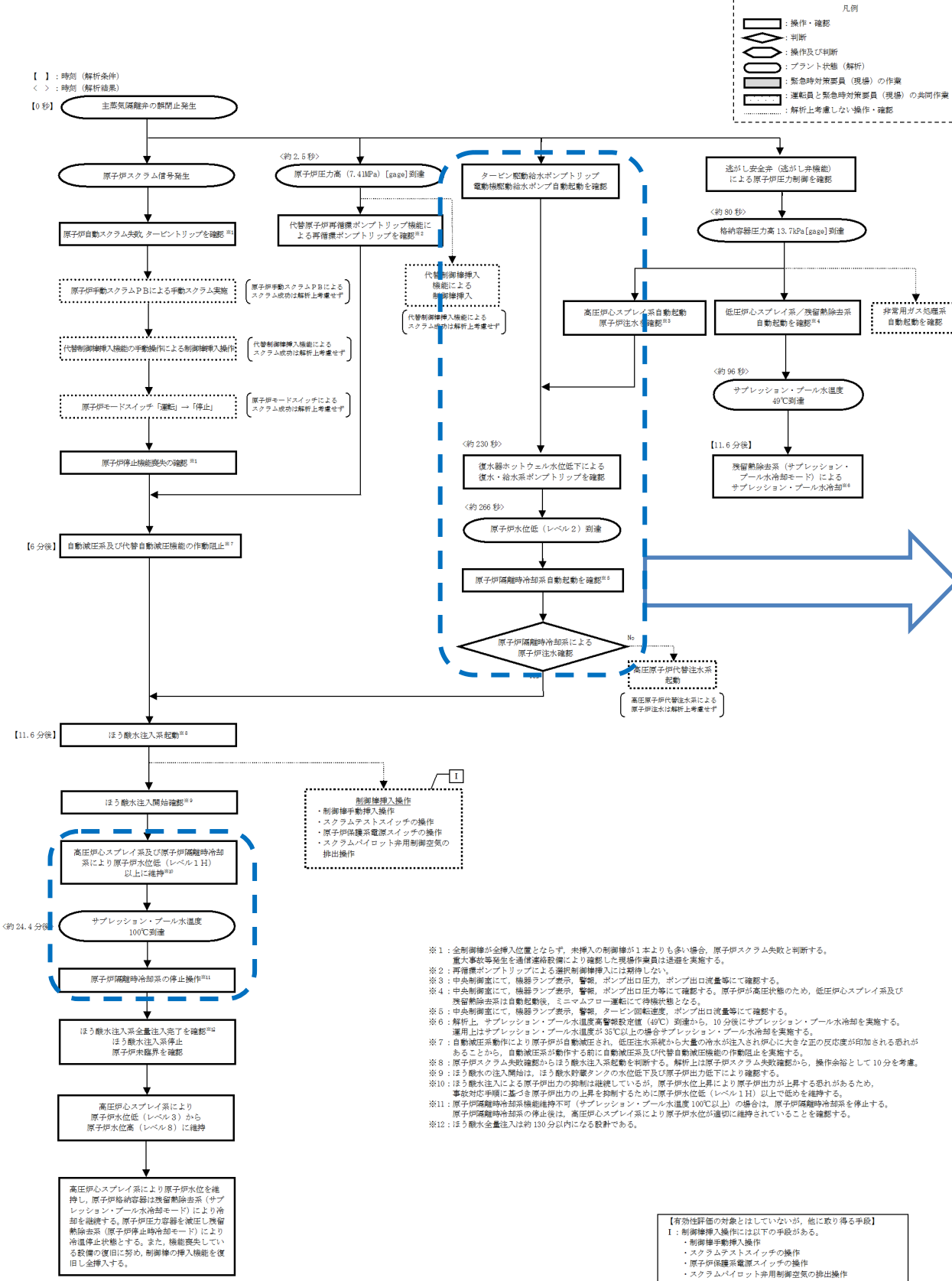
操作補足事項

「反応度制御」
 ヒートシンクとして復水器を使用の判断のため、原子炉隔離の有無を確認する。
 自動減圧系が作動しないよう作動阻止操作を行う。
ほう酸水全量注入により、ほう酸水注入系を停止し、原子炉制御「スクラム(RC)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「反応度制御」



【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】
 1: 制御挿入操作には以下の手段がある。
 ・制御挿入操作
 ・スクラムテストスイッチの操作
 ・原子炉保護系電源スイッチの操作
 ・スクラムバイロット非用制御空気の排出操作

操作補足事項

「反応度制御」
 ヒートシンクとして復水器を使用の判断のため、原子炉隔離の有無を確認する。
 原子炉水位は原子炉出力の抑制のため原子炉水低(レベル1H)以上に維持する。

AM設備別操作要領書

Blank area for AM equipment specific operating procedures.

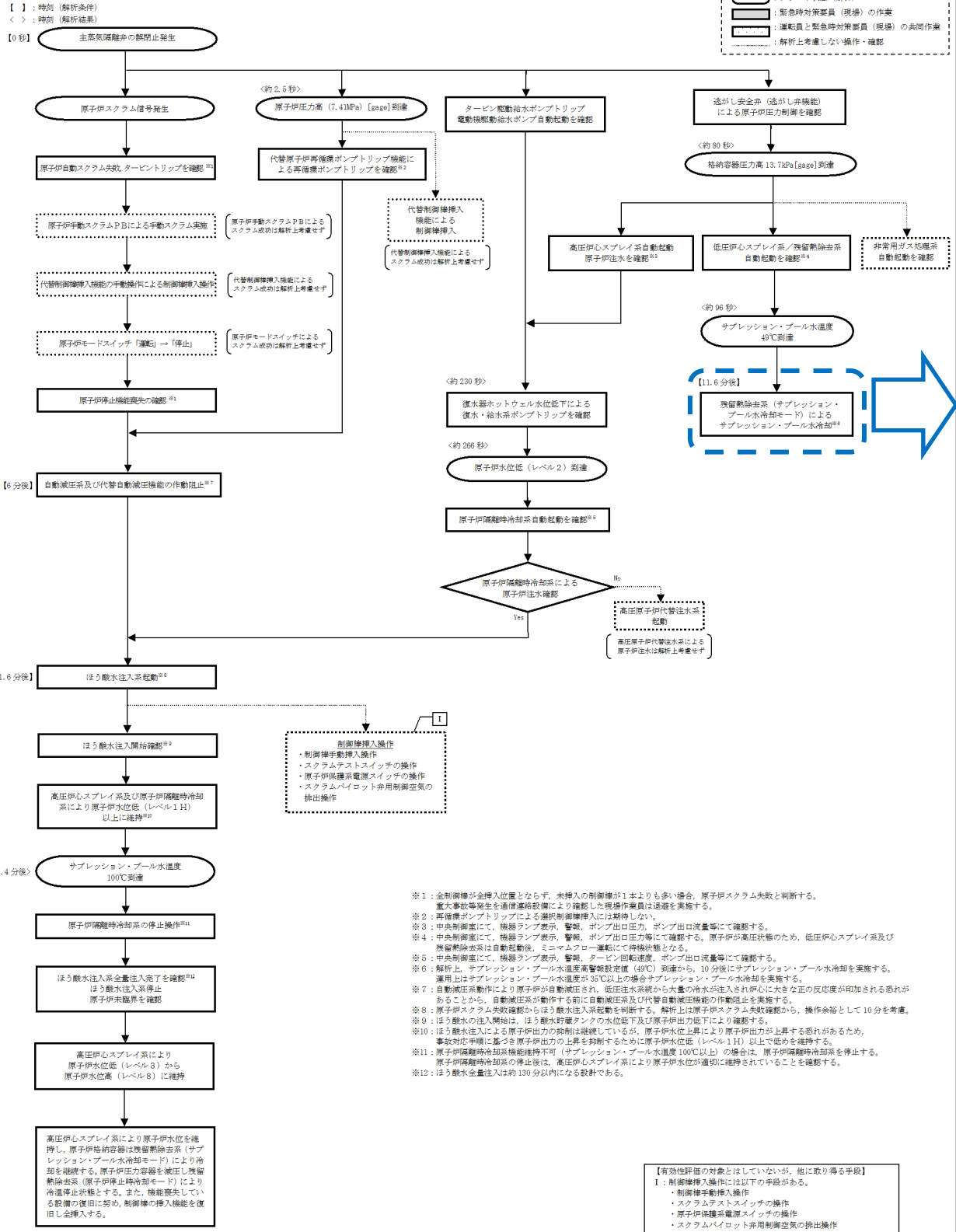
原子力災害対策手順書

Blank area for nuclear disaster response procedures.

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」



「S/C温度制御」
残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モードで起動し、サブプレッション・プール水の冷却を行う。

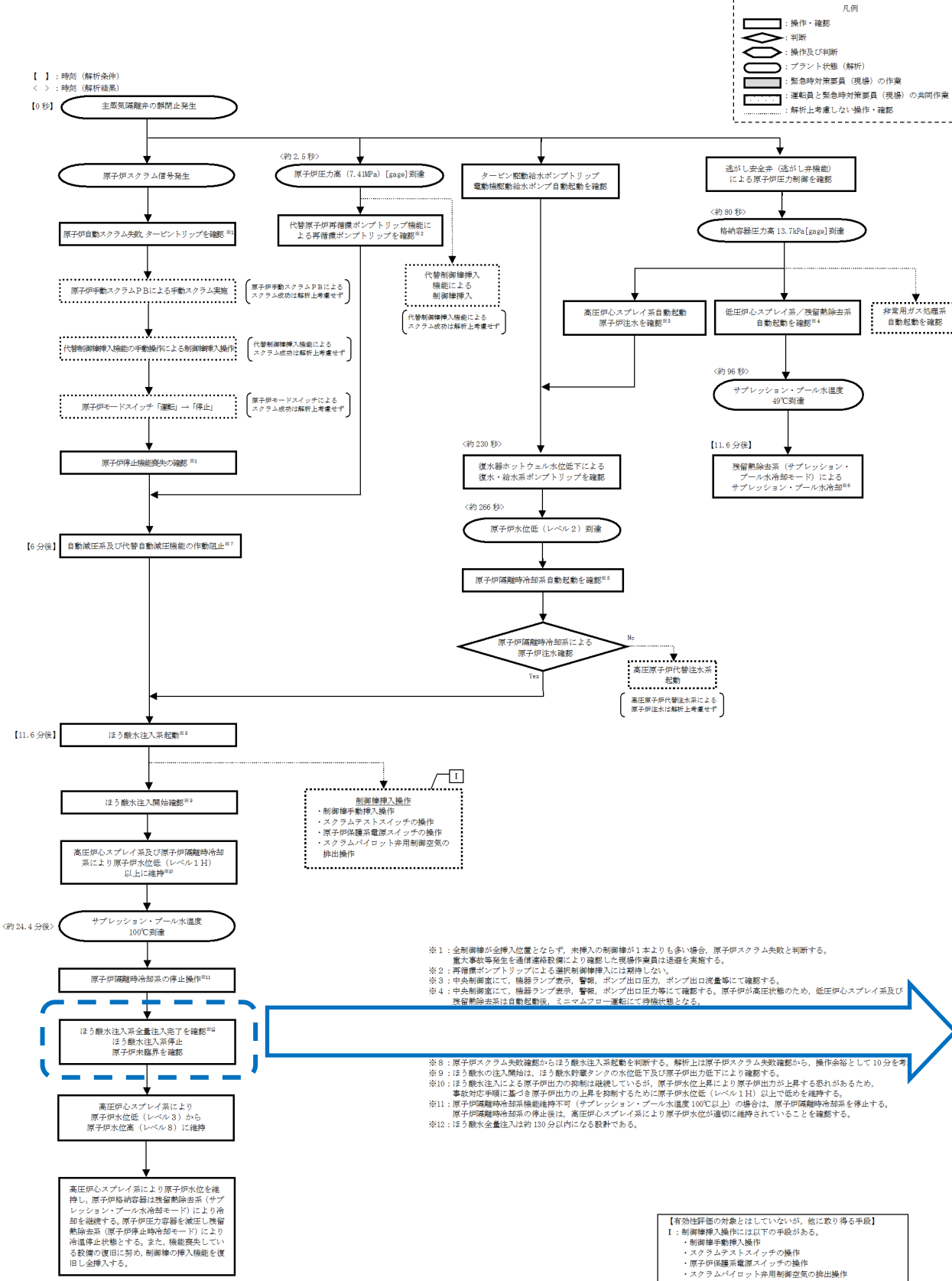
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

- ※1: 全制御棒が全挿入位置とならず、未挿入の制御棒が1本よりも多い場合、原子炉スクラム失敗と判断する。重大事故等発生を連係検出設備により検知した見操作員は迅速を実施する。
- ※2: 再循環ポンプトリップによる強制制御棒挿入には制棒しない。
- ※3: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※4: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力等にて確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系は自動起動後、ミニマムフロー運転にて待機状態となる。
- ※5: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※6: 解析上、サブプレッション・プール水温度警報設定値 (40°C) 到達から、10分後にサブプレッション・プール水冷却を実施する。運用上はサブプレッション・プール水温度が35°C以上の場合サブプレッション・プール水冷却を実施する。
- ※7: 自動減圧系動作により原子炉が自動減圧され、低圧炉心系統から大量の冷水が注入され炉心に大きな正の反応度が加えられる恐れがあることから、自動減圧系が動作する前に自動減圧系及び代替自動減圧機能の動作停止を実施する。
- ※8: 原子炉スクラム失敗検知からほうろく水注入系起動を判断する。解析上は原子炉スクラム失敗検知から、操作余裕として10分を考慮。
- ※9: ほうろく水の注入開始は、ほうろく水対象タンクの水位低下及び原子炉出力低下により確認する。
- ※10: ほうろく水注入による原子炉出力の上昇を抑制しているが、原子炉水位上昇により原子炉出力が上昇する恐れがあるため、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低 (レベル1H) 以上で低めを維持する。
- ※11: 原子炉隔離時冷却系機能維持不可 (サブプレッション・プール水温度100°C以上) の場合は、原子炉隔離時冷却系を停止する。原子炉隔離時冷却系の停止は、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位が適切に維持されていることを確認する。
- ※12: ほうろく水全量注入は約130分以内になる設計である。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得する手段】
1: 制御棒挿入操作には以下の手段がある。
・制御棒挿入操作
・スクラムテストスイッチの操作
・原子炉保護系電源スイッチの操作
・スクラムバイロット非用制御空気の排出操作

解析上の対応手順の概要フロー



- ※1: 全制御挿入が全挿入位置とならず、未挿入の制御挿入が1本よりも多い場合、原子炉スクラム失敗と判断する。重大事故等発生を避けるため、挿入した制御挿入は速速に実施する。
- ※2: 再循環ポンプトリップによる代替制御挿入には制挿しない。
- ※3: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※4: 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力等にて確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧原子炉スプレッド系及び残熱除去系は自動起動後、ミニマムフロー運転にて待機状態となる。
- ※8: 原子炉スクラム失敗確認からほうろく注水注入系起動を判断する。解析上は原子炉スクラム失敗確認から、操作余裕として10分を考慮する。
- ※9: ほうろく注水の注入開始は、ほうろく注水タンクの水位低下及び原子炉出力低下により確認する。
- ※10: ほうろく注水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恐れがあるため、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低(レベル1H)以上で低めを維持する。
- ※11: 原子炉隔離時冷却系機能維持不可(サブプレッション・プール水温100℃以上)の場合は、原子炉隔離時冷却系を停止する。原子炉隔離時冷却系の停止後は、高圧原子炉スプレッド系により原子炉水位が適切に維持されていることを確認する。
- ※12: ほうろく注水全量注入は約130分以内になる設計である。

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】

1: 制御挿入操作には以下の手段がある。

- ・制御挿入操作
- ・スクラムテストスイッチの操作
- ・原子炉保護系電源スイッチの操作
- ・スクラムバイロット非用制御空気の排出操作

事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



Blank area for the detailed EOP (Emergency Operating Procedure) for reactor control during a scram event.

操作補足事項

「スクラム」
 中性子源領域計装及び中間領域計装の検出器を挿入し、未臨界になったことを確認する。

AM設備別操作要領書

Blank area for AM (Auxiliary Machinery) specific operating procedures.

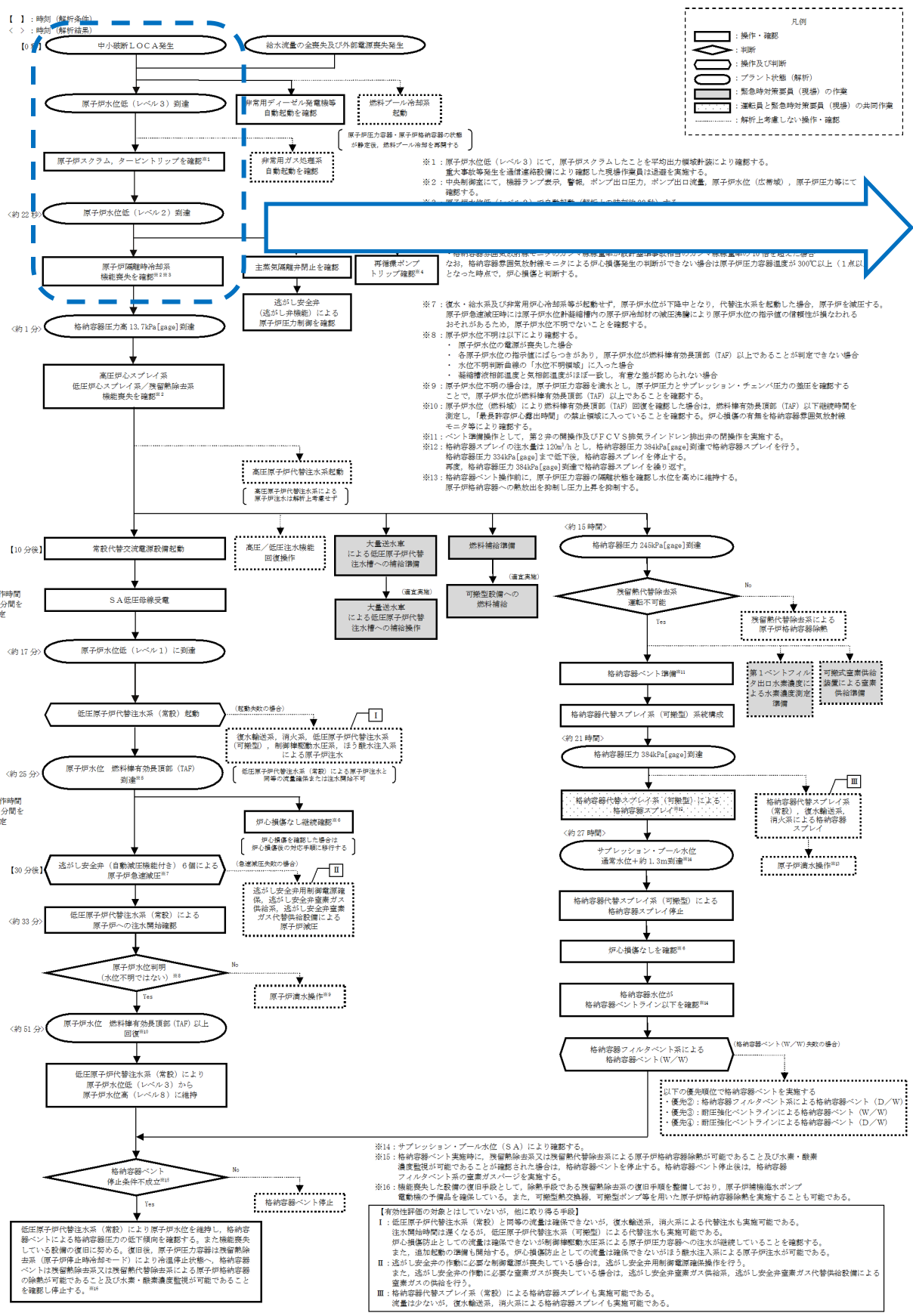
原子力災害対策手順書

Blank area for nuclear disaster response procedures.

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」 A



操作補足事項

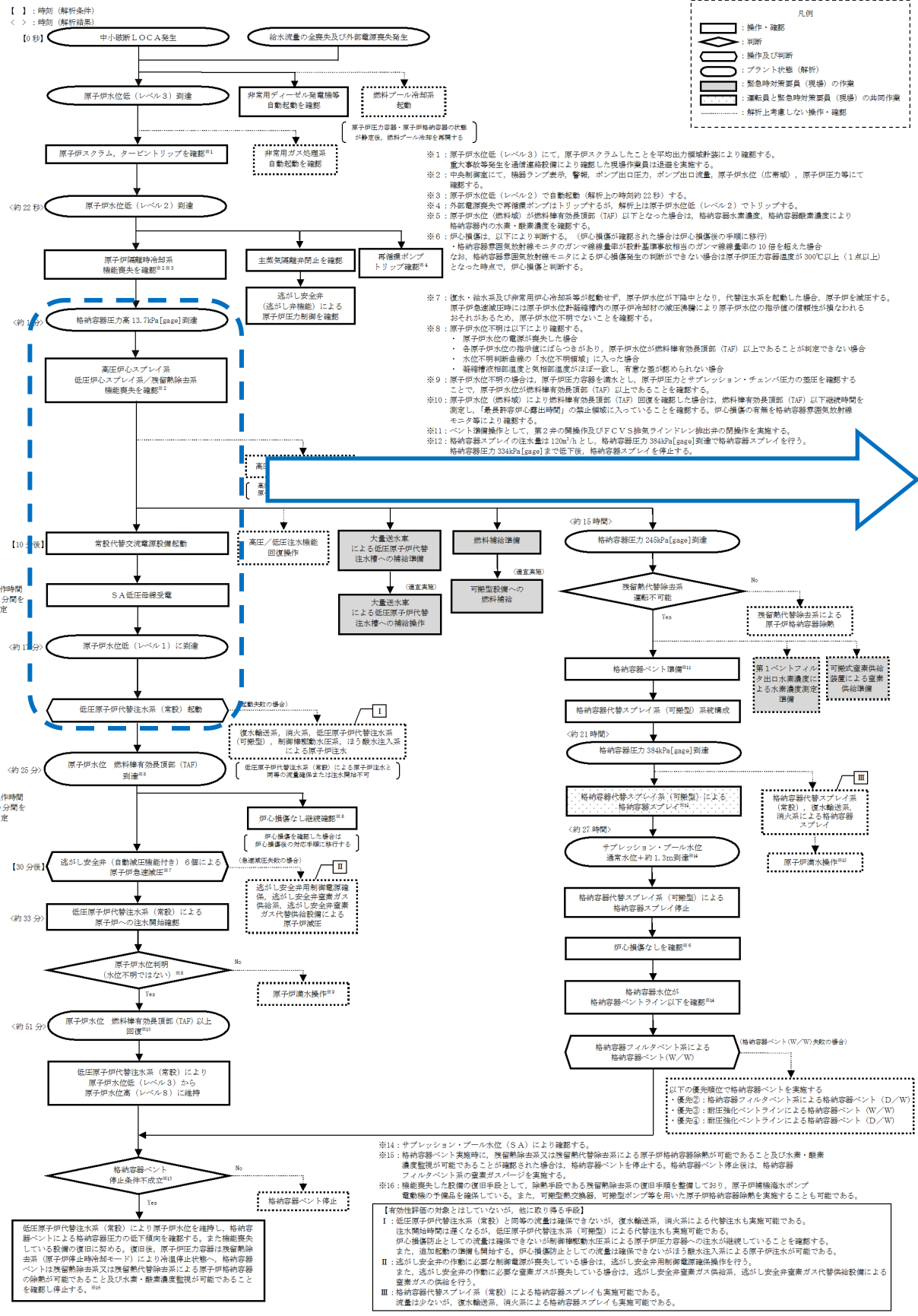
給水全喪失による原子炉水位低(レベル3)で原子炉スクラムする。これにより「**事故時操作要領書(徴候ベース)**」における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」
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、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉水位は全給水喪失、原子炉水位低(レベル2)で原子炉隔離時冷却系が自動起動するが高压注水機能喪失により、原子炉圧力容器への注水が不可となる。**原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持できないため、原子炉制御「水位確保(RC/L)」へ移行する。**
格納容器内パラメータにより格納容器内の漏えいがあることを確認する。
格納容器内漏えい及び逃がし安全弁から放出される蒸気により、格納容器圧力が上昇する。**ドライウエル圧力13.7kPa [gage]到達で格納容器制御「PC/P)」へ移行する。**
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧(PS/R)」へ移行し、非常用ディーゼル発電機等が自動起動し非常用母線へ電源供給をする。

AM設備別操作要領書

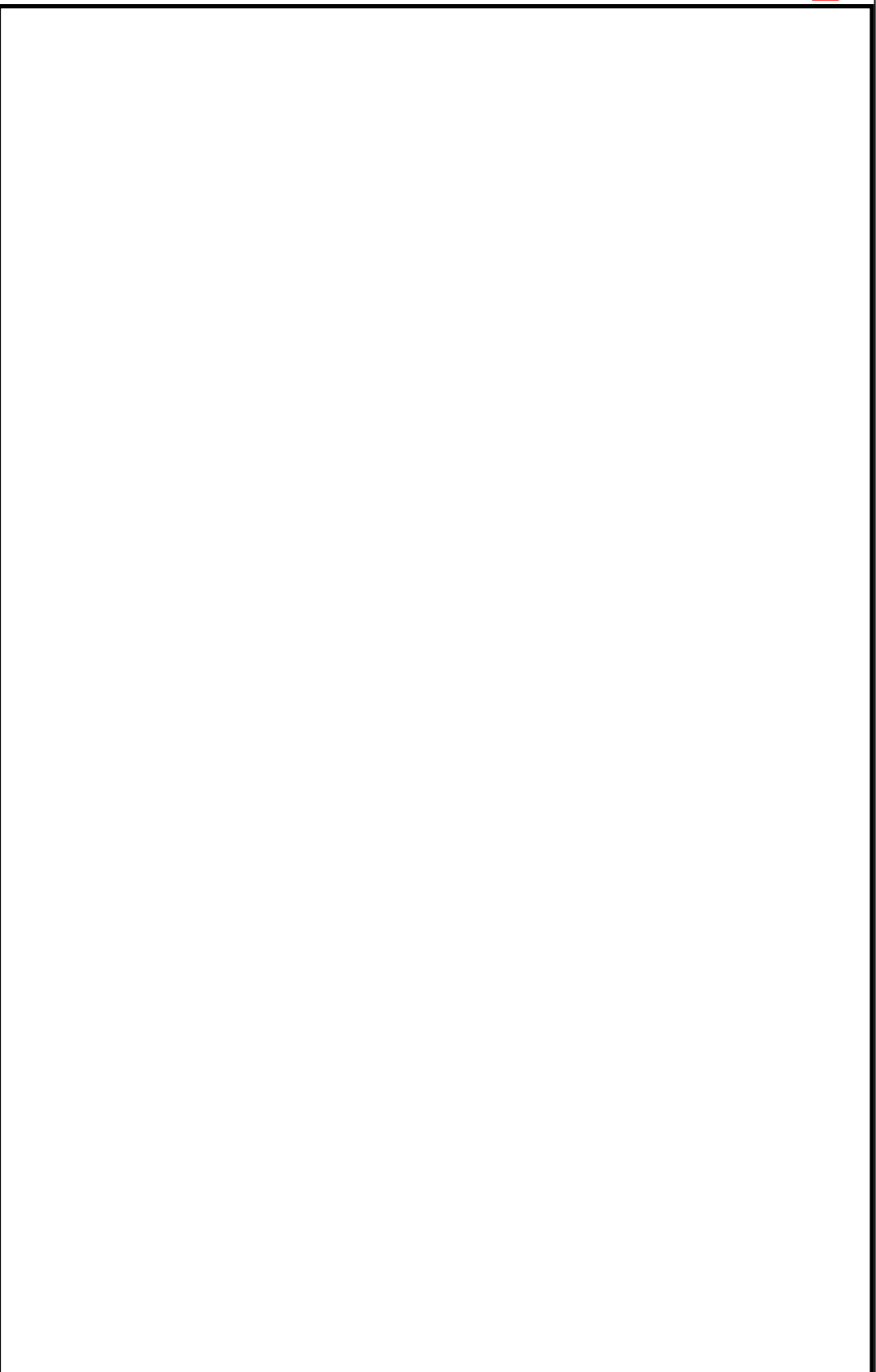
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動で作動させる。
 全給水喪失し原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系の起動に失敗し原子炉水位の低下が継続する。**ガスタービン発電機起動及び低圧原子炉代替注水系 (常設) を起動し不測事態「急速減圧 (C2)」へ移行する。**

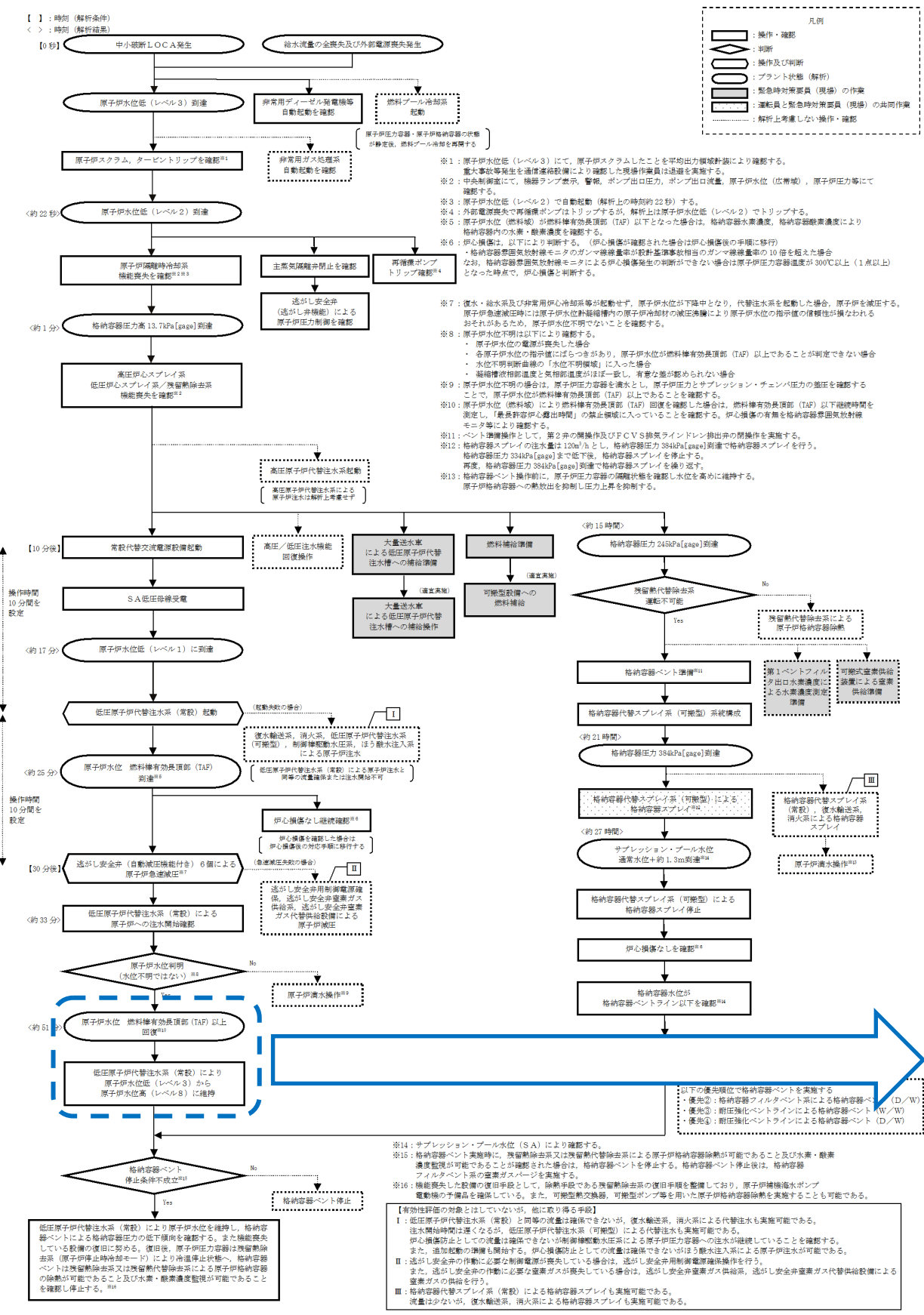
AM設備別操作要領書

AM 1 : 「原子炉注水戦略」
 ・FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

「水位回復」
 原子炉減圧により、低圧原子炉代替注水系 (常設) から原子炉へ注水が開始し、**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上になれば、原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。**

「水位確保」
 低圧原子炉代替注水系 (常設) により、**原子炉水位が原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できるため、原子炉制御「スクラム (RC)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



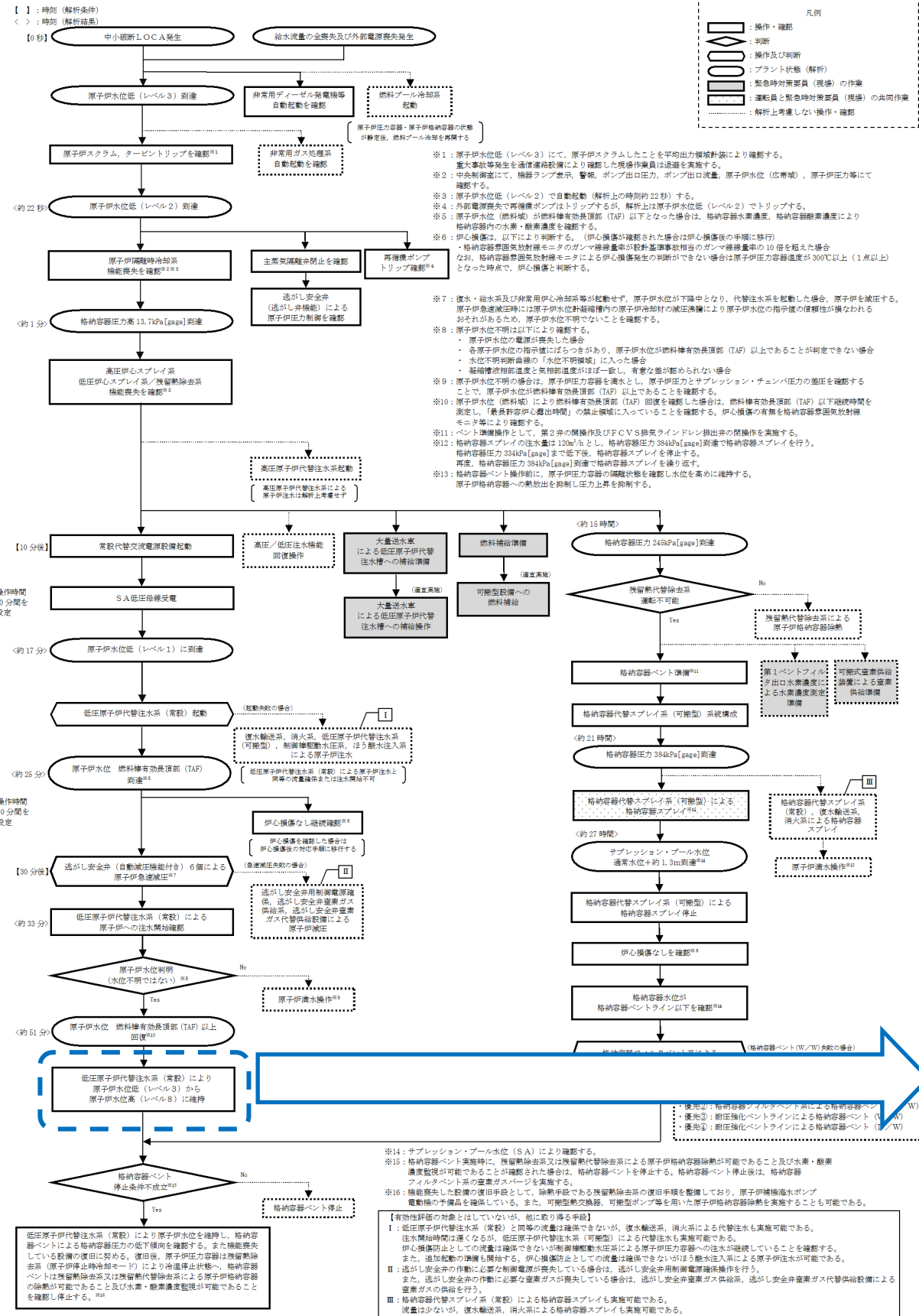
原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



「スクラム」
原子炉水位を継続監視する。

AM設備別操作要領書

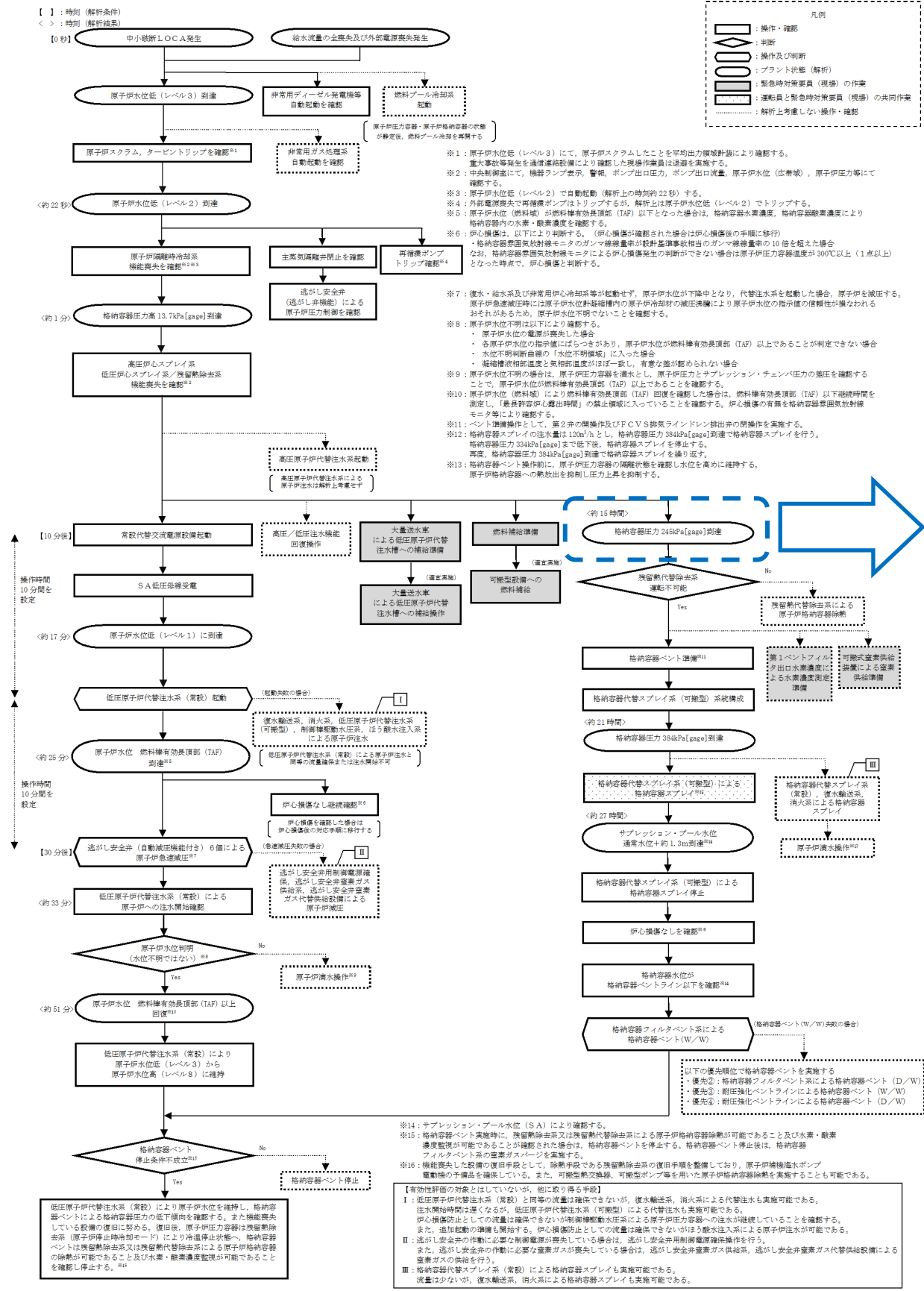
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

原子力災害対策手順書

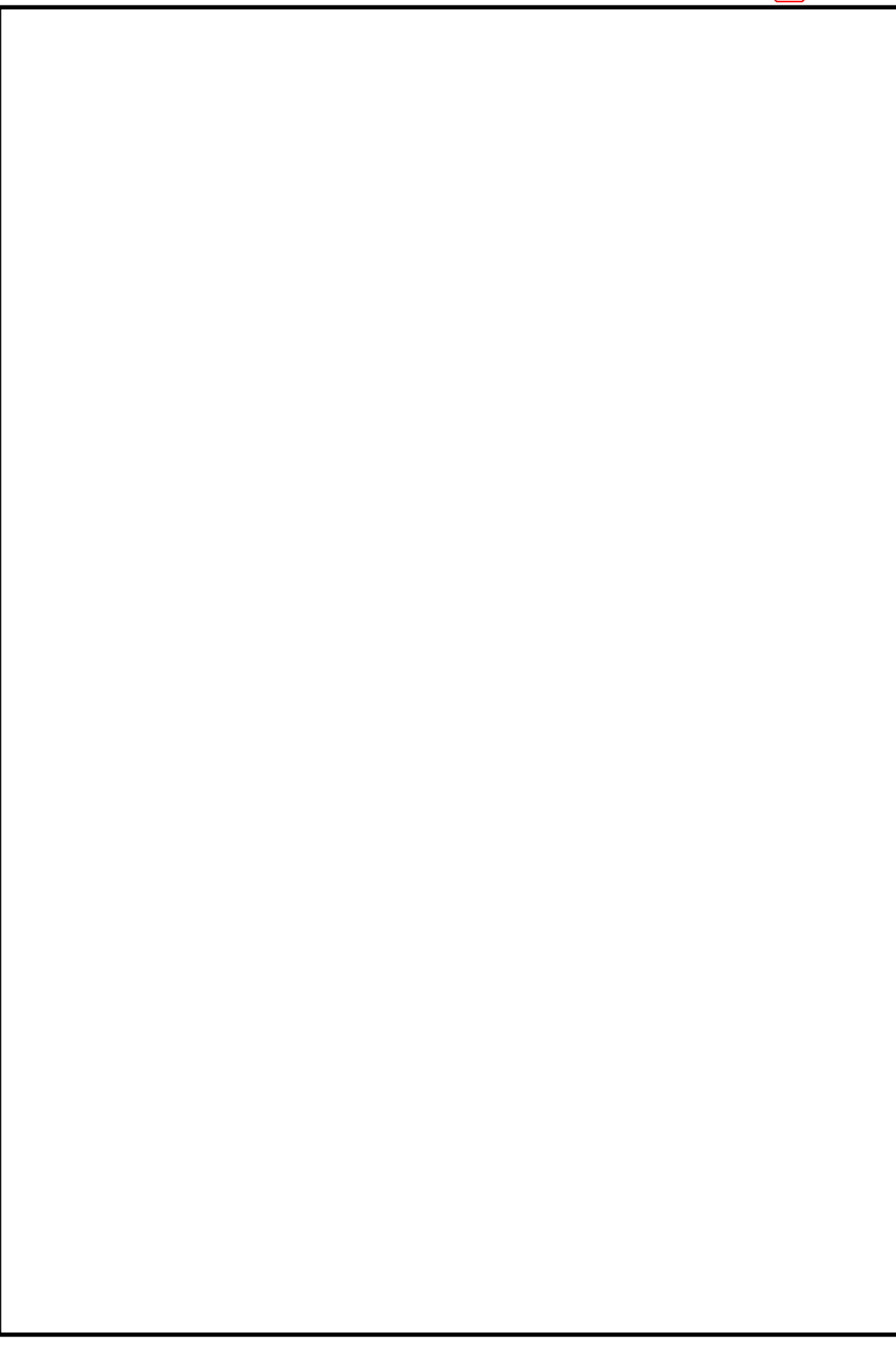
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



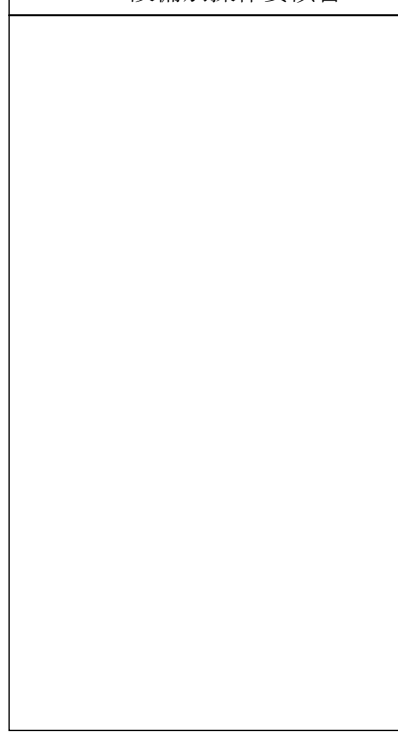
事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」

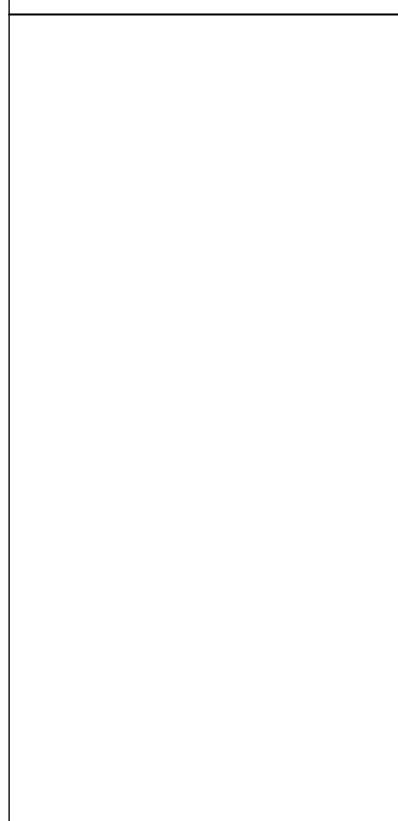


操作補足事項

AM設備別操作要領書

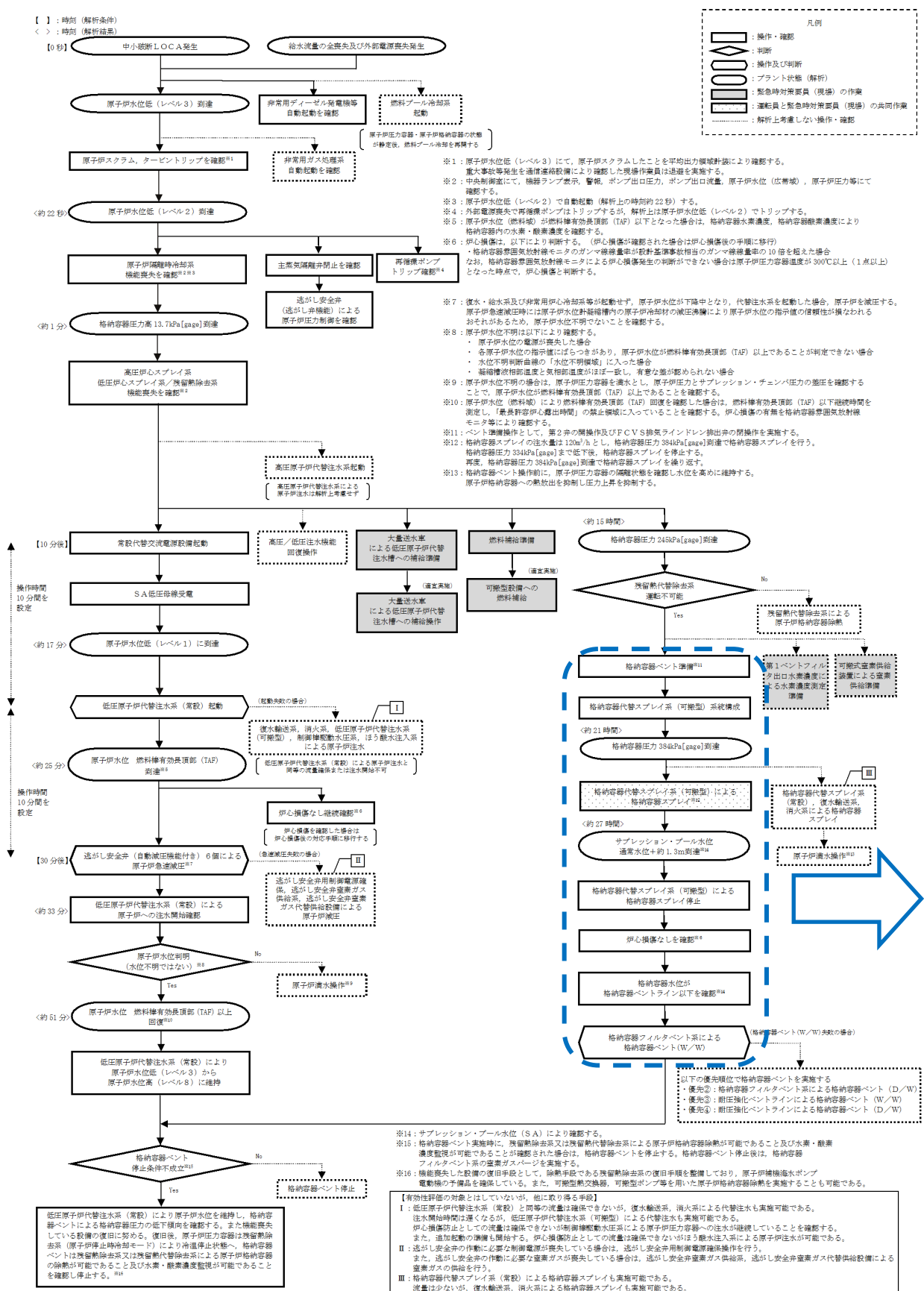


原子力災害対策手順書



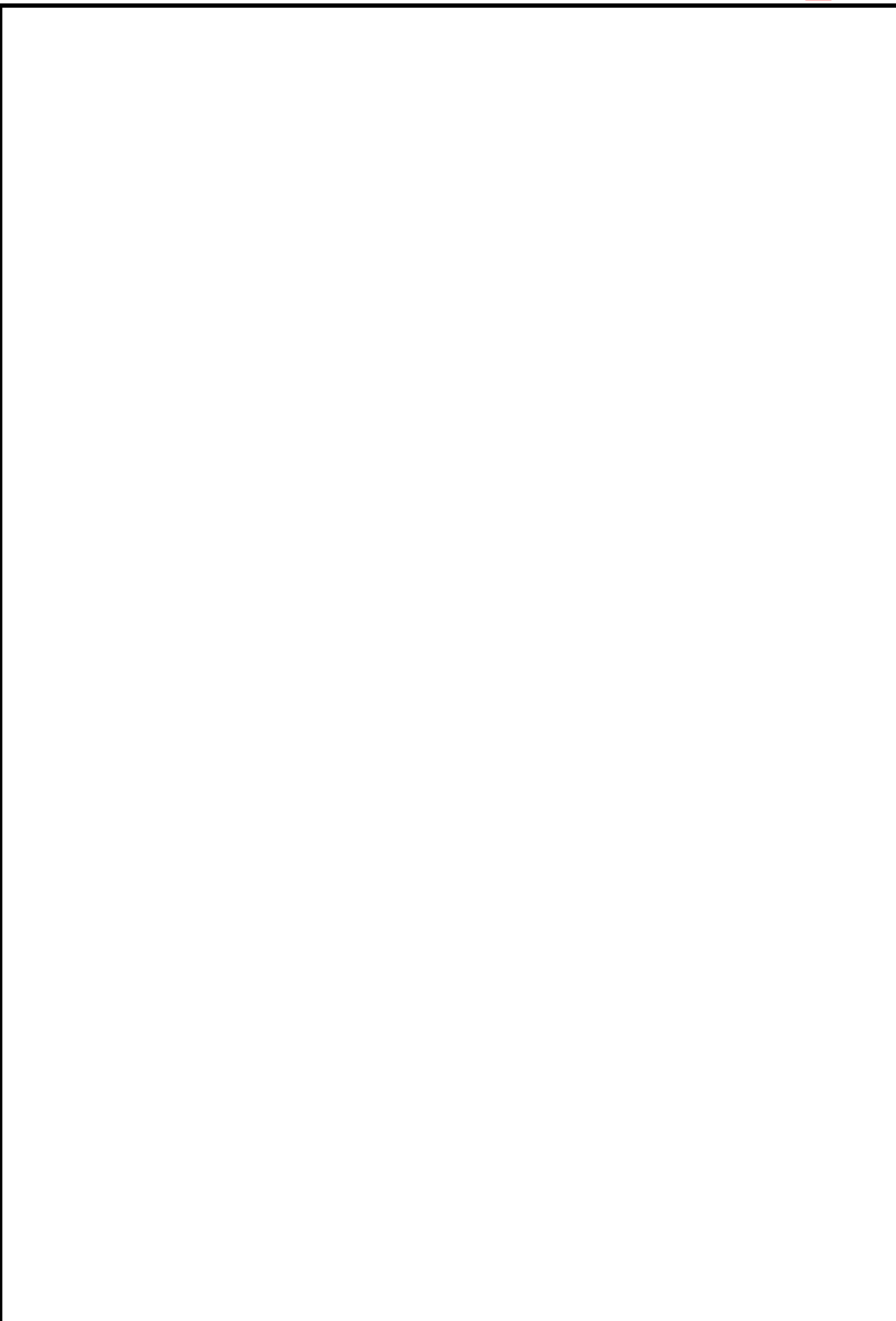
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御「PCV圧力制御」



操作補足事項

「PCV圧力制御」
 サプレッション・チェンバ圧力が 384kPa [gage] にて、外部水源を用いた格納容器代替スプレイを実施する。
 炉心損傷が発生していないことを確認する。
 サプレッション・プール水位が +1.29m 到達にて、ウェットウェル側からの格納容器ベントを実施する。

AM設備別操作要領書

- AM 4**: 「格納容器除熱戦略」
- ・FCVSによる格納容器ベント
- AM 5**: 「格納容器機能維持戦略」
- ・大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書

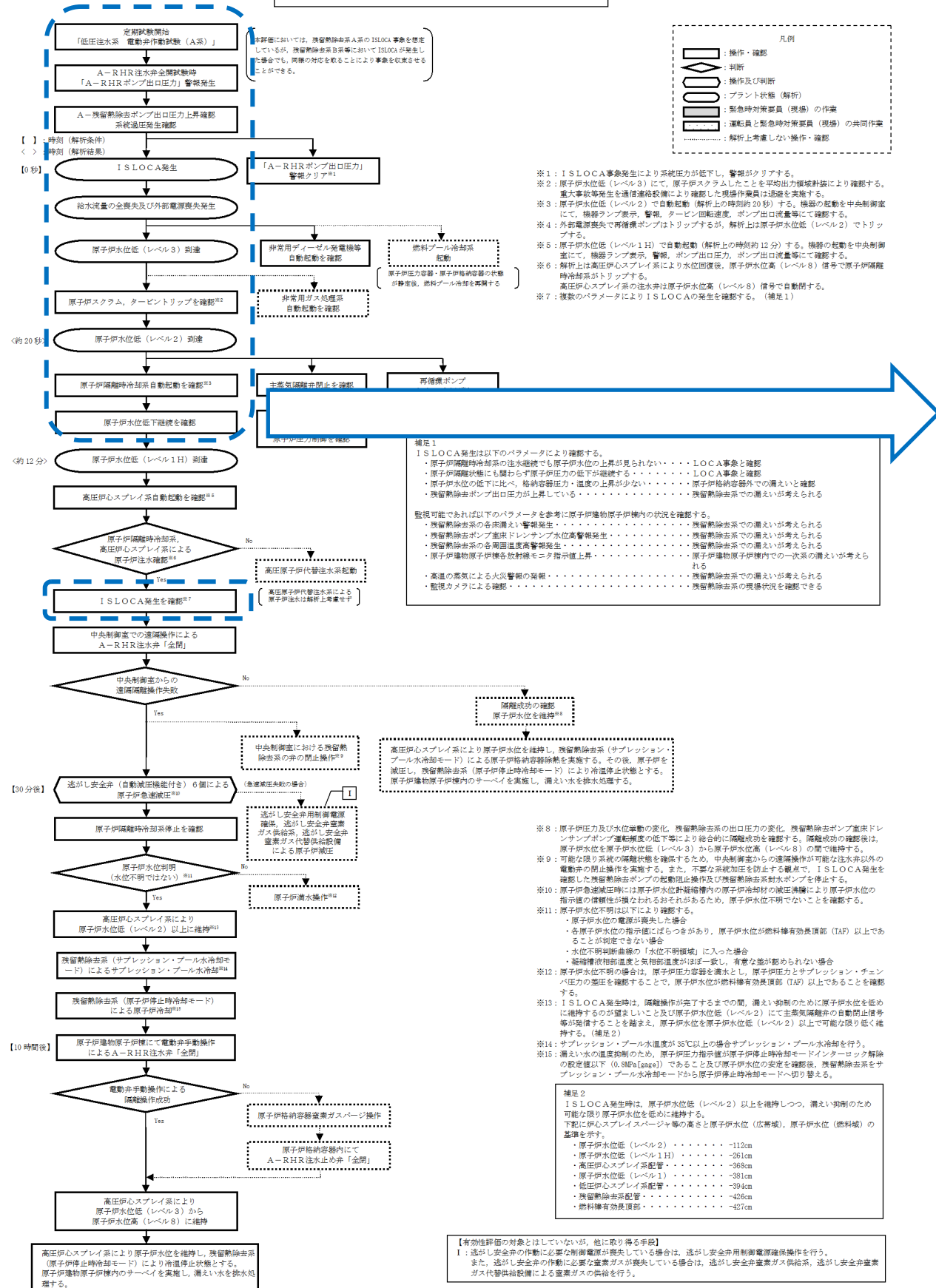
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

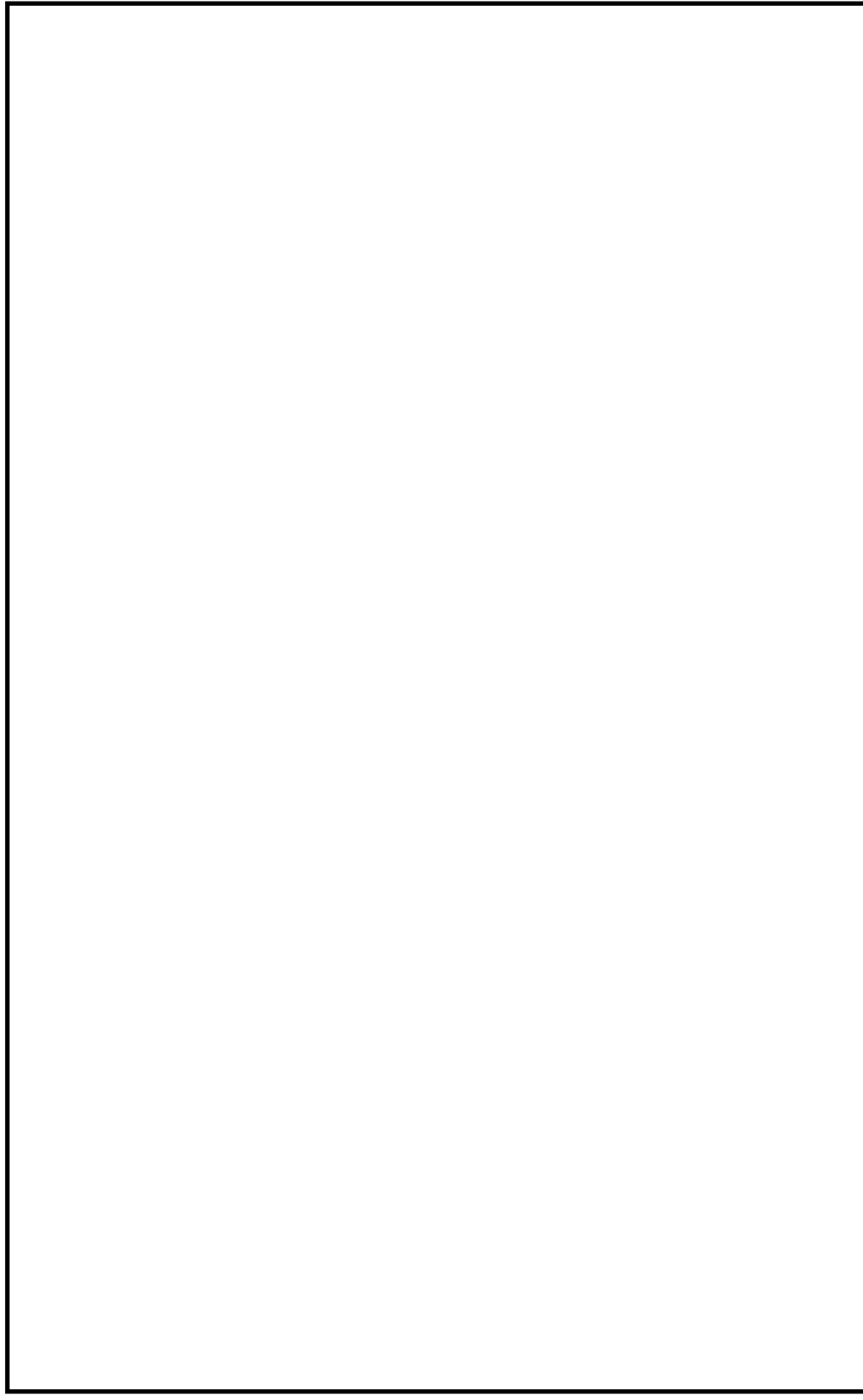
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

給水全喪失による原子炉水位低 (レベル3) で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」
原子炉水位は全給水喪失することにより水位が低下する。原子炉水位低 (レベル2) で原子炉隔離時冷却系が起動するが原子炉水位の低下が継続するため、「水位確保 (RC/L)」へ移行する。

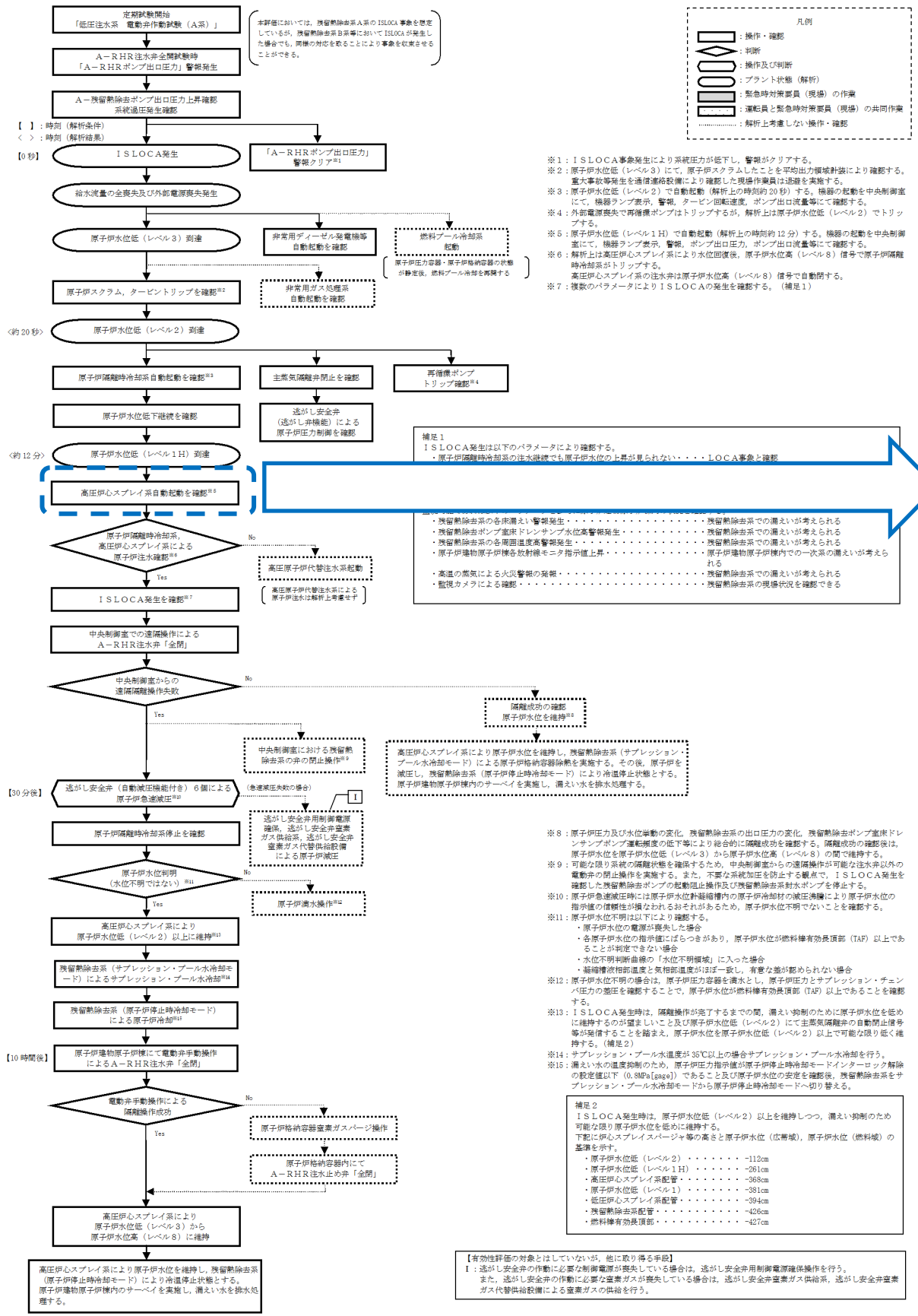
原子炉建屋内パラメータにより格納容器外の漏えいがあることを確認し、「二次格納施設制御 (SC/C)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

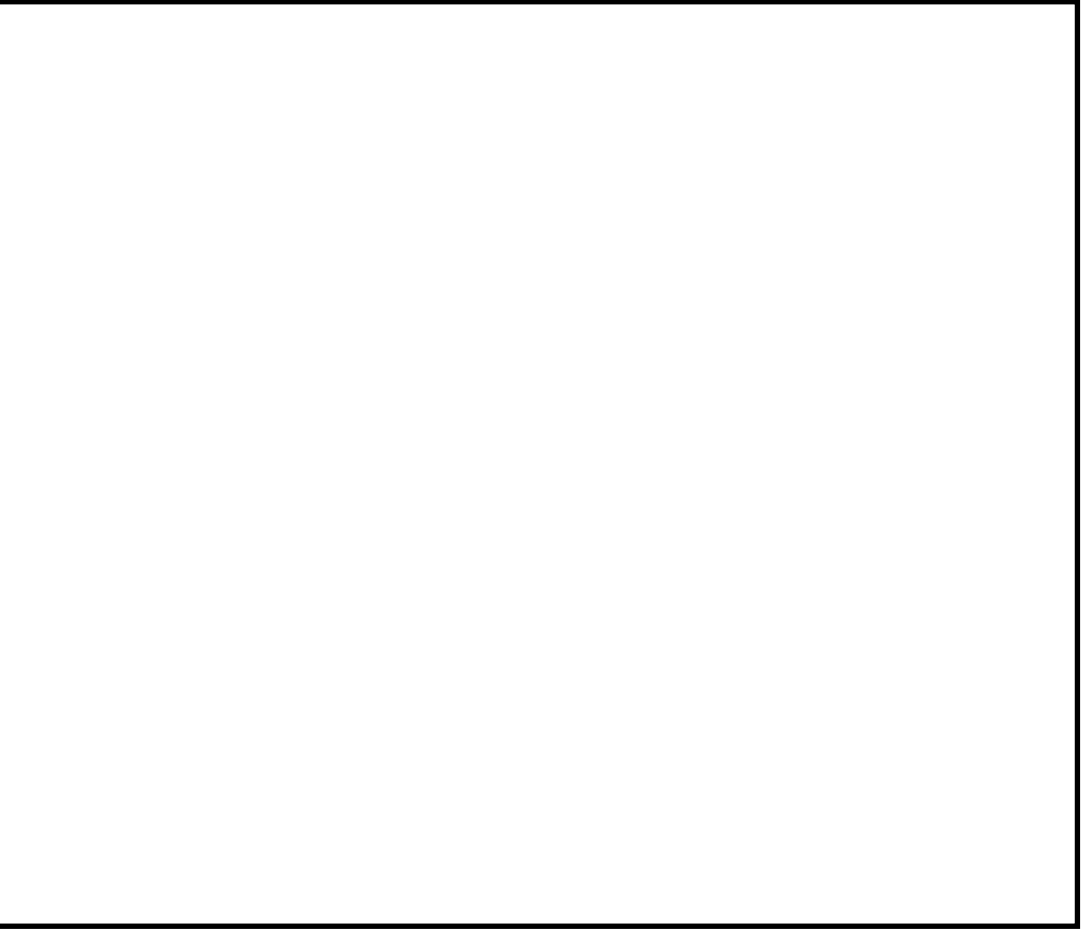
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」



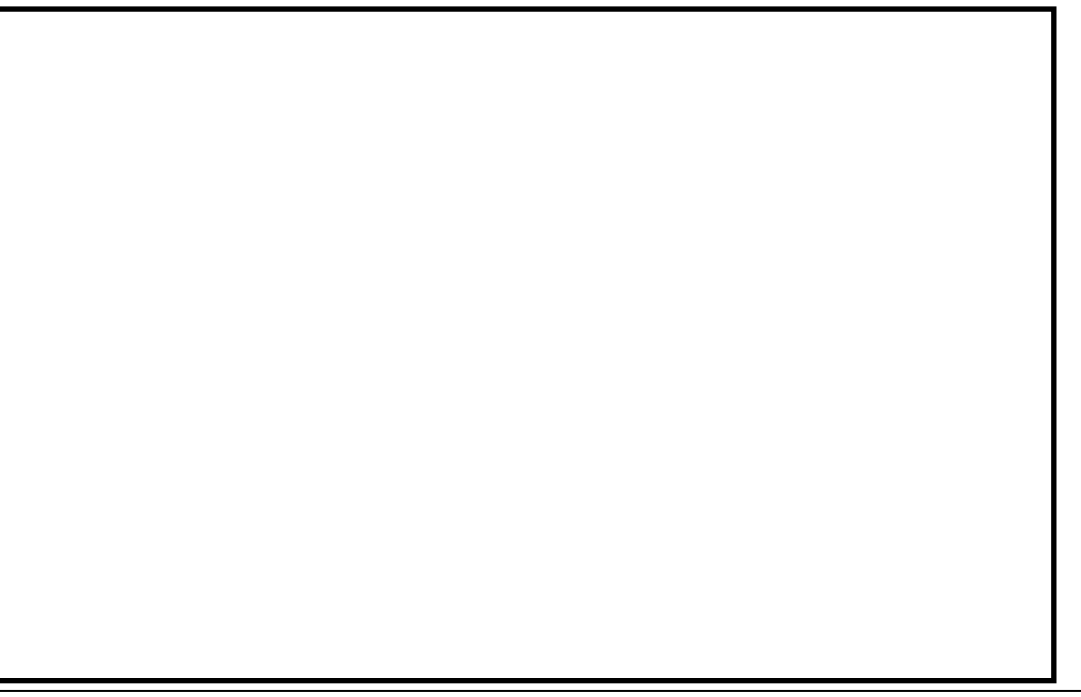
操作補足事項

「水位確保」
プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
原子炉水位低 (レベル1H) で高圧炉心スプレイ系も起動し原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持し、「スクラム (RC)」へ移行する。
「スクラム」
原子炉水位を継続監視する。

AM設備別操作要領書



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」

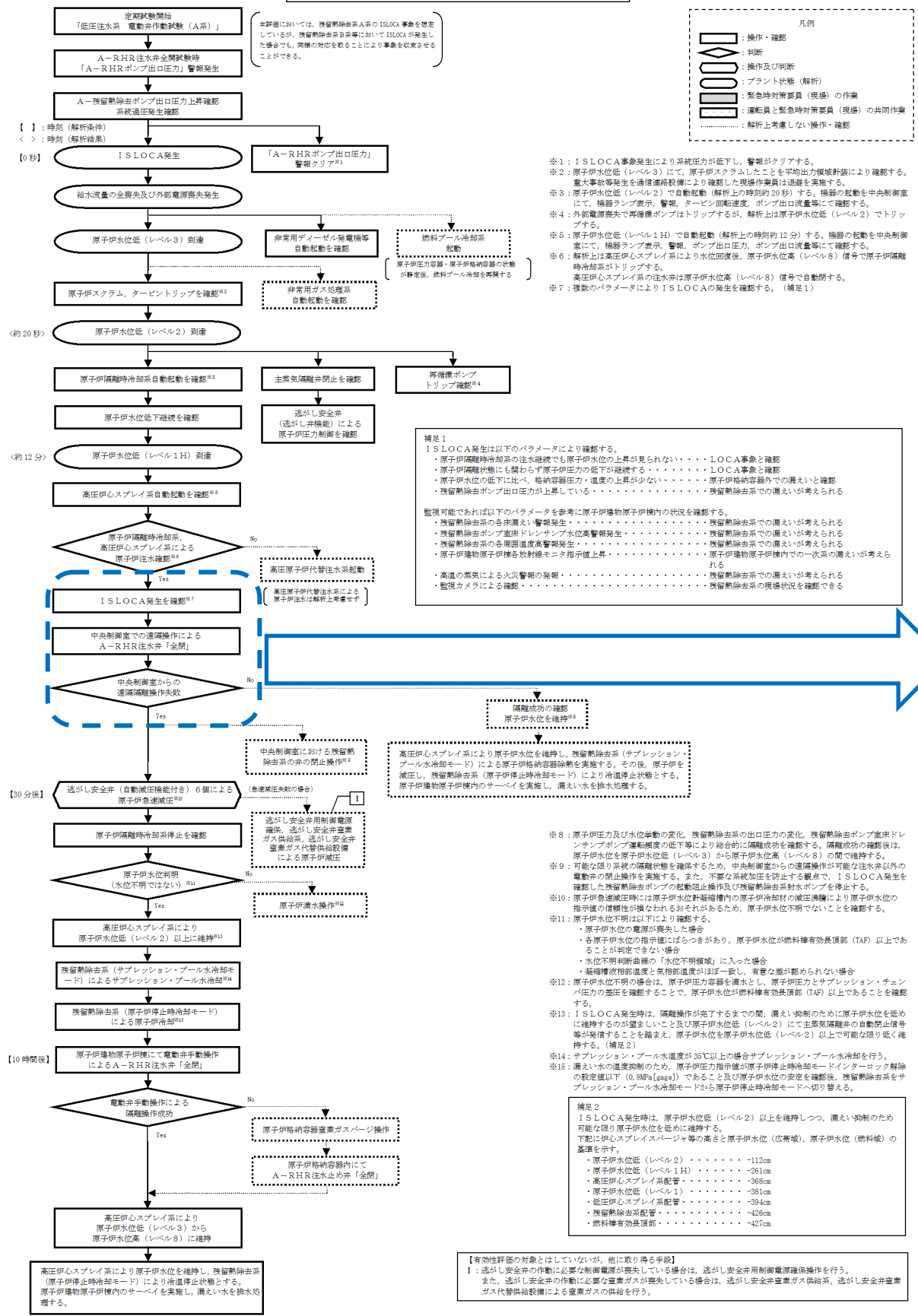


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース)「EOP」 二次格納容器制御「二次格納施設制御」



【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】

【1: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電圧が喪失している場合は、逃がし安全弁制御電源確保操作を行う。また、逃がし安全弁の作動に必要な産業ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁産業ガス供給装置による産業ガスの供給を行う。

凡例

- 操作・確認
- 判断
- 操作及び判断
- プラント状態 (解析)
- 緊急時対策要員 (現場) の作業
- 運転員と緊急時対策要員 (現場) の共同作業
- 解析上考慮しない操作・確認

※1: ISLOCA 発生により系統圧力が低下し、警報がクリアする。

※2: 原子炉水位 (レベル 3) にて、原子炉スタラムしたことを平均出力領域計装により確認する。重大事故等発生を通告連絡設備により確認した現場作業員は速報を実施する。

※3: 原子炉水位 (レベル 2) で自動起動 (解析上の時間約 20 秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。

※4: 外部電源喪失で再循環ポンプがトリップするが、解析上は原子炉水位 (レベル 2) でトリップする。

※5: 原子炉水位 (レベル 1 H) で自動起動 (解析上の時間約 12 分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。

※6: 解析上は高圧炉心スプレイズ系により水位回復後、原子炉水位高 (レベル 8) 信号で原子炉隔離時冷却系がトリップする。高圧炉心スプレイズ系の注水弁は原子炉水位高 (レベル 8) 信号で自動閉鎖する。

※7: 複数のパラメータにより ISLOCA の発生を確認する。(補足 1)

補足 1

ISLOCA 発生は以下のパラメータにより確認する。

- 原子炉隔離時冷却系の注水継続でも原子炉水位の上昇が見られない・・・LOCA 発生と確認
- 原子炉隔離状態にも関わらず原子炉圧力の低下が継続する・・・LOCA 発生と確認
- 原子炉水位の低下に比べ、格納容器圧力・温度の上昇が少ない・・・原子炉格納容器外での漏えいと確認
- 残留熱除去ポンプ出口圧力が上昇している・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる

監視可能であれば以下のパラメータを参考に原子炉建物原子炉内の状況を確認する。

- 残留熱除去系の各圧漏えい警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- 残留熱除去ポンプ室床下レンサップ水位高警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- 残留熱除去系の各周囲温度高警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- 原子炉建物原子炉格納容器内の二次系の漏えいが考えられる
- 高圧炉心スプレイズ系による火災警報の発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
- 監視カメラによる確認・・・残留熱除去系の現場状況を確認できる

監視成功の確認

高圧炉心スプレイズ系により原子炉水位を維持し、残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却モード) によるサブプレッション・プール冷却を行う。その後、原子炉を減圧し、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) により炉温停止状態とする。原子炉建物原子炉内のサーベイを実施し、漏えい水を排水処理する。

※8: 原子炉圧力及び水位変動の変化、残留熱除去系の出口圧力の変化、残留熱除去ポンプ室床下レンサップポンプ運転速度の低下等により総合的に隔離成功を確認する。隔離成功の確認後は、原子炉水位を原子炉水位 (レベル 3) から原子炉水位高 (レベル 8) の間で維持する。

※9: 可能な限り系統の隔離状態を確認するため、中央制御室からの遠隔操作が可能で注水停止の電断の停止操作を実施する。また、不要な系統加圧を防止する観点で、ISLOCA 発生を確認した残留熱除去ポンプの起動停止操作及び残留熱除去系対水ポンプを停止する。

※10: 原子炉急減圧時には原子炉水位計継ぎ目の原子炉冷却材の減圧漏損により原子炉水位の指示値の信頼性が損なわれるおそれがあるため、原子炉水位不明でないことを確認する。

※11: 原子炉水位不明は以下により確認する。

- 原子炉水位の電断が喪失した場合
- 各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることが判定できない場合
- 水位不明判断自動の「水位不明領域」に入った場合
- 燃料棒液相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有響な差が認められない場合

※12: 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力調整を適宜し、原子炉圧力とサブプレッション・チェンバの圧力を確認することで、原子炉水位が燃料棒有効長頂部 (TAF) 以上であることを確認する。

※13: ISLOCA 発生時は、隔離操作が完了するまでの間、漏えい抑制のために原子炉水位を低めに維持するのが望ましいこと及び原子炉水位 (レベル 2) にて主要隔離弁の自動閉鎖信号等が送信することを踏まえ、原子炉水位を原子炉水位 (レベル 2) 以上で可能な限り低く維持する。(補足 2)

※14: サプレッション・プール水温度が 35℃ 以上の場合はサブプレッション・プール冷却を行う。

※15: 漏えい水の温度抑制のため、原子炉圧力指示値が原子炉停止時冷却モードインテロック解除の設定値以下 (0.8MPa[avg]) であること及び原子炉水位の安定を確認後、残留熱除去系をサブプレッション・プール冷却モードから原子炉停止時冷却モードへ切り替える。

補足 2

ISLOCA 発生時は、原子炉水位 (レベル 2) 以上に維持しつつ、漏えい抑制のために可能な限り原子炉水位を低めに維持する。下記に炉心スプレイズスバーシャ等の高さや原子炉水位 (位置域)、原子炉水位 (燃料棒) の基準を示す。

- 原子炉水位 (レベル 2) -112cm
- 原子炉水位 (レベル 1 H) -261cm
- 高圧炉心スプレイズ系配管 -368cm
- 原子炉水位 (レベル 1) -381cm
- 高圧炉心スプレイズ系配管 -394cm
- 残留熱除去系配管 -426cm
- 燃料棒有効長頂部 -427cm

操作補足事項

「二次格納施設制御」中央制御室から漏えい個所の隔離操作を試みるが隔離に失敗し、不測事態「急速減圧 (C 2)」へ移行する。

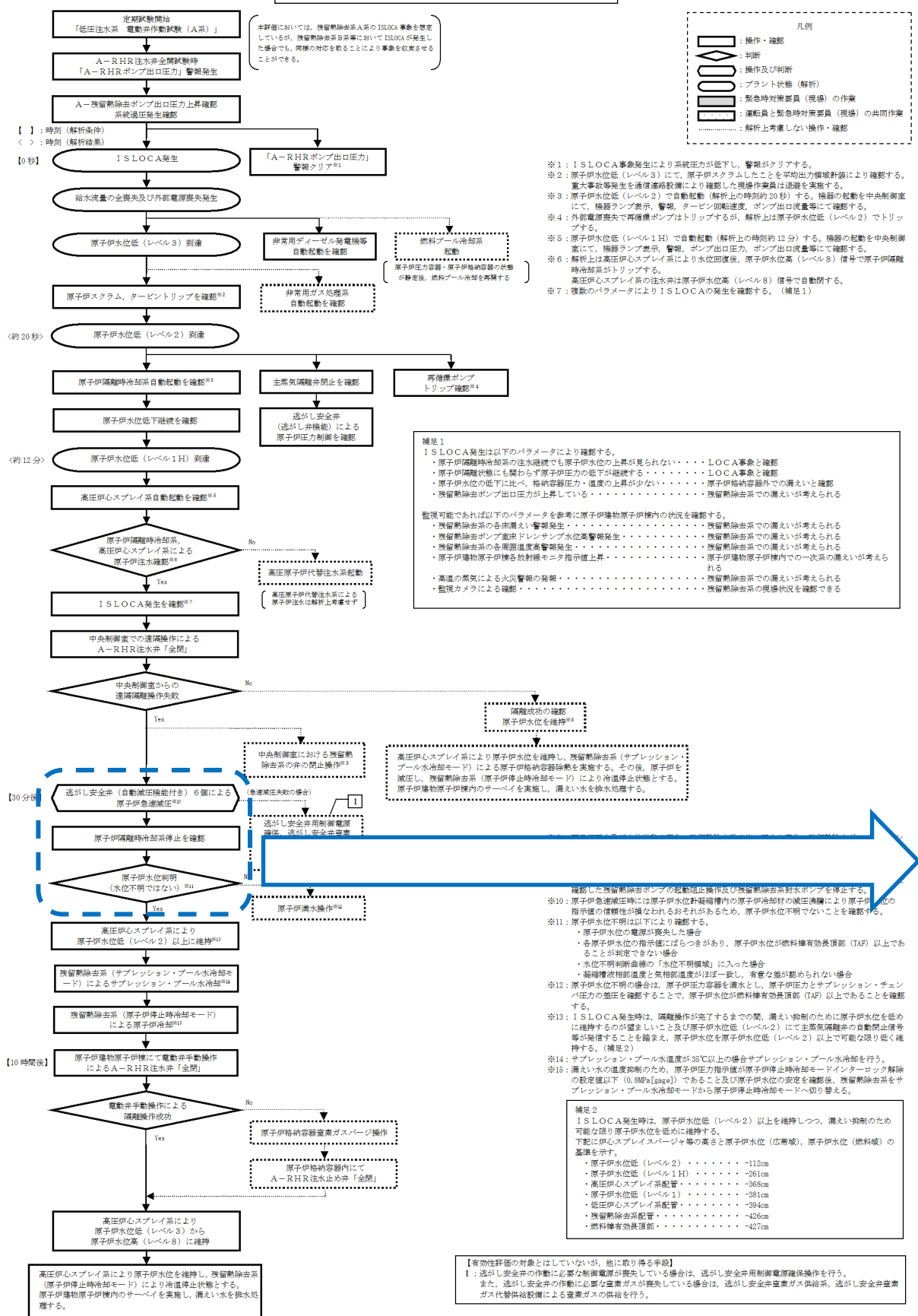
AM設備別操作要領書

Blank area for AM equipment specific operating procedures.

原子力災害対策手順書

Blank area for nuclear disaster response procedures.

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「急速減圧」



凡例

- 操作・確認
- 判断
- 操作及び判断
- プラント状態 (解析)
- 緊急時対策要員 (現場) の作業
- 運転員と緊急時対策要員 (現場) の共同作業
- 解析上考慮しない操作・確認

※1: ISLOCA発生により系統圧力が低下し、警報がクリアする。
 ※2: 原子炉水位低 (レベル3) にて、原子炉スタラムしたことを平均出力領域計測により確認する。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: 原子炉水位低 (レベル2) で自動起動 (解析上の時間約30秒) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、タービン回転速度、ポンプ出口流量等にて確認する。
 ※4: 外部電源喪失で再循環ポンプはトリップするが、解析上は原子炉水位低 (レベル2) でトリップする。
 ※5: 原子炉水位低 (レベル1H) で自動起動 (解析上の時間約12分) する。機器の起動を中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
 ※6: 解析上は高圧伊心スプレイス系により水位回復後、原子炉水位高 (レベル8) 検出で原子炉隔離時冷却系がトリップする。
 ※7: 複数のパラメータによりISLOCAの発生を確認する。(補足1)

補足1
 ISLOCA発生は以下のパラメータにより確認する。
 ・原子炉隔離時冷却系の注水継続でも原子炉水位の上昇が見られない・・・LOCA事象と確認
 ・原子炉隔離状態にも関わらず原子炉圧力の低下が継続する・・・LOCA事象と確認
 ・原子炉水位の低下に比べ、格納容器圧力・温度の上昇が少ない・・・原子炉格納容器外での漏えいと確認
 ・残留熱除去ポンプ出口圧力が上昇している・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
 監視可能であれば以下のパラメータを参考に原子炉建屋原子炉棟内の状況を確認する。
 ・残留熱除去系の各求漏えい警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
 ・残留熱除去ポンプ直床ドレンタンク水位高警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
 ・残留熱除去系の各周囲温度高警報発生・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
 ・原子炉建屋原子炉棟内の一次系の漏えいが考えられる
 ・高圧伊心スプレイス系による放射線モニタ指示値上昇・・・原子炉建屋原子炉棟内の一次系の漏えいが考えられる
 ・高温の蒸気による火災警報の発報・・・残留熱除去系での漏えいが考えられる
 ・監視カメラによる確認・・・残留熱除去系の現場状況を確認できる

補足2
 ISLOCA発生時は、原子炉水位低 (レベル2) 以上を維持しつつ、漏えい抑制のため可能な限り原子炉水位を低めに維持する。
 下記に伊心スプレイス・プール等の高さや原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料棒) の基準を示す。
 ・原子炉水位低 (レベル2) -112cm
 ・原子炉水位低 (レベル1H) -261cm
 ・高圧伊心スプレイス系配管 -368cm
 ・原子炉水位低 (レベル1) -381cm
 ・低圧伊心スプレイス系配管 -394cm
 ・残留熱除去系配管 -426cm
 ・燃料棒有効長頂部 -427cm

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取得する手段】
 I: 逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。
 また、逃がし安全弁の作動に必要な蒸気ガスが喪失している場合は、逃がし安全弁蒸気ガス供給、逃がし安全弁蒸気ガス代替供給設備による蒸気ガスの供給を行う。

操作補足事項

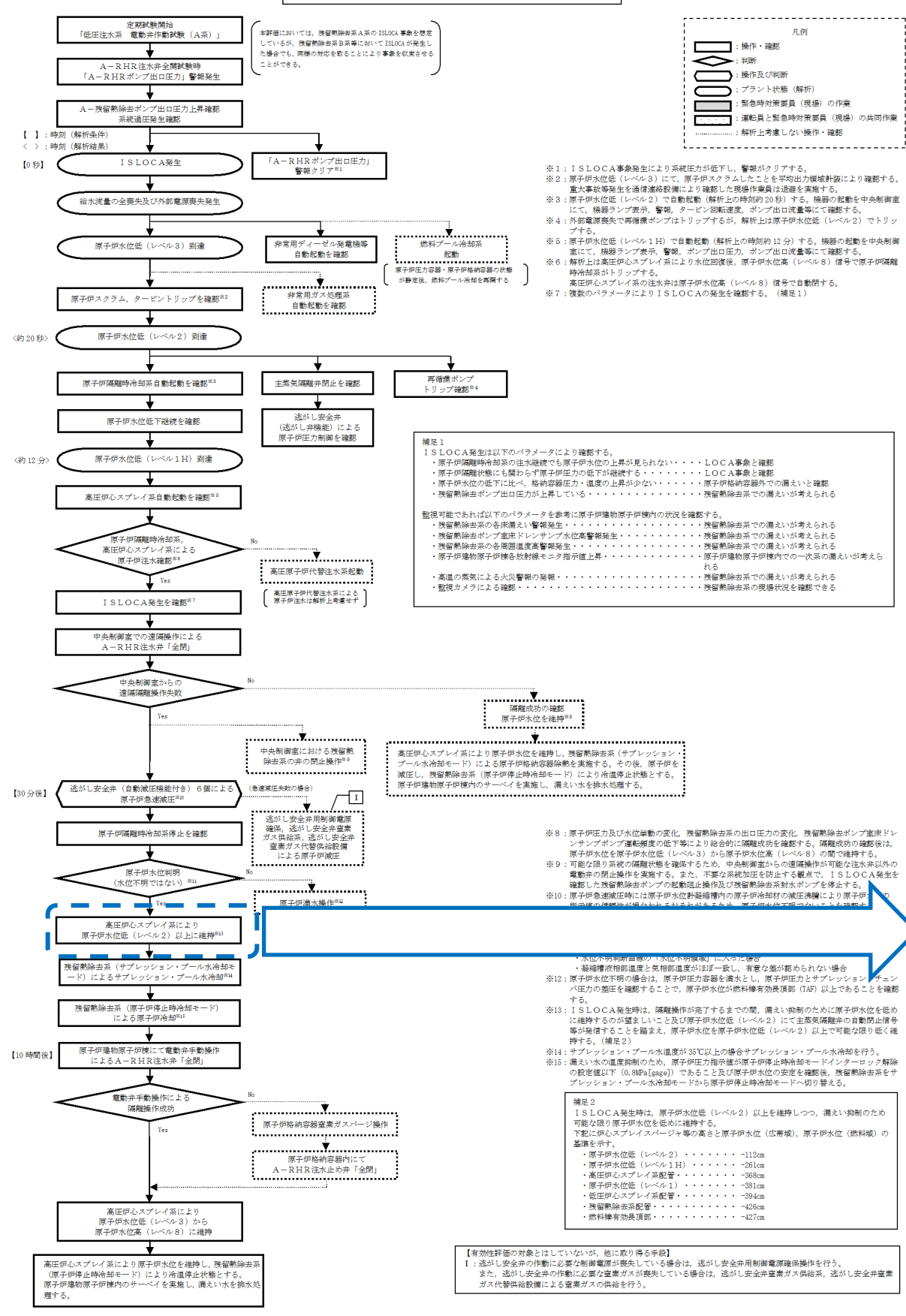
「急速減圧」
 高圧炉心スプレイス系が起動していることを確認し、逃がし安全弁 (自動減圧機能付き) 6個を全開し原子炉を減圧する。
 原子炉減圧後は、原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係から、原子炉水位計が正常であることを確認する。
原子炉水位が判明していることを確認し、「二次格納施設制御 (SC/C)」へ移行し、漏えい箇所を隔離する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

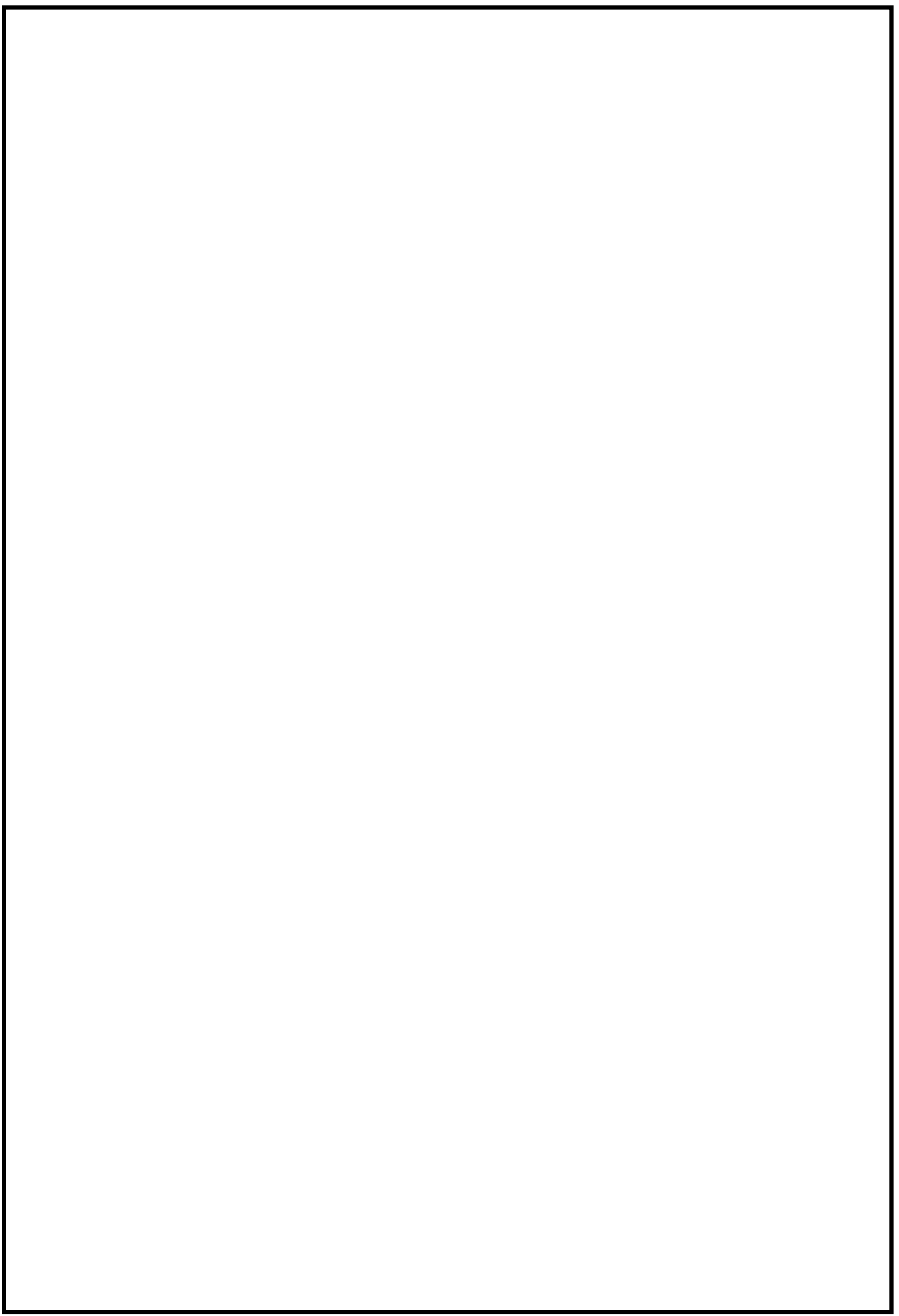
解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 二次格納施設制御「二次格納施設制御」

E



操作補足事項

「二次格納施設制御」
破断箇所からの漏えい抑制のため、原子炉水位を原子炉水位低 (レベル2) 以上で低めに維持する。

AM設備別操作要領書

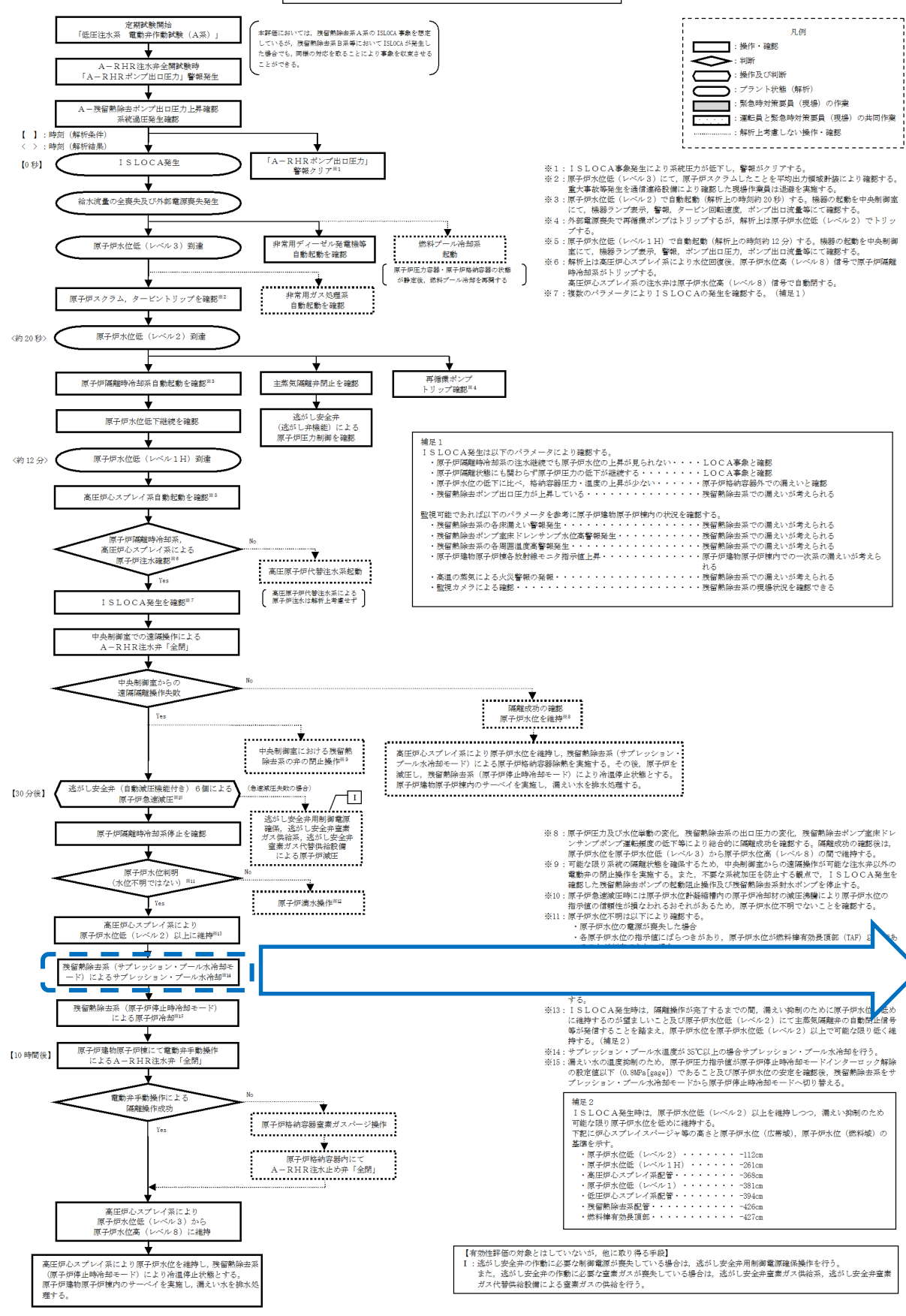


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

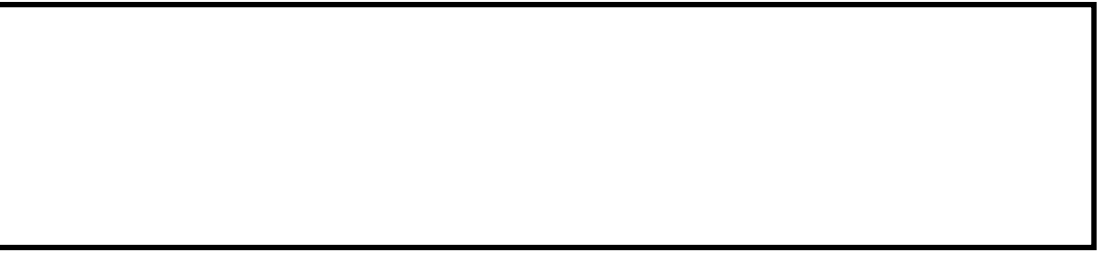
解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

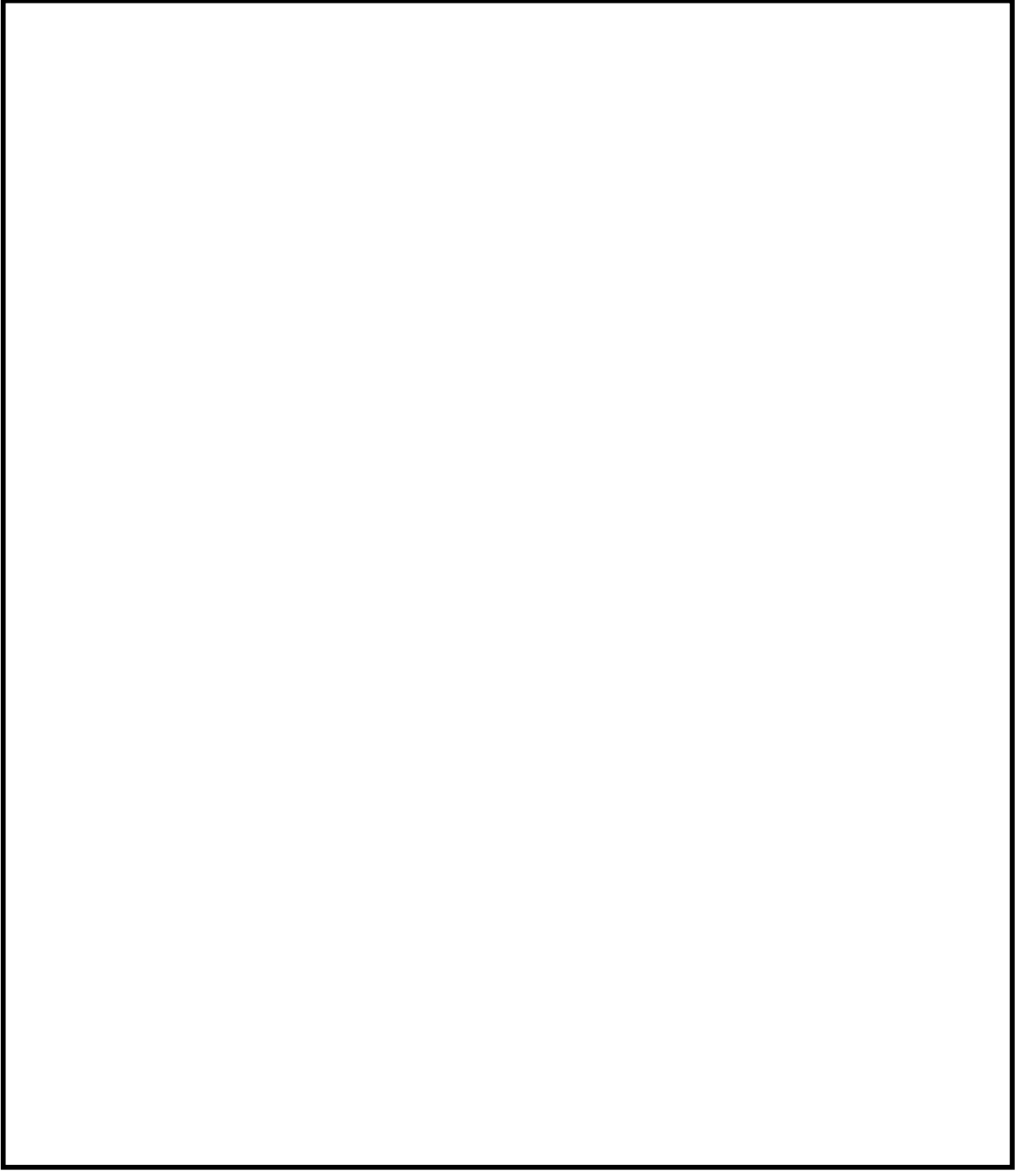
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」

A



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 格納容器制御 「S/C温度制御」

E



操作補足事項

「スクラム」
逃がし安全弁から放出される蒸気により、サブプレッション・プール水温度が上昇する。
サブプレッション・プール水温度 35℃到達で格納容器制御「S/C水温度制御 (SP/T (W))」へ移行する。

「S/C温度制御」
残留熱除去系をサブプレッション・プール水冷却モードで起動し、サブプレッション・プール水の冷却を行う。

AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書

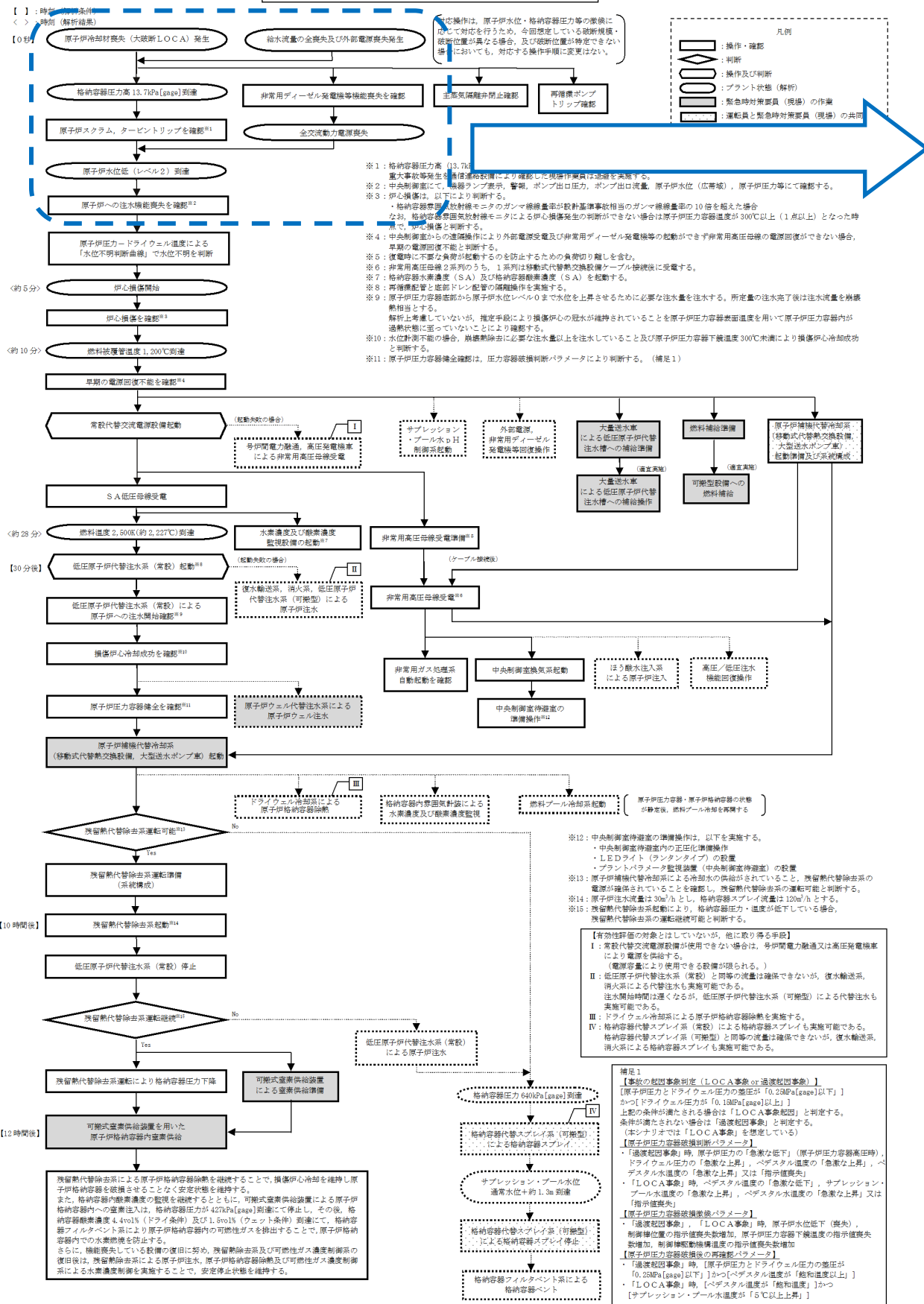


事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

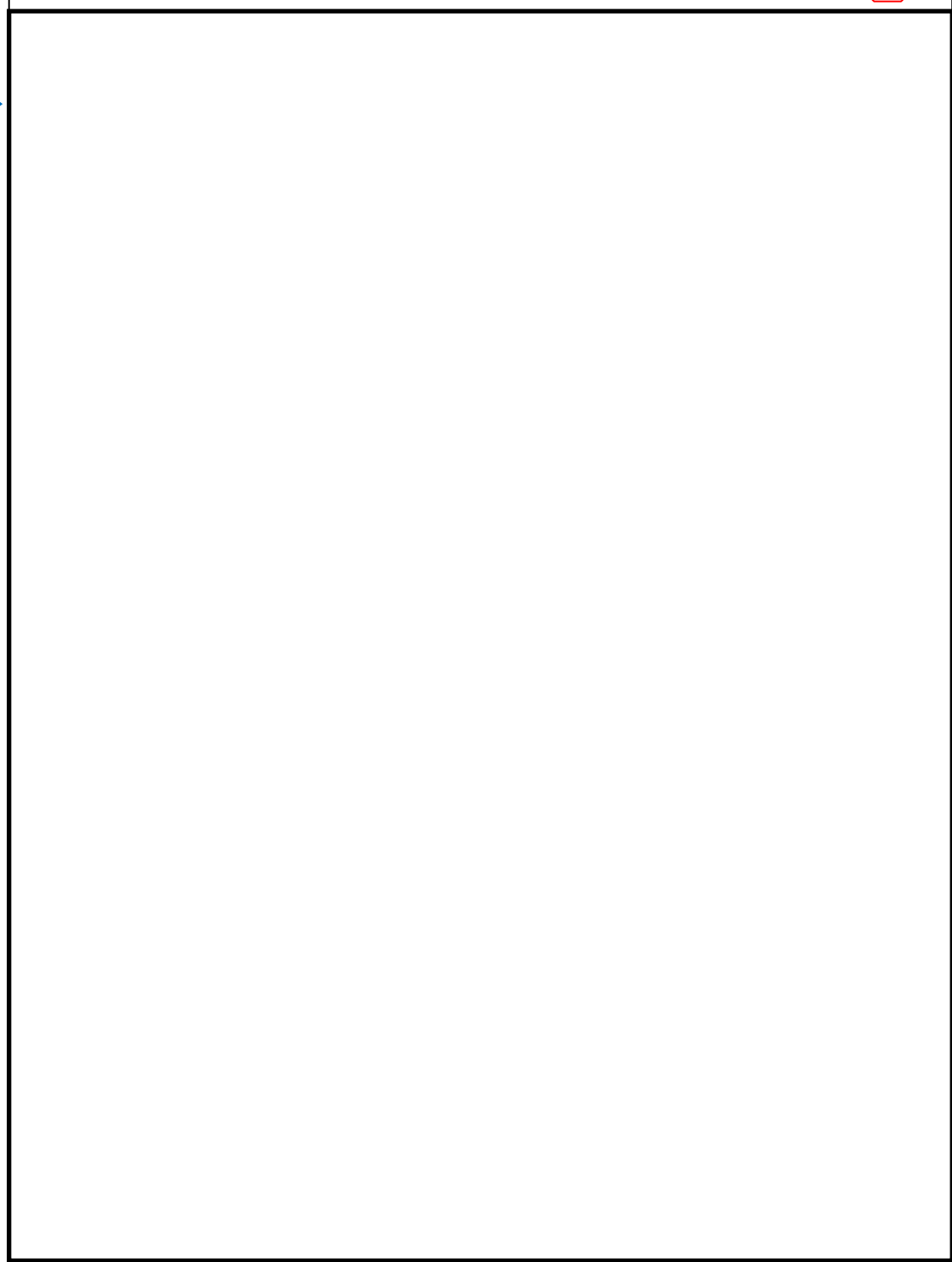
詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

LOCAによる格納容器圧力異常高で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書 (徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム (RC)」を導入する。

「スクラム」
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、「格納容器制御導入」を継続監視する。

原子炉水位は大破断 LOCA 及び非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系の起動が失敗するため水位が低下する。原子炉水位低 (レベル3) から原子炉水位高 (レベル8) に維持できないため原子炉制御「水位確保 (RC/L)」へ移行する。

所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧 (PS/R)」へ移行する。

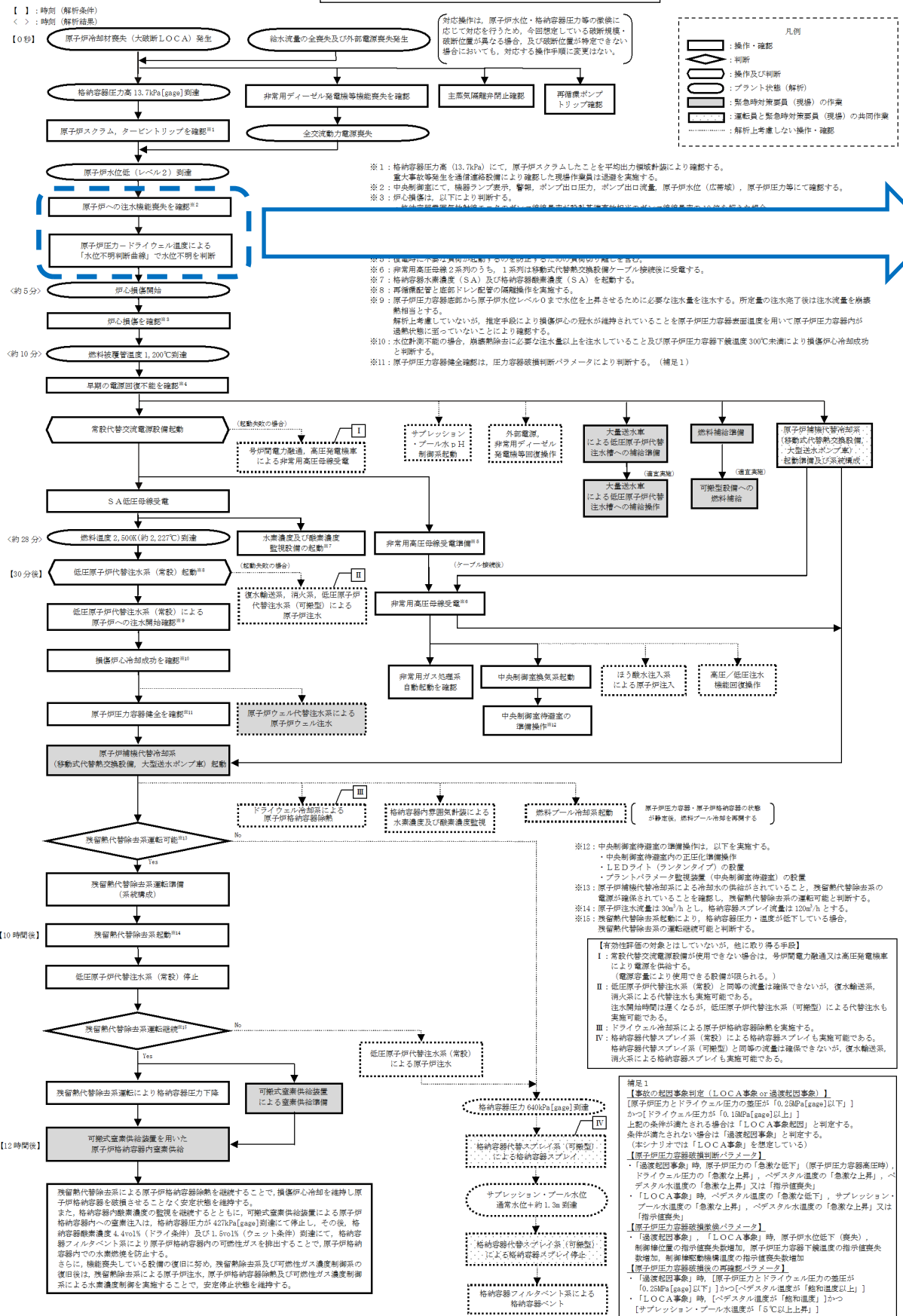
ドライウエル圧力高 (13.7kPa) [gage] 到達により、原子炉格納容器内で、漏えいが発生していることを確認する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



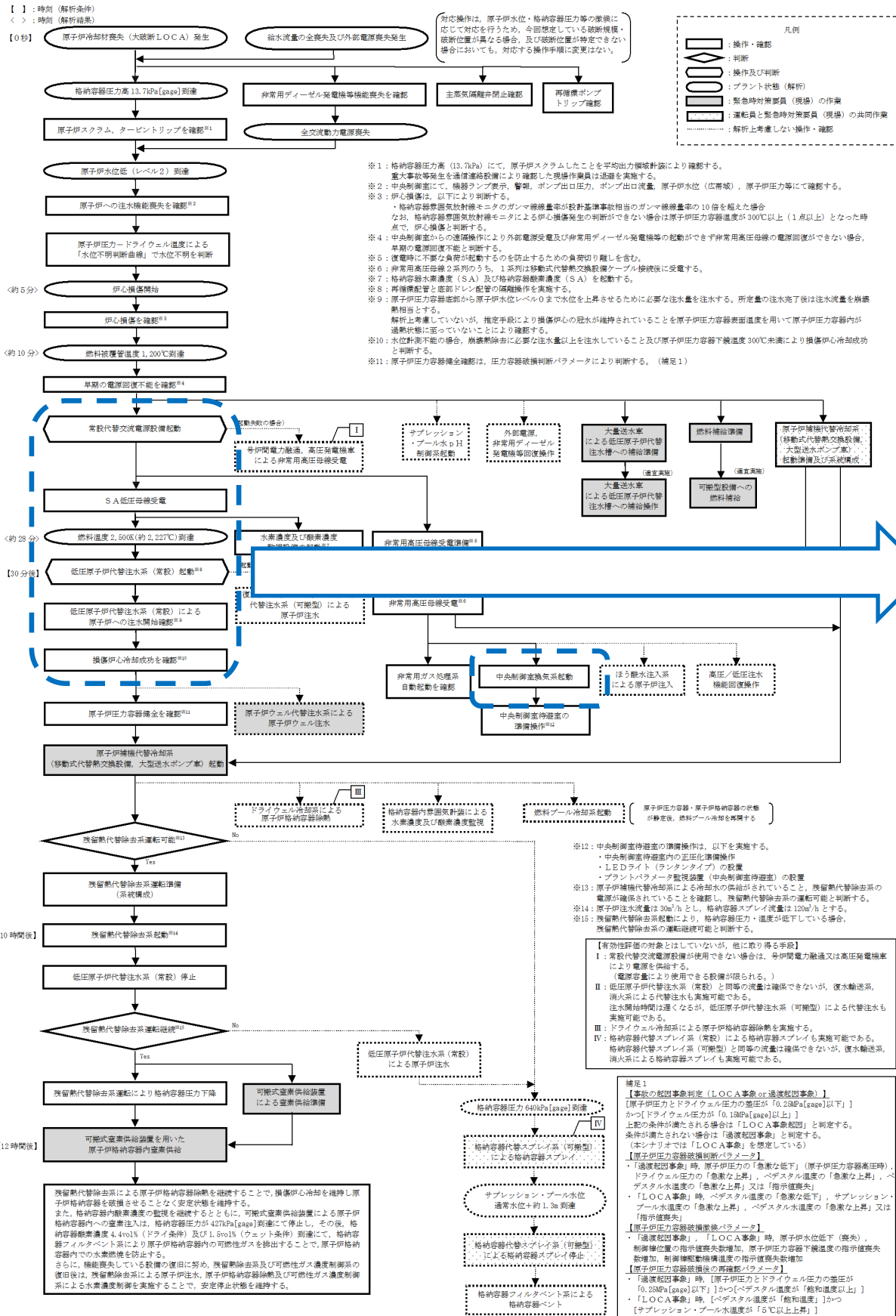
補足説明事項

「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 原子炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係による「水位不明判断曲線」で原子炉水位が水位不明と判断し不測事態「水位不明 (C3)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
注水-1 (損傷炉心への注水)



補足説明事項

「注水-1」
原子炉格納容器内漏えいを確認したため、隔離操作を実施する。
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉へ注水のため、低圧原子炉代替注水ポンプを起動する。
中央制御室作業環境確保のため、中央制御室換気系を起動する。
損傷炉心が冷却できていること及び原子炉圧力容器が健全であることを確認し、「注水-2」「除熱-1」へ移行する。

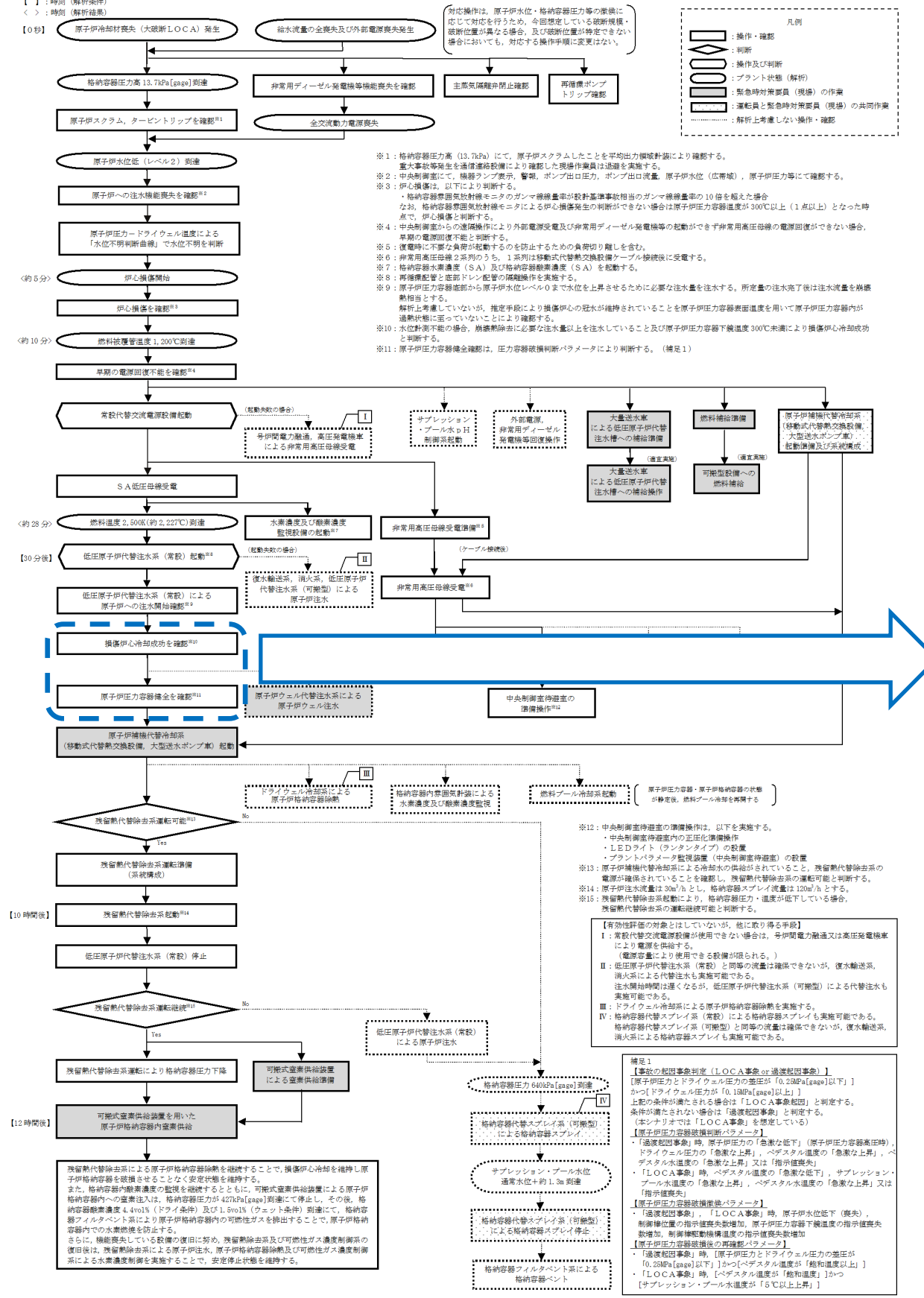
AM設備別操作要領書

- AM 10**: 「居住性確保戦略」
 - ・MCRによる居住性確保
- AM 1**: 「原子炉注水戦略」
 - ・FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

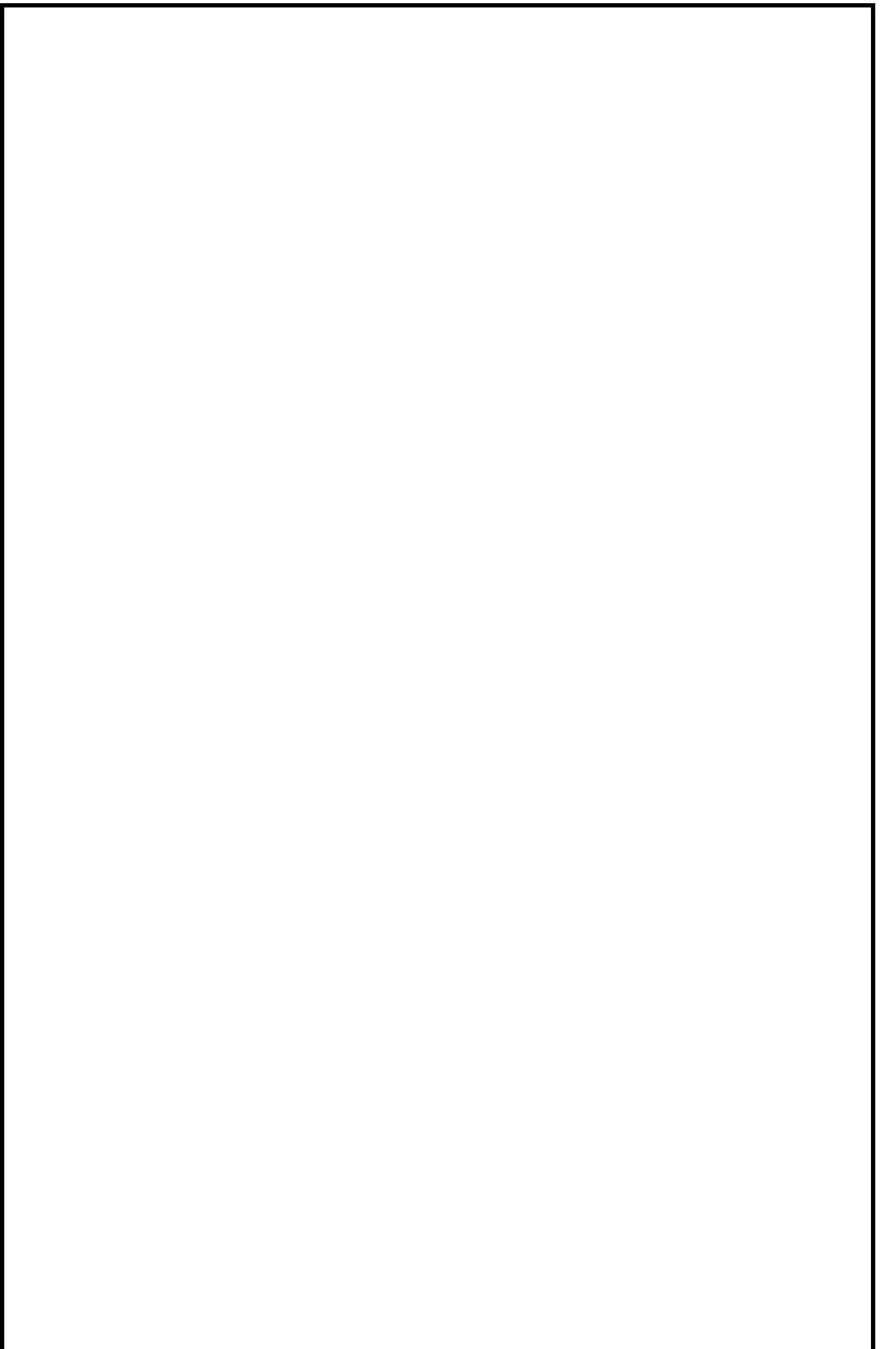


解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

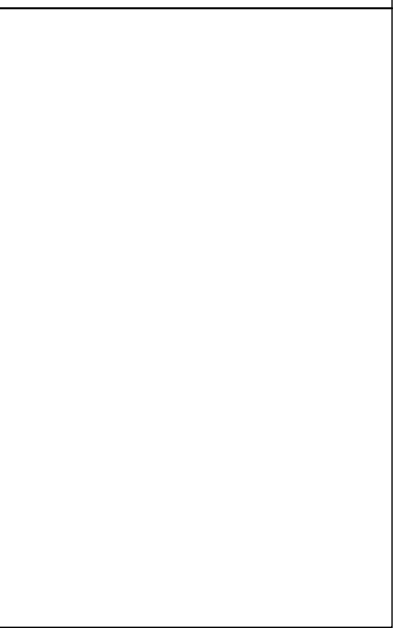
事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」 注水-2 (長期の原子炉水位の確保)



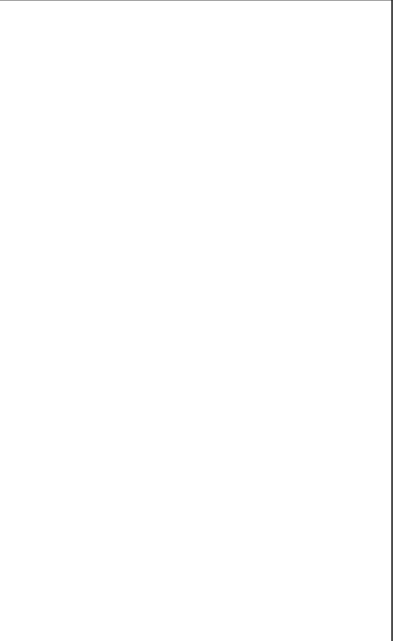
補足説明事項

「注水-2」
原子炉水位が確認できず LOCAが発生しているため、シュラウド内水位回復に必要な時間注水後、崩壊熱相当分注水し、引き続き **損傷炉心が冷却されていることおよび原子炉圧力容器が健全であることを確認する。**

AM設備別操作要領書

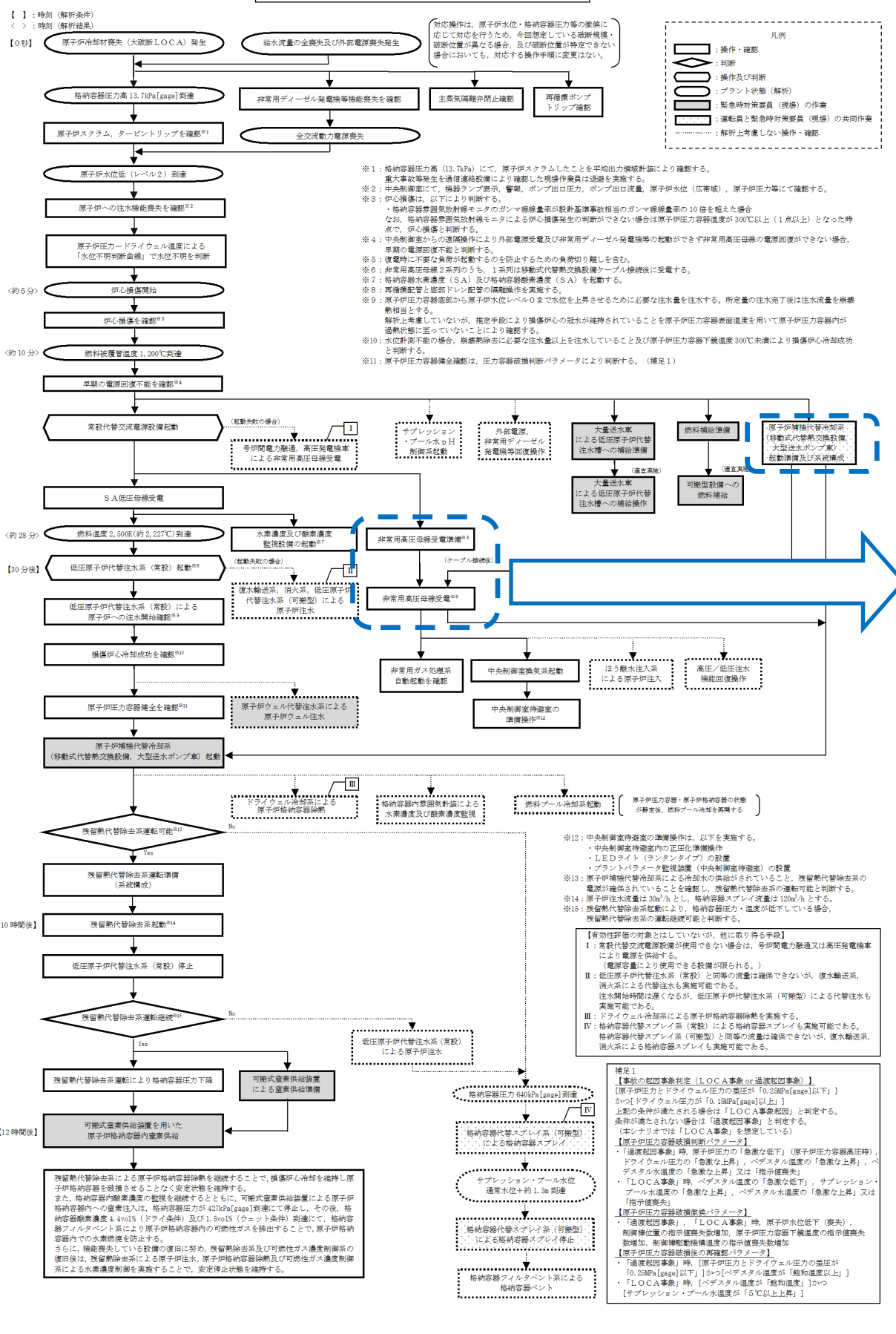


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」
 ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

AM設備別操作要領書

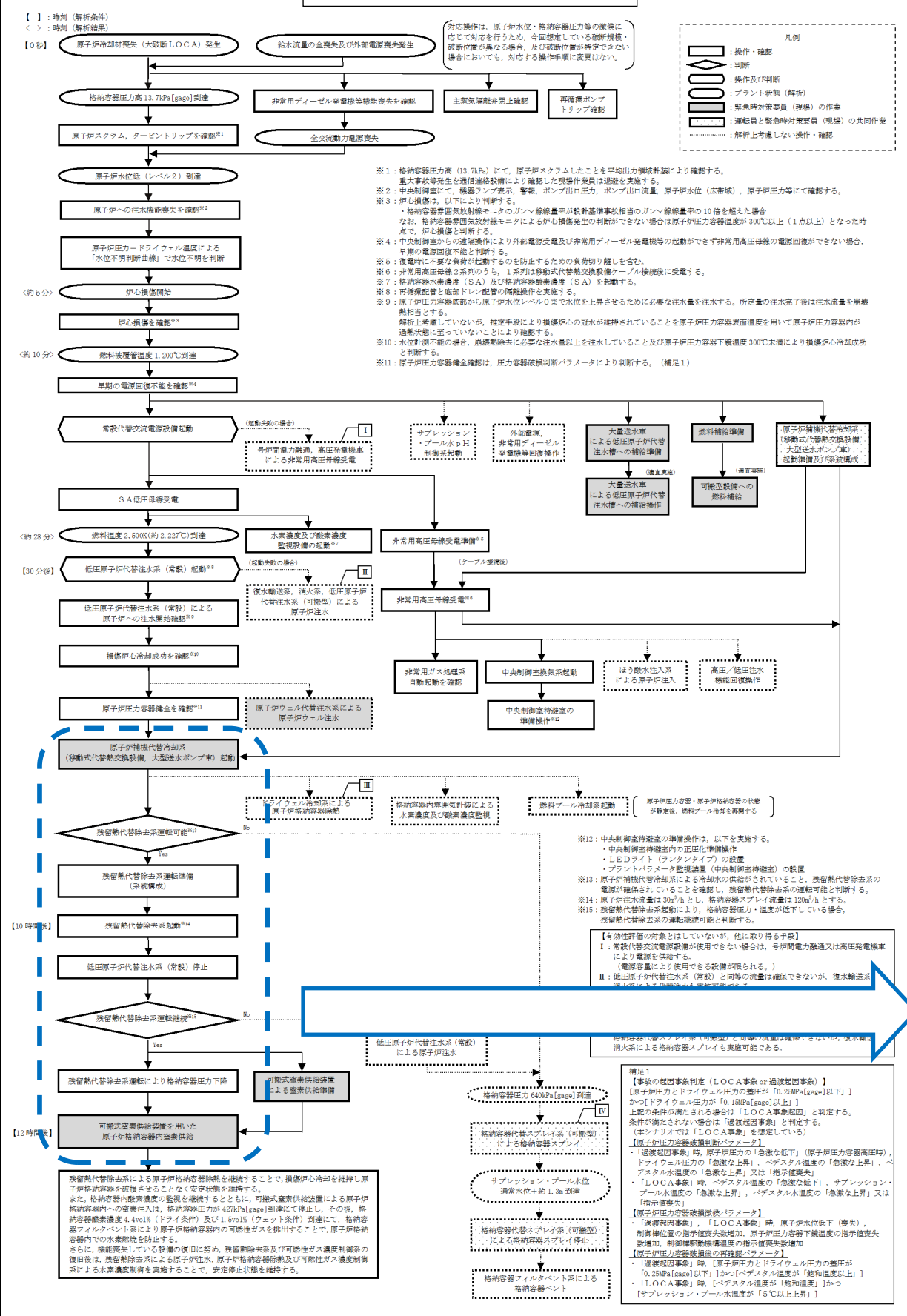
- AM 8**: 「代替除熱戦略」
 ・移動式代替熱交換設備による冷却水確保
- AM 11**: 「電源確保戦略」
 ・GTGによるC、D-M/C受電

原子力災害対策手順書

- EHP**
- ・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保 (UHSS 編)
 - ・大型送水ポンプ車を使用した海水供給 (ハイドロサブ 編)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

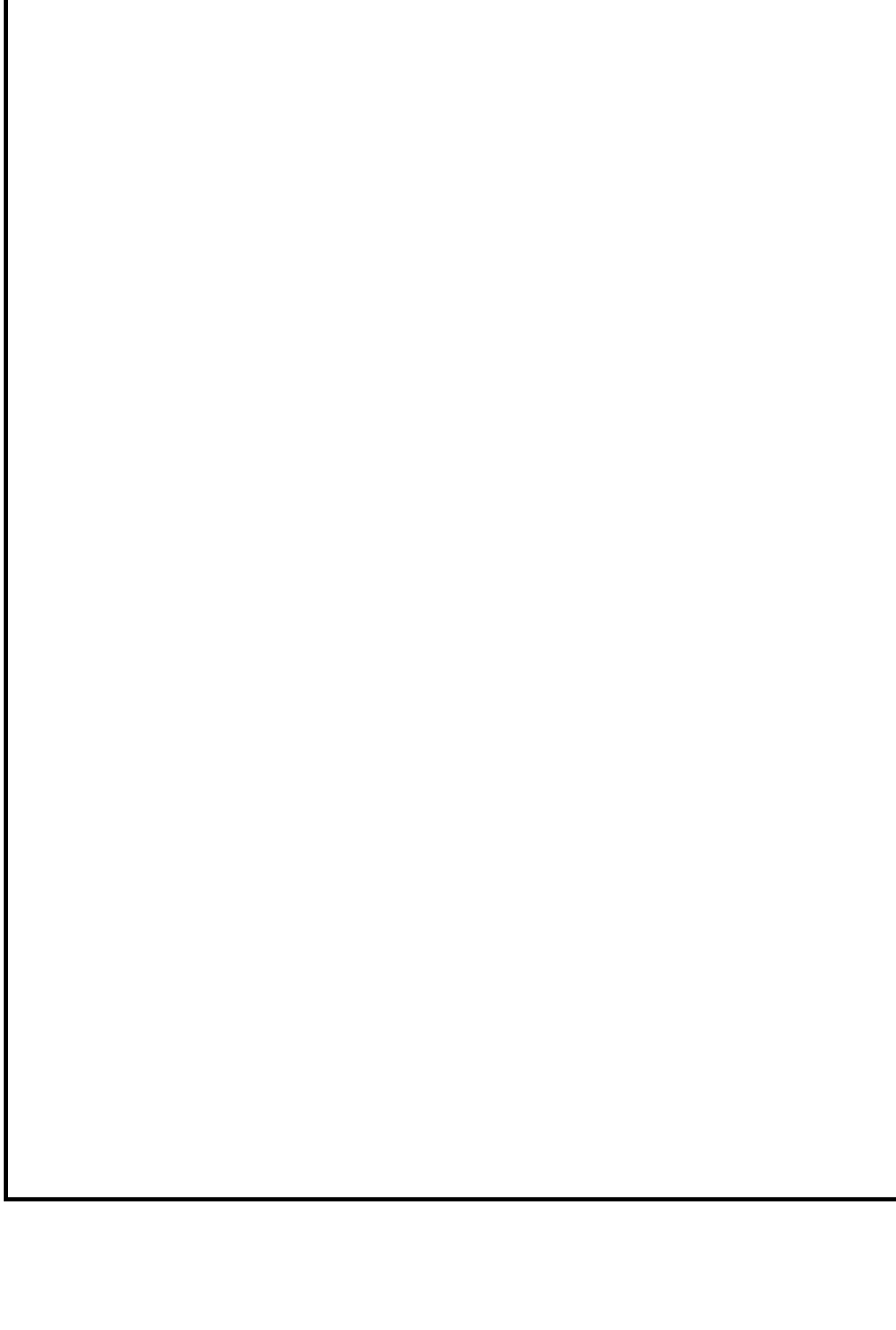
解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」

除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)



補足説明事項

「除熱-1」
 残留熱代替除去系が運転可能と判断し、原子炉補機代替冷却系起動後、残留熱代替除去系を起動する。
 原子炉格納容器内酸素濃度の上昇を抑制するため、可搬式窒素供給装置を起動し、原子炉格納容器内へ窒素を供給する。
残留熱代替除去系により格納容器圧力が低下し、事象収束

AM設備別操作要領書

AM 4: 「格納容器除熱戦略」
 ・RHARによる格納容器除熱

原子力災害対策手順書

ENP
 ・可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

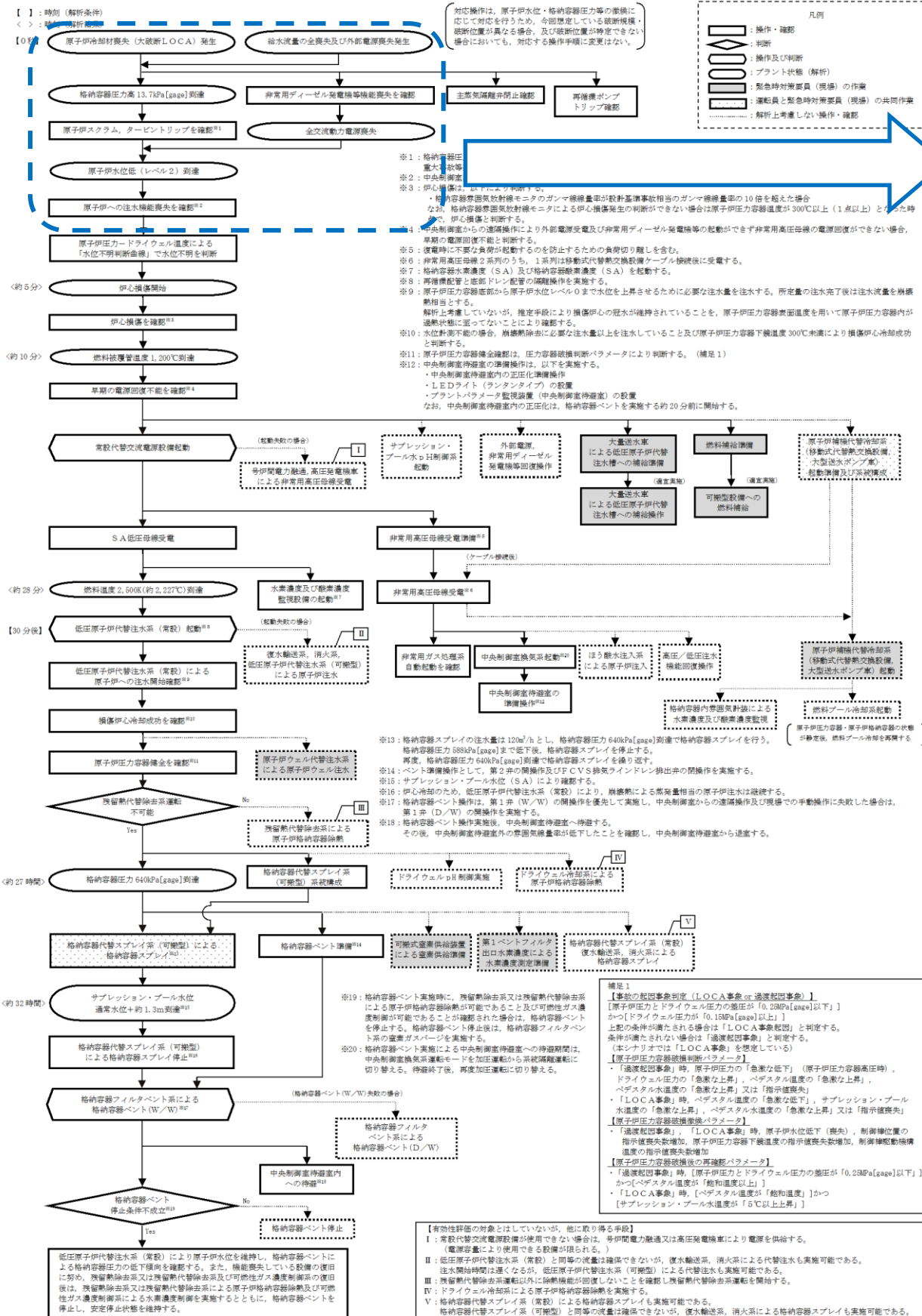
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

事故時運転操作手順書 SOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

LOCAによる格納容器圧力異常高で原子炉スクラムする。これにより「事故時操作要領書（微候ベース）」における「原子炉制御「スクラム（RC）」を導入する。

「スクラム」
 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。

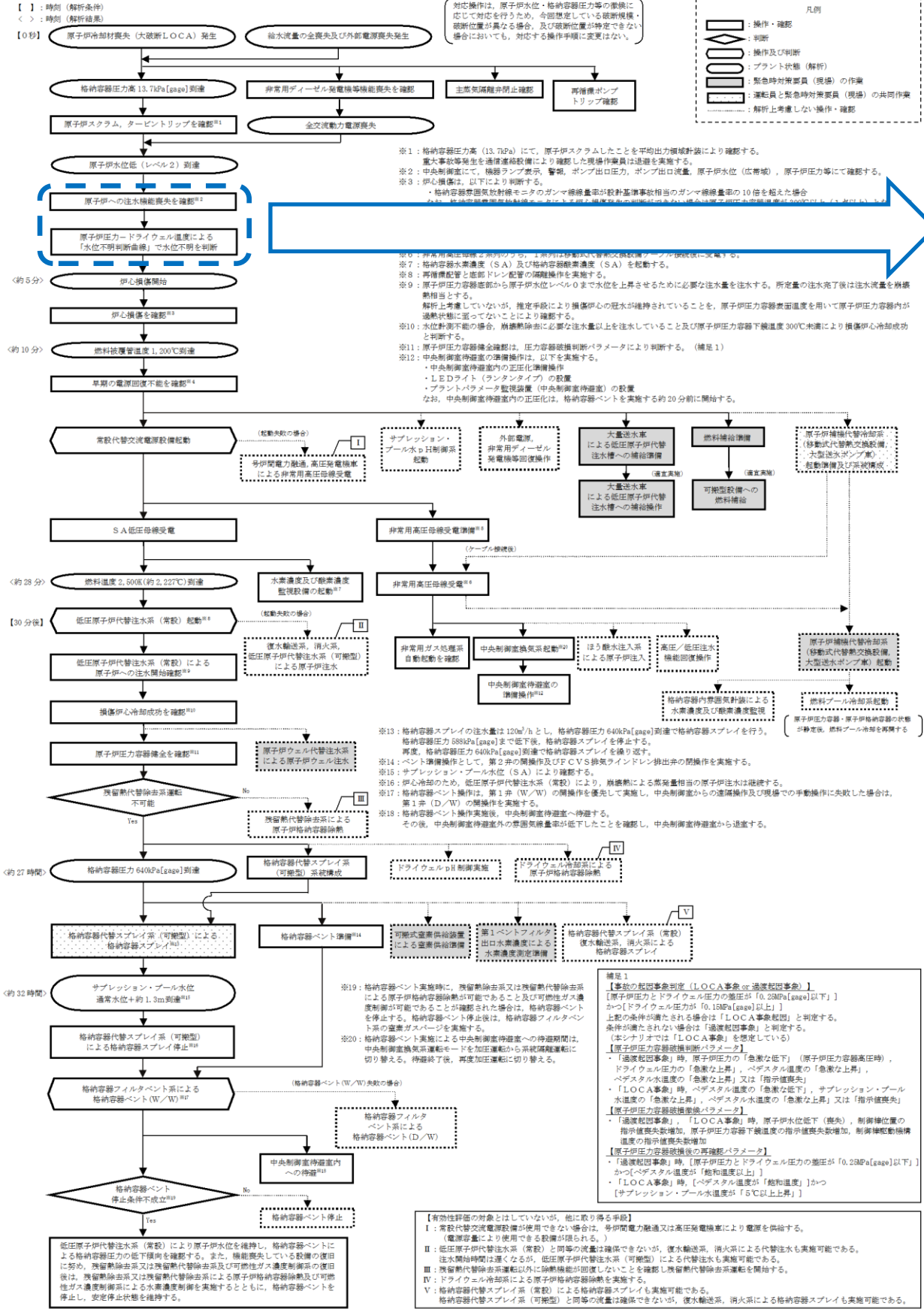
また、「格納容器制御導入」を継続監視する。
 原子炉水位は大破断LOCA及び非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系の起動が失敗するため水位が低下する。原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持できないため原子炉制御「水位確保（RC/L）」へ移行する。
 所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧（PS/R）」へ移行する。
 ドライウェル圧力高（13.7kPa）[gage]到達により、格納容器内で、漏えいが発生していることを確認する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

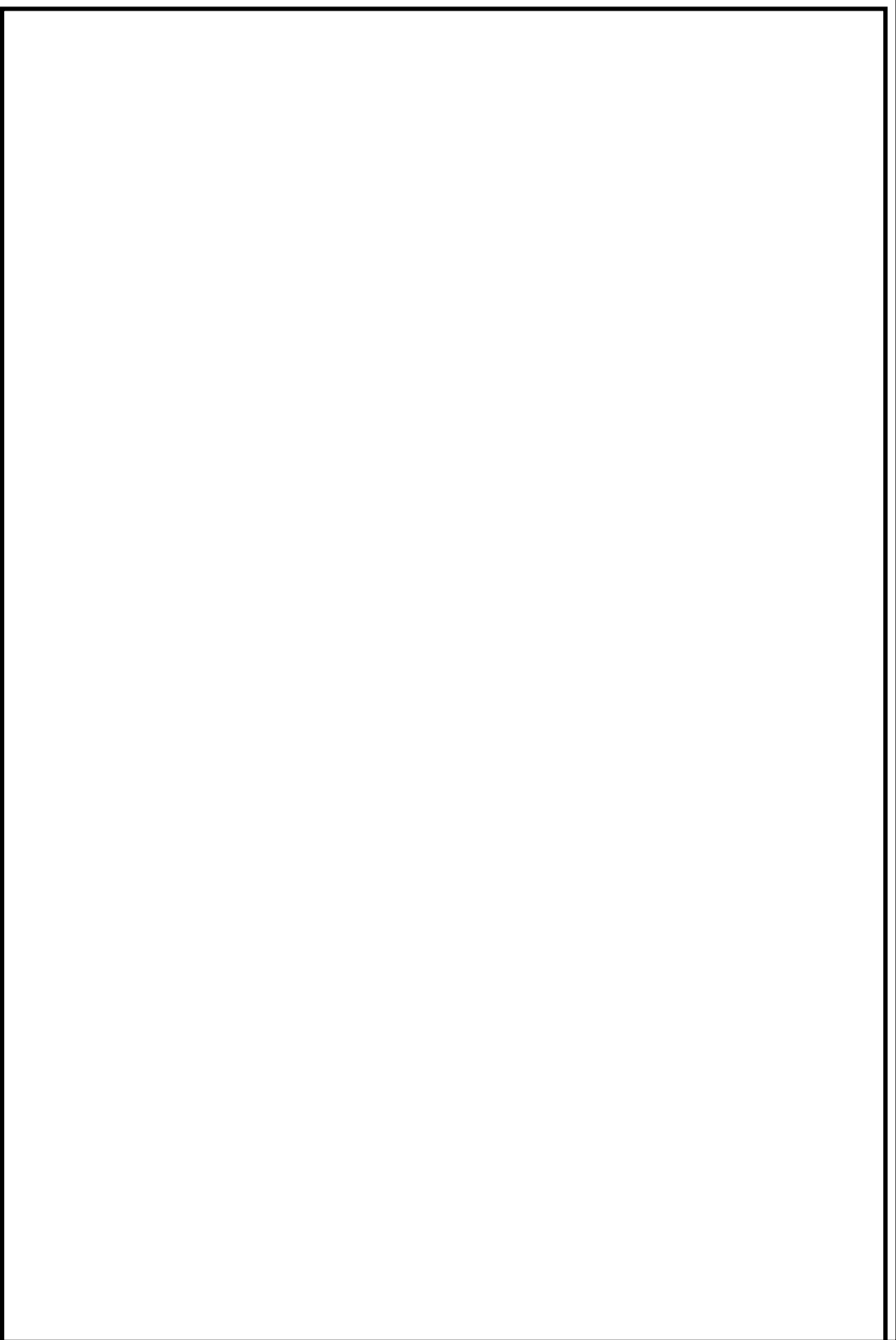
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

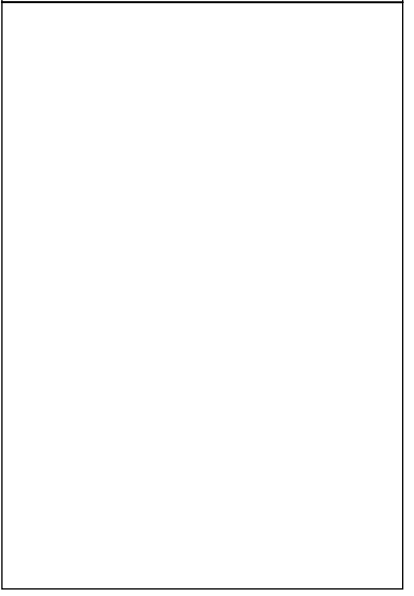
事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「水位確保」



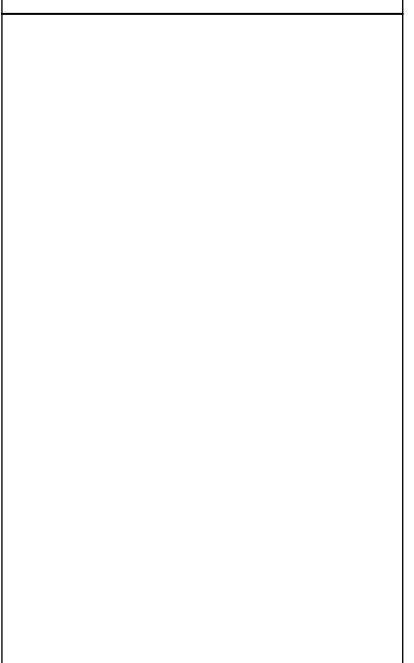
補足説明事項

「水位確保」
 プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
 原子炉炉圧力とドライウェル空間部温度の相関関係による「水位不明判断曲線」で原子炉炉水位が水位不明と判断し不測事態「水位不明 (C3)」へ移行する。

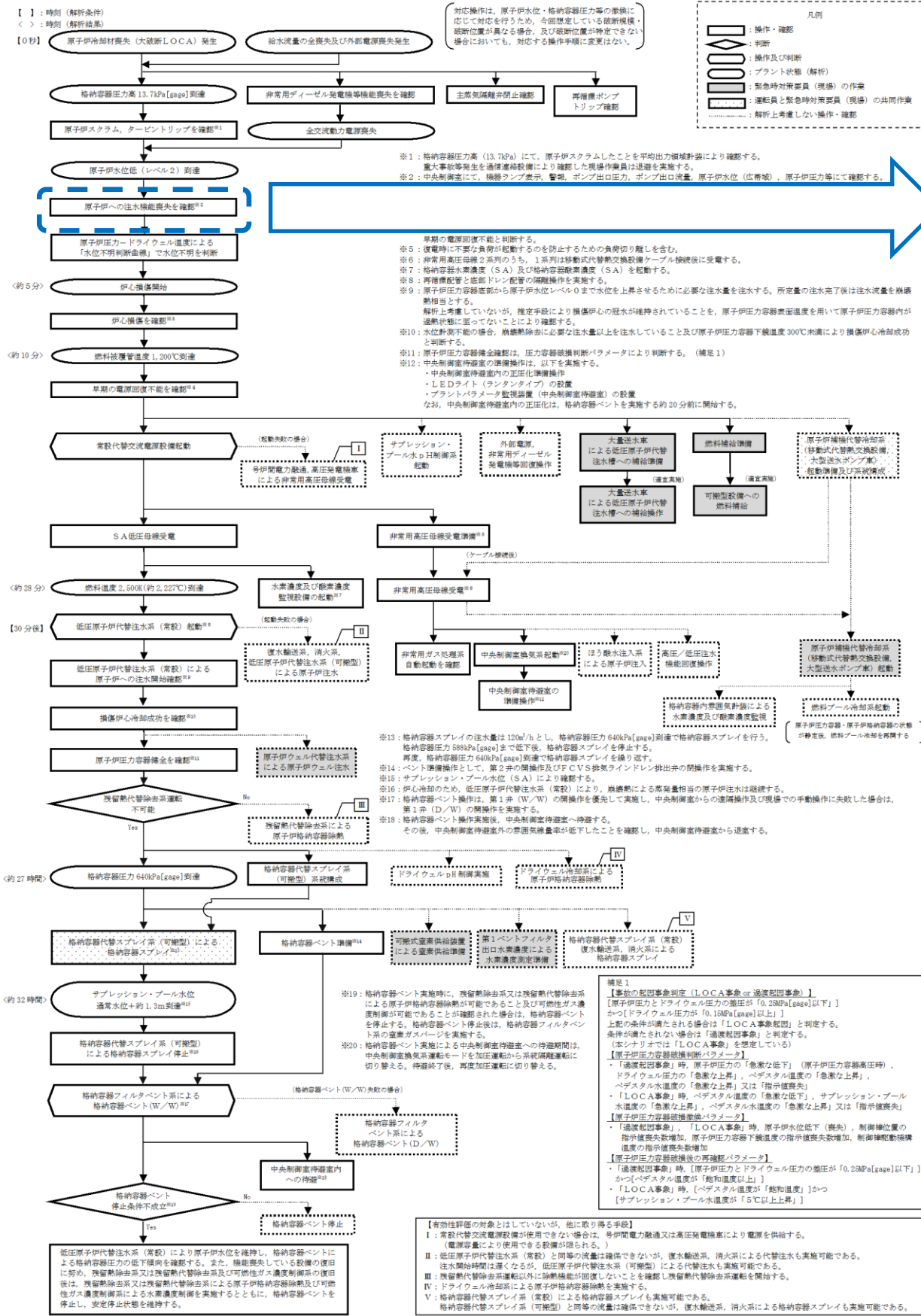
AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 不測事態「水位不明」



補足説明事項

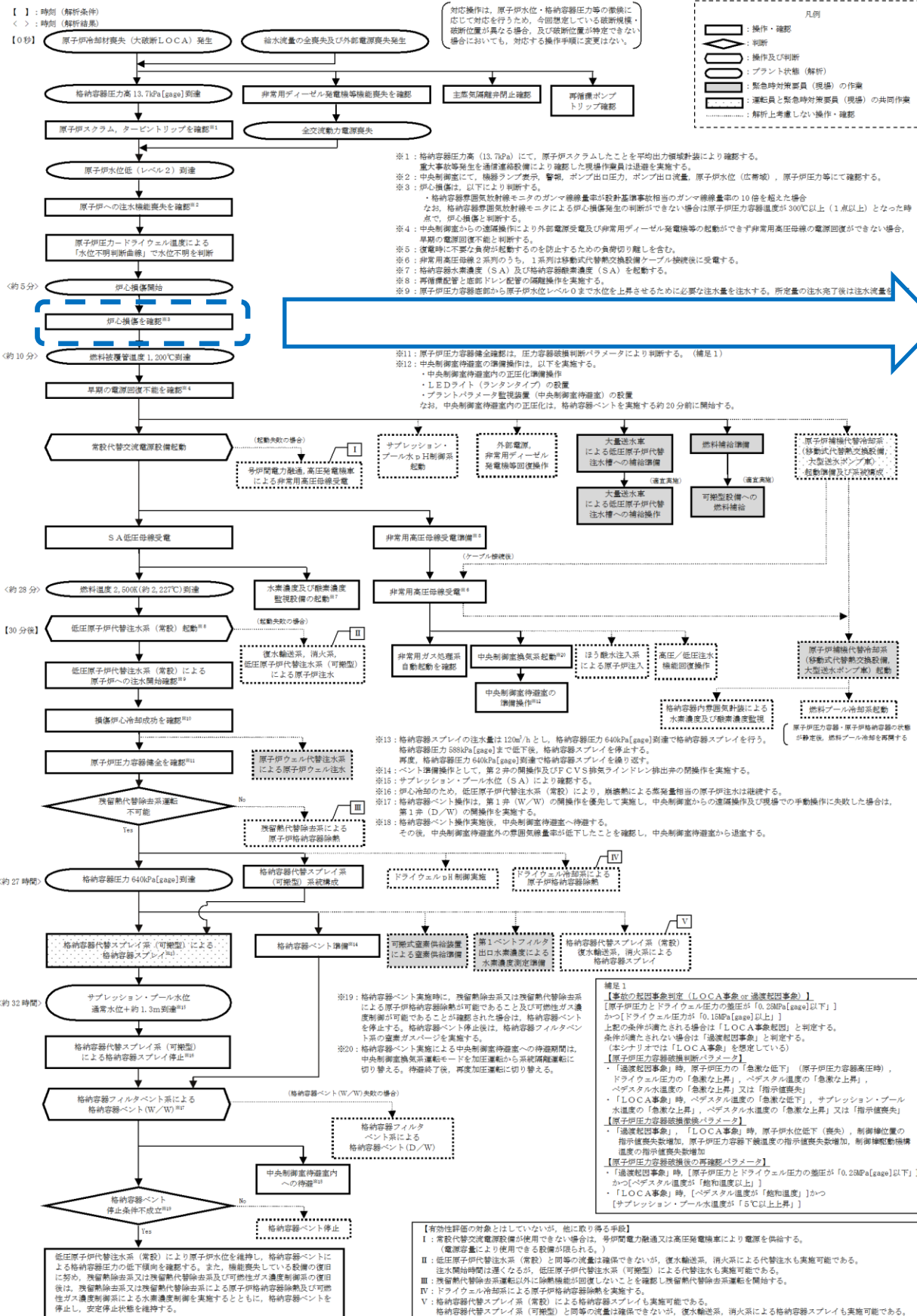
「水位不明」
原子炉へ注水可能なシステムを1系統も運転状態にすることができないため、不測事態「AM初期対応(C4)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (微候ベース) 「EOP」 不測事態「AM初期対応」



補足説明事項

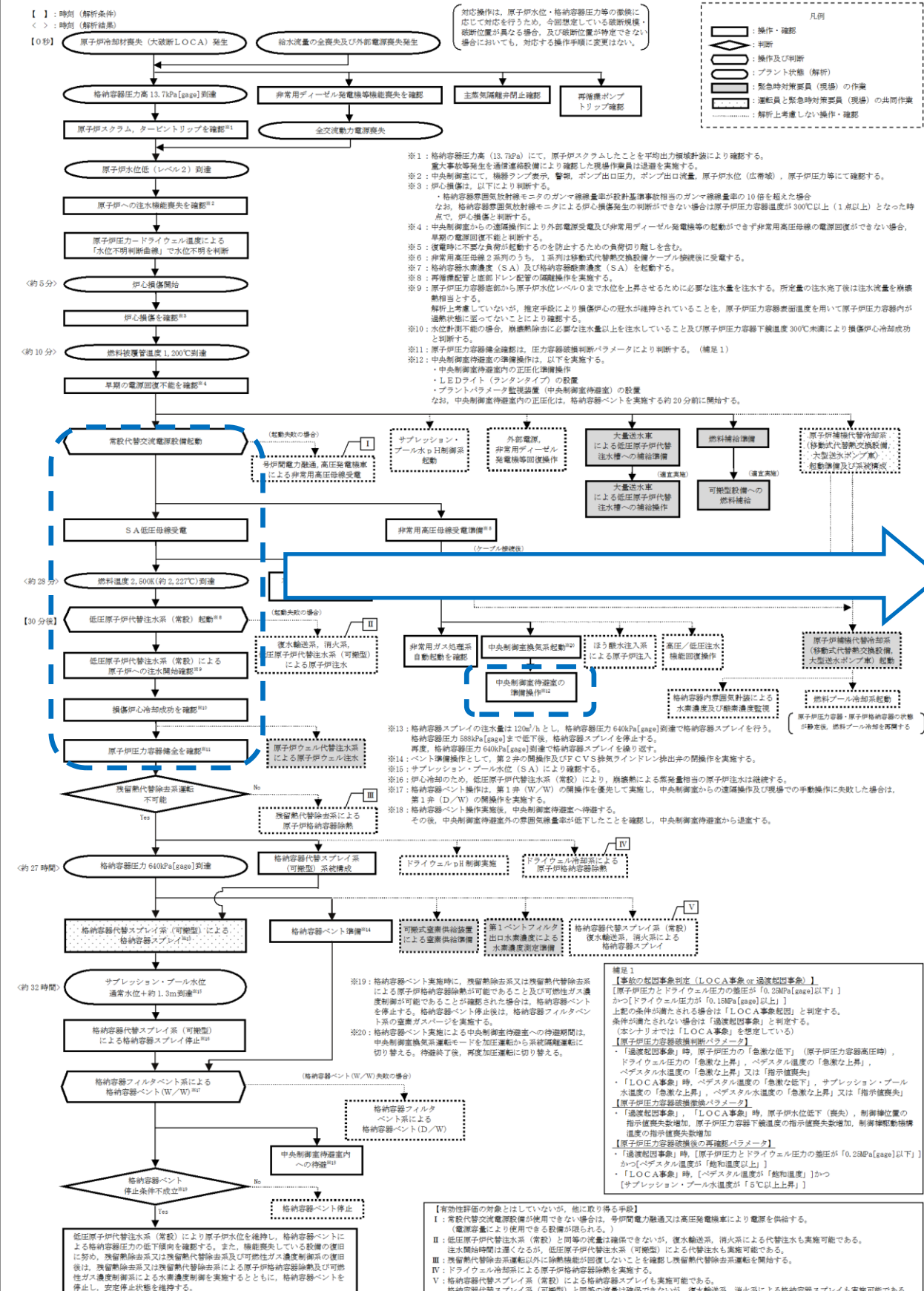
「AM初期対応」
 格納容器モニタを確認し、**格納容器内γ線線量率が各種設計基準事故時に想定される値の10倍を超えた場合に、事故時操作要領書「シビアアクシデント」の「注水-1」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
注水-1 (損傷炉心への注水)



補足説明事項

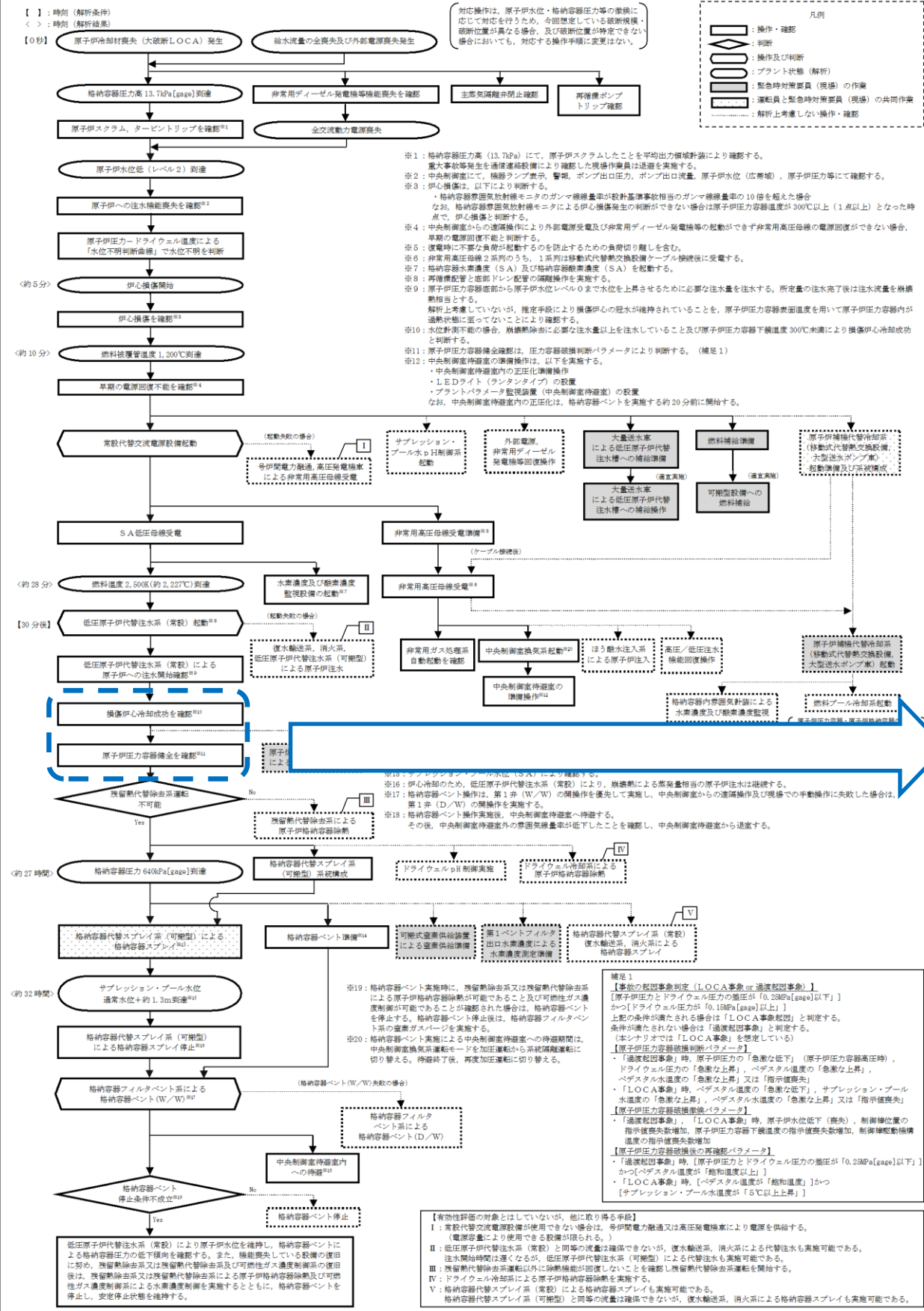
「注水-1」
格納容器破損の防止のため、「放出」へ移行する。
原子炉格納容器内漏えいを確認したため、隔離操作を実施する。
低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉へ注水のため、低圧原子炉代替注水ポンプを起動する。
中央制御室作業環境確保のため、中央制御室換気系を起動する。
損傷炉心が冷却できていること及び原子炉圧力容器が健全であることを確認し、「注水-2」「除熱-1」へ移行する。

AM設備別操作要領書

- AM 10**: 「居住性確保戦略」
 - ・MCRによる居住性確保
- AM 1**: 「原子炉注水戦略」
 - ・FLSRポンプによる原子炉注水

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」 注水-2 (長期の原子炉水位の確保)



事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
注水-2 (長期の原子炉水位の確保)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

補足説明事項

「注水-2」
 原子炉水位が確認できず
 LOCAが発生しているため、
 シュラウド内水位回復に
 必要な時間注水後、崩壊
 熱相当分注水し、引き続き
**損傷炉心が冷却されている
 ことおよび原子炉圧力容器
 が健全であることを確認する。**

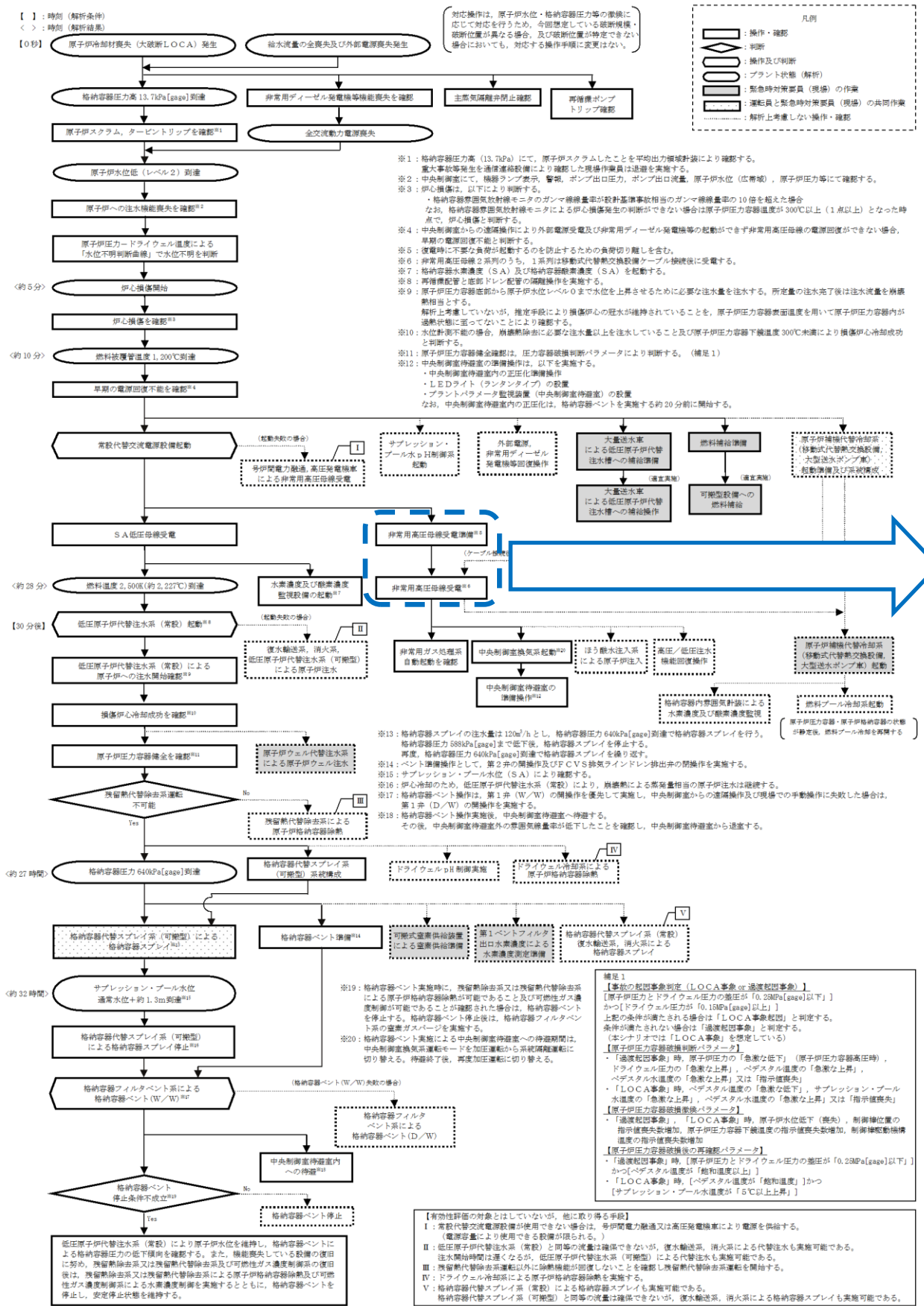
AM設備別操作要領書

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 電源復旧



補足説明事項

「電源復旧」
ガスタービン発電機を起動し、非常用母線に給電する。

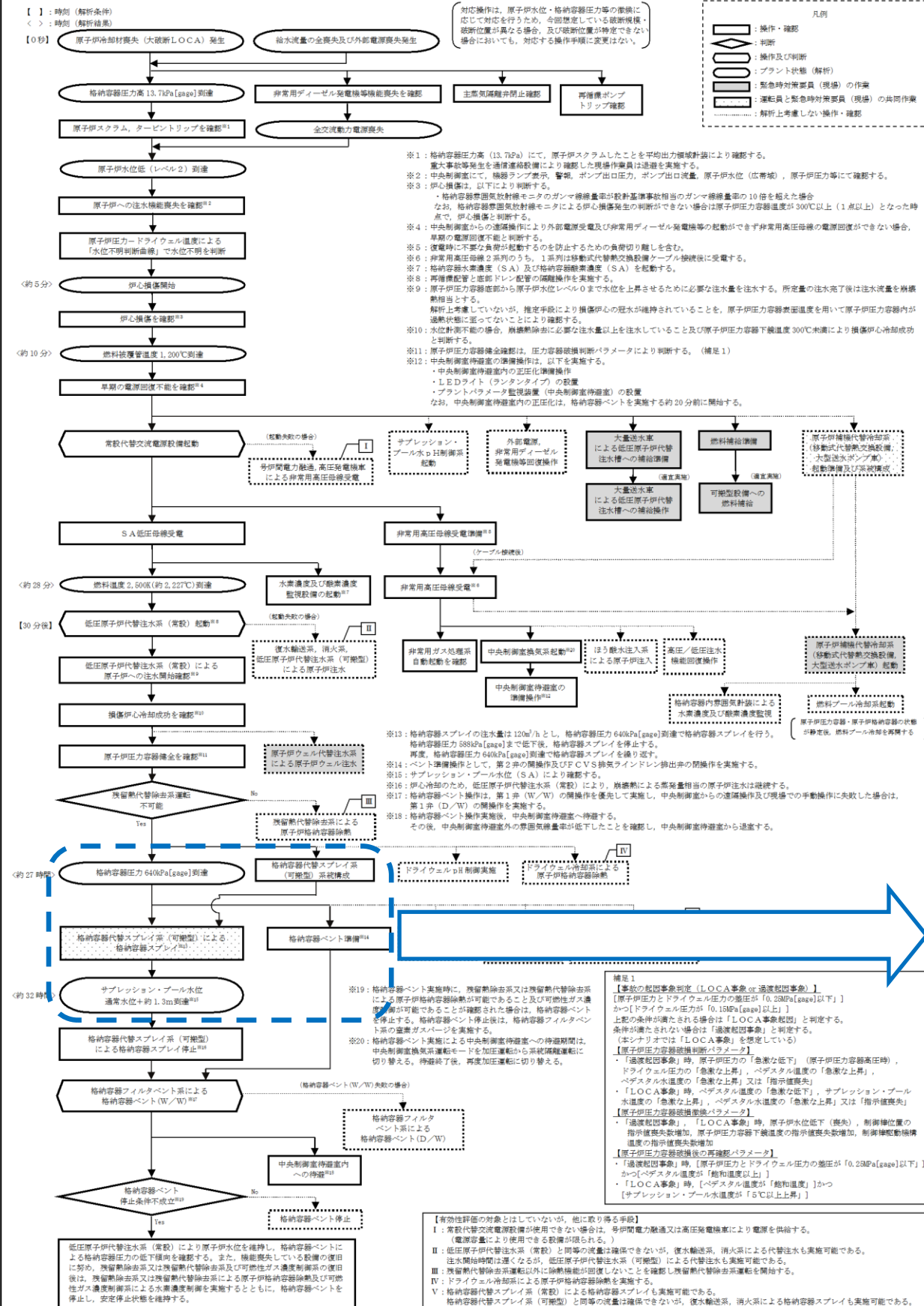
AM設備別操作要領書

AM 11: 「電源確保戦略」
・GTGによるC, D-M/C 受電

原子力災害対策手順書

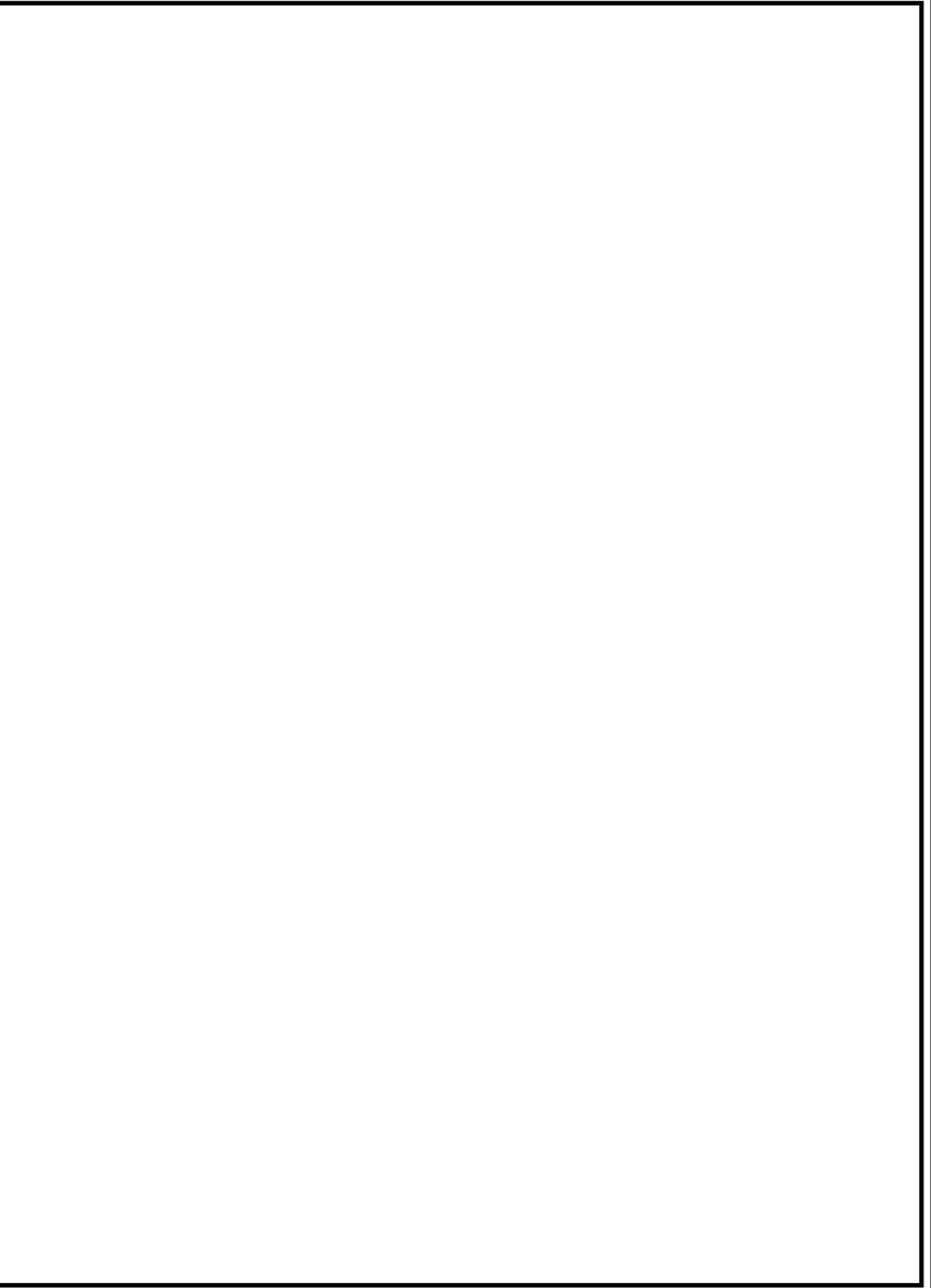
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
除熱-1 (損傷炉心冷却後の除熱)



補足説明事項

「除熱-1」
格納容器圧力が 640kPa [gage] 到達後、格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイ (間欠スプレイ) を実施する。
残留熱除去系による除熱ができないかつ、S/P水位が+1.29m に到達後、「放出」へ移行する。

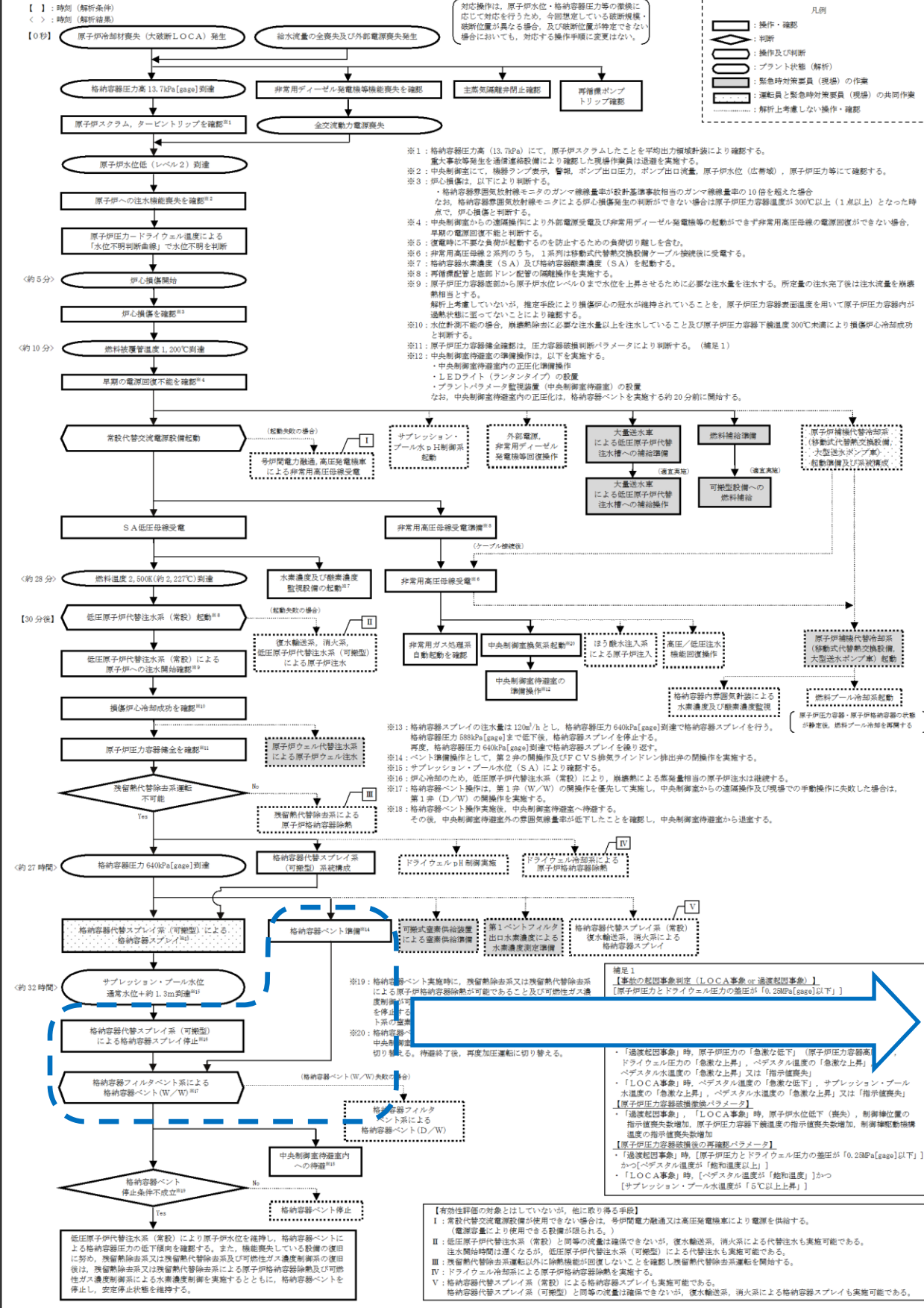
AM設備別操作要領書

AM 5 : 「格納容器機能維持戦略」
・大量送水車による格納容器スプレイ

原子力災害対策手順書

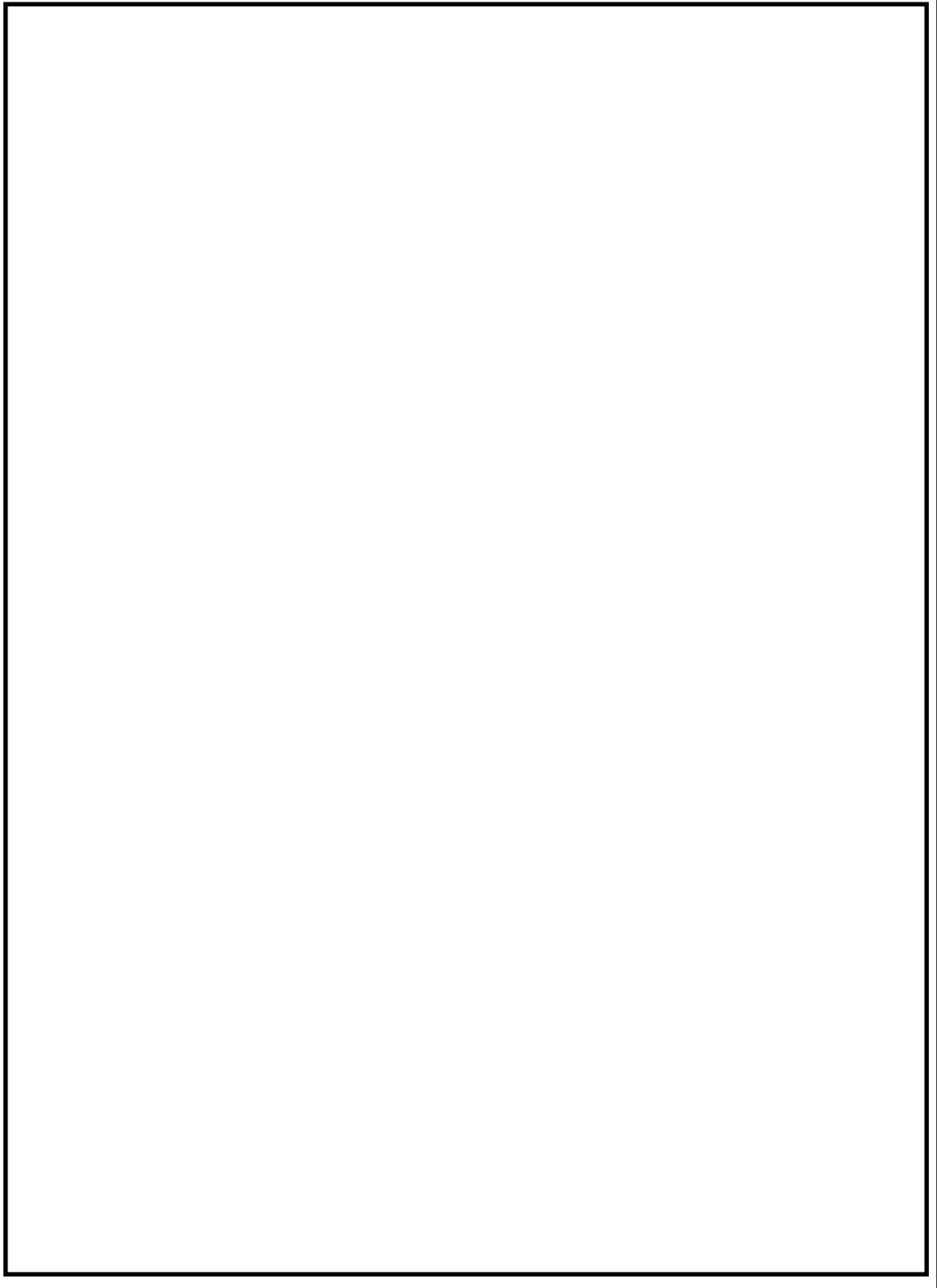
EHP
・大量送水車を使用した送水

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（シビアアクシデント）「SOP」
 放出（PCV破損防止）



補足説明事項

「放出」
 格納容器圧力が 640kPa [gage] 到達後、格納容器ベント準備を行う。
 サプレッション・プール水位が+1.29mに到達後、格納容器スプレーの停止操作、中央制御室換気系を循環運転に切り替えを行う。
 格納容器スプレー停止空調換気系循環運転切り替え後、格納容器フィルタベント系によるベントを行う。

AM設備別操作要領書

AM 4：「格納容器除熱戦略」
 ・FCVSによる格納容器ベント

原子力災害対策手順書

2.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 2.3 原子炉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が喪失が重なる場合には、原子炉緩慢が置かれ、原子炉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、原子炉炉冷却材喪失事故(LOCA)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なる場合には、溶融炉心と原子炉炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の上昇が生じ、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、原子炉炉冷却材喪失事故(LOCA)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なる場合には、原子炉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部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・機械的な負荷が増え、格納容器破損防止のため、原子炉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。

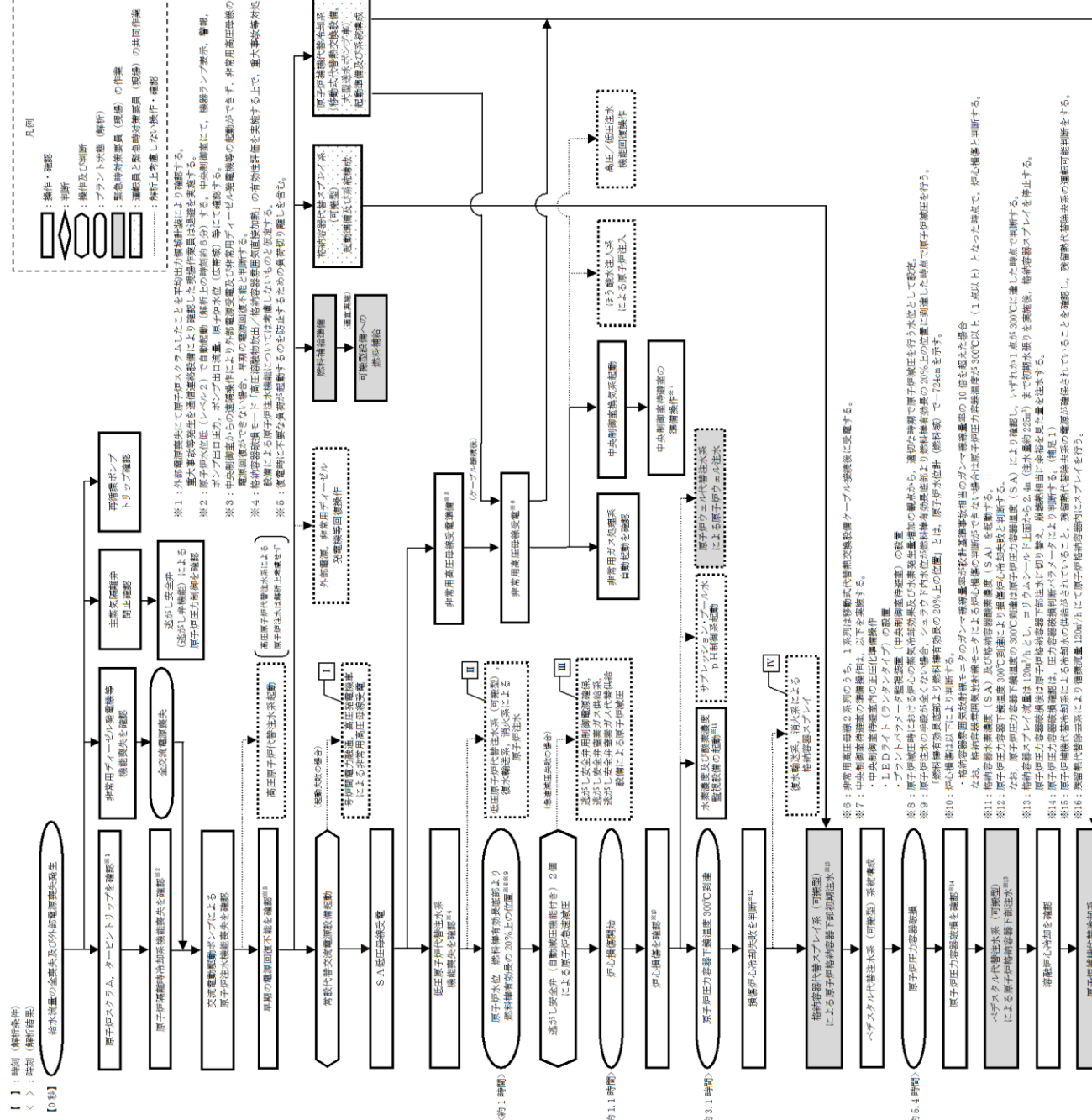
また、原子炉炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、格納容器代替スプレイ系(可搬型)によって原子炉格納容器下部に溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する。溶融炉心の落下後は、コリウムシールド及びベドスタル代替注水系(可搬型)によって溶融炉心の冷却を実施する。その後、残留熱代替除去系又は格納容器フィルタベンタ系によって原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

さらに、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至るまでに、原子炉格納容器内へ窒素を注入することで、原子炉格納容器内における水素燃焼による原子炉格納容器の破損を防止する。

(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。

(2.5) 原子炉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必要な水位及び水量を確保し、かつ、溶融炉心の落下後は、ベドスタル代替注水系(可搬型)によって溶融炉心を冷却すること及び原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置することにより、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。

解析上の対応手順の概要フロー



【注1】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注2】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注3】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注4】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注5】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注6】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注7】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注8】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注9】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注10】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注11】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注12】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注13】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注14】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注15】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注16】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

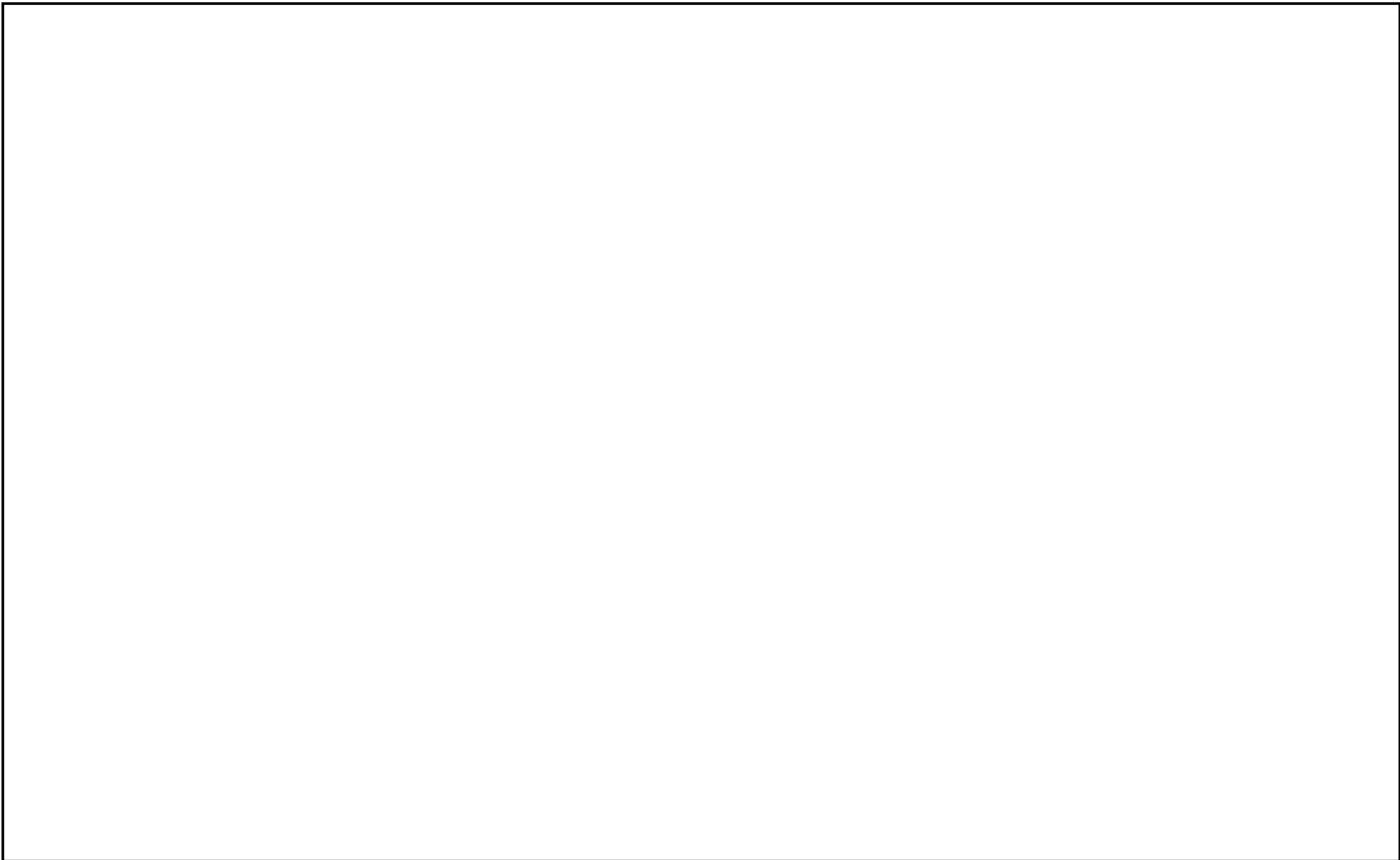
【注17】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

【注18】：時刻 (燃料条件)
 <>：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)
 []：時刻 (燃料条件)

対応手順の概要

- a. 原子炉スクラム確認
- b. 高圧・低圧注水機能喪失確認
- c. 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
- d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧
- e. 炉心損傷確認
- f. 水素濃度及び酸素濃度監視設備の起動
- g. 原子炉格納容器下部への注水
- h. 原子炉炉圧力容器破損確認
- i. 溶融炉心への注水
- j. 残留熱代替除去系による溶融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱
- k. 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入

事故シーケンスグループ「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/格納容器雰囲気接加熱」と同じ手順である。

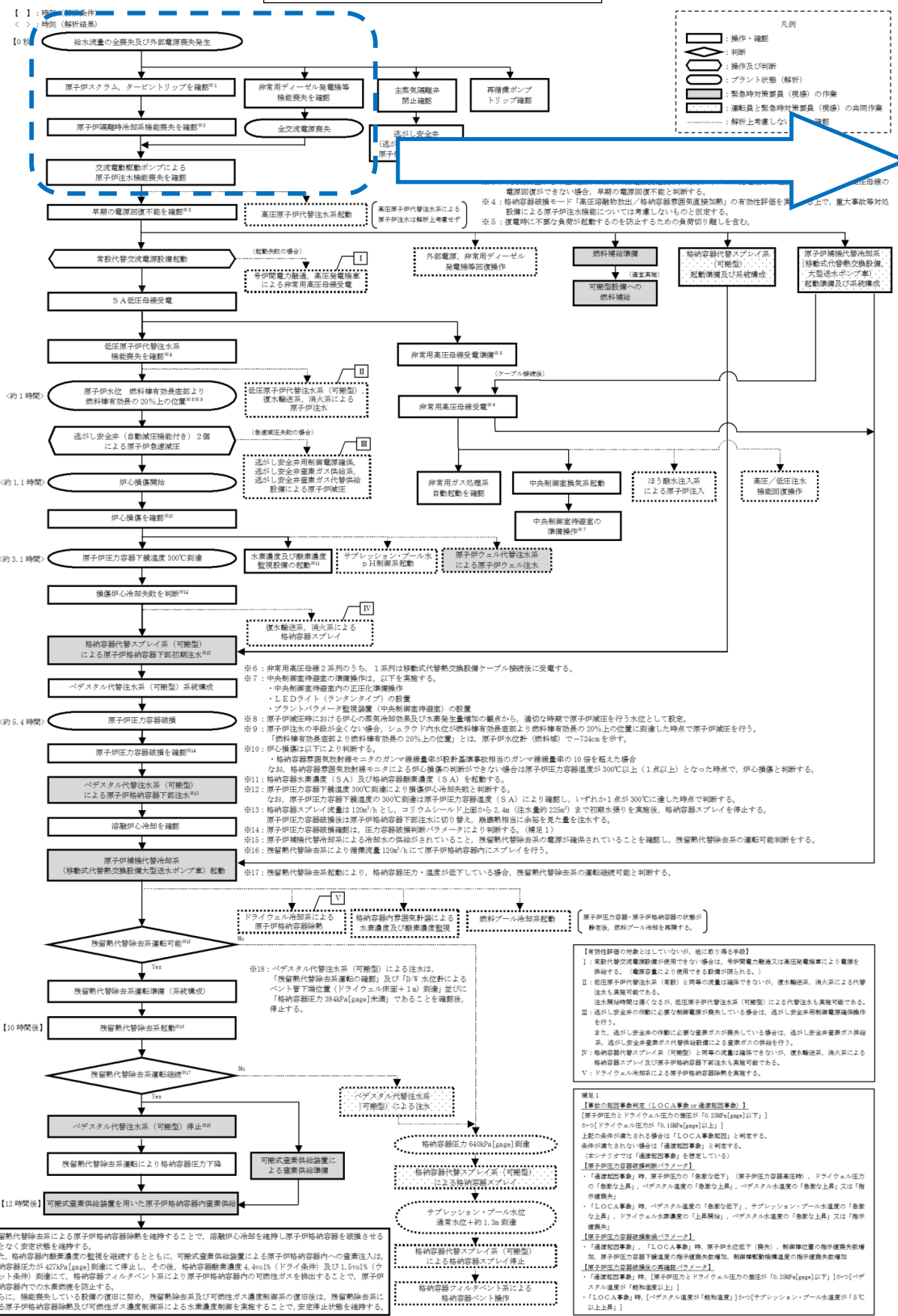


事故時操作運転手順書 SOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「スクラム」



操作補足事項

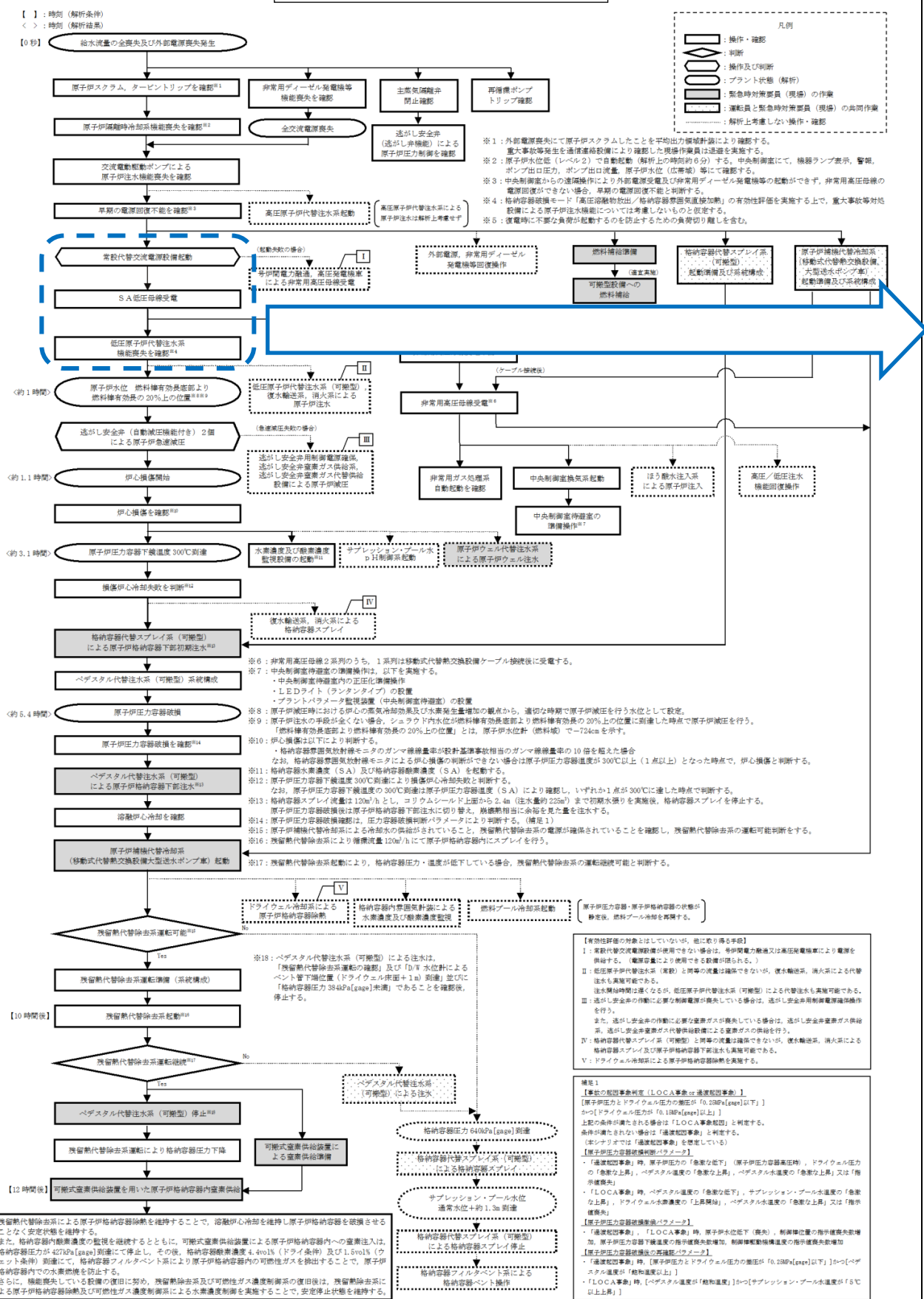
外部電源喪失に伴い、原子炉はスクラムする。これにより「事故時操作要領書(徴候ベース)」における原子炉制御「スクラム(RC)」を導入する。

「スクラム」
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、「格納容器制御導入」を継続監視する。
原子炉水位は全給水喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動が失敗するため原子炉水位は低下する。**原子炉水位低(レベル3)から原子炉水位高(レベル8)に維持できないため、原子炉制御「水位確保(RC/L)」へ移行する。**
所内電源は外部電源が喪失しているため「電源復旧(PS/R)」へ移行する。

AM設備別操作要領書

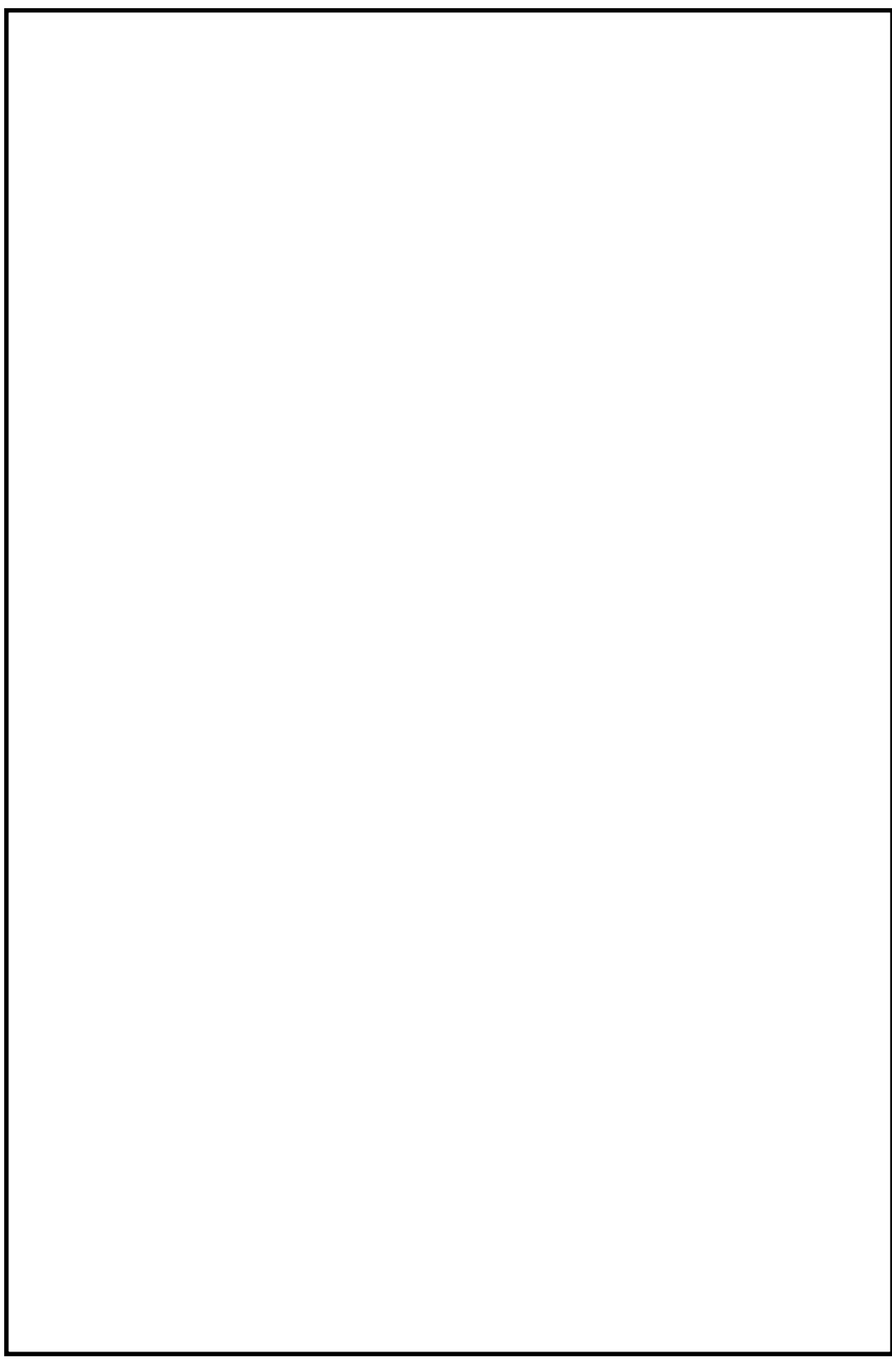
原子力災害対策手順書

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御「水位確保」



操作補足事項

「水位確保」
プラント状態を的確に把握し、作動すべきものが自動で作動していない場合は手動作動させる。
全給水喪失し原子炉隔離時冷却系及び非常用炉心冷却系の起動に失敗し原子炉炉心の低下が継続する。低圧原子炉代替注水系の起動も失敗する。**原子炉水位が燃料棒有効長頂部以上に維持できないと判断し、不測事態「水位回復(C1)」へ移行する。**

AM設備別操作要領書

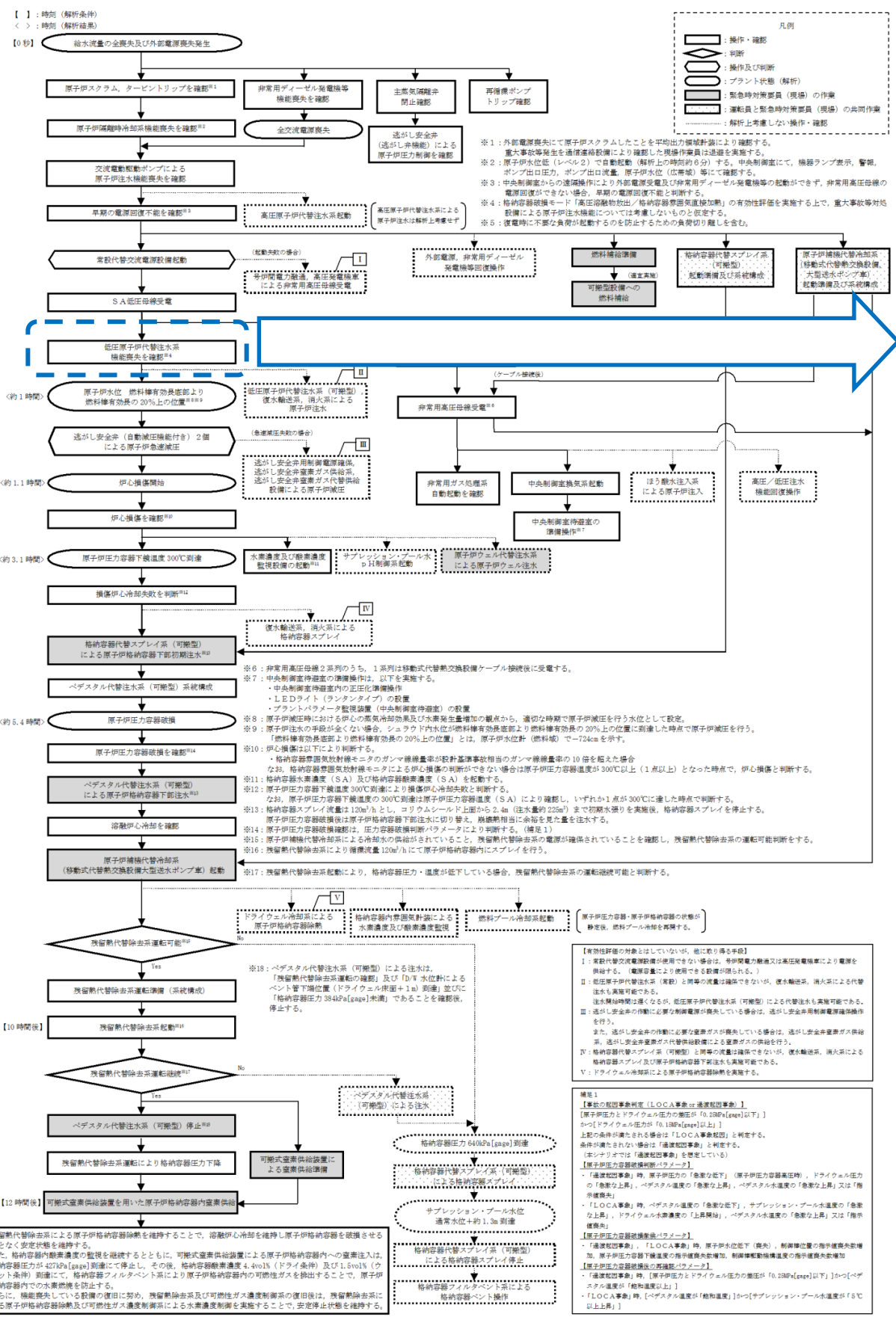


原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書（微候ベース）「EOP」 不測事態「水位回復」



操作補足事項

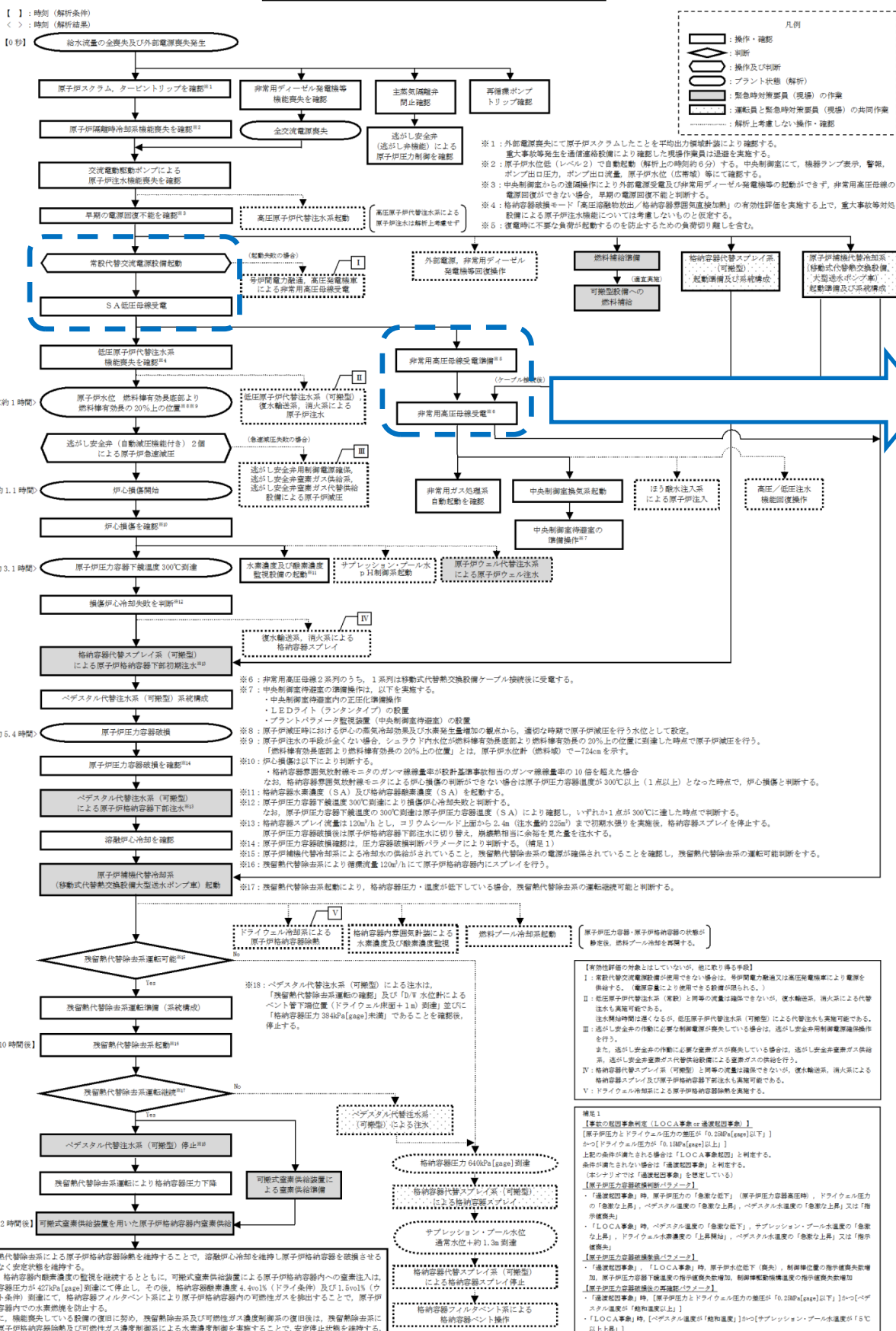
「水位回復」
 原子炉へ注水できるシステムがないため、原子炉水位が燃料棒有効長頂部未満であり原子炉水位の低下が継続していることを確認する。
原子炉へ注水可能なシステムを1系統も運転状態にすることができないため不測事態「AM初期対応（C4）」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

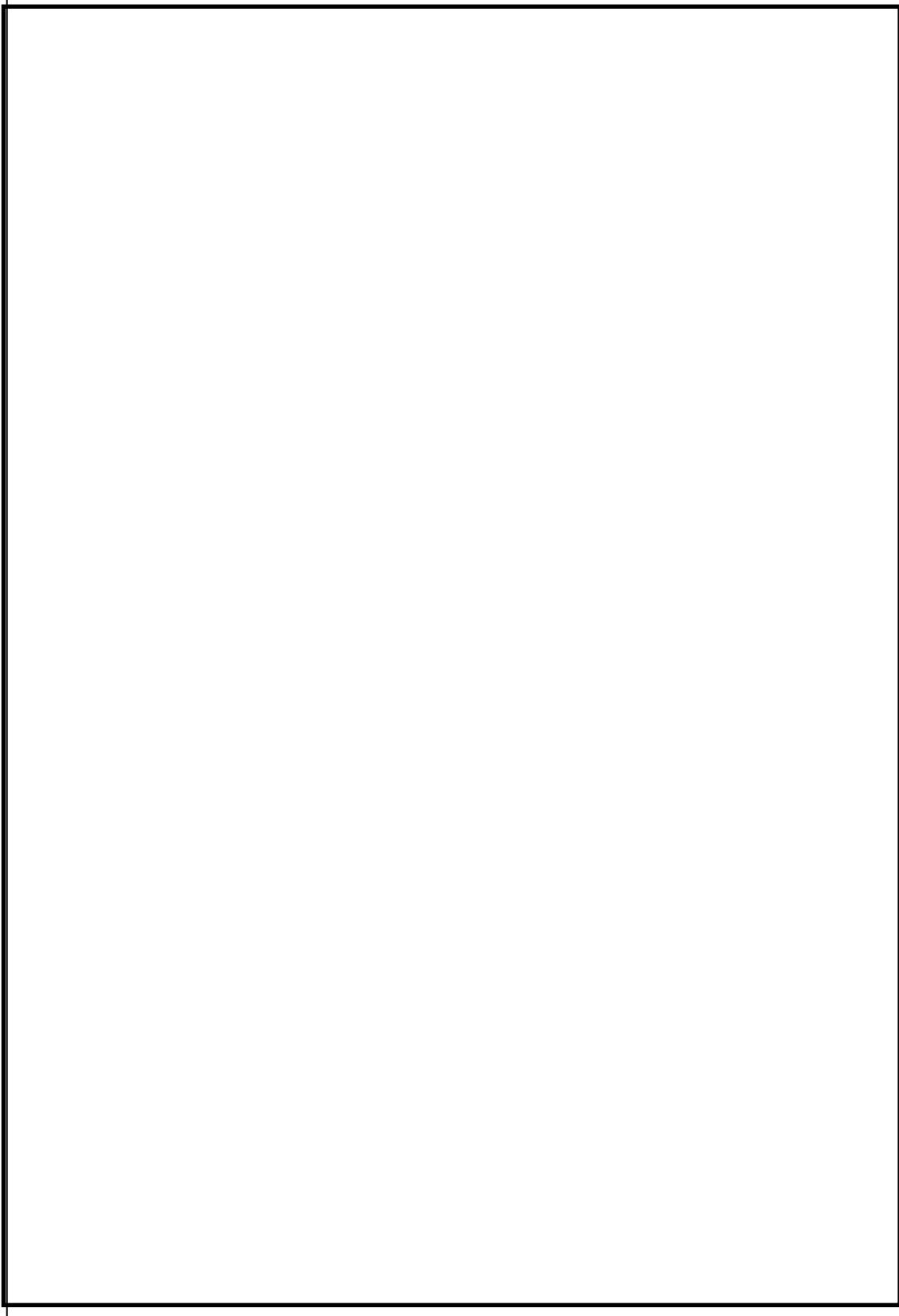
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 電源復旧



操作補足事項

「電源復旧」
ガスタービン発電機を
起動し、非常用母線に給電
する。

AM設備別操作要領書

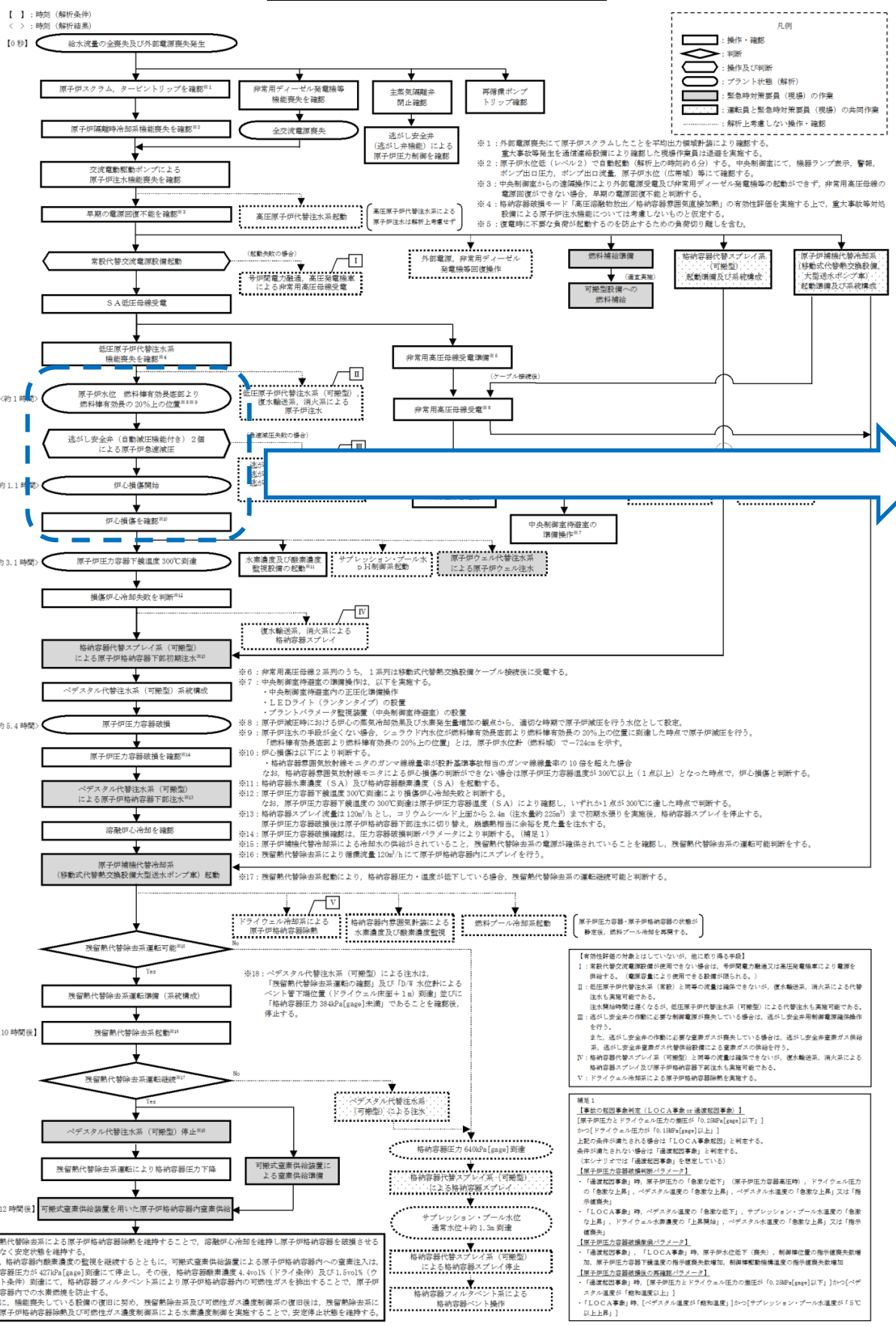
- AM 8:** 「代替除熱戦略」
・移動式代替熱交換設備による冷却水確保
- AM 11:** 「電源確保戦略」
・GTGによるC、D-M/C受電

原子力災害対策手順書

- EHP**
・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保 (UHSS 編)
- ・大型送水ポンプ車を使用した海水供給 (ハイドロサブ 編)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 不測事態「AM初期対応」



操作補足事項

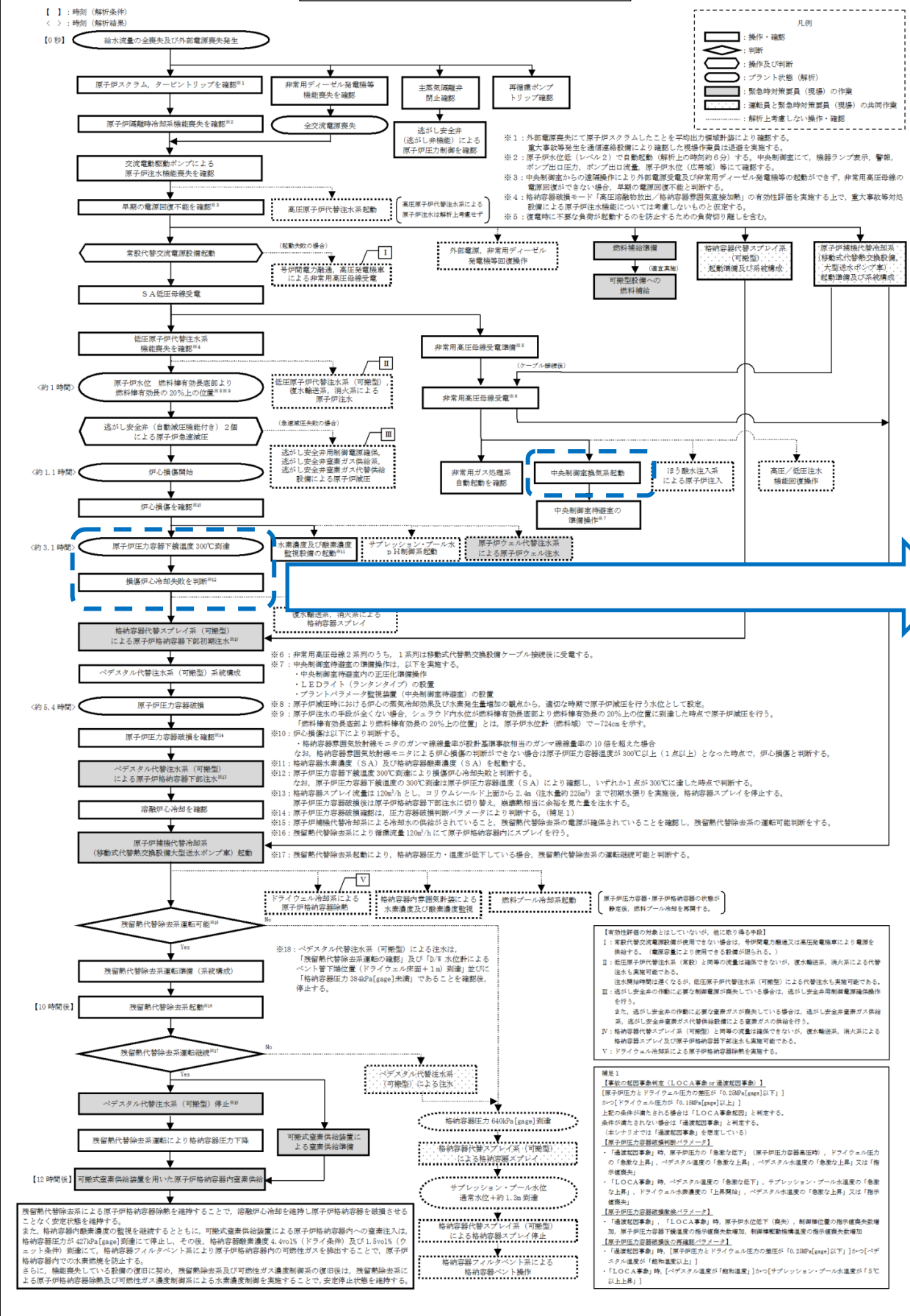
「AM初期対応」
 格納容器モニタの監視をする。
 原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置に到達したら、逃がし安全弁2個を開き、原子炉の減圧を行う。
 格納容器内γ線線量率が各種設計基準事故時に想定される10倍を超えた場合に、事故時操作要領書(シビアアクシデント)の「注水-1」へ移行する。

AM設備別操作要領書

原子力災害手順書

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「SOP」
注水-1 (損傷炉心への注水)



操作補足事項

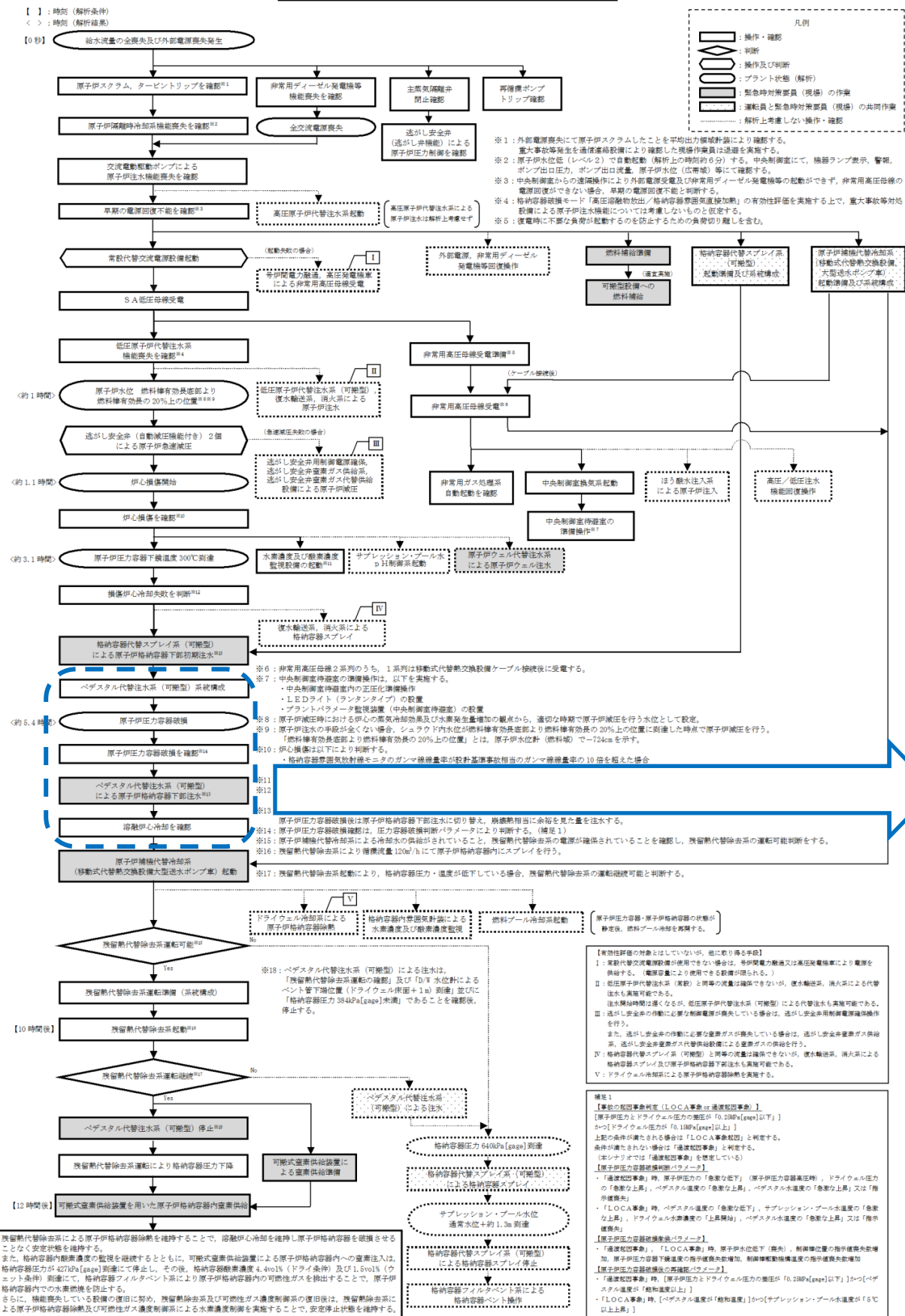
「注水-1」
中央制御室環境改善のため、中央制御室換気系を起動する。
原子炉注水可能系統がなく、損傷炉心の冷却に失敗したと判断し「注水-3a」へ移行する。

AM設備別操作要領書

AM 10: 「居住性確保戦略」
・MCRによる居住性確保

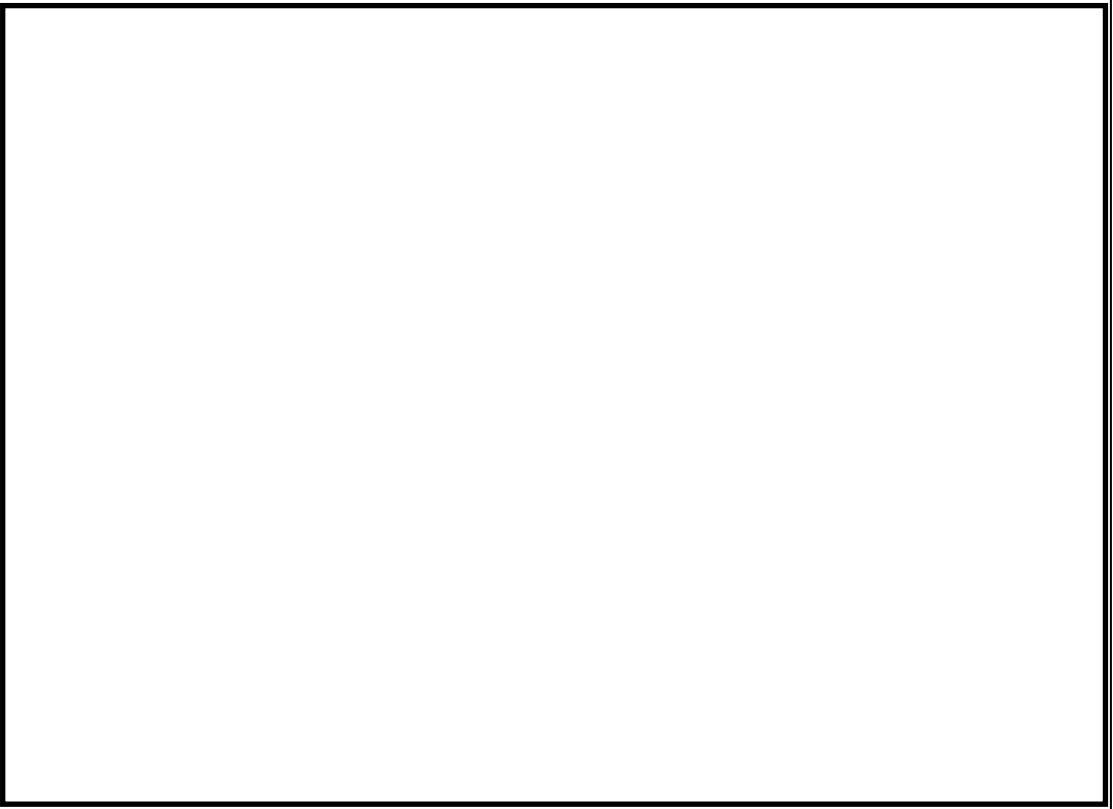
原子力災害手順書

解析上の対応手順の概要フロー

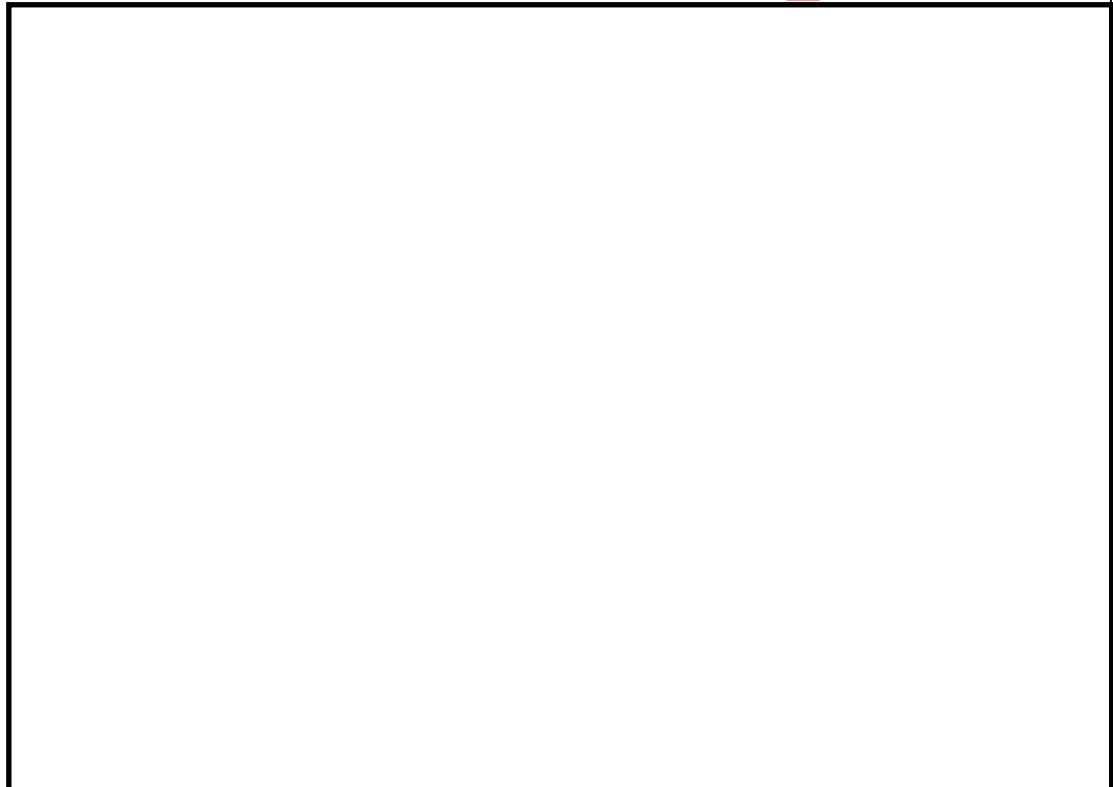


事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「SOP」
 注水-3 b (RPV 破損後のペDESTAL注水)



事故時操作要領書 (シビアアクシデント)「SOP」
 注水-4 (長期のRPV 破損後の注水)



操作補足事項

「注水-3 b」
 ペDESTAL代替注水系
 (可搬型)により、崩壊熱
 相当に余裕をみたま量を注水
 し、「注水-4」「除熱-
 2」に移行する。

「注水-4」
 ペDESTAL代替注水系
 (可搬型)により、原子炉
 停止後の経過時間に応じて
 ペDESTAL流量を調整す
 る。

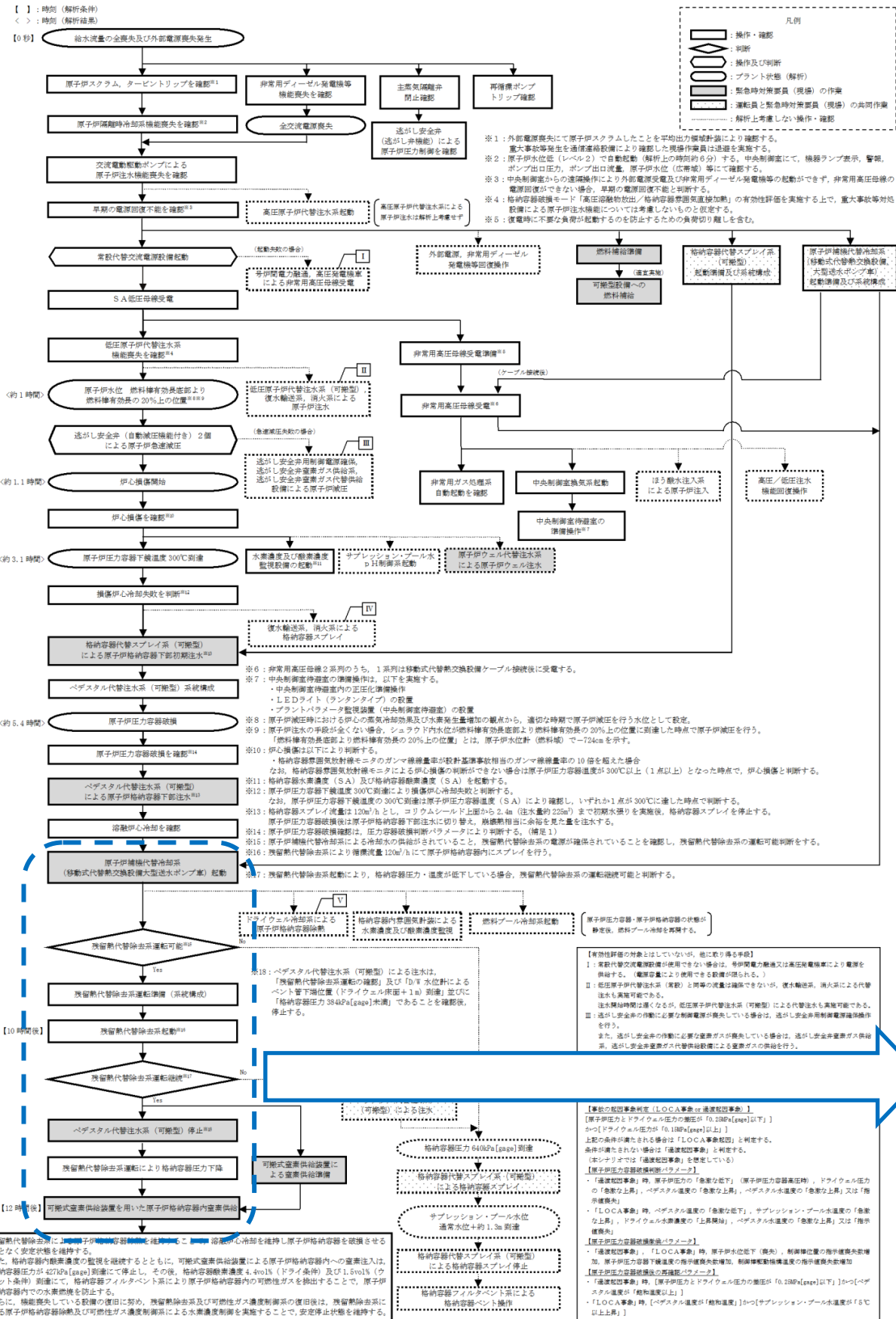
AM設備別操作要領書

AM 6: 「ペDESTAL注水戦略」
 ・大量送水車によるペDESTAL
 注水

原子力災害対策手順書

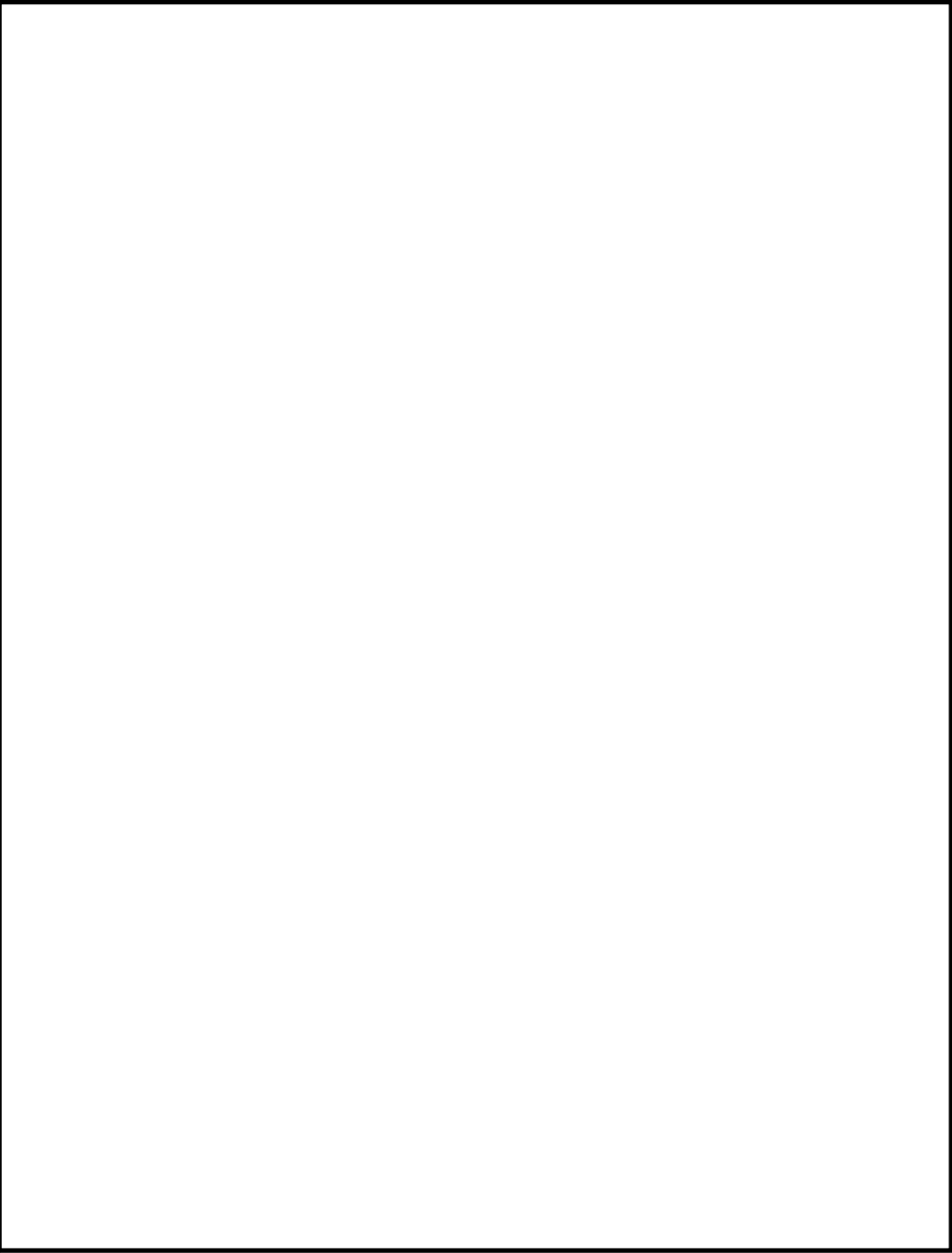
EHP
 ・大量送水車を使用した送水

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (シビアアクシデント) 「SOP」
除熱-2 (RVP 破損後の除熱)



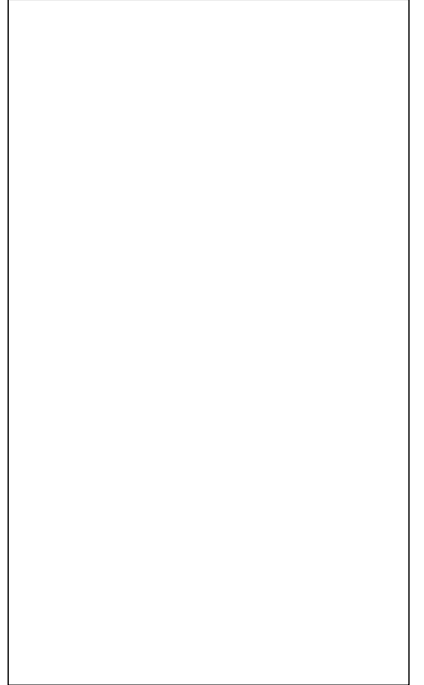
操作補足事項

「除熱-2」
残留熱代替除去系が運転可能と判断し、原子炉補機代替冷却系起動後、残留熱代替除去系を起動する。
残留熱代替除去系により格納容器圧力が低下し、事象収束

AM設備別操作要領書

AM 4: 「格納容器除熱戦略」
・RHARによる格納容器除熱

原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. 燃料プールの冷却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

特徴

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、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、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

燃料プールのスプレイスプレー系（可搬型スプレーノズル）により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、燃料プールのスプレイスプレー系（可搬型スプレーノズル）により燃料プール水位を維持する。

対応手順の概要

- 燃料プールの冷却系機能喪失確認
- 燃料プールの注水機能喪失確認
- 燃料プールのスプレイスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへの注水

解析上の対応手順の概要フロー

プラント前巻条件
・プラント停止後10日目
・全燃料取出し及びプールゲート「閉」

【】：時刻（評価条件）
<>：時刻（評価結果）

【0秒】

外部電源喪失発生

残留熱除去系/燃料プール冷却系停止確認^{※1}

非常用ディーゼル発電機等自動起動を確認

燃料プール冷却機能喪失確認^{※2,3}

【10分】

燃料プール注水機能喪失確認^{※4}

燃料プール冷却機能回復操作

燃料プール注水機能回復操作

燃料プールのスプレイスプレー系（可搬型スプレーノズル）起動準備^{※5}

燃料補給準備

燃料プールのスプレイスプレー系（可搬型スプレーノズル）準備完了

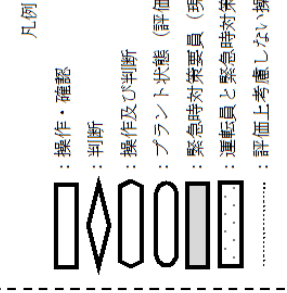
可搬型設備への燃料補給

<約 7.9 時間>
燃料プール水温 100℃到達^{※6}

【約 7.9 時間】
燃料プールのスプレイスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プール注水開始

燃料プール水位維持の為注水継続

燃料プールのスプレイスプレー系（可搬型スプレーノズル）による燃料プールへの注水を継続し、機能喪失している設備の復旧に努める。復旧後は、注水系統によりスキマサージタンクへの補給を確保し、残留熱除去系等による冷却を実施する。



- ※1：中央制御室にて各機器の停止を、燃料プール水位・温度（S.A）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※2：残留熱除去系及び燃料プール冷却系の再起動が困難な場合、燃料プールの冷却機能が喪失したことを確認する。燃料プールの冷却機能は、燃料プール水位・温度（S.A）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※3：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。なお、すべての作業員が退避するまでの時間は、1時間30分程度である。
- ※4：残留熱除去系、燃料プール補給水系及び復水輸送系の再起動が困難な場合、燃料プールの注水機能が喪失であることを確認する。燃料プールの注水機能は、燃料プール水位・温度（S.A）、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等により確認する。
- ※5：燃料プールへの注水は燃料プールのスプレイスプレー系（可搬型スプレーノズル）により実施する。常設スプレイスプレー系（可搬型スプレーノズル）による注水ができない場合、燃料プールのスプレイスプレー系（可搬型スプレーノズル）による注水を実施する。
- ※6：燃料プール水位・温度（S.A）にて確認する。
- ※7：燃料プール水位（S.A）にて確認する。

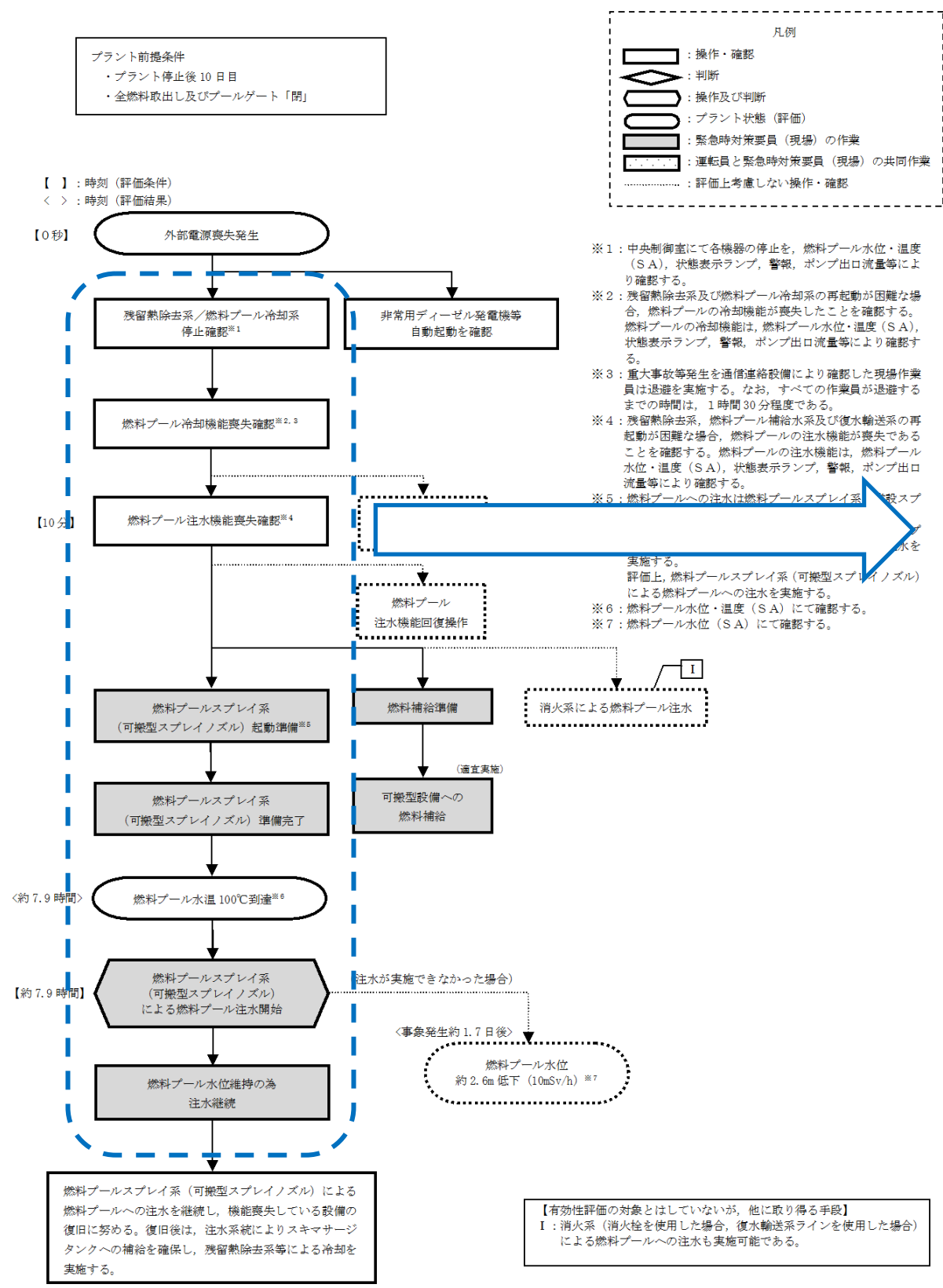
【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】
I：消火系（消火栓を使用した場合、復水輸送系ラインを使用した場合）による燃料プールへの注水も実施可能である。

事故時操作運転手順書 EOP対応フロー

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 燃料プール制御 「燃料プール制御」 **A**

操作補足事項

燃料プール冷却系停止に伴い燃料プール水温が上昇する。燃料プール水温 55°C 到達により, 事故時操作要領書 (徴候ベース) 「燃料プール制御 (FP/C)」を導入する。

「燃料プール制御」

燃料プール冷却系および残留熱除去系の起動を試みるが失敗する。燃料プール水温上昇緩和のため, 燃料プール水位オーバーフロー水位付近に維持できないと判断し燃料プールのスプレイ系 (常設スプレイヘッド) の準備, 起動を行う。

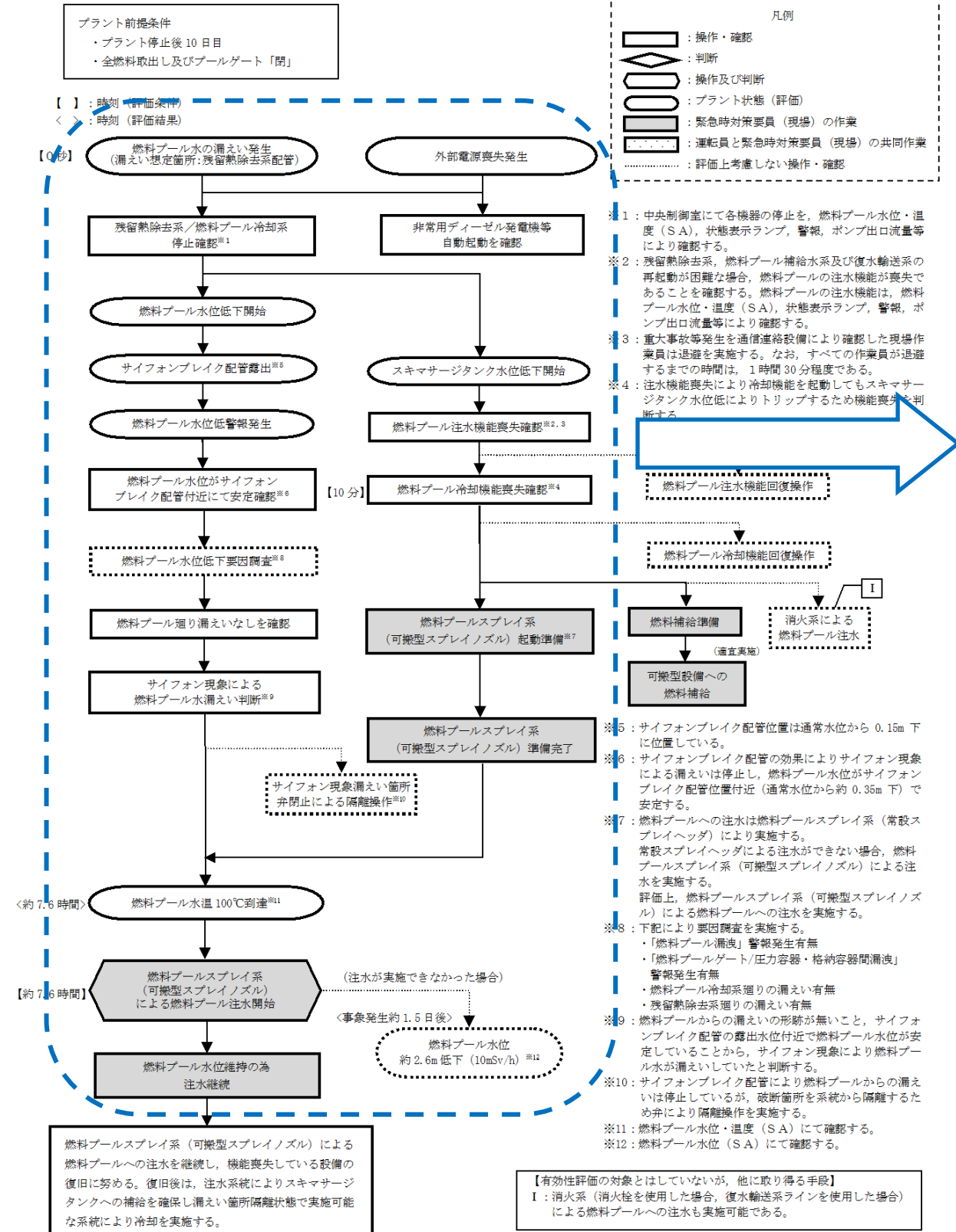
AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書

- EHP**
- ・原子炉建物内ホース展開による燃料プールへの注水及びスプレイ
 - ・大量送水車を使用した送水

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 原子炉制御「スクラム」



事故時操作要領書(徴候ベース)「EOP」 燃料プール制御「燃料プール制御」



操作補足事項

燃料プール水の小規模な漏えいが発生に伴い燃料プール水位が低下する。

燃料プール水位低下により、事故時操作要領書(徴候ベース)「燃料プール制御(FP/C)」を導入する。

「燃料プール制御」

燃料プール水位が低下するため漏えいと判断する。燃料プール水位回復のため燃料プール水の漏えい箇所を特定し、隔離を行う。燃料プールの注水(常設スプレイヘッド)の準備の依頼をする。燃料プール水位回復のため燃料プールの注水(常設スプレイヘッド)の準備、起動を行う。

AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書

- EHP**
- ・原子炉建物内ホース展開による燃料プールへの注水及びスプレイ
 - ・大量送水車を使用した送水

4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故 4.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

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り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、原子炉を冷却することになる。

対応手順の概要

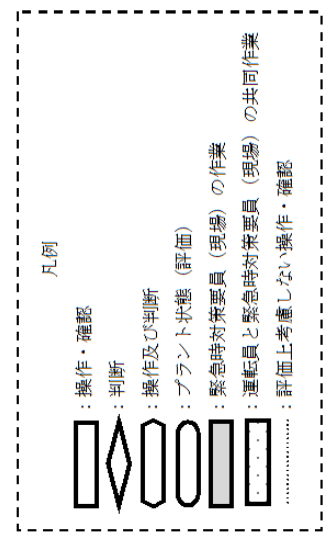
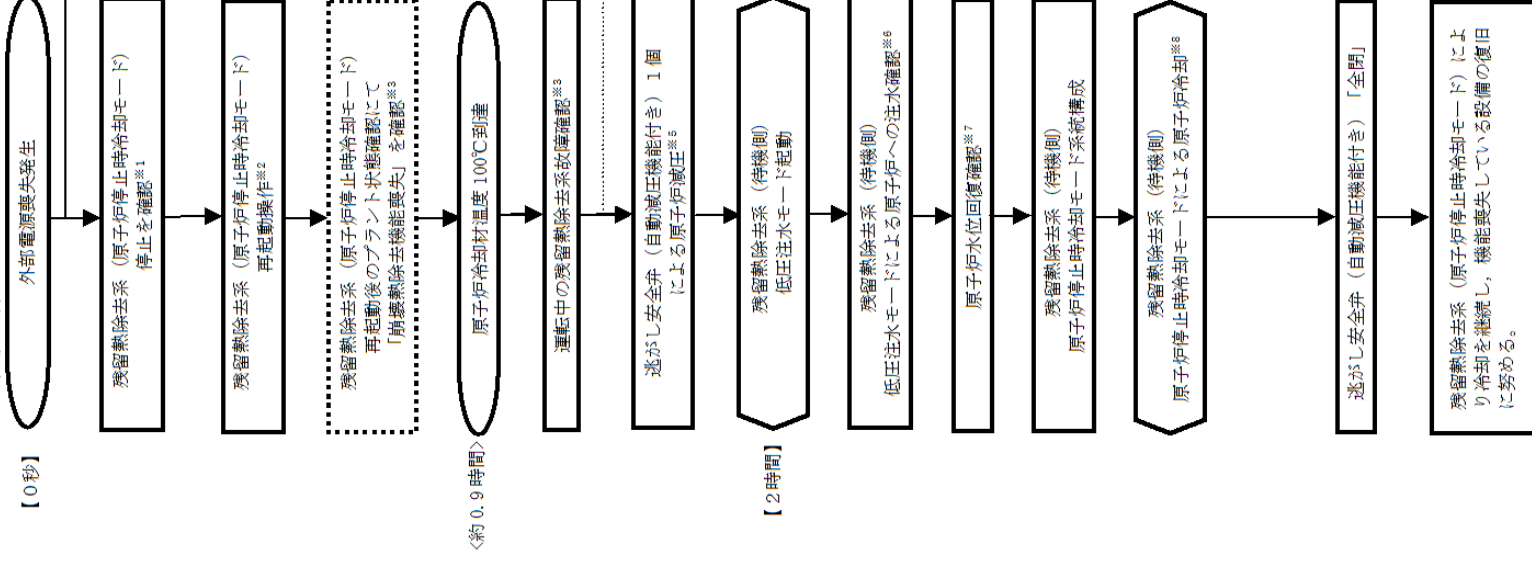
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障に伴う崩壊熱除去機能喪失確認
- 逃がし安全弁による原子炉の低圧状態維持
- 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水
- 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による崩壊熱除去機能回復

解析上の対応手順の概要フロー

プラント前提条件

- ・プラント停止後1日目
- ・原子炉圧力容器閉鎖中
- ・原子炉格納容器開放中
- ・主蒸気隔離弁全閉
- ・すべての非常用ディーゼル発電機待機中
- ・A-残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中
- ・B-残留熱除去系（低圧注水モード）待機中
- ・C-残留熱除去系（低圧注水モード）停止中
- ・原子炉水位 通常水位（気水分離器下端から+83 cm）

【 〽 】：時刻（評価条件）
 < >：時刻（評価結果）



非常用ディーゼル発電機等自動起動を確認
 燃料プール冷却系起動
 原子炉の状態が安定後、燃料プール冷却を再開する

- ※1：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等にて確認する。
- ※2：崩壊熱除去機能の喪失を模倣するため「熱交換器入口弁閉鎖」を評価条件とする。
- ※3：実際は、再起動後から原子炉冷却材温度を継続監視するため、早期に崩壊熱除去機能喪失を確認することができる。
- ※4：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。なお、すべての現場作業員の退避が完了するまでの時間は1時間30分程度である。
- ※5：実操作においては、作業員の退避後に操作を実施するが、評価上、原子炉の水位低下量を厳しく算得するために、原子炉水温が100°Cに到達した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）1個の手動操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。

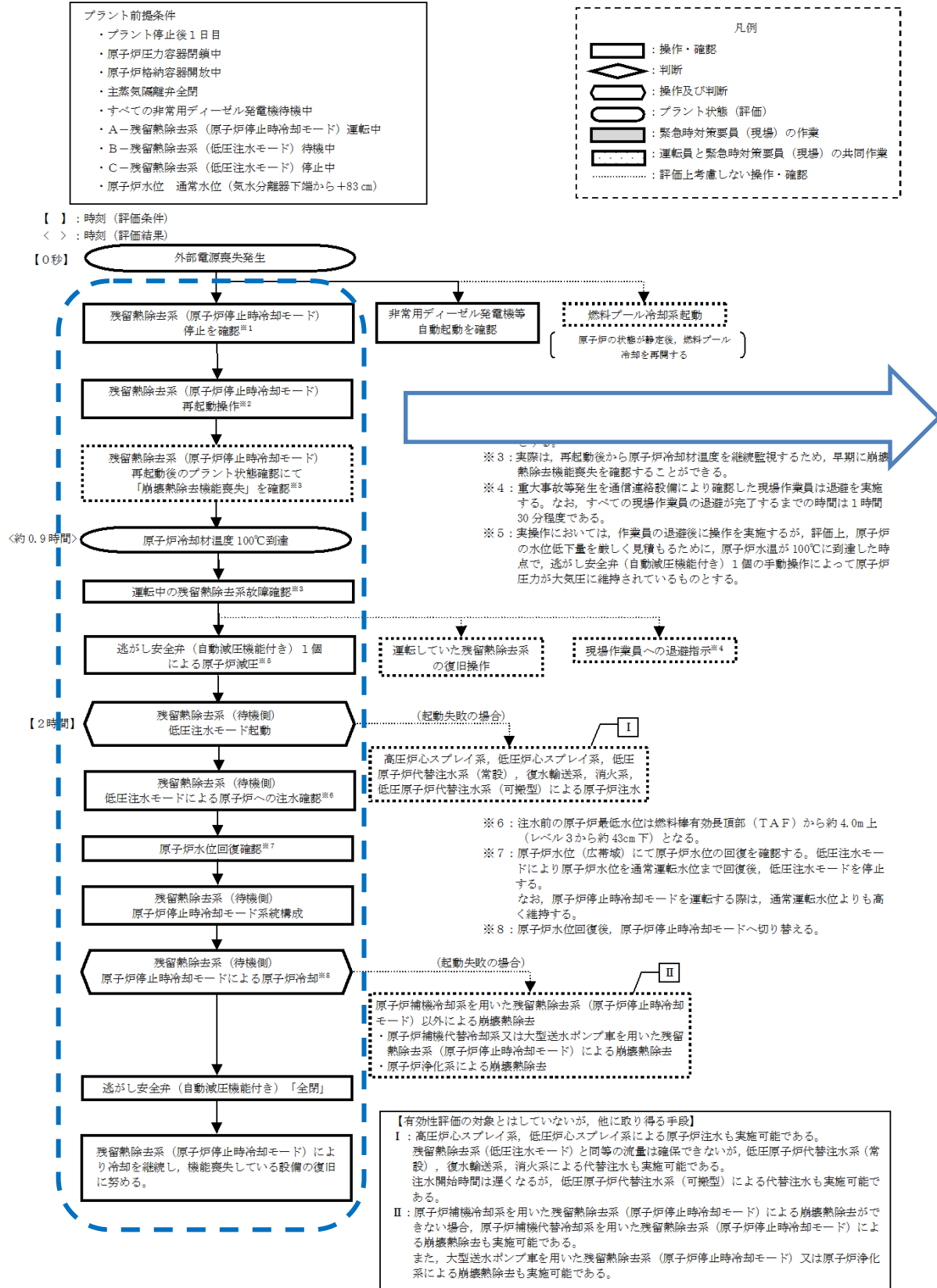
I
 高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水

II
 原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）以外による崩壊熱除去
 ・原子炉補機冷却系又は大型送水ポンプ車を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去
 ・原子炉浄化系による崩壊熱除去

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取り得る手段】
I：高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系による原子炉注水も実施可能である。残留熱除去系（低圧注水モード）と同等の流量は確保できないが、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系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、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。
II：原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去ができない場合、原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による崩壊熱除去も実施可能である。また、大型送水ポンプ車を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）又は原子炉浄化系による崩壊熱除去も実施可能である。

詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

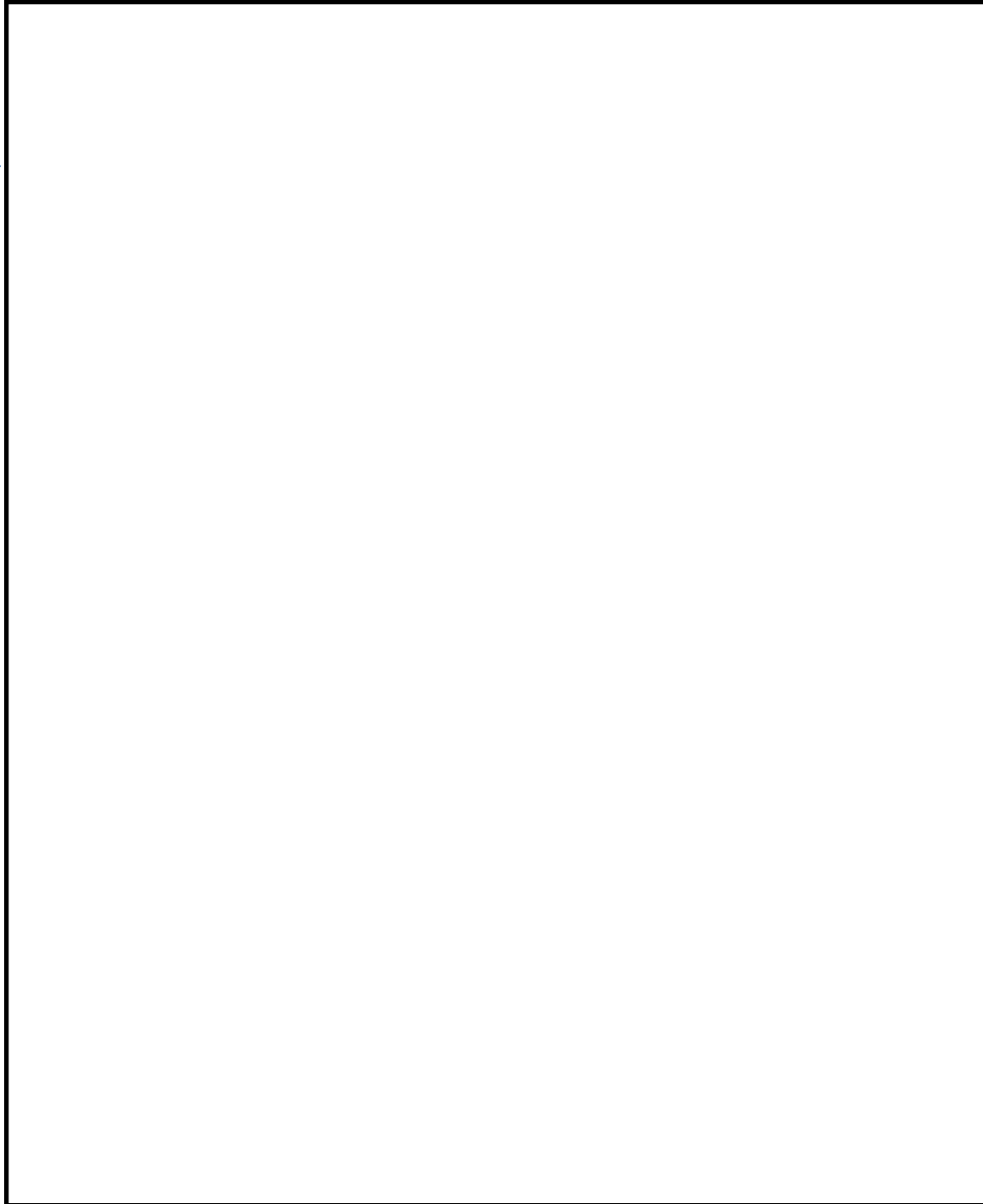


事故時操作要領書

事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」
 プラント停止時制御「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」



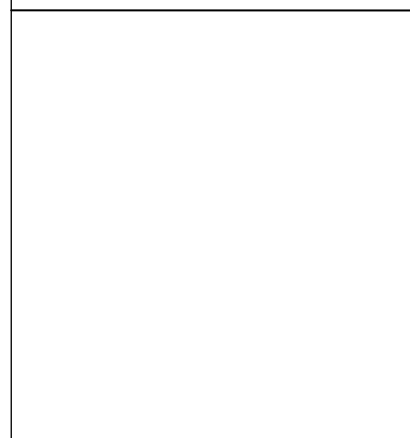
操作補足事項

残留熱除去系停止に伴い原子炉水温が上昇する。原子炉水温上昇により、事故時操作要領書（徴候ベース）「残留熱除去機能喪失時対応手順（RL）」を導入する。

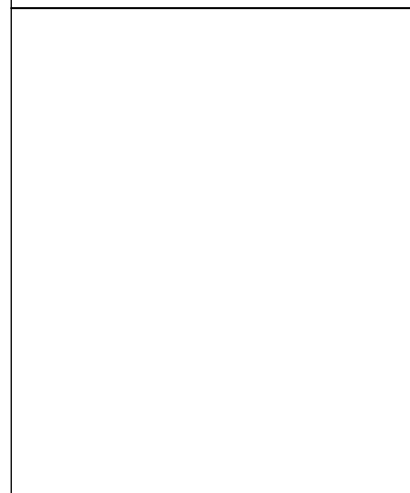
「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」

残留熱除去系および代替除熱系統の起動を試みるが失敗する。残留熱除去系が起動可能となり、原子炉水位が蒸発により低下しているため残留熱除去系（低圧注水モード）で原子炉水位を回復させる。原子炉水位が回復後、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により原子炉を冷却する。

AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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。

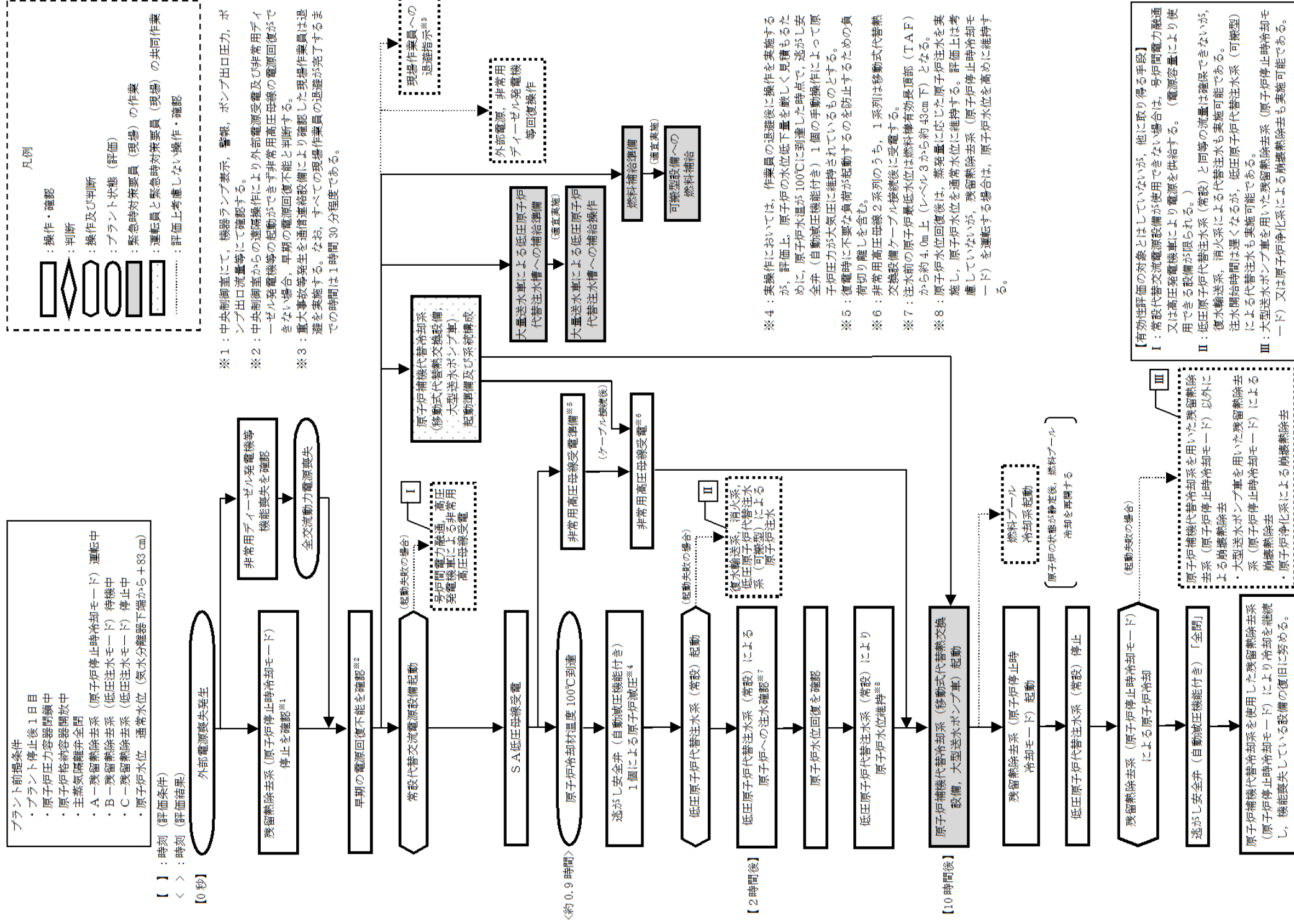
基本的な考え方

運転員が異常を認知して、常設代替交流電源設備による電源供給、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を行うことにより、燃料損傷の防止を図る。また、原子炉補機代替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
- 低圧原子炉代替注水系（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

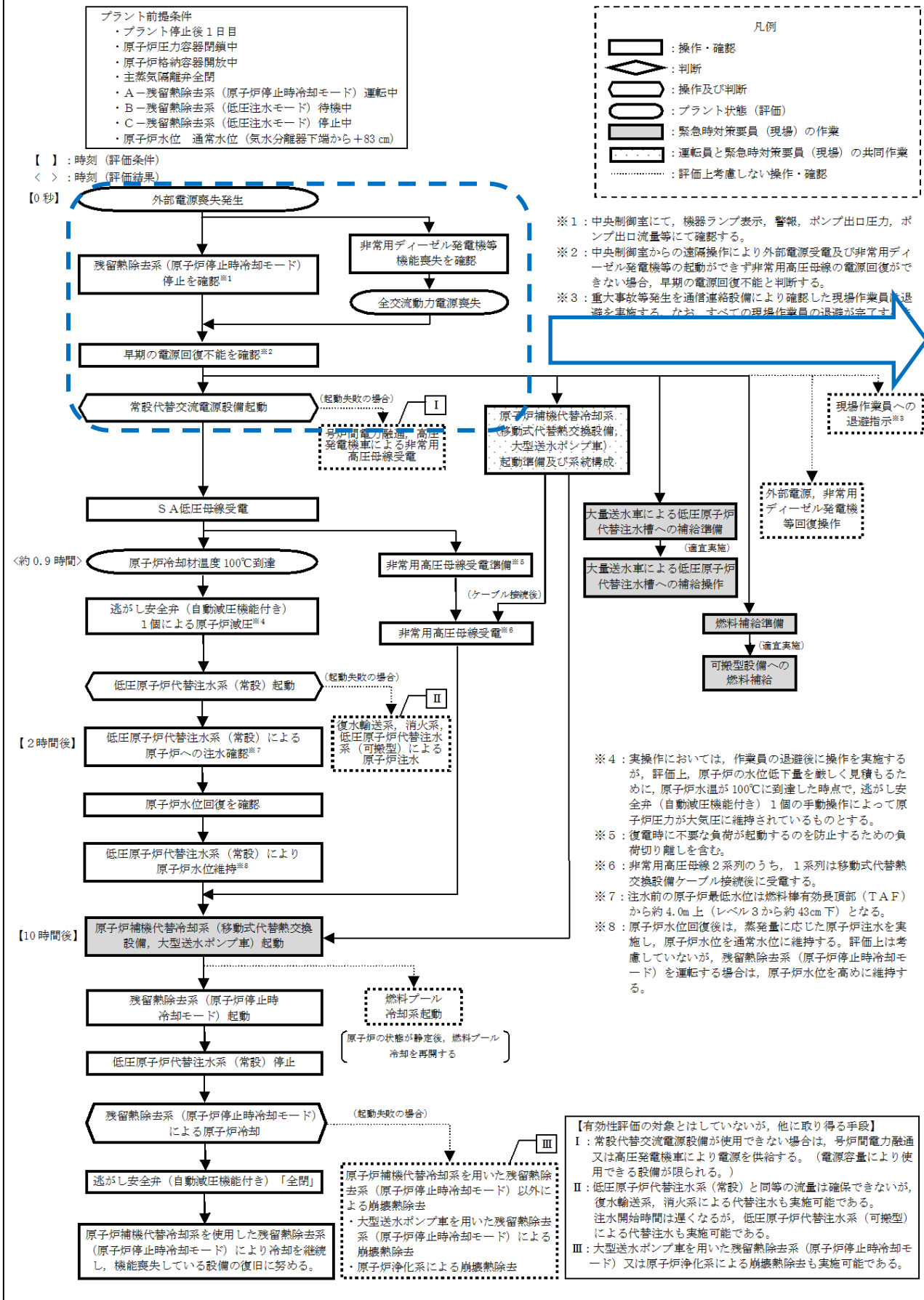


詳細手順説明

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 原子炉制御「スクラム」



事故時操作要領書（徴候ベース）「EOP」 プラント停止時制御「外部電源喪失時対応手順」



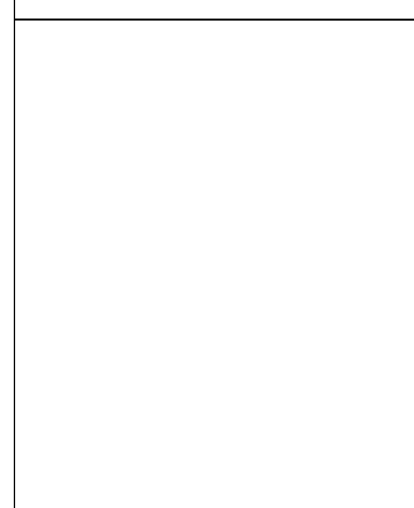
原子炉運転停止中に外部電源喪失し、事故時操作要領書（徴候ベース）「外部電源喪失時対応手順（LOPA）」を導入する。

「外部電源喪失時対応手順」
 非常用ディーゼル発電機等の起動を試みるが失敗する。
 ガスタービン発電機を起動する。
残留熱除去ポンプの再起動を試みるが、取水機能が喪失しているため起動できず、「残留熱除去機能喪失時対応（RL）」へ移行する。

AM設備別操作要領書

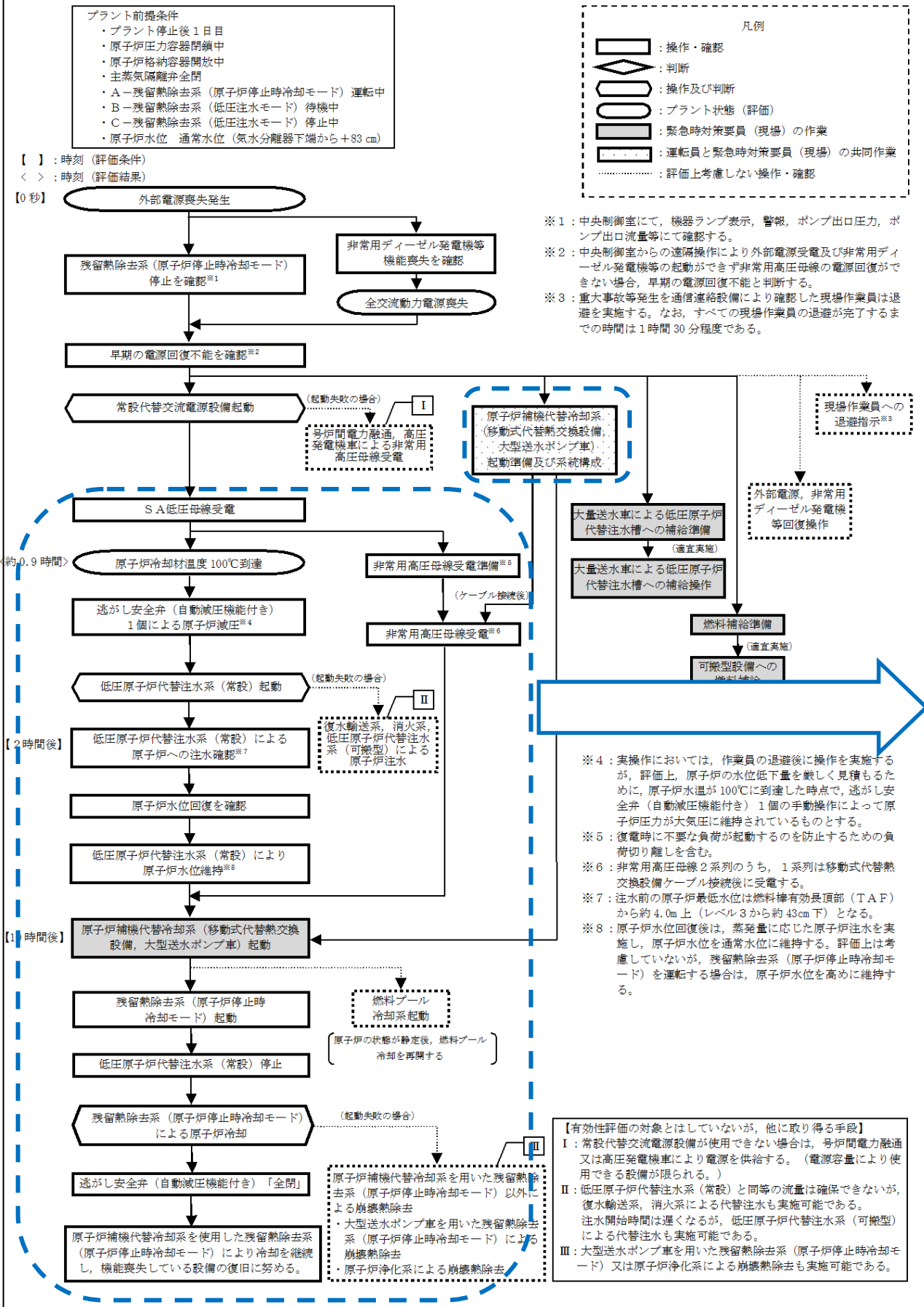
AM 11 : 「電源確保戦略」
 ・GTGによるC、D-M/C受電

原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー



事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」
 プラント停止時制御 「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」



操作補足事項

「崩壊熱除去機能喪失時対応手順」

取水機能が喪失しているため、原子炉補機代替冷却系を起動準備及び系統構成する。

除熱機能が喪失しているため、崩壊熱により冷却材が蒸発し、原子炉水位が低下しているため、低圧原子炉代替注水系 (常設) から注水し、原子炉水位を回復させる。

原子炉補機代替冷却系を起動する。

残留熱除去ポンプを停止時冷却モードで起動し原子炉を冷却する。

低圧原子炉代替注水系 (常設) からの注水を停止する。

残留熱除去系にて除熱が可能になったため「外部電源喪失時対応手順」へ移行する。

「外部電源喪失時対応手順」
 原子炉水温が低下することを確認

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」
 プラント停止時制御 「外部電源喪失時対応手順」



AM設備別操作要領書

- AM 1:** 「原子炉注水戦略」
- ・FLSRポンプによる原子炉注水
- AM 8:** 「代替除熱戦略」
- ・移動式代替熱交換設備による冷却水確保

原子力災害対策手順書

- EHP**
- ・移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保 (UHSS編)
- ・大型送水ポンプ車を使用した海水供給 (ハイドロサブ編)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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することを想定する。このため、原子炉冷却材の流出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。

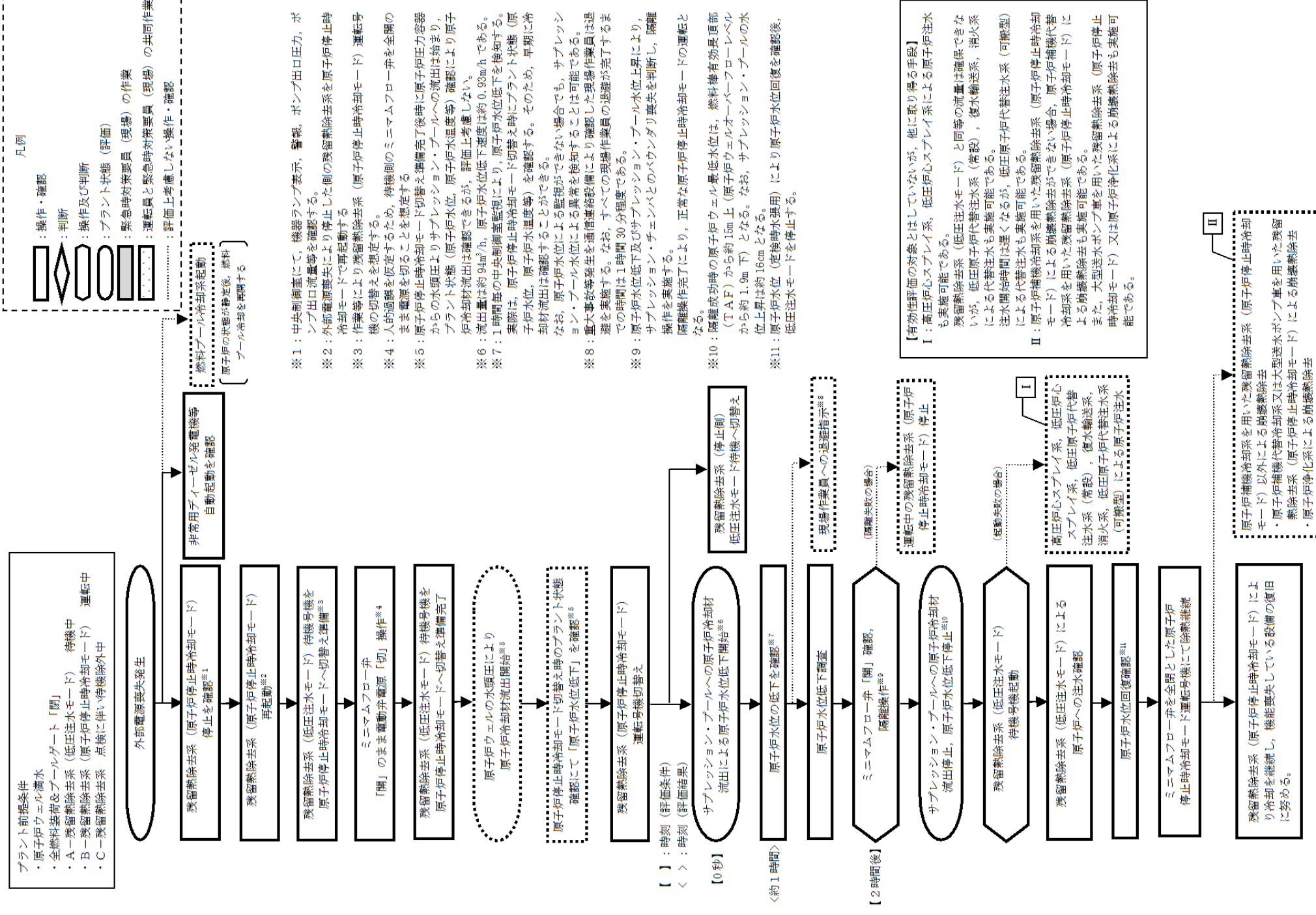
基本的な考え方

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

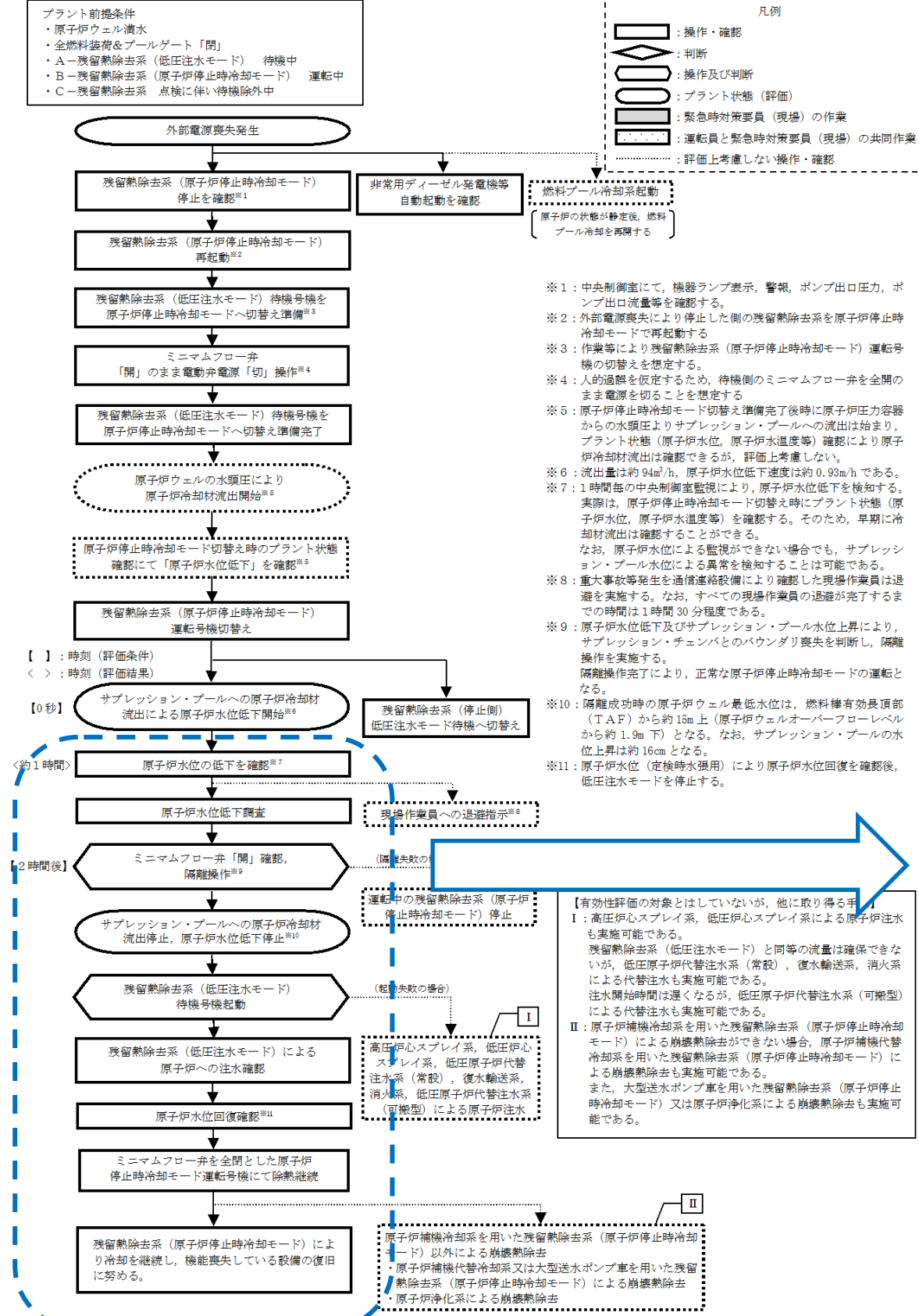
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認
- 残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水

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

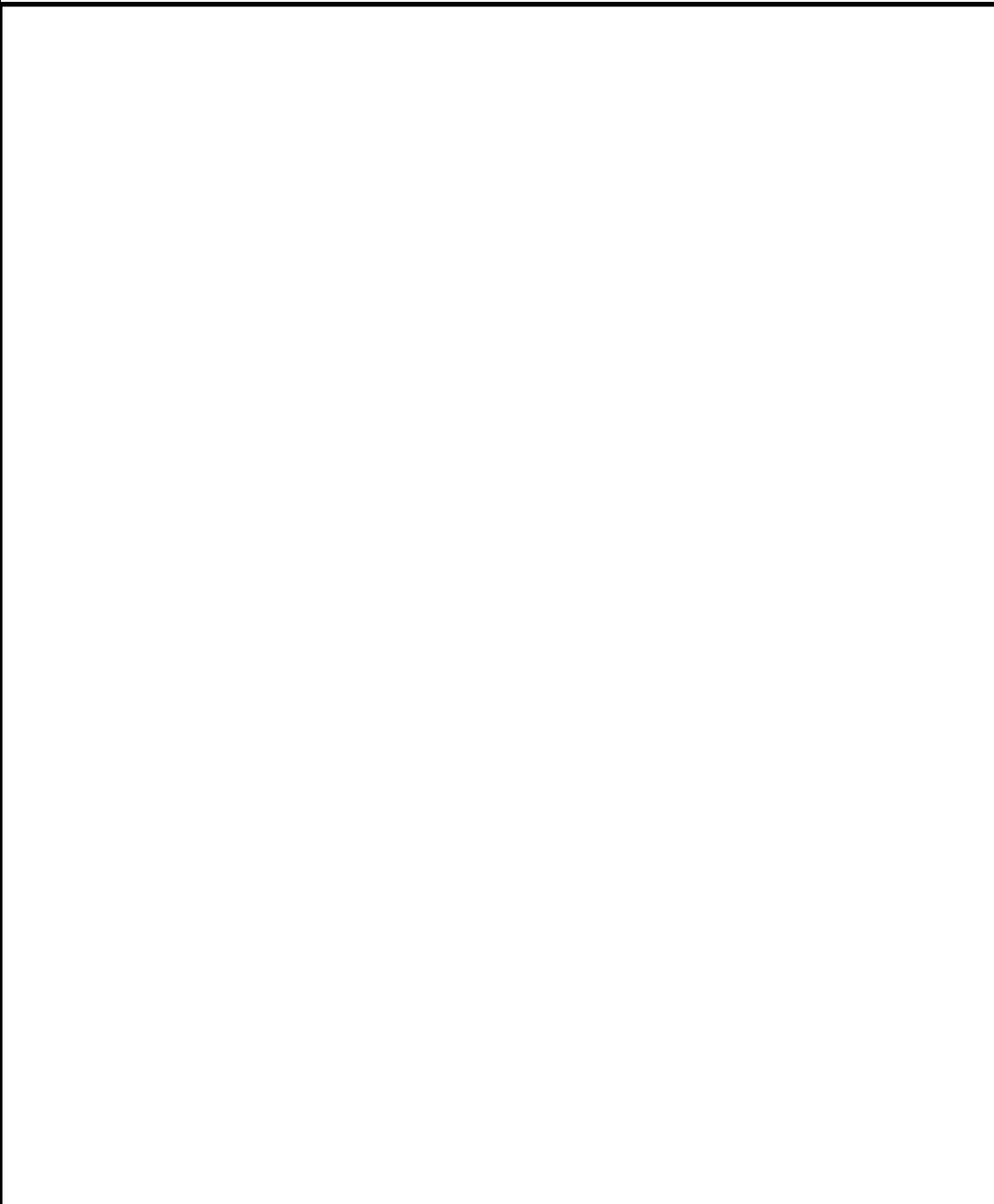


事故時操作要領書

事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」 原子炉制御 「スクラム」



事故時操作要領書 (徴候ベース) 「EOP」
プラント停止時制御 「冷却材喪失時対応手順」



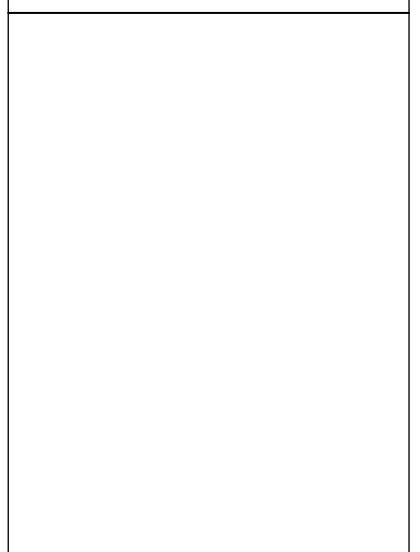
操作補足事項

運転停止中に原子炉水位が低下することにより、事故時操作要領書 (徴候ベース) 「冷却材喪失時対応手順 (LOCA)」を導入する。

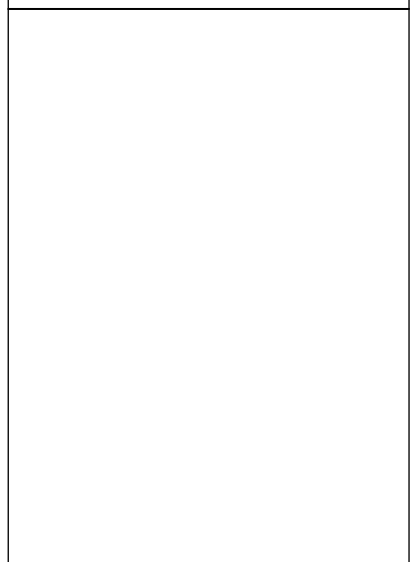
「冷却材喪失時対応手順」

水位低下速度を確認しCWTポンプから原子炉へ注水して原子炉水位が維持可能と判断する。
CWTポンプの起動ができないため、残留熱除去系を低圧注水モードで起動し原子炉水位を維持する。

AM設備別操作要領書



原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

解析上の対応手順の概要フロー

事故時操作要領書

操作補足事項

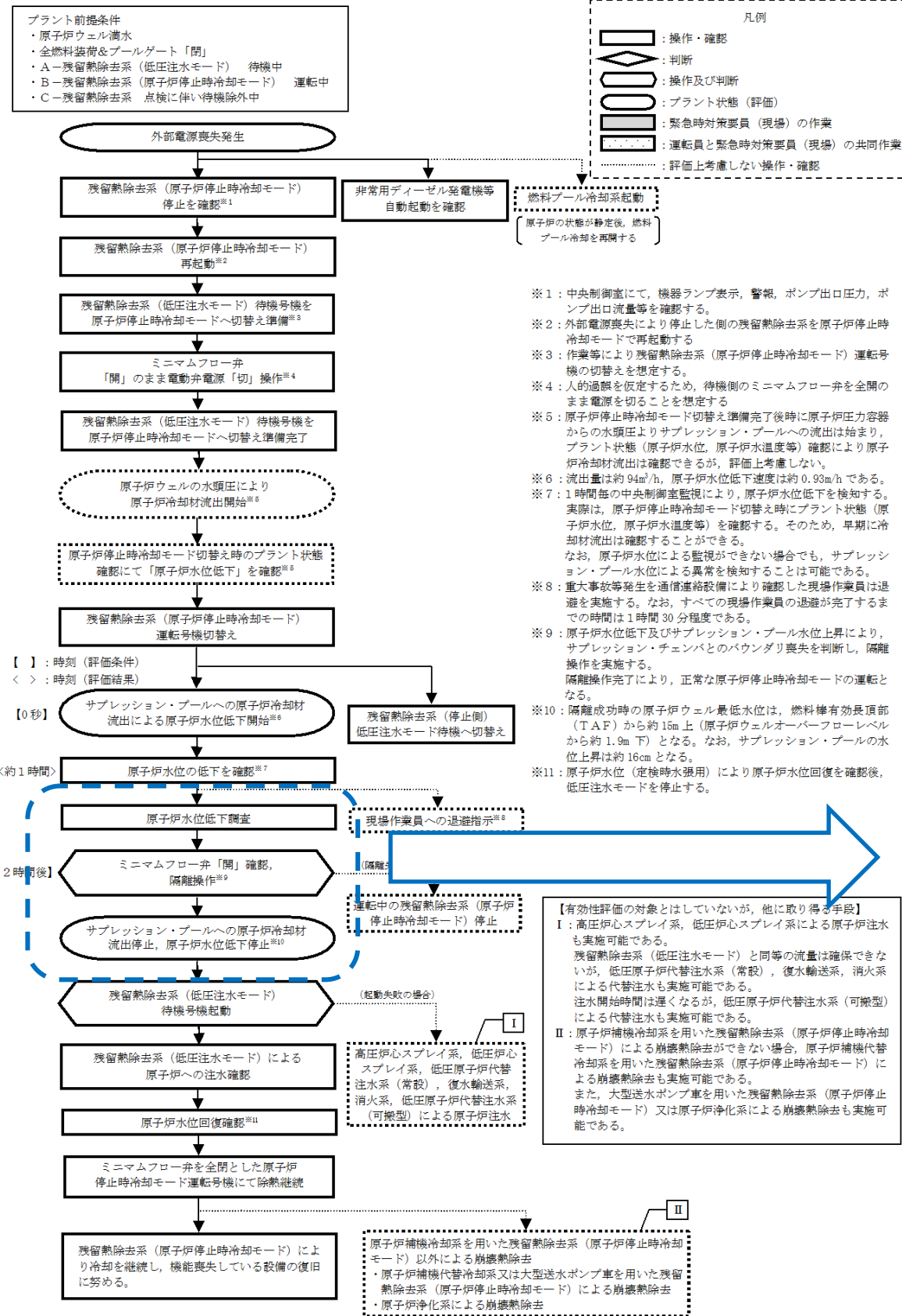


事故時操作要領書 (徴候ベース)「EOP」
プラント停止時制御「冷却材喪失時対応手順」

「冷却材喪失時対応手順」
漏えい箇所を確認し、原子炉停止時冷却モードで運転中の残留熱除去系のミニマムフロー弁からサブプレッション・チェンバに流出していることを確認する。
原子炉停止時冷却モードで運転中の残留熱除去系のミニマムフロー弁を隔離する。

AM設備別操作要領書

原子力災害対策手順書



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2 号炉

自然災害等の影響によりプラントの
原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある
事象の対応について

<目 次>

1. 「大津波警報」発表時の対応	1.0.8-1
(1) 津波発生時の対応について	1.0.8-1
a. 発電所近傍で大きな地震が発生した場合の対応	1.0.8-1
b. 大津波警報発表時の対応	1.0.8-1
(2) 体制の整備	1.0.8-2
(3) その他	1.0.8-2
a. 海水ポンプの防護対策	1.0.8-2
b. 建物の浸水防護対策	1.0.8-2
c. 基準津波を超える津波に対する対策	1.0.8-3
2. 火山の影響による降下火砕物の対応	1.0.8-3
(1) 降下火砕物に対する対応について	1.0.8-3
a. 通常時の対応	1.0.8-3
b. 近隣火山の大規模な噴火兆候がある場合	1.0.8-3
c. 近隣火山の大規模な噴火が発生した場合又は敷地内に降下火砕物が降り積 もる状況となった場合	1.0.8-3
第1表 津波警報・注意報の種類について	1.0.8-5
第1図 気象庁が定める津波予報区	1.0.8-6
第2図 要員の移動経路図	1.0.8-7

島根原子力発電所では、自然災害等の影響によりプラントの原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある事象（以下「前兆事象」という。）について、前兆事象として把握できるか、重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

前兆事象として纏める自然災害は、津波、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷及び火山の影響を想定する。

本資料では、前兆事象を確認した時点での事前対応の例として「大津波警報」発表時の対応及び火山の影響による降下火砕物の対応について整備する。

1. 「大津波警報」発表時の対応

(1) 津波発生時の対応について

島根原子力発電所では、津波に対して防波壁（E L 15.0m）を設置するなど安全対策を幾重にも講じるものの、津波の対応については、プラントが被災して機器・電源が使用不能になることを想定し、被災前にプラントを停止するとともに、燃料の崩壊熱を除去することで、炉心損傷に至るまでの時間を延長し、被災後の対応時間に余裕を持たせることが重要である。

津波の規模と発電所への影響として、引き波による除熱喪失のリスクがあること、また、発電所近傍が震源の場合、発生した津波の波高等を確認する時間的余裕がないことや発電所遠方の津波では、波高等の予測精度が低下する可能性があること等を考慮し、対応に必要な時間余裕の確保の観点から、以下の対応を実施する。

a. 発電所近傍で大きな地震が発生した場合の対応

発電所近傍で大きな地震が発生した場合は、原子炉が自動で停止していることを確認し、発電所構内に避難指示を行うとともに、津波に関する情報収集並びに取水槽水位及び津波監視カメラによる津波の監視を行う。

b. 大津波警報発表時の対応

気象庁が定めている津波予報区のうち、第1図に示す発電所を含む区域である「島根県 出雲・石見」区域に対し、第1表に示す発表基準に従い気象庁から大津波警報が発表された場合の対応として、以下の対応を実施する。

- ・ 発電所構内に避難指示を行う。
- ・ 原子炉停止操作を開始する。

ただし、以下の場合は除く。

①大津波警報が誤報であった場合。

②発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって、津波が到達するまでの間に大津波警報が解除又は見直された場合。

なお、津波注意報及び津波警報発表時は、津波に関する情報収集並びに津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の監視を行い、引き波により取水槽水位が-2.0mまで低下した場合等、原子炉の運転継続に支障がある場合に、原子炉を手動停止する。

(2) 体制の整備

大津波警報が発表された場合、緊急時警戒体制を発令し、重大事故等に対処する要員を非常招集することにより、速やかに重大事故等対策を実施できる体制を整える。

なお、移動経路は津波を考慮し、安全なルートを選定して移動する。移動時間は最長でも約10分で移動ができる。主な移動経路を第2図に示す。

(3) その他

島根原子力発電所の敷地前面における基準津波の最高水位はE L 11.8mと評価しており、防波壁（高さE L 15.0m）を越波しないものの、津波に対し、以下の対策を講じている。

a. 海水ポンプの防護対策

海水ポンプが設置されている海水ポンプエリアは、取水路、放水路等の経路からの津波の流入を防止する観点で津波防護施設（防水壁（除じん機エリア））、浸水防止設備（取水槽床ドレン逆止弁等）を設置する。

b. 建物の浸水防護対策

タービン建物内で地震により海水系配管が破損し、津波が流入することを想定し、浸水防止設備（水密扉）の設置や境界部の貫通部の止水対策を実施することにより、浸水防護重点化範囲（原子炉建物、廃棄物処理建物等）への浸水を防止する。

水密扉は原則閉運用としており、更に開放時に現場でブザー等による注意喚起を行い閉止忘れ防止を図っている。なお、資機材の運搬や作業に伴い、水密扉を連続開放する必要がある場合は、大津波警報の情報が得られ次第、速やかに水密扉を閉める運用としている。

また、水密扉の開閉状態を確認できるよう監視設備を設置しており、開状態の水密扉があった場合、運転員はその状況を速やかに認知し、閉することが可能である。

これ以外にも、原子炉補機海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機海水ポンプを長尺化することにより、引き波時においても、必要な海水を確保できる設計とする。さらに、津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の監視を継続する。

c. 基準津波を超える津波に対する対策

基準津波を超える津波に対しても、防波壁（高さEL15.0m）の設置、タービン建物外壁への水密扉の設置、屋外排水路の設置等、更なる信頼性向上の観点から自主的な対策を実施している。

また、取水槽は貯留構造となっており、基準津波を超える引き波に対しても、必要な海水を確保できる設計としている。

2. 火山の影響による降下火砕物の対応

(1) 降下火砕物に対する対応について

島根原子力発電所では、降下火砕物に備え、手順を整備し、以下のとおり段階的に対応することとしている。その体制については火山事象等の自然災害に対し、保安規定に基づく保安管理体制として整備し、その中で体制の移行基準、活動内容についても明確にする。なお、多くの火山では、噴火前に震源の浅い火山性地震の頻度が急増し、火山性微動の活動が始まるため、事前に対策準備が可能である。

a. 通常時の対応

火山の噴火事象発生に備え、担当箇所は降下火砕物の除去等に使用する資機材等（ショベル、ゴータン及び防護マスク等）については、定期的に配備状況を確認する。

b. 近隣火山の大規模な噴火兆候がある場合

発電所において災害の発生のおそれがあると判断される場合は、原子力防災管理者の指示のもと、担当箇所は、火山情報（火山の位置、噴火規模、風向、降灰予測等）を把握し、監視体制及び連絡体制を強化する。

c. 近隣火山の大規模な噴火が発生した場合又は敷地内に降下火砕物が降り積もる状況となった場合

担当箇所は、近隣火山において大規模な噴火が確認された場合又は原子力発電所敷地内で降灰が確認された場合に、関係箇所と協議のうえ、発電所対策本部の設置判断をする。

空調換気設備の取替用フィルタの配備状況を確認するとともに、アクセスルート、屋外廻りの機器、屋外タンク、建物等の降下火砕物の除去のため、発電所内に保管しているホイールローダ、ショベル、マスク等の資機材の配備状況の確認を行う。

プラントの機器、建物等の現在の状態（屋外への開口部が開放されていないか）を確認する。

敷地内に降下火砕物が到達した場合には、降灰状況を把握する。

プラント及び屋外廻りの監視を強化し、アクセスルート、屋外廻りの機器、

屋外タンク，建物等の降下火砕物の除去を行うとともに，空調換気設備のフィルタ差圧を確認し，状況に応じてフィルタの取替え又は清掃等を行う。

なお，降下火砕物の影響により，プラントの原子炉安全に影響を及ぼす可能性がある場合は，原子炉を手動停止する。

第1表 津波警報・注意報の種類について

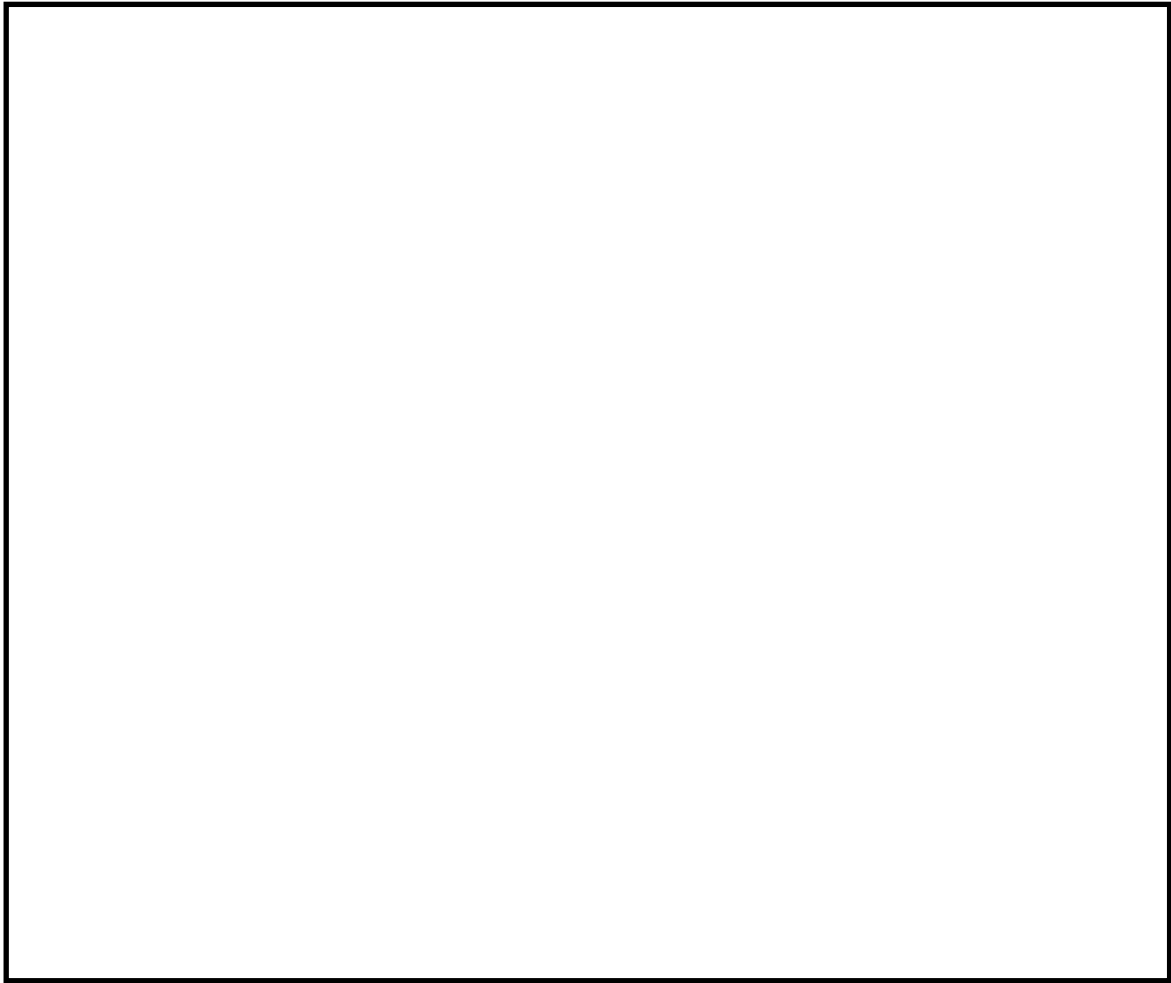
種類	発表基準	発表される津波の高さ		想定される被害と取るべき行動
		数値での発表 (津波の高さ予想の区分)	巨大地震 の場合の 発表	
大津波警報*	予想される津波の高さが高いところで3mを超える場合。	10m超 (10m< 予想高さ)	巨大	木造家屋が全壊・流失し、人は津波による流れに巻き込まれます。 沿岸部や川沿いにいる人は、ただちに高台や避難ビルなど安全な場所へ避難してください。
		10m (5m< 予想高さ≤10m)		
		5m (3m< 予想高さ≤5m)		
津波警報	予想される津波の高さが高いところで1mを超え、3m以下の場合。	3m (1m< 予想高さ≤3m)	高い	標高の低いところでは津波が襲い、浸水被害が発生します。人は津波による流れに巻き込まれます。 沿岸部や川沿いにいる人は、ただちに高台や避難ビルなど安全な場所へ避難してください。
津波注意報	予想される津波の高さが高いところで0.2m以上、1m以下の場合であって、津波による災害のおそれがある場合。	1m (0.2m≤ 予想高さ≤1m)	(表記しない)	海の中では人は強い流れに巻き込まれ、また、義勇いかたが流失し小型船舶が転覆します。 海の中にいる人はただちに海から上がって、海岸から離れてください。

出典：気象庁ホームページ「津波警報・注意報、津波情報、津波予報について」



出典：気象庁ホームページ「津波予報区について」

第1図 気象庁が定める津波予報区



第2図 要員の移動経路図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の対処に係る 教育及び訓練について

< 目 次 >

1. 基本となる教育及び訓練	1.0.9 - 1
(1) 基本教育	1.0.9 - 1
a. 防災教育	1.0.9 - 1
b. アクシデントマネジメント教育	1.0.9 - 2
(2) 原子力防災訓練	1.0.9 - 2
a. 要素訓練	1.0.9 - 3
b. 総合訓練	1.0.9 - 4
(3) その他の教育及び訓練	1.0.9 - 5
2. 運転員に対する教育及び訓練	1.0.9 - 5
3. 当直（運転員）を除く実施組織に対する教育及び訓練	1.0.9 - 5
4. 支援組織に対する教育及び訓練	1.0.9 - 6
5. 教育及び訓練計画の頻度の考え方	1.0.9 - 6
6. 教育及び訓練の効果の確認についての整理	1.0.9 - 6
(1) 要員の力量管理並びに教育及び訓練の有効性評価	1.0.9 - 6
(2) 対応能力の向上	1.0.9 - 7
7. 実務経験によるプラント設備の習熟	1.0.9 - 7
8. 協力会社社員の教育及び訓練参加について	1.0.9 - 7
9. 本社の緊急時対策要員の教育及び訓練について	1.0.9 - 8
第1表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（運転員の主な教育内容）	1.0.9 - 9
第2表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（実施組織（運転員を除く。）の主な教育内容）	1.0.9 - 11
第3表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（支援組織の主な教育内容）	1.0.9 - 12
第4表 重大事故等対策に関する主な訓練	1.0.9 - 13
第5表 教育及び訓練計画の頻度の考え方について	1.0.9 - 33
第6表 重大事故等に対処する要員の力量管理について	1.0.9 - 34
第7表 プラント設備の習熟のための保守点検活動	1.0.9 - 35
補足1 要員の力量評価及び教育訓練の有効性評価について	1.0.9 - 36
補足2 社外評価に対するフィードバックについて	1.0.9 - 38
補足3 全交流動力電源喪失（SBO）環境下における操作項目の訓練実績について	1.0.9 - 39

運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊（以下「重大事故等に対処する要員」という。）は、常日頃から重大事故等時の対応のための教育及び訓練を実施することにより、事故対応に必要な力量の習得を行い、重大事故等時においても的確な判断のもと、平常心をもって適切な対応操作が行えるように準備している。また、教育及び訓練については、島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）及び保安規定に基づく社内規程に基づいて実施しており、事故時操作の知識及び技術の向上に努めている。

東京電力福島第一原子力発電所事故以降は、事故の教訓を踏まえた緊急安全対策を整備し、全交流動力電源喪失時における初動活動に備え各種訓練を継続的に実施してきている。具体的には、電源確保及び給水確保の訓練、がれき撤去のための訓練等を必要な時間内に成立することの確認も含め、継続的に実施している。

これらの教育及び訓練は、必要な資機材の運搬、操作手順に従い行うことを基本とし、更に各機器の取扱いの習熟化を図っている。

新規制基準として新たに要求された重大事故等対策に係る教育及び訓練については、保安規定及び保安規定に基づく社内規程に適切に定め、知識及び技能の向上を図るために定められた頻度、内容で実施し、必要に応じて手順等の改善を図り実効性を高めていくこととしており、教育及び訓練の状況は以下のとおりである。

また、教育及び訓練の結果を評価し、継続的改善を図っていくこととし、各項で参照する表に記載の教育及び訓練についても、今後必要な改善、見直しを行っていくものである。

なお、緊急時対策本部の構成は添付資料1.0.10にて定義のとおりで、各要員の役割に応じた教育及び訓練を計画的に実施するが、重大事故等に対処する要員のうち協力会社社員については業務委託契約に基づき実施する。

1. 基本となる教育及び訓練（第1，2，3，4表参照）

運転員及び緊急時対策要員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、アクシデントマネジメントの概要について教育するとともに、役割に応じて重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動等の教育を実施する。

これら基本となる教育を踏まえ、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法等の要素訓練を年1回以上実施する。また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための総合訓練を年1回以上実施する。

(1) 基本教育（第1，2，3表参照）

a. 防災教育

緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関する知識を深めるための教

育を実施している。

- ・「原子力防災体制，組織及び活動に関する知識」
運転員及び緊急時対策要員に対して，原子力防災組織の構成，各班の職務を踏まえて，各自が実施すべき活動について教育する。
- ・「放射線防護に関する知識」
運転員及び緊急時対策要員に対して，放射線の人体に及ぼす影響，放射線防護等に関する知識について教育する。
- ・「放射線及び放射性物質の測定機器並びに測定方法を含む防災対策上の諸設備に関する知識」
緊急時対策要員のうち放射線管理班の要員に対して，測定機器の用途，測定方法，機器の取扱いについて教育する。

b. アクシデントマネジメント教育

アクシデントマネジメントに関する教育については，実施組織となる運転員への教育については勿論であるが，技術支援組織としてシビアアクシデント時に中央制御室での対応をバックアップする緊急時対策要員及び実施組織として現場で活動する緊急時対策要員の知識レベルの向上を図ることも重要である。そのため，重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図るとともに，要員の役割に応じて定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を計画的に行う。具体的には，教育内容に応じて以下のとおり基礎的知識，応用的知識に分かれ，それぞれ対象者を設定している。

- ・基礎的知識：アクシデントマネジメントに関する基礎的知識
- ・応用的知識：事故時における発電用原子炉施設の挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識

(2) 原子力防災訓練

保安規定に定める非常事態に対処するための総合的な訓練として，原子力防災訓練を実施している。原子力防災訓練の具体的な要領は，原子力災害対策特別措置法に基づき定めている島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画に従い実施している。

原子力防災訓練は，原子力防災管理者の指揮のもと，原子力防災組織が原子力災害発生時に有効に機能することを確認するために実施する。また，訓練項目ごとに訓練対象者の力量向上のために実施する要素訓練，各要素訓練を組み合わせ組織全体として活動を行う総合訓練があり，それぞれ計画に基づいて実施する。

訓練においては，重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について，必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう，教育及び訓練により効率的かつ確実に実施で

きることを確認する。

なお、重大事故等対策に使用する資機材及び手順書については、担当箇所にて適切に管理しており、訓練の実施に当たっては、これらの資機材及び手順書を用いて実施し、訓練より得られた改善点等を適宜反映することとしている。

原子力防災訓練の具体的な内容について、以下に示す。

a. 要素訓練（第4表参照）

新規基準で示される重大事故等対策における技術的能力審査基準に対応する各手順に対する力量の維持、向上を図るために実施する事項を第4表に整理している。

発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、実施組織の要員に対し、重大事故等対策に関する教育として手順の内容理解（作業の目的、事故シーケンスとの関係等）や資機材の取扱い方法等の習得を図るため要素訓練等を年1回以上実施する。

なお、現場作業にあたる緊急時対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に取り入れる。

要素訓練は、現場操作の指揮、緊急時対策本部との連絡等を行う指揮者、現場対応者等のチームで行い、各人の事故対応能力の向上、役割分担の確認等を行う。また、力量評価者を置き、原子力災害発生時に対応できるよう確実に力量が確保されていることを定期的に評価する。訓練は、訓練ごとの訓練対象者全員が原則として実際の設備、活動場所で行うこととするが、実際の設備を使用するとプラントに影響を及ぼす場合（例：実際の充電中の電源盤への電源ケーブルの接続を実施すると、電気事故又は感電が発生する。）は、訓練設備を用いた訓練を実施する。

なお、運転員についても上記に準じた訓練、評価を実施し、第4表の訓練頻度については運転員の習熟等を踏まえ適宜見直しを行う。

訓練内容は、様々な場合を想定し実施する。活動エリアの放射線量の上昇が予測される場合には放射線防護具（汚染防護服、全面マスク）を着用して活動を行う等、悪条件（高線量下、夜間、悪天候（降雨、降雪、強風等）及び照明機能低下等）を想定し、必要な防護具等を着用した訓練も実施する。これらの訓練内容を網羅的に盛り込んだ教育訓練内容を設定することにより、円滑かつ確実な災害対策活動が実施できる要員を継続的に確保する。今後、計画的に訓練を行い、重大事故等対処に係る保安規定変更が施行され運用が開始されるまでには、必要な訓練対象者に対し訓練が実施され力量が確保されている状態に体制整備を実施する。

また、アクシデントマネジメント訓練により、アクシデントマネジメントガイドを使用して、事故状況の把握、事象進展防止及び影響緩和策の判断を

実施し、緊急時対策本部が中央制御室の運転員を支援できることを確認している。さらに、原子力緊急事態支援組織（以下「緊急事態支援組織」という。）対応訓練、通報・連絡訓練、緊急被ばく医療訓練、緊急時モニタリング訓練、避難誘導訓練により、各要素の活動が確実に実施できることを確認するとともに、これらを組み合わせて実施する総合訓練において、重大事故等の発生を想定した場合においても緊急時対策本部が総合的に機能することを確認している。

b. 総合訓練

組織全体としての力量向上を図るために発電所は年1回以上総合訓練を実施する。各要素訓練を組み合わせ、組織内各班の情報連携や組織全体の運営が適切に行えるかどうかの検証を行う。本社等と行う総合訓練においては、当社経営層も参加し、緊急時対策本部における活動の指揮命令及び情報収集、並びに他の災害対策本部等との連携についての活動訓練を実施することにより、原子力災害発生時における発電所と本社等のコミュニケーションの強化を図っている。

また、総合訓練では、適宜、オフサイトセンターや自治体等への情報提供等の連携、原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ、他の原子力事業者との連携（協力要請等）、社外への情報提供（模擬記者会見訓練）等にも取り組んでいる。具体的には、オフサイトセンターへ実際に対応要員を派遣し、緊急時対策本部との情報連携の訓練や、自治体関係者へプラントの情報を直接説明するために人員を派遣し説明を行う訓練、原子力事業所災害対策支援拠点へ実際に派遣される要員自らが拠点を立ち上げる訓練、他の原子力事業者への連携では発電所が発災した場合の支援本部幹事事業者である九州電力株式会社へ実際に協力要請を行う連携訓練、本社等において社外へのプラントの状況の説明等を行う模擬記者会見訓練等を行っている。

総合訓練に使用する事故シナリオは、炉心損傷等の重大事故を想定したシナリオを用いて緊急時対策本部の各活動との連携が確実に実施できていることを、全体を通して確認している。

また、複数号炉同時被災のシナリオも取り込み、緊急時対策本部の各活動が輻輳しないことも確認している。

訓練に当たっては、事象進展に応じて訓練者が対応手段を判断していくシナリオ非提示型の訓練を実施し、対応能力を強化するとともに、これまでも地震及び津波による外部電源喪失だけでなく、様々な自然災害や外部事象等に対応して実施しており、今後も計画的に実施する。

保安規定に定める非常事態に対処するための総合的な訓練として、原子力防災訓練を実施している。原子力防災訓練は、原子力災害対策特別措置法に基づき定めている島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画に従い総合訓練の一環として年1回実施している。

(3) その他の教育及び訓練

日本原子力発電株式会社内に設置されている緊急事態支援組織に対する協力要請等の対応訓練を年1回実施し、緊急事態支援組織への出動要請、資機材の搬入及び資機材を使用した操作訓練を実際に行うことにより、対応及び操作の習熟を図る。さらに緊急事態支援組織に緊急時対策要員を定期的に派遣し、遠隔操作が可能なロボットの操作訓練及び保守訓練等を行い操作の習熟を図る。

2. 運転員に対する教育及び訓練（第1，4表参照）

運転員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動等の教育を実施する。また、知識の向上と実効性を確認するため、自社のシミュレータ又はBWR運転訓練センターにてシミュレーション可能な範囲において、対応操作訓練を実施する。

第1表に示すシミュレータ訓練は、従来からの設計基準事象ベース、設計基準外事象ベースの訓練に加え、国内外で発生したトラブル対応訓練、中越沖地震の教訓を反映した地震を起因とした複合事象の対応訓練、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓から全交流動力電源喪失を想定した対応訓練等、原子力安全への達成には運転員の技術的能力の向上が重要であるとの観点から随時拡充し、実施している。また、重大事故等が発生したときの対応力を養成するため、手順に従った監視、操作において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図っている。今後も重大事故等時に適切に対応できるよう、シミュレータ訓練を計画的に実施していく。

また、同一直の運転員全員で連携訓練を定期的に行うことで、事故時に当直長の指揮のもとに、チームワークを発揮して発電用原子炉施設の安全を確保できるように、指示、命令系統の徹底、各自の事故対応能力の向上、役割分担の再確認等を行っている。

3. 当直（運転員）を除く実施組織に対する教育及び訓練（第2，4表参照）

緊急時対策要員のうち実施組織の要員に対する教育及び訓練については、机上教育にて重大事故の現象に対する幅広い知識を付与するため、役割に応じてアクシデントマネジメントの概要について教育するとともに、重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動等の教育を実施する。

これら基本となる教育を踏まえ、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保等の対応操作を習得することを目的に、手順や資機材の取扱い方法等の要素訓練を、年1回以上実施する。また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するため

の総合訓練を年1回以上実施する。

4. 支援組織に対する教育及び訓練（第3，4表参照）

緊急時対策要員のうち支援組織の要員に対する教育及び訓練については、机上教育にて支援組織の位置付け、実施組織との連携及び資機材等に関する教育に加え、役割に応じた要素訓練を実施する。

また、実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための総合訓練を年1回以上実施する。

5. 教育及び訓練計画の頻度の考え方（第5表参照）

各要員に対し必要な教育及び訓練を年1回以上実施し、教育及び訓練の有効性評価を行い、力量の維持及び向上が図れる実施頻度に見直す。

- ・各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上、毎年繰り返すことにより、各手順及び操作を習熟し、力量の維持及び向上を図る。
- ・各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については、年2回以上の実施頻度に見直す。

6. 教育及び訓練の効果の確認についての整理（第6表参照）

各要員が必要な教育及び訓練を計画的に実施し、力量の維持及び向上が図られていることを確認することにより、教育及び訓練内容が適切であることを確認する。力量を有していると確認された要員は、管理リストへの反映により管理する。各要員に必要な力量の維持及び向上が図られていない場合は、教育及び訓練内容の改善を速やかに実施する。

(1) 要員の力量管理並びに教育及び訓練の有効性評価

教育及び訓練の効果については、各要員が必要な教育及び訓練を計画的に実施し、力量の維持及び向上が図られていることをもって確認する。

- ・各要員が社内規程に従い、確実に教育及び訓練を実施していることの確認を行う。
- ・各要員の力量の評価は、教育の履歴及び訓練における対応操作の評価結果で行い、各要員の力量の維持及び向上が図られていることを確認する。併せて、必要な力量を有した要員を確保できているか確認することにより教育及び訓練の有効性評価を行う。
- ・教育及び訓練の有効性評価は、教育及び訓練計画書へ反映する。

なお、訓練により必要な力量を有していないと判断された場合、例えば所定の時間内に必要な操作を適切に完了できない場合等は、その要員を緊急

時対策要員から外し、再度、必要な教育及び訓練を実施することにより、力量の確実な維持・向上を図ることとしている。

(2) 対応能力の向上

総合訓練における評価の信頼性向上を図るため、WANO（世界原子力発電事業者協会）の「パフォーマンス目標と基準」の評価項目を取り入れた緊急時対策要員の訓練評価シートを整備する。訓練参加者以外の者を評価者として配置し、評価者が訓練評価シートを用いて訓練参加者の対応状況を確認し、評価する。総合訓練実施後は、訓練参加者及び評価者で訓練を振り返り、反省点、課題等を集約する等、訓練の実施結果を確認し、その中から改善が必要な事項を抽出し、手順、資機材、教育及び訓練計画への反映を行う。

また、WANO等の社外機関のピアレビューを受け、教育及び訓練を含む取り組みについて、社外の視点での客観的な評価も取り入れている。

7. 実務経験によるプラント設備の習熟（第7表参照）

運転員及び保守部員は、計画的に実施する教育及び訓練の他、実務経験を通じてプラント設備への習熟を図っている。

運転員は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期試験及び運転に必要な操作を行うことにより、普段から設備についての習熟を図る。

保守部員は、設備の点検において、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場にて、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業要領書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を行うことにより普段から設備についての習熟を図る。また、訓練施設にてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換等の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。

なお、予備品を用いた原子炉補機海水ポンプ電動機の復旧作業は、協力会社の支援による実施としているが、本復旧作業は事故収束後のプラント安定状態を継続する上で有効であることから、直営訓練等を通じて復旧手順の整備や作業内容把握、訓練施設において予備品の類似機器を用いた分解点検や組立作業訓練等を通じて現場技能向上への取り組みを継続的に実施する。

8. 協力会社社員の教育及び訓練参加について

重大事故等に対処する要員のうち、当社社員以外の協力会社社員は、個別に締結している業務委託契約に基づいて必要な教育訓練を行うこととしている。このため、当社が作成した計画に従い必要な教育を受け、当社が実施する要素訓練及び総合訓練に参加することにより、必要な力量の維持及び向上を図ることとしている。

9. 本社の緊急時対策要員の教育及び訓練について

本社の緊急時対策要員に対しては、原子力防災対策活動及び重大事故等の現象について理解するための教育を行う。また、緊急時対策本部への支援、社内外の情報収集及び災害状況の把握、情報発信、関係組織への連絡など本社の活動に関する訓練を役割に応じて行い、必要な力量の維持及び向上を図る。

第1表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（運転員の主な教育内容）（1 / 2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
異常時対応訓練 (指揮・状況判断)	異常時に指揮者として適切な指揮、状況判断ができるよう、異常時操作の対応（判断・指揮命令）及び警報発生時の監視項目について理解する	<ul style="list-style-type: none"> ・異常時操作の対応（判断・指揮命令含む。） ・警報発生時の監視項目 	当直長，当直副長	3年間で30時間以上 ^{※2} (他の項目も含む。)
異常時対応訓練 (中央制御室内対応)	異常時に中央制御室において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する 役割に応じた活動に要する資機材等に関する知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の起動停止に関する操作と監視項目 ・各設備の運転操作と監視項目 ・警報発生時の対応操作(中央制御室) ・異常時の対応操作(中央制御室) 	当直長，当直副長，当直主任， 運転士	3年間で30時間以上 ^{※2} (他の項目も含む。)
異常時対応訓練 (現場機器対応)	異常時に現場において適切な処置がとれるように、警報発生時の対応及び異常時操作の対応について理解する	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の起動停止の概要 ・各設備の運転操作の概要（現場操作） ・警報発生時の対応操作（現場操作） ・異常時の対応操作（現場操作） 	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	3年間で15時間以上 ^{※2}
シミュレータ訓練Ⅰ	異常事象対応時（設計基準外事象含む。）の連携措置の万全を図る	<ul style="list-style-type: none"> ・運転操作の際の連携訓練 自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う訓練 【重大事故等の対応を含む。】^{※1} 	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	3年間で9時間以上 ^{※2}
シミュレータ訓練Ⅱ	警報発生時及び異常事象時（設計基準外事象含む。）対応の万全を図る	<ul style="list-style-type: none"> ・起動停止・異常時・警報発生時対応訓練 自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う訓練 【重大事故等の対応を含む。】^{※1} 	当直主任，運転士	3年間で9時間以上 ^{※2}
シミュレータ訓練Ⅲ	警報発生時及び異常事象時（設計基準外事象含む。）対応の万全を図る	<ul style="list-style-type: none"> ・起動停止・異常時・警報発生時の対応・判断・指揮命令訓練 自社シミュレータ又はBWR運転訓練センターにて行う訓練 【重大事故等の対応を含む。】^{※1} 	当直長，当直副長	3年間で9時間以上 ^{※2}

※1：東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

※2：保安規定 保安教育に定められた教育時間

第1表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（運転員の主な教育内容）（2/2）

教育名	目的	内容	対象者	時間・頻度
防災教育 （原子力防災体制、組織及び活動に関する知識）	発電所員としての必要な基礎知識の理解 原子力災害に関する知識を習得し、原子力防災活動の円滑な実施に資する	<ul style="list-style-type: none"> 原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要 原子力事業者防災業務計画の概要 防災体制、防災組織及び活動 緊急時活動レベル（EAL）※1 	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	1回/年
防災教育 （放射線防護に関する知識）	放射線安全の観点から放射線の人体に及ぼす影響，放射線防護等に関する知識の理解	<ul style="list-style-type: none"> 放射線の人体に及ぼす影響に関すること 線量限度等，被ばく管理に関すること 放射線防護に関すること 	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	1回/年
防災教育 （放射線及び放射性物質の測定機器並びに測定方法を含む防災対策上の諸設備に関する知識）	機器の用途，測定方法，機器の取扱い方法の理解	<ul style="list-style-type: none"> 防災関係設備に関すること 	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	1回/年
アクシデントマネジメント教育 （基礎的知識）	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> シビアアクシデントの概要※1 シビアアクシデントの物理現象の概要※1 アクシデントマネジメントの概要※1 代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動の概要※1 重大事故等時における体制と役割※1 	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	1回/年
アクシデントマネジメント教育 （応用的知識）	事故時における発電用原子炉施設の挙動，プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> シビアアクシデントの物理現象※1 代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 具体的なアクシデントマネジメントの手順※1 機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	当直長，当直副長	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応，各機能班や組織間の連携等，組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する	<ul style="list-style-type: none"> 当直の活動 各機能班の連携 当直の意思決定 【重大事故等を想定し，上記を実施】※1	当直長，当直副長，当直主任， 運転士，補助運転士	1回/年

※1：東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ，充実強化した内容

※2：保安規定 保安教育に定められた教育時間

第2表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（実施組織（運転員を除く。）の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
防災教育 (原子力防災体制、組織及び活動に関する知識)	発電所員としての必要な基礎知識の理解 原子力災害に関する知識を習得し、原子力防災活動の円滑な実施に資する	<ul style="list-style-type: none"> 原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要 原子力事業者防災業務計画の概要 防災体制、防災組織及び活動 緊急時活動レベル（E.A.L.）※ 	実施組織 (自衛消防隊を除く。)	1回/年
防災教育 (放射線防護に関する知識)	放射線安全の観点から放射線の人体に及ぼす影響、放射線防護等に関する知識の理解	<ul style="list-style-type: none"> 放射線の人体に及ぼす影響に関すること 線量限度等、被ばく管理に関すること 放射線防護に関すること 	実施組織	1回/年
防災教育 (放射線及び放射性物質の測定機器並びに測定方法を含む防災対策上の諸設備に関する知識)	機器の用途、測定方法、機器の取扱い方法の理解	<ul style="list-style-type: none"> 防災関係設備に関すること 	実施組織	1回/年
アクシデントマネジメント教育 (基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> シビアアクシデントの概要※ アクシデントマネジメント概要※ 重大事故等時における体制と役割※ 	実施組織 (自衛消防隊を除く。)	1回/年
アクシデントマネジメント教育 (応用的知識)	事故時における発電用原子炉施設の挙動、プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> シビアアクシデントの物理現象※ 代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 機能別の設備のプラント状況にあつた優先順位 	実施組織 (各統括、各班長)	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応、各機能班や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する	<ul style="list-style-type: none"> 各機能班の活動 各機能班の連携 本部の意思決定 総本部との連携 【重大事故等を想定し、上記を実施】※	緊急時対策要員	1回/年

※：東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した内容

第3表 重大事故等対策に関する教育及び訓練（支援組織の主な教育内容）

教育名	目的	内容	対象者	頻度
防災教育 (原子力防災体制、組織及び活動に関する知識)	発電所員としての必要な基礎知識の理解 原子力災害に関する知識を習得し、原子力防災活動の円滑な実施に資する	<ul style="list-style-type: none"> 原子力災害対策特別措置法及び関係法令の概要 原子力事業者防災業務計画の概要 防災体制、防災組織及び活動 緊急時活動レベル（E.A.L.）※ 	技術支援組織 運営支援組織	1回/年
防災教育 (放射線防護に関する知識)	放射線安全の観点から放射線の人体に及ぼす影響、放射線防護等に関する知識の理解	<ul style="list-style-type: none"> 放射線の人体に及ぼす影響に関すること 線量限度等、被ばく管理に関すること 放射線防護に関すること 	技術支援組織 運営支援組織	1回/年
防災教育 (放射線及び放射性物質の測定機器並びに測定方法を含む防災対策上の諸設備に関する知識)	機器の用途、測定方法、機器の取扱い方法の理解	<ul style="list-style-type: none"> 防災関係設備に関すること 	技術支援組織 運営支援組織	1回/年
アクシデントマネジメント教育 (基礎的知識)	アクシデントマネジメントに関する基礎的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> シビアアクシデントの概要※ アクシデントマネジメント概要※ 重大事故等時における体制と役割※ 	技術支援組織 運営支援組織	1回/年
アクシデントマネジメント教育 (応用的知識)	事故時における発電用原子炉施設の挙動、プラント状況に合致した機能別設備を活用したアクシデントマネジメントの専門的知識の習得	<ul style="list-style-type: none"> シビアアクシデントの物理現象※ 代表的な事故シナリオの流れとプラント挙動 機能別の設備のプラント状況にあった優先順位 	技術支援組織 (統括、技術班、各班長)	1回/年
総合訓練	想定した原子力災害への対応、各機能や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを確認する	<ul style="list-style-type: none"> 各機能班の活動 各機能班の連携 本部の意思決定 総本部との連携 【重大事故等を想定し、上記を実施】 ※	緊急時対策要員	1回/年
その他訓練	あらかじめ定められた機能を発揮できるようにするために資機材操作を含めて行い、機能ごとの対応能力向上を図る	<ul style="list-style-type: none"> 通報・連絡訓練 緊急時モニタリング訓練 避難誘導訓練 緊急被ばく医療訓練 	運営支援組織 (情報管理班、通報班) 技術支援組織（放射線管理班） 運営支援組織（支援班） 技術支援組織（放射線管理班） 運営支援組織（支援班）	1回/年

※：東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、充実強化した項目

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（1/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
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	原子炉の停止	○事故時操作要領書（徴候ベース） 「スクラム」（原子炉出力）	運転員	・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入：1回/年以上
	反応度制御	○事故時操作要領書（徴候ベース） 「反応度制御」	運転員	・原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制：1回/年以上 ・自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防 止：1回/年以上 ・ほう酸水注入：1回/年以上

注1：教育訓練に使用する手順書，訓練名称及び頻度等は，今後の検討等により変更となる可能性がある。以下，第4表において同じ。

注2：「1.19 通信連絡に関する手順等」については，各手順の訓練の中で実際に使用することで習熟していく。以下，第4表において同じ。

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練(2/20)

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
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	高圧原子炉への注水	<ul style="list-style-type: none"> ○事故時操作要領書(微候ベース) 「水位確保」等 ○AM設備別操作要領書 「HPACによる原子炉注水」 ○AM設備別操作要領書 「RCICによる原子炉注水」 ○AM設備別操作要領書 「SLCによる原子炉注水」 	<p>運転員</p> <p>運転員</p> <p>運転員</p> <p>運転員</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却：1回/年以上 ・高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却：1回/年以上 ・高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原 子炉の冷却：1回/年以上 ・高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却： 1回/年以上 ・原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却：1 回/年以上 ・ほう酸水注入系による進展抑制(ほう酸水注入)：1回/年以 上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（4/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.4 原子炉冷却材圧力バ ウンダリ低圧時に発 電用原子炉を冷却す るための手順等	低圧原子炉への注水	○ 事故時操作要領書（微候ベース） 「水位確保」等	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却： 1回/年以上 ・ 低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却：1回/年以上
		○ 事故時操作要領書（微候ベース） 「減圧冷却」等	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱：1回/年以上
		○ AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる原子炉注水」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉への冷却： 1回/年以上 ・ 低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却： 1回/年以上
		○ AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉への冷却： 1回/年以上
		○ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 （復旧班員）	<ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却： 1回/年以上
		○ AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉注水」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧：1回/年以上
		○ AM設備別操作要領書 「LPCSによる原子炉注水」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧：1回/年以上
原子炉の除熱	○ AM設備別操作要領書 「RHRによる原子炉除熱」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の復旧：1回/年以上 	

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（5/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.5 最終ヒートシンクへ 熱を輸送するための 手順等	最終ヒートシンクへの 熱輸送	○ 事故時操作要領書（微候ベース） 「S/C温度制御」	運転員	・ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱： 1回/年以上
		○ AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVS停止後のN2パージ」	運転員	・ 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び 除熱：1回/年以上 ・ 現場操作による格納容器ベント：1回/年以上
		○ 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント 系の窒素ガス置換」	実施組織 （復旧班員）	
		○ AM設備別操作要領書 「移動式代替熱交換設備による冷却水確保」	運転員	・ 原子炉補機代替冷却系による除熱：1回/年以上
		○ 原子力災害対策手順書 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最 終ヒートシンク確保(UHSS編)」 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ 編）」 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最 終ヒートシンク確保（電源編）」	実施組織 （復旧班員）	

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（6／20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.6 原子炉格納容器内の 冷却等のための手順 等	格納容器内の冷却・減 圧・除熱	○ 事故時操作要領書（微候ベース） 「PCV圧力制御」 「D/W温度制御」 「S/C温度制御」 「PCV水素濃度制御」 ○ 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「除熱-1」 「除熱-2」	運転員	・ 残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ：1回/年以上
		○ 事故時操作要領書（微候ベース） 「S/C温度制御」	運転員	・ 残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）によるサブプレッション・プール水の除熱：1回/年以上
		○ AM設備別操作要領書 「FLSRポンプによる格納容器スプレイ」	運転員	・ 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ：1回/年以上
		○ AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」	運転員	・ 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水/海水）：1回/年以上
		○ 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 （復旧班員）	
		○ AM設備別操作要領書 「RHRによる格納容器除熱」	運転員	・ 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ：1回/年以上 ・ 残留熱除去系電源復旧後のサブプレッション・プール水の除熱：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（7/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.7 原子炉格納容器の過 圧破損を防止するた めの手順等	格納容器内の減圧・除熱	○AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」 「FCVSスクラバ容器水位調整」	運転員	・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び 除熱：1回/年以上
		○原子力災害対策手順書 「第1ベントフィルタスクラバ容器への水補給」 「大量送水車を使用した送水」 「格納容器フィルタベント系系統構成」	実施組織 (復旧班員)	・現場操作による格納容器ベント：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」	運転員	・不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「FCVS停止後のN2バージ」	運転員	・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：1 回/年以上
		○原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント 系の窒素ガス置換」	実施組織 (復旧班員)	・残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱：1 回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（8／20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	原子炉圧力容器への注水	○AM設備別操作要領書 「F L S R ポンプによるペデスタル注水」	運転員	・ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水：1回／年以上
		○AM設備別操作要領書 「大量送水車による格納容器スプレイ」 「大量送水車によるペデスタル注水」	運転員	・格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水：1回／年以上 ・ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水：1回／年以上
		○原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 （復旧班員）	
		○AM設備別操作要領書 「H P A C による原子炉注水」	運転員	・高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水：1回／年以上
		○AM設備別操作要領書 「S L C による原子炉注水」	運転員	・ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入：1回／年以上
		○AM設備別操作要領書 「F L S R ポンプによる原子炉注水」	運転員	・低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水：1回／年以上
		○AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉注水」	運転員	
		○原子炉災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 （復旧班員）	・低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水：1回／年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（9/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	○原子炉災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」	実施組織 (復旧班員)	・原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「FCVSによる格納容器ベント」	運転員	・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出：1回/年以上
		○原子炉災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」	実施組織 (復旧班員)	
		○AM設備別操作要領書 「MCAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」 「CAMSによる格納容器水素・酸素濃度測定」	運転員	・水素濃度及び酸素濃度の監視：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（10/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷防止	○事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「水素」	運転員	・原子炉建物内の水素濃度監視：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（11/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.11 使用済燃料貯蔵槽の 冷却等のための手順 等	燃料プールへの注水 及びスプレイ	<p>○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」</p> <p>○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」 「原子炉建物内ホース展開による燃料プールへの注水及び スプレイ」</p> <p>○AM設備別操作要領書 「SFP監視カメラ用冷却設備起動」</p> <p>○AM設備別操作要領書 「FPCによる燃料プール除熱」</p>	<p>実施組織 (復旧班員)</p> <p>実施組織 (復旧班員)</p> <p>運転員</p> <p>運転員</p>	<p>・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プー ルへの注水：1回/年以上</p> <p>・燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プー ルへの注水：1回/年以上</p> <p>・燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プ ールへの注水：1回/年以上</p> <p>・燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プ ールへの注水：1回/年以上</p> <p>・燃料プールの状態監視：1回/年以上</p> <p>・燃料プール冷却系による燃料プールの除熱：1回/年以上</p>

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（12/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	発電所外への放射性物質の拡散抑制	○原子力災害対策手順書 「放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	実施組織 (復旧班員)	・大気への放射性物質の拡散抑制：1回/年以上
		○原子力災害対策手順書 「シルトフエンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」 「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」	実施組織 (復旧班員)	・海洋への放射性物質の拡散抑制：1回/年以上
	消火活動	○原子力災害対策手順書 「放水砲による消火活動」	実施組織 (復旧班員)	・航空機燃料火災への対応：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（13/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.13 重大事故等の収束に 必要となる水の供給 手順等	送水	○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> ・輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした送水：1回/年以上 ・海を水源とした送水：1回/年以上
	低圧原子炉代替注水槽への補給	○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 ○原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> ・輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)を水源とした補給(淡水/海水)：1回/年以上 ・海を水源とした補給：1回/年以上
	輪谷貯水槽への補給	○原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> ・輪谷貯水槽(西1)又は輪谷貯水槽(西2)への海水補給：1回/年以上
	水源切替	○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」 ○原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 ○原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水/補給」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え：1回/年以上 ・輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)へ補給する水源の切替え：1回/年以上 ・輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2)から海への切替え：1回/年以上
		○事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-2」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・外部水源から内部水源への切替え(外部水源(低圧原子炉代替注水槽)から内部水源(サブレーション・チェンバへの切替え))：1回/年以上
		○事故時操作要領書(シビアアクシデント) 「注水-4」	運転員	<ul style="list-style-type: none"> ・外部水源から内部水源への切替え(外部水源(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))から内部水源(サブレーション・チェンバへの切替え))：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（14/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
	非常用交流電源設備による給電	○ 事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」	運転員	・ 非常用交流電源設備による給電：1回/年以上
	非常用直流電源設備による給電	○ 事故時操作要領書（徴候ベース） 「電源復旧」	運転員	・ 非常用直流電源設備による給電：1回/年以上
	代替交流電源設備による給電	○ AM設備別操作要領書 「GTGによるC、D-M/C受電」	運転員	・ 常設代替交流電源設備による給電：1回/年以上
		○ 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」	実施組織 (復旧班員)	
1.14 電源の確保に関する手順等	代替交流電源設備による給電	○ AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるC、D-M/C受電」	運転員	・ 可搬型代替交流電源設備による給電：1回/年以上
○ 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM/C C系又はM/C D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」		実施組織 (復旧班員)		
	代替直流電源設備による給電	○ AM設備別操作要領書 「B1-115V系蓄電池(SA)によるB-115V系直流流受電」 「充電器復旧、中央監視計器復旧」	運転員	・ 所内常設蓄電式直流電源設備による給電：1回/年以上
		○ AM設備別操作要領書 「SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流流盤受電」	運転員	・ 常設代替直流電源設備による給電：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（15/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.14 電源の確保に関する 手順等（続き）	代替直流電源設備による 給電（続き）	<p>○AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるS-A-L/C、C/C受電」 「充電器復旧、中央監視計器復旧」</p>	運転員	
		<p>○原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの 電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M /C電源確保」 「高圧発電機車による直流電源確保時の可搬ケーブルを使 用した中央制御室排風機電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」</p>	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型直流電源設備による給電：1回/年以上
	代替所内電気設備によ る給電	<p>○AM設備別操作要領書 「GTGによるS-A-L/C、C/C受電」 「高圧発電機車によるS-A-L/C、C/C受電」 「主要弁の電源切替」</p>	運転員	
	燃料の補給	<p>○原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの 電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用M /C電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」</p>	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> 代替所内電気設備による給電：1回/年以上
		<p>○原子力災害対策手順書 「軽油タンク等を使用したタンクローリへの燃料積載」 「タンクローリから各機器等への給油」</p>	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料補給設備による給油：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（16／20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.15 事故時の計装に関する手順等	事故時の計装	<ul style="list-style-type: none"> ○原子力災害対策手順書 「重要計器の監視・復旧」 ○AM設備別操作要領書 「可搬型計測器による計測」 ○AM設備別操作要領書 「重要計器の電源切替」 ○原子力災害対策手順書 「SPDSによるパラメータ記録結果の保存」 	<ul style="list-style-type: none"> 実施組織 (プラント 監視班員) 運転員 運転員 運営支援組織 (情報管理 班員) 	<ul style="list-style-type: none"> ・他チャネルによる計測：1回／年以上 ・代替パラメータによる推定：1回／年以上 ・可搬型計測器による計測：1回／年以上 ・設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電：1回／年以上 ・パラメータ記録：1回／年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（17/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	中央制御室の居住性の確保	○AM設備別操作要領書 「MCRによる居住性確保」	運転員	・MCR運転による居住性確保：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」	運転員	・中央制御室待避室の使用：1回/年以上
		○AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」	運転員	・可搬型照明による居住性確保：1回/年以上 ・中央制御室の酸素及び二酸化炭素の濃度測定と濃度管理：1回/年以上
	運転員等の被ばく低減	○AM設備別操作要領書 「SGTによる放射性物質除去」	運転員	・SGTによる放射性物質の除去：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（18／20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.17 監視測定等に関する 手順等	放射線量の代替測定	○原子力災害対策手順書 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定：1回 ／年以上
	空气中の放射性物質の 濃度の代替測定	○原子力災害対策手順書 「放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の代替 測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・放射能測定装置による空气中の放射性物質の濃度の代替測定： 1回／年以上
	放射線量の測定	○原子力災害対策手順書 「可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・可搬式モニタリング・ポストによる放射線量の測定：1回／年 以上
		○原子力災害対策手順書 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量 の測定」		
	放射性物質の濃度(空気 中、水中、土壌中)の測 定	○原子力災害対策手順書 「海上モニタリング測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・海上モニタリング測定：1回／年以上
	海上モニタリング	○原子力災害対策手順書 「海上モニタリング測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・海上モニタリング測定：1回／年以上
気象観測項目の代替測 定	○原子力災害対策手順書 「可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定」	技術支援組織 (放射線管理 班員)	・可搬式気象観測装置による気象観測項目の代替測定：1回／年 以上	

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（19/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等	緊急時対策所の居住性の確保	○原子力災害対策手順書 「緊急時対策所空気浄化装置運転」 「緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定」 「緊急時対策所空気ボンベ加圧設備による空気供給準備」 「緊急時対策所空気浄化装置から緊急時対策所空気ボンベ加圧設備への切替」 「緊急時対策所空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所空気浄化装置運転：1回/年以上 緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定：1回/年以上 緊急時対策所空気ボンベ加圧設備による空気供給準備：1回/年以上 緊急時対策所空気浄化装置から緊急時対策所空気ボンベ加圧設備への切替：1回/年以上 緊急時対策所空気ボンベ加圧設備から緊急時対策所空気浄化装置への切替：1回/年以上
	必要な指示及び通信連絡	○原子力災害対策手順書 「緊急時対策本部内可搬式エリア放射線モニタ設置手順」	技術支援組織 (放射線管理班員)	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策本部内可搬式エリア放射線モニタ設置：1回/年以上
	代替交流電源設備からの給電	○原子力災害対策手順書 「安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視」	実施組織 (プラント監視班員)	<ul style="list-style-type: none"> 安全パラメータ表示システム（SPDS）によるプラントパラメータ等の監視：1回/年
		○原子力災害対策手順書 「緊急時対策所用発電機準備」 「緊急時対策所用発電機起動」 「緊急時対策所用発電機の切替」 「緊急時対策所用発電機への燃料給油」 「緊急時対策所用発電機（予備）の切替」	実施組織 (復旧班員)	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策所用発電機準備：1回/年以上 緊急時対策所用発電機起動：1回/年以上 緊急時対策所用発電機の切替：1回/年以上 緊急時対策所用発電機への燃料給油：1回/年以上 緊急時対策所用発電機（予備）の切替：1回/年以上

第4表 重大事故等対策に関する主な訓練（20/20）

技術的能力審査基準	教育訓練項目	教育訓練に使用する手順書	対象者	訓練名称及び頻度
1.0 共通事項	アクセスルートの確保	○原子力災害対策手順書 「ホイールローダを使用したアクセスルート確保」	実施組織 (復旧班員)	・ホイールローダを使用したアクセスルート確保：1回/年以上

第5表 教育及び訓練計画の頻度の考え方について

項目	頻度	教育及び訓練の方針	教育及び訓練の内容
教育訓練の計画	1回/年	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設保安規定に基づく社内規程で計画の策定方針を規定する。 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対策に関する知識向上のための教育訓練等
要素訓練	1回/年以上	<ul style="list-style-type: none"> 各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年1回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。 各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を年1回以上、毎年繰り返し、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。 各要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い、年1回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育又は訓練については、年2回以上の実施頻度に見直す。 	<ul style="list-style-type: none"> 給水活動及び電源復旧活動等の各項目の教育及び訓練
総合訓練	1回/年以上	<ul style="list-style-type: none"> 想定した原子力災害への対応、各機能や組織間の連携等、組織があらかじめ定められた機能を発揮できることを総合的に確認する訓練を年1回以上実施し、評価することにより、緊急時対策要員の実効性等を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策要員の实効性等を総合的に確認

第6表 重大事故等に対処する要員の力量管理について

要員	必要な作業	必要な力量	主要な教育及び訓練	主要な効果（力量）の確認方法
緊急時対策要員 ・本部長，各統括	○発電所における災害対策活動の実施	○事故状況の把握 ○対応判断 ○的確な指揮 ○各班との連携	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練	○防災教育の実施状況，総合訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。
		○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携		
緊急時対策要員 ・上記以外の要員	○発電所における災害対策活動の実施 （統括／班長指示による） ○関係箇所への情報提供 ○各班要員の活動状況把握	○所掌内容の理解 ○対策本部との情報共有 ○各班との連携	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○シミュレータ訓練	○事故を収束できること，適切に作業を実施できしことをシミュレータ訓練の結果，防災教育等の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
		○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解		
運転員	○事故状況の把握 ○事故拡大防止に必要な運転上の措置 ○除熱機能等確保に伴う措置	○確実なプラント状況把握 ○運転操作 ○事故対応手順の理解	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○シミュレータ訓練	○事故を収束できること，適切に作業を実施できしことをシミュレータ訓練の結果，防災教育等の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
実施組織 （運転員除く。）	○復旧対策の実施 ・資機材の移動，電源車による給電，原子炉への注水，燃料プールへの注水等 ○消火活動	○個別手順の理解 ○資機材の取扱い ○配置場所の把握	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた要素訓練	○必要な活動が出来ることを各班機能に応じた要素訓練結果，総合訓練の結果，防災教育の実施状況から効果（力量）の確認を行う。
技術支援組織	○事故拡大防止対策の検討 ○放射線・放射能の状況把握	○事故状況の把握 ○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた要素訓練	○防災教育の実施状況，要素訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。
運営支援組織	○資材の調達及び輸送 ○社外関係機関への通報連絡	○各班との情報共有 ○個別手順の理解 ○資機材の取扱い	○アクシデントマネジメント教育 ○防災教育 ○総合訓練 ○各班機能に応じた要素訓練	○防災教育の実施状況，要素訓練の結果から効果（力量）の確認を行う。

第7表 プラント設備の習熟のための保守点検活動

対象者	主な活動	保守点検活動の内容 (例)	社内規程
入社1年目 原子力技術系社員 (全員)	現場実習	<ul style="list-style-type: none"> 入社後、原子力発電所の仕組みや放射線基礎等の知識を学んだ後、発電所の運転業務 (当直業務) の研修を受け、系統設備の概略や現場パトロール (機器配置) を習得する。 	力量および教育訓練基本要領
	巡視点検	<ul style="list-style-type: none"> 巡視点検を1回以上/直で実施。 必要により簡易な保守を実施。 	運転管理要領
運転員	運転操作	<ul style="list-style-type: none"> プラント起動又は停止時の運転操作及び機器の状態確認。 非常用炉心冷却設備等の定期的な起動試験に係る運転操作及び機器の状態確認。 	運転管理要領
	施設管理	<ul style="list-style-type: none"> 設備ごとに担当者を定め、プラント運転中の定期的な巡視、及びプラント起動停止時や試運転時に立会い、異常有無等の状態を確認。 設備不具合時等に設備の状態を把握し、原因の特定及び復旧方針を策定。必要に応じて部品取替や計器調整などの作業を実施。 	施設管理要領
保修部員	工事管理 (調達管理)	<ul style="list-style-type: none"> 各設備の定期的な保守点検工事、あるいは修繕工事等において、当社会のホールドポイントを定めて、設備ごとの担当者が分解点検等の現場に立会い、設備の健全性確認を行うとともに、作業の安全管理等を実施。 	施設管理要領 調達管理基本要領
	教育訓練	<ul style="list-style-type: none"> 保修部門配属後、訓練施設において、基本的な設備 (調節弁、ポンプ、モータ、手動弁、遮断器、検出器、伝送器、制御器等) の分解点検や組立て及び点検調整等の実習トレーニングを行い、現場技能を習得。 OJTを主体に専門知識の習得を図ることで、技能に堪能な人材を早期に育成。 	力量および教育訓練基本要領

要員の力量評価及び教育訓練の有効性評価について

1. 要員の力量評価（第 1， 2 表参照）

各要員の力量評価は、訓練における対応状況をあらかじめ定めた力量水準に照らして行う。具体的には、訓練ごとに設定した判定基準を満たした訓練を有効なものとし、その訓練における各要員の対応状況を評価する。評価は、当該訓練で既に力量を有している者を評価者として配置し、評価者が評価対象の要員の対応状況を確認し、第 2 表に示す力量水準に照らして力量レベルを判定する。

なお、判定基準を満たさなかった訓練については、判定基準を満たすまで訓練を行う。

第 1 表 力量評価の例

訓練項目	高压発電機車による電源確保		
訓練日時	○年○月○日 ○時○分～○時○分		
訓練内容	<ul style="list-style-type: none"> ・ 高压発電機車の配置，運転 ・ ケーブル敷設，接続 		
判定基準	○○分以内に高压発電機車による給電が開始できること。 所要時間：○○分		
要員名 個人力量評価	指揮者	(所属) 中電 一郎	合・否
	担当者	(所属) 中電 二郎	合・否
		(所属) 中電 三郎	合・否
		(所属) 中電 四郎	合・否
評価者	(所属) 中電 太郎		

第 2 表 力量レベルと力量水準の例

力量レベル	力量水準
指揮者	<ul style="list-style-type: none"> ・ 作業手順に精通し，現場の指揮・統括ができる。 ・ 本部と連絡を取りながら，現場進捗状況の説明ができる。 ・ 本部と連絡を取りながら，プラント状況の理解ができる。
担当者	作業手順に従い作業が実施できる。

2. 教育訓練の有効性評価

教育訓練の有効性は、要素訓練毎に必要な人数を満たしているか否かを確認することで評価を行うこととする。有効性の評価方法は、各要員の力量評価を訓練毎に集約し、必要な力量を有した要員を確保できているか確認することにより行う。その結果、判定基準を満たさない訓練が連続した場合など、必要な力量を有した要員が確保できていないような状況になるおそれがある場合には、教育訓練の実施頻度、内容等を見直すこととする。

社外評価に対するフィードバックについて

原子力安全に対する発電所における種々の訓練及び活動の有効性を評価する第三者機関として、WANO（世界原子力発電事業者協会）及びJANSI（原子力安全推進協会）がある。

WANOは、種々の訓練及び活動について、世界中の原子力発電所の経験を踏まえ、各分野の世界最高水準（エクセレンス）の振る舞いを事業者に提供している。各発電所は4年ごとにピアレビューを受け、種々の訓練及び活動と世界最高水準との差（ギャップ）をAFI（Area For Improvement：要改善事項）として受け、計画的に改善活動を行う。

JANSIは、WANOと同様の考え方で定期的な発電所のピアレビューを行っており、AFIを提示することで各発電所の種々の訓練及び活動の改善を促している。

島根原子力発電所では、2019年8月22日から2019年9月5日に、WANOピアレビューを受けた。この時に受けたAFIについて、WANO Guideline等を参考に改善を進め、計画的に改善に取り組んでいる。また、2017年11月7日から2017年11月22日には、JANSIピアレビューを受けた。この時に受けたAFIについてもWANOピアレビューと同様に、計画的に改善に取り組んでいる。

今後も定期的にWANO及びJANSIのピアレビューを受けることで、継続的に種々の訓練及び活動の改善を行っていく。

全交流動力電源喪失（SBO）環境下における操作項目の訓練実績について

1. 訓練実績

有効性評価シナリオにおける操作項目及び全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)時に期待している操作項目について、平成30年度の訓練実績を第1表、第2表に記載する。

これら訓練は操作項目に応じて、

- ・手順書を用いた机上確認
- ・シミュレータを用いた対応訓練
- ・現場にて、操作員が手順に従い対応する訓練（模擬操作を含む。）

により対応している。

2. SBO時を想定した訓練について

建物内には可搬型照明設備を設置しているため、SBO時の対応操作への影響はないと考えるが、SBO時に操作場所が暗所となる場合を想定したSBO環境下の訓練についても、計画的に実施している。

建物内操作場所のSBO環境下の模擬は、プラント運転中では安全確保上難しいことから、プラント停止中に実施する訓練として位置付ける。また、操作場所の照明消灯等により暗所を模擬し、暗所でも操作対象弁が分かるよう反射テープを施した弁の模擬操作訓練を行う等、実践的な訓練を行うことで、力量向上に努める。

なお、屋外の対応操作については、夜間、荒天等様々な環境においても対応ができるよう、悪条件を想定した訓練を行っている。

3. その他

これまでは対応操作の習熟のため、単一の対応操作訓練を中心に行っていたが、今後の訓練においては、当該対応操作が設備不具合等により失敗することを想定し、1つの対応操作がうまく行かなかった場合であっても、次の対応操作に移行することを考慮した複合的な対応操作訓練を実施する。

第1表 有効性評価シナリオにおける操作項目の訓練実績 (平成30年度)

作業項目	作業内容 (有効性評価シナリオ)	操作要員 (操作場所)	訓練名称, 対応する手順書等	訓練内容	訓練年度	訓練実績 ※1	備考
F L S R (常設) による原子炉注水	低圧原子炉代替注水系 (常設) 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) F L S R (常設) による原子炉注水	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 注水操作	1回/ 年・班	14回	実技訓練 (シミュレータ) を実施。
	低圧原子炉代替注水系 (常設) 注水操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) F L S R (可搬型) による原子炉注水	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成	1回/ 年・班	7回	机上及び現場確認を実施。
F L S R (可搬型) による原子炉注水	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 系統構成	運転員 (現場)	【要素訓練】 (原子力災害対策手順書) 大量送水車を使用した送水	原子力災害対策手順書を使用し, 対応手順を習得。 ・大量送水車の配置, 運転 ・ホース敷設, 接続	1回/年	2回	
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) 準備操作	復旧班員 (現場)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) R H R による原子炉注水	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 注水操作	1回/ 年・班	—※2	通常のプラント操作又は事故対応操作のため, 個別の操作訓練は行わず, シミュレータ訓練に包含して訓練を実施。
R H R による原子炉注水	残留熱除去系 (低圧注水モード) 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) R H R による原子炉注水	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 注水操作	1回/ 年・班	—	通常のプラント操作又は事故対応操作のため, 個別の操作訓練は行わず, シミュレータ訓練に包含して訓練を実施。
	残留熱除去系 (低圧注水モード) 注水操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: シミュレータ訓練】	訓練シナリオに応じた対応操作を実施。	1回/ 年・班	—	
	残留熱除去系 (低圧注水モード) 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) H P A C による原子炉注水	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 注水操作	1回/ 年・班	—※2	
	残留熱除去系 (低圧注水モード) 注水操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) A C S S (可搬型) による格納容器スプレイ	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・スプレイ操作	1回/ 年・班	7回	机上及び現場確認を実施。
H P A C による原子炉注水	高圧原子炉代替注水系 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) H P A C による原子炉注水	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 注水操作	1回/ 年・班	—	
	格納容器代替注水系 (可搬型) 系統構成	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) A C S S (可搬型) による格納容器スプレイ	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・スプレイ操作	1回/ 年・班	7回	机上及び現場確認を実施。
A C S S (可搬型) による格納容器スプレイ	残留熱除去系 (サブプレッジョン・プール水冷却モード) 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) R H R による格納容器除熱	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 除熱操作	1回/ 年・班	7回	実技訓練 (シミュレータ) を実施。
	残留熱除去系 (サブプレッジョン・プール水冷却モード) サブプレッジョン・プール水冷却操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) R H R による格納容器除熱	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 除熱操作	1回/ 年・班	7回	実技訓練 (シミュレータ) を実施。
R H R によるサブプレッジョン・プール水冷却	残留熱除去系 (サブプレッジョン・プール水冷却モード) 起動操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: 重大事故等対策訓練】 (AM設備別操作要領書) R H R による格納容器除熱	AM設備別操作要領書を使用し, 対応手順を習得。 ・起動前確認 (電源確認等) ・系統構成 ・ポンプ起動, 除熱操作	1回/ 年・班	7回	実技訓練 (シミュレータ) を実施。
	残留熱除去系 (サブプレッジョン・プール水冷却モード) サブプレッジョン・プール水冷却操作	運転員 (中央制御室)	【運転員教育訓練: シミュレータ訓練】	訓練シナリオに応じた対応操作を実施。	1回/ 年・班	—	通常のプラント操作又は事故対応操作のため, 個別の操作訓練は行わず, シミュレータ訓練に包含して訓練を実施。

作業項目	作業内容（有効性評価シナリオ）	操作要員 （操作場所）	訓練名称、対応する手順書等	訓練内容	訓練頻度	訓練実績 ※1	備考	
RHRによる原子炉除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統構成	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） RHRによる原子炉除熱	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・系統構成 ・ポンプ起動、除熱操作	1回/ 年・班	—※2		
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統構成	運転員 （現場）						
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）起動操作	運転員 （中央制御室）						
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統構成	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：シミュレータ訓練】	訓練シナリオに応じた対応操作を実施。	1回/ 年・班	—	通常のプラント操作又は事故対応操作のため、個別の操作訓練は行わず、シミュレータ訓練に包含して訓練を実施。	
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）系統構成	運転員 （現場）						
	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）起動操作	運転員 （中央制御室）						
	残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替	運転員 （中央制御室）						
	A TWS対応	残留熱除去系（低圧注水モード）から残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）への切替	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：シミュレータ訓練】	訓練シナリオに応じた対応操作を実施。	1回/ 年・班	—	通常のプラント操作又は事故対応操作のため、個別の操作訓練は行わず、シミュレータ訓練に包含して訓練を実施。
		自動減圧系等起動阻止	運転員 （中央制御室）					
		ほう酸水注入系起動操作	運転員 （中央制御室）					
原子炉水位調整操作		運転員 （中央制御室）						
原子炉急減圧操作	原子炉急減圧操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：シミュレータ訓練】	訓練シナリオに応じた対応操作を実施。	1回/ 年・班	—	通常のプラント操作又は事故対応操作のため、個別の操作訓練は行わず、シミュレータ訓練に包含して実施。	
	残留熱除去系の隔離停止操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （事故時操作要領書（EOP）） 二次格納容器制御等	RHR注水弁隔離操作（移動、弁手動閉操作（模擬）） ・耐熱服、酸素呼吸器等の放射線防護具装着	1回/ 年・班	—※2		
	残留熱除去系からの漏えい停止操作	運転員 （現場）						
原子炉冷却材漏えい対応	原子炉水位低下調査/漏洩隔離操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （事故時操作要領書（EOP）） 原子炉水位低下調査/漏洩隔離操作	原子炉水位低下調査（状況把握、対応指示等） ・原子炉水位低下原因の除去（隔離操作（模擬））	1回/ 年・班	—※2		
	格納容器ベント準備操作	運転員 （中央制御室）						
	格納容器ベント操作	運転員 （中央制御室）						
格納容器ベント操作	格納容器ベント準備操作	運転員 （現場）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） F C V Sによる格納容器ベント （AM設備別操作要領書） F C V S（遠隔手動弁操作機構）による格納容器ベント	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・系統構成 ・ベント操作（遠隔手動弁の操作含む。）	1回/ 年・班	7回	机上及び現場確認を実施。	
	格納容器ベント操作	運転員 （現場）						
	格納容器ベント準備操作	運転員 （現場）						
	格納容器ベント操作	運転員 （現場）						
水源確保	輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）から低圧原子炉代善注水槽への補給	復旧班員 （現場）	【要素訓練】 （原子炉代善注水槽） 大量送水車を使用した送水	「F L S R（可搬型）」による原子炉注水」の項の実績に同じ				

作業項目	作業内容（有効性評価シナリオ）	操作要員 （操作場所）	訓練名称、対応する手順書等	訓練内容	訓練頻度	訓練実績 ※1	備考
燃料給油作業	燃料補給準備	復旧班員 （現場）	【要素訓練】 （原子力災害対策手順書） ガスタービン発電機用軽油タンク、ディーゼル燃料貯蔵タンクを使用したタンクローリーへの燃料積載 （原子力災害対策手順書） タンクローリーから各機器等への給油 【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） G T Gによる緊急用母線受電	原子力災害対策手順書を使用し、対応手順を習得。 ・燃料の抜取・補給 ・ホース接続	1回/年	2回	
	燃料補給作業	復旧班員 （現場）					
G T G 対応	常設代替交流電源設備起動操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） G T Gによる非常用母線受電	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・G T G 起動操作 ・緊急用母線受電操作	1回/年・班	28回	実技訓練（シミュレータ）を実施。
	C系（D系）非常用高圧母線受電準備	運転員 （中央制御室）					
	C系（D系）非常用高圧母線受電操作	運転員 （現場）					
		運転員 （中央制御室）					
電源切替操作	注水弁電源切替操作	運転員 （現場）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） 主要補機の電源切替 【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） S R V駆動確保（電源） 【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） B 1-1 1 5 V蓄電池（S A）によるB-1 1 5 V系直流受電 【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） A H E Fまたは大型送水ポンプ車によるR C W代替冷却	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・注水弁等の電源切替 AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・非常用母線受電準備 ・非常用母線受電操作	1回/年・班	—※2	
	逃がし安全弁電源切替操作	運転員 （現場）					
	所内用蓄電池切替操作	運転員 （現場）					
		運転員 （現場）					
原子炉補機代替冷却系	原子炉補機代替冷却系準備操作	運転員 （現場）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） A H E Fまたは大型送水ポンプ車によるR C W代替冷却 【要素訓練】 （原子力災害対策手順書） 大型送水ポンプ車を使用した移動式熱交換設備への海水供給 【要素訓練】 （原子力災害対策手順書） 移動式代替熱交換設備を使用した原子炉補機代替冷却系による冷却水確保 【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） R H A R Rによる格納容器除熱 事故時操作要領書（S O P） 注水-2等	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・系統構成 ・ポンプ起動、除熱操作	1回/年・班	7回	机上及び現場確認を実施。
	原子炉補機代替冷却系運転	運転員 （中央制御室）					
	原子炉補機代替冷却系準備操作	復旧班員 （現場）					
	原子炉補機代替冷却系準備操作	復旧班員 （現場）					
残留熱代替冷却系	残留熱代替冷却系準備操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） R H A R Rによる格納容器除熱 事故時操作要領書（S O P） 注水-2等	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・系統構成 ・ポンプ起動、除熱操作	1回/年	—※2	
	残留熱代替冷却系準備操作	運転員 （中央制御室）					
	残留熱代替冷却系準備操作	運転員 （中央制御室）					
	低圧原子炉代替注水系（常設）停止操作	運転員 （中央制御室）					
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	ベータスタル代替注水系（可搬型）停止操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） M C A M Sによる格納容器水素・酸素濃度測定	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・起動操作	1回/年・班	—※2	
	水素濃度及び酸素濃度監視設備起動	運転員 （中央制御室）					

作業項目	作業内容（有効性評価シナリオ）	操作要員 （操作場所）	訓練名称、対応する手順書等	訓練内容	訓練頻度	訓練実績 ※1	備考
A P F S（可搬型） によるペデスタル 注水	格納容器代替スプレイス系（可搬型）注水操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） A C S S（可搬型）によるペデスタル注水 （AM設備別操作要領書） A P F S（可搬型）によるペデスタル注水 【要素訓練】 （原子力災害対策手順書） 大量送水車を使用した送水 【要素訓練】 （原子力災害対策手順書） 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・系統構成 ・注水操作	1回/ 年・班	7回	A P F S（可搬型）について、机上及び現場確認を実施。
	ペデスタル代替注水系（可搬型）注水操作	運転員 （中央制御室）					
格納容器内窒素供給	格納容器代替スプレイス系（可搬型）準備操作	復旧班員 （現場）	【要素訓練】 （原子力災害対策手順書） 大量送水車を使用した送水 【要素訓練】 （原子力災害対策手順書） 可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換	「F L S R（可搬型）」による原子炉注水」の項の実績に同じ	1回/年	—※2	
	可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給準備	復旧班員 （現場）					
S F P漏えい対応	燃料プールのスプレイス系準備操作	復旧班員 （現場）	【要素訓練】 （原子力災害対策手順書） 大量送水車を使用した送水 【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） S G Tによる放射性物質の除去	「F L S R（可搬型）」による原子炉注水」の項の実績に同じ	1回/ 年・班	—※2	
	非常用ガス処理系運転	運転員 （中央制御室）					
居住性確保	中央制御室換気系 系統構成/起動操作	運転員 （中央制御室）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） M C R運転による居住性確保 【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） 中央制御室待避室の使用	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・起動前確認（電源確認等） ・系統構成、起動操作	1回/ 年・班	—※2	
	中央制御室換気系 系統構成	運転員 （現場）					
	中央制御室換気系 加圧運転操作	運転員 （中央制御室）					
	中央制御室待避室 加圧操作	運転員 （中央制御室）					
	中央制御室待避室準備	運転員 （現場）		AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・準備操作 ・加圧操作	1回/ 年・班	—※2	

※1：平成30年度の訓練は最新手順を用いていない訓練を含むため、訓練実績は参考として記載。

※2：今後、訓練を計画し、実施する予定。

第2表 有効性評価シナリオ外でSBO時に期待している操作項目の訓練実績（平成30年度）

作業項目	作業内容（有効性評価シナリオ）	操作要員 （操作場所）	訓練名称、対応する手順書等	訓練内容	訓練頻度	訓練実績 ※1	備考
R C I C現場起動	—	運転員 （現場）	【運転員教育訓練：重大事故等対策訓練】 （AM設備別操作要領書） R C I C現場起動による原子炉注水	AM設備別操作要領書を使用し、対応手順を習得。 ・系統構成 ・ポンプ起動、注水操作	1回/ 年・班	7回	

※1：平成30年度の訓練は最新手順を用いていない訓練を含むため、訓練実績は参考として記載。

※2：今後、訓練を計画し、実施する予定。

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等時の体制について

< 目 次 >

1.	重大事故等対策に係る体制の概要	1.0.10-1
(1)	体制の特徴	1.0.10-1
(2)	重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方	1.0.10-2
(3)	重大事故等対策における判断者及び操作者について	1.0.10-2
a.	判断者の明確化	1.0.10-2
b.	操作者の明確化	1.0.10-3
2.	島根原子力発電所における重大事故等対策に係る体制について	1.0.10-3
(1)	緊急時対策本部の体制概要	1.0.10-3
a.	発電所長の役割	1.0.10-3
b.	緊急時対策本部の構成	1.0.10-3
c.	重大事故等に対処する要員が活動する施設	1.0.10-6
(2)	緊急時対策本部の要員参集	1.0.10-6
a.	運転員	1.0.10-7
b.	発電所内に常駐している緊急時対策要員及び自衛消防隊	1.0.10-8
c.	発電所外から発電所に参集する重大事故等に対処する要員	1.0.10-9
d.	自衛消防隊	1.0.10-10
(3)	通報連絡	1.0.10-10
(4)	緊急時対策本部内における各機能班との情報共有について	1.0.10-10
a.	プラント状況、重大事故等への対応状況の情報共有	1.0.10-11
b.	指示・命令、報告	1.0.10-11
c.	緊急時対策総本部との情報共有	1.0.10-11
(5)	交替要員の考え方	1.0.10-12
(6)	格納容器ベントに伴うプルーム通過前後の体制の移行	1.0.10-12
a.	プルーム通過前	1.0.10-12
b.	プルーム通過中	1.0.10-13
c.	プルーム通過後	1.0.10-13
3.	発電所外における重大事故等対策に係る体制について	1.0.10-13
(1)	緊急時対策総本部	1.0.10-13
a.	緊急時対策総本部の体制概要	1.0.10-13
b.	緊急時対策総本部設置までの流れ	1.0.10-14
c.	広報活動	1.0.10-15
(2)	原子力事業所災害対策支援拠点	1.0.10-15
(3)	中長期的な体制	1.0.10-16
第1表	体制の区分と緊急時活動レベル（EAL）	1.0.10-17
第2表	本部長不在時の代行順位	1.0.10-18
第1図	島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（要員参集後）	1.0.10-19

第 2 図	島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（夜間及び休日）	1. 0. 10-20
第 3 図	島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（プルーム通過時）	1. 0. 10-21
第 4 図	中央制御室運転員の体制（2号炉運転中の場合）	1. 0. 10-22
第 5 図	中央制御室運転員の体制（2号炉停止中の場合）	1. 0. 10-22
第 6 図	発電所における体制発令と重大事故等に対処する要員の非常招集	1. 0. 10-23
第 7 図	要員招集システムによる非常招集連絡	1. 0. 10-24
第 8 図	重大事故等発生から格納容器ベントに伴うプルーム通過 前後の重大事故等に対処する要員の動き	1. 0. 10-25
第 9 図	重大事故等に対処する要員の非常招集の流れ	1. 0. 10-26
第 10 図	緊急時対策所における各機能班，緊急時対策総本部との 情報共有イメージ	1. 0. 10-27
第 11 図	重大事故等時の支援体制（概要）	1. 0. 10-28
第 12 図	緊急時対策総本部の構成	1. 0. 10-29
第 13 図	本社における体制発令と緊急時対策要員の非常招集	1. 0. 10-30
第 14 図	全面緊急事態時の情報発信体制	1. 0. 10-31
第 15 図	緊急時対策総本部及び原子力事業所災害対策支援拠点の構成	1. 0. 10-32
別紙 1	島根原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れ	1. 0. 10-33
別紙 2	自衛消防隊の体制について	1. 0. 10-40
別紙 3	重大事故等時における重大事故等に対処する要員の動き	1. 0. 10-46
別紙 4	緊急時対策所における主要な資機材一覧	1. 0. 10-47
別紙 5	緊急時対策要員による通報連絡について	1. 0. 10-48
別紙 6	原子力事業所災害対策支援拠点について	1. 0. 10-50
別紙 7	発電所構外からの要員の参集について	1. 0. 10-52
補足 1	2号当直副長又は1号当直主任による運転士への操作指示／確認手順 について	1. 0. 10-68
補足 2	発電所が締結している医療協定について	1. 0. 10-69

1. 重大事故等対策に係る体制の概要

発電所において、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合、又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大の防止、その他必要な活動を円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時警戒体制、緊急時非常体制又は緊急時特別非常体制（以下総称して「緊急時体制」という。）を発令し、発電所長を緊急時対策本部長（以下「本部長」という。）とする緊急時対策本部を設置する。（第1表）

また、発電所における緊急時体制の発令を受けた本社は、本社における緊急時体制を発令し、本社に緊急時対策総本部を設置する。

発電用原子炉施設に異常が発生し、その状況が原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第十条第一項に該当する事象又は第十五条第一項に該当する事象（以下「原災法該当事象」という。）である場合の通報、体制の発令、対策本部の設置等については、原災法第七条に基づき作成している島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画（以下「防災業務計画」という。）に定めている。

防災業務計画には、緊急時対策本部の設置、原子力防災要員を含む緊急時対策要員を置くこと、並びにこれを支援するため緊急時対策総本部を設置することを規定している。これらの組織により全社（全社とは、中国電力株式会社及び中国電力ネットワーク株式会社のことをいい、以下同様とする。）として原子力災害事前対策、緊急事態応急対策、及び原子力災害中長期対策を実施できるようにしておくことで、原災法第三条で求められる原子力事業者の責務を果たしている。

発電用原子炉施設の異常時には、緊急時対策本部の対応が事象収束に対して有効に機能するように、保安規定及び社内規程において、防災訓練等を通じて平時から機能の確認を行う。

以下に具体的な重大事故等時の体制について示す。

(1) 体制の特徴

緊急時対策本部は、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織で編成し、それぞれの役割分担、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電所における原子力防災組織は、その基本的な機能として、①意思決定・指揮、②情報収集・計画立案、③復旧対応、④プラント監視対応、⑤対外対応、⑥情報管理、⑦ロジスティック・リソース管理を有しており、①の責任者として本部長が当たり、②～⑦の機能ごとに責任者として「統括」を置いている。さらに、「統括」の下に機能班を配置し、それぞれの機能班に「班長」を置いている。

原子力防災組織の活動に当たり、各機能の責任者は情報収集を進め、それらの結果を踏まえ当面の活動目標を設定する（戦略会議の開催）。

あらかじめ定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限

は各統括又は各班長に委譲されており、各統括及び各班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

②～⑦の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相、また事故の進展や収束の状況により異なるが、プルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織とする。

(2) 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、発電所内に必要な重大事故等に対処する要員である運転員、緊急時対策要員及び自衛消防隊を常時確保する。

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員及び協力会社社員で対応できるよう重大事故等に対処する要員を確保する。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる重大事故等に対処する要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含めて必要な重大事故等に対処する要員を非常招集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。

(3) 重大事故等対策における判断者及び操作者について

a. 判断者の明確化

重大事故等対策の判断はすべて発電所にて行うこととし、緊急時対策総本部は全社大での体制にて、発電所で実施される対策活動の支援を行う。

運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）に従い実施される事故時のプラント対応の判断は、当直副長が行う。一方、あらかじめ定めた手順によらない操作及び対応については、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を職務とする発電用原子炉主任技術者の助言を踏まえ、本部長が最終的に判断する。

なお、国及び自治体等の関係機関及び社外の支援組織との連携に係る対応の判断は、緊急時対策総本部長が行う。

緊急時対策本部で実施される対応の判断は、緊急時対策要員が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）上で役割分担に応じて定める責任者が行う。

プラントの同時発災時等において複数号炉での対応が必要な事象が発生した場合、運転操作手順書に従い実施される事故時のプラント対応の判断は、

当直副長が行い、緊急時対策本部は各プラントの状況（プラント監視班）や使用可能な設備（復旧班）、事象の進展（技術班）等の状況について戦略会議等で共有し、本部長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。なお、廃止措置号炉である1号炉については、1号炉の燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することとなるが、燃料プールの冷却機能を喪失した場合においても、燃料プールの水温が100℃に到達するのは約11日後と評価^{*}しているため、2号炉の対応が優先される。

※ 添付資料 1.0.16「重大事故等時における停止号炉の影響について」による。

b. 操作者の明確化

各種手順書は、運転員が使用する運転操作手順書と緊急時対策要員が使用する緊急時対策本部用手順書と、使用主体によって整備している。

ただし、使用目的によっては、相互の手順の完遂により機能を達成する場合があることから、重大事故等対処設備の操作に当たっては、中央制御室と緊急時対策本部の間で緊密な情報共有を図りながら行うこととする。

2. 島根原子力発電所における重大事故等対策に係る体制について

(1) 緊急時対策本部の体制概要

a. 発電所長の役割

発電所長は、緊急時対策本部の本部長として統括管理を行い、責任を持って、原子力防災の活動方針の決定を行う。なお、発電所長が不在の場合又は欠けた場合は、あらかじめ定めた順位に従い、副原子力防災管理者がその職務を代行する。（第2表）

b. 緊急時対策本部の構成

(a) 緊急時対策本部

緊急時対策本部は、実施組織及び支援組織に区分される。さらに、支援組織は、技術支援組織及び運営支援組織に区分される。

実施組織は、重大事故等対策を実施する責任者としてプラント監視統括及び復旧統括を配置し、プラント監視統括のもと、プラント監視班及び当直（運転員）、復旧統括のもと、復旧班及び自衛消防隊で構成する。

支援組織のうち技術支援組織は、復旧計画の戦略立案及び発電所内外の放射能の状況把握等を行う責任者として技術統括を配置し、技術統括のもと、技術班及び放射線管理班で構成する。

支援組織のうち運営支援組織は、対外対応を行う責任者として広報統括、情報管理を行う責任者として情報統括及び緊急時対策本部の運営を支援する責任者として支援統括を配置し、広報統括のもと、報道班及び対外対応班、情報統括のもと、情報管理班及び通報班、支援統括のもと、支援班及び警備

班で構成する。

各班及び当直にはそれぞれ責任者である班長、当直副長を配置する。

統括及び班長が欠けた場合は、同じ機能を担務する下位の要員が代行するか又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務することとし、具体的な代行者の配置については、上位の職位の要員が決定することをあらかじめ定める。

当直副長が欠けた場合は、当直長が当直副長の職務を兼務することをあらかじめ定める。

緊急時対策本部（全体体制）101名は、当社社員と給水確保、電源確保、燃料確保、アクセスルート確保、放射線管理及び消火対応に当たる協力会社社員（18名）で構成される。

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、初動対応を行う重大事故等に対処する要員47名については、当社社員と給水確保、電源確保、燃料確保、アクセスルート確保、放射線管理及び消火対応に当たる自衛消防隊長及び協力会社社員（18名）等で構成する。

廃止措置号炉である1号炉は、すべての使用済燃料が1号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であり、対応作業までに時間的な余裕があるため、監視や運転操作対応については、号炉ごとに確立した指揮命令系統のもと、中央制御室に常駐している運転員により対応に当たる。

また、可搬型設備により1号炉の燃料プールへ注水する操作については、平日の勤務時間帯においては発電所内に勤務する緊急時対策要員、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、発電所外から参集した緊急時対策要員で2号炉の対応を優先しつつ対応に当たる。

<実施組織>

プラント監視統括：事故状況の把握の統括、事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言

プラント監視班：当直（運転員）からの重要パラメータの入手、事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供

当直（運転員）：事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転上の操作

復旧統括：可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧及び消火活動の統括

復旧班：事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備と操作並びに不具合設備の応急措置のための復旧作業方法の作成及び復旧作業の実施

自衛消防隊：消火活動
火災発生時には、発電所内に常駐する自衛消防隊（自衛

消防隊長及び初期消火要員)が初期消火活動を実施する。
(別紙2)

<技術支援組織>

- 技術統括： 原子炉の運転に関するデータの収集、分析及び評価の統括、原子炉の運転に関する具体的復旧方法、工程等作成の統括、発電所内外の放射線、放射性物質濃度の状況把握に係る測定の統括
- 技術班： 原子炉の運転に関するデータの収集、分析及び評価、原子炉の事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転に関する技術的措置、原子炉の運転に関する具体的復旧方法、工程等作成
- 放射線管理班： 発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握に係る測定、放射性物質の影響範囲の推定、緊急時対策活動に係る立入禁止措置、退去措置、除染等の放射線管理並びに重大事故等に対処する要員・退避者の線量評価及び汚染拡大防止措置・除染

<運営支援組織>

- 広報統括： 報道機関対応支援、対外対応活動の統括
- 報道班： 緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援
- 対外対応班： 自治体からの問合せ対応、自治体派遣者の支援
- 情報統括： 関係機関への通報連絡、情報管理等の統括
- 情報管理班： 情報の収集、共有等
- 通報班： 関係機関への通報連絡等
- 支援統括： 緊急時対策本部の運営支援、警備対応の統括
- 支援班： 緊急時対策本部の運営支援、重大事故等に対処する要員の人員把握、避難誘導、資機材及び輸送手段の確保、救出・医療活動
- 警備班： 出入り管理及び警備当局対応、緊急車両の誘導

島根原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れについて別紙1に記す。また、原子力防災組織(重大事故等に対処する要員)の体制について第1図～第3図に、中央制御室の運転員の体制を第4図、第5図に、自衛消防隊の体制について別紙2に記す。

(b) 緊急時対策本部設置までの流れ

発電所において、警戒事態該当事象(その時点では公衆への放射線による影響やそのおそれが緊急のものではないが、原災法該当事象に至るおそれがある事象)、原災法該当事象が発生した場合、所長(原子力防災管理者)はただちに緊急時体制を発令するとともに本社電源事業本部部長(原子力管理)へ報告する。

情報統括は、緊急時対策本部を設置するため、重大事故等に対処する要員

を非常招集する。(第6図)

所長(原子力防災管理者)は、発電所における緊急時体制を発令した場合、速やかに緊急時対策本部を設置する。

なお、夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)において、当直長から事象の発生連絡を受けた連絡責任者は、所長(原子力防災管理者)に発生事象の報告を行うとともに、手順書に従い、要員招集システムを用いて重大事故等に対処する要員の非常招集を行う。

c. 重大事故等に対処する要員が活動する施設

重大事故等が発生した場合において、緊急時対策本部における実施組織及び支援組織が関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施するために、以下の施設及び設備を整備する。これらは、重大事故等時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設又は設備を使用することによって発電用原子炉の状態を確認し、必要な所内外各所へ通報連絡を行い、また重大事故等対処のため夜間においても速やかに現場へ移動する。なお、これらは重大事故等への対応における各班、要員数を踏まえ数量を決定し、原子力防災訓練において、適切に活動を実施できる数量であることを確認している。(別紙3, 別紙4)

(a) 支援組織の活動に必要な施設及び設備

重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム(S P D S)、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム, I P-電話機, I P-F A X)、衛星電話設備及び無線通信設備等を備えた緊急時対策所を整備する。

(b) 実施組織の活動に必要な施設及び設備

中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、有線式通信設備、無線通信設備及び衛星電話設備等を整備する。

また、電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるよう可搬型照明設備を整備する。

(2) 緊急時対策本部の要員参集

平日の勤務時間帯に緊急時体制が発令された場合、電話、所内通信連絡設備等にて発電所構内の重大事故等に対処する要員に対して非常招集を行い、緊急時対策本部を設置したうえで活動を実施する。島根原子力発電所では、中長期的な対応も交替できるよう運転員以外の発電所員についてもほぼ全員(約450名)が緊急時対策要員であることから、平日の勤務時間帯での要員確保は可能である。

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)に緊急時体制が発令された場合、要

員招集システムを用いて緊急時対策本部体制を構成する重大事故等に対処する要員に対し非常招集を行うとともに、緊急時対策本部体制が構築されるまでの間については、発電所内に常駐している重大事故等に対処する要員による初動体制を確立し、迅速な対応を図る。

また、平日の勤務時間帯、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合においても、重大事故等に対処する要員は、非常招集時、原則緊急時対策所に参集する。

以下、発電所構内の要員数が少なくなる夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における緊急時体制発令時の体制について記載する。

a. 運転員

2号炉について、中央制御室の運転員は、当直長1名、当直副長1名、運転士2名、及び補助運転士3名の計7名/直を配置している。（第4図）

2号炉の運転停止中^{※1}については、運転員を5名（第5図）とする。

なお、廃止措置号炉である1号炉は、当直主任1名及び補助運転士1名の計2名/直を配置している。

※1 原子炉の状態が冷温停止（原子炉冷却材温度が100℃未満）及び燃料交換の期間

重大事故等時には2号当直副長が、重大事故等対策に係る運転操作に関する指揮・命令・判断を行い、中央制御室で運転操作を行う運転員及び現場で対応する運転員は、2号当直副長の指示のもと重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。当直長は、適宜、緊急時対策本部のプラント監視班長又は連絡責任者と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

2号炉停止中の運転員の数は、2号炉運転中の運転員の数より少ないが、当直内の役割分担及び指揮命令系統は維持される。

なお、廃止措置号炉である1号炉との同時被災時には、1号炉はすべての使用済燃料が1号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であることから、監視や運転操作対象が1号炉の燃料プールに限定されること及び運転操作指揮を1号炉の当直主任が行うことにより、2号炉の重大事故等の指揮において、情報の混乱や指揮命令が遅れることはない。

当直長は、適宜、緊急時対策本部のプラント監視班長又は連絡責任者と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

また、当直主任及び運転士は中央制御室内のプラント操作・監視、現場操作の指示を行い、運転士及び補助運転士は2名以上が1組で現場操作を行う。

なお、運転員の勤務形態は、通常サイクル5班2交替で運用しており、重大事故等時においても、中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないように、通常時と同様の勤務形態を継続することとしていること及び重大事故の対応に当たっては号炉ごとに完結できるよう、2号炉は中央制御室運転

員2名、現場運転員4名（2人1組で2チーム）の体制を整えていること、また作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから、特定の運転員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

また、1号炉は、当直長（2号炉との兼任）のもと2名の運転員が当直業務を行っており、発電所に緊急時体制が発令された場合、必要に応じて速やかに1号炉の燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することにより、2号炉との同時被災の場合にも適切に対応できる。具体的には、燃料プール水位の監視を実施するとともに、スロッシングや燃料プールの損傷による水位低下に対し、常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必要な措置を実施する。

1号炉の燃料プールへ注水する操作については、発電所外から参集要員が参集した時点で対応に当たる。

b. 発電所内に常駐している緊急時対策要員及び自衛消防隊

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）には、発電所内に常駐している緊急時対策所で対応を行う要員5名（意思決定・指揮を行う要員1名、対外対応・情報管理を行う要員4名）、現場で対応を行う復旧班要員28名（電源確保要員3名、給水確保要員6名、送水確保要員6名、燃料確保要員4名、アクセスルート確保要員2名、自衛消防隊長1名、消防チーム6名）、チェンジングエリアの設営等を行う放射線管理要員3名及び中央制御室が機能しない場合に対応を行う運転補助要員2名の合計38名を非常招集し、緊急時対策本部の初動体制を確立するとともに、各要員は任務に応じた対応を行う。（第2図）

なお、緊急時対策要員及び自衛消防隊38名が発電所内に常駐しており、重大事故等時においても、中長期での緊急時対策所や現場での対応に支障が出ることがないように、緊急時対策要員及び自衛消防隊は交替で対応可能な人員を確保していること及び重大事故等の対応に当たっては作業ごとに対応可能な要員を確保し、対応する手順において役割と分担を明確化していること、また、作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから、特定の現場要員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

また、廃止措置号炉である1号炉は、すべての使用済燃料が1号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であり、対応作業までに時間的な余裕があるため、監視や運転操作対応については、号炉ごとに確立した指揮命令系統のもと、中央制御室に常駐している運転員により対応に当たる。

また、可搬型設備により1号炉の燃料プールへ注水する操作については、平日の勤務時間帯においては発電所内に勤務する緊急時対策要員、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、発電所外から参集した緊急時対策要員で2号炉の対応を優先しつつ対応に当たる。

c. 発電所外から発電所に参集する重大事故等に対処する要員

(a) 非常招集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に、発電所外にいる重大事故等に対処する要員を速やかに非常招集するため、「要員招集システム」、「通信連絡手段」等を活用し、要員の非常招集を行う。（第7図）

松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合には、社内規程に基づき、非常招集連絡がなくても自主的に発電所に参集する。

地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保したうえで参集する。

集合場所は、基本的には構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）とするが、発電所の状況が入手できる場合は、直接発電所へ参集可能とする。

構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に参集した重大事故等に対処する要員は、緊急時対策本部と非常招集に係る以下の確認、調整を行い、発電所に集団で移動する。（第9図）

- ①発電所の状況（発電所への移動が可能なプラント状況かどうか（格納容器ベントの実施見通し）、発電所に行くための必要な装備（放射線防護服、マスク、線量計を含む。））
- ②その他発電所で得られた情報（発電所への移動に関する道路状況等、移動するうえで有益な情報）
- ③発電所へ移動する人の情報（人数、体調、移動手段（徒歩、車両）、連絡先）

(b) 非常招集となる要員

緊急時対策本部（全体体制）については、発電所員約540名のうち、約390名（平成31年4月現在）が10km圏内に在住しており、数時間で相当数の要員の非常招集が可能である。（別紙7）

なお、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合の重大事故等に対処する要員の参集動向（所在場所（準備時間を含む。）～集合場所（情報収集時間を含む。）～発電所までの参集に要する時間）を評価した結果、要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合かつ、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休であっても、7時間以内に参集可能な重大事故等に対処する要員は150名以上（発電所員約540名の約3割）と考えられる。このことから、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の初動体制の拡大を図り、長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54名^{※2}）は、要員参集の目安としている8時間以内に確保可能であることを確認した。

※2 要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

非常招集により参集した重大事故等に対処する要員の中から状況に応じて必要要員を確保し、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制から緊急時対策本部の体制に移行する。なお、残りの要員については交替要員として待機させる。

d. 自衛消防隊

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に火災が発生した際、発電所に常駐している自衛消防隊長及び初期消火要員による初期消火活動を実施する。

初期消火要員は、常時 10 名以上で編成し、当直長 1 名、運転員 2 名、連絡責任者 1 名、誘導員 1 名及び消防チーム（初期消火活動を専任とする）6 名を配置している。

重大事故等に対処する要員参集後は、自衛消防隊長 1 名、消防チーム 6 名に、参集した消火班 8 名も加わった自衛消防体制を構築する。

重大事故等の対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が発生した場合には、緊急時対策要員のうち、給水・送水確保要員 6 名を活用するが、消火活動が終了した時点で、自衛消防隊長の判断により速やかに重大事故等の対応に係る現場操作に戻ることをしている。

上記の体制を構築することにより、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に火災が発生した際にも、重大事故等の対応に影響を及ぼすことがないようにする。（別紙 2）

(3) 通報連絡

緊急時体制が発令された場合の通報連絡は情報管理班及び通報班が行うが、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合、発電所に常駐している連絡責任者 1 名、連絡担当者 3 名の計 4 名で行うものとし、内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長、鳥取県知事及びその他定められた通報連絡先に、所定の様式により F A X を用いて一斉送信することにより、複数地点への連絡を迅速に行う体制とする。（別紙 5）

a. 内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事に対しては、電話で F A X の着信の確認を行うとともに、その他通報連絡先へも F A X を送信した旨を連絡する。

b. その後、重大事故等に対処する要員の招集で、参集した情報管理班及び通報班の要員確保により、更なる時間短縮を図る。

(4) 緊急時対策本部内における各機能班との情報共有について

緊急時対策本部内における各機能班、緊急時対策総本部との基本的な情報共有方法は以下のとおりである。今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。（第 10 図）

a. プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有

- ①プラント監視班が安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用い，当直長又は当直副長からプラント状況を逐次入手し，ホワイトボード等に記載するとともに，主要な情報について緊急時対策本部内全体に共有するため発話する。
- ②技術班は，SPDSデータ表示装置をもとにプラントパラメータを確認し，状況把握，今後の進展予測及び中期的な対応・戦略を検討する。
- ③各機能班は，適宜，入手したプラント状況，周辺状況，重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに，適宜OA機器（パーソナルコンピュータ等）内の共通様式に入力することで，緊急時対策本部内の全要員，緊急時対策総本部との情報共有を図る。
- ④プラント監視統括，復旧統括は，配下の各機能班の発話，SPDSデータ表示装置をもとに全体の状況把握，今後の進展予測・戦略検討に努めるとともに，定期的に配下の各班長に対して，プラント状況，今後の対応方針について説明し，状況認識，対応方針を共有する。
- ⑤本部長は，定期的に各統括と対外対応を含む対応戦略等を協議し，その結果を本部席から緊急時対策本部内の全要員に向けて発話し，全体の共有を図る。
- ⑥情報管理班を中心に，本部長，各統括の発話内容をOA機器内の共通様式に入力し，発信情報，意思決定，指示事項等の情報を更新することにより，情報共有を図る。

b. 指示・命令，報告

- ①各機能班は，各々の責任と権限があらかじめ定められており，本部席での発話や他の機能班から直接聴取，OA機器内の共通様式からの情報に基づき，自律的に自班の業務に関する検討・対応を行うとともに，その対応状況をホワイトボード等への記載，並びにOA機器内の共通様式に入力することで，緊急時対策本部内の情報共有を図る。また，重要な情報について上司である統括へ報告するが，無用な発話，統括への報告・連絡・相談で緊急時対策本部内の情報共有を阻害しないように配慮している。
- ②各統括は，配下の各班長から報告を受け，各班長に指示・命令を行うとともに，重要な情報について，適宜本部席で発話することで情報共有する。
- ③本部長は，各統括からの発話，報告を受け，適宜指示・命令を出す。
- ④情報管理班を中心に，本部長，各統括の指示・命令，報告，発話内容をOA機器内の共通様式に入力することで，緊急時対策本部内の全要員，緊急時対策総本部との情報共有を図る。

c. 緊急時対策総本部との情報共有

緊急時対策本部と緊急時対策総本部の情報共有は，テレビ会議システム，通

信連絡設備，OA機器内の共通様式を用いて行う。

(5) 交替要員の考え方

平日の勤務時間帯に緊急時体制が発令された場合，電話，所内通信連絡設備等にて発電所構内の重大事故等に対処する要員に対して非常招集を行う。

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の場合，発電所内に宿直している運転員7名及び緊急時対策要員及び自衛消防隊の初動要員38名にて初期対応を実施する（第2図）。それ以外の重大事故等に対処する要員は，要員招集システムにより非常招集される（第7図）。（2）緊急時対策本部の要員参集 c. 発電所外から発電所に参集する重大事故等に対処する要員 参照）

発電用原子炉主任技術者については，重大事故等の発生連絡を受けた後，速やかに緊急時対策本部に駆けつけられるよう，早期に非常招集が可能なエリア（松江市）に発電用原子炉主任技術者又は代行者を1名待機させる。

発電用原子炉主任技術者は，参集途上であっても通信連絡設備（衛星電話設備（携帯型）等）を携行することにより，緊急時対策本部からプラントの状況，対策の状況等の情報連絡が受けられるとともに自ら確認することができる。

また，初動後の交替についても考慮し，主要な統括・班長，発電用原子炉主任技術者の交替要員についても，発電所への参集が可能となるよう配慮する。

平日の勤務時間帯，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）のいずれの場合も，参集する重大事故等に対処する要員は時間の経過に伴って増加し全体体制の要員数（101名：第1図）以上になる。このため，長期的対応に備えて，対応者と待機者を人選する（第8図，別紙7）。

必要人数を発電所に残し，残りは発電所外（原子力事業所災害対策支援拠点，自宅等）で待機し，基本的に12時間（目途）ごとに発電所外で待機している要員と交替することで長期的な対応にも対処可能な体制を構築する。

なお，格納容器ベントに伴うプルーム通過時には，必要な活動に対して交替要員を考慮した最小限の要員を緊急時対策所及び中央制御室に合計69名が待機する。

緊急時対策所には，64名（内訳：主要な本部員，統括，班長，発電用原子炉主任技術者等の23名とその交替要員23名，中央制御室から待避4名，現場から待避14名）が待機し，中央制御室待避室には同様に5名（内訳：当直長1名，2号当直副長1名，2号当直主任又は2号運転士1名，2号補助運転士2名）が待機する。なお，プルーム通過中は，現場対応は行わないが，緊急時対策所の各班の機能は維持される（第3図）。

(6) 格納容器ベントに伴うプルーム通過前後の体制の移行

a. プルーム通過前

緊急時対策本部の体制は，格納容器ベントに伴うプルームの通過に備え，プルーム通過前に緊急時対策本部の体制を変更する。プルーム通過時におい

ても緊急時対策所に必要な重大事故等に対処する要員を残し、それ以外の重大事故等に対処する要員は事前に原子力事業所災害対策支援拠点等に一時退避する。

中央制御室の運転員は、プルーム通過中の監視に必要な要員を除き緊急時対策所に待避する。中央制御室で監視に当たる運転員は、中央制御室待避室を正圧化させてプルームの通過に備える。

b. プルーム通過中

プルーム通過中は、重大事故等の現場対応は実施できないが、緊急時対策所における緊急時対策本部の本部長及び各統括・班長による本部体制及び各班の機能は維持され、SPDSデータ表示装置や監視カメラ等を用いてプラント状況や周囲状況の把握及び作業再開後の対応について、緊急時対策所内で議論される。プルーム通過後の作業再開は、可搬式モニタリング・ポスト等の指示が減少に転じ、指示が安定したことをもって判断する。

c. プルーム通過後

プルームの通過が判断され次第、緊急時対策所の空調を緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）による加圧状態から緊急時対策所空気浄化送風機への切替えを行い、緊急時対策所のチェンジングエリアの運用を再開する。

プルーム通過前に緊急時対策所に待避していた中央制御室の運転員は、プルーム通過後、中央制御室のチェンジングエリアの運用が再開され次第中央制御室に移動する。また、原子力事業所災害対策支援拠点等に退避していた重大事故等に対処する要員を、本部長は緊急時対策本部の体制をプルーム通過時の体制から重大事故等時の対応体制に戻すことに合わせ、発電所に要員を招集する。

3. 発電所外における重大事故等対策に係る体制について

発電所において緊急時体制の発令を受けた場合、緊急時対策総本部及び原子力事業所災害対策支援拠点において、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する体制を構築する。（第11図）

以下に発電所外における体制について示す。

(1) 緊急時対策総本部

a. 緊急時対策総本部の体制概要

(a) 社長の役割

社長は、緊急時対策総本部の総本部長として統括管理を行い、全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため緊急時対策総本部長としてその職務を行う。なお、社長が不在の場合は、あらかじめ定めた順位に従い、緊急時対策総本部の副総本部長がその職務を代行する。

(b) 緊急時対策総本部の構成

緊急時対策総本部は、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体

制にて、重大事故等の拡大防止を図り、事故により放射性物質を環境に放出することを防止するために、特に中長期の対応について緊急時対策本部の活動を支援することとし、事故進展評価及び放射線管理に関する支援の他、緊急時対策本部が事故対応に専念できるよう緊急時対策本部が必要とする資機材や人員の手配・輸送、社内外の情報収集及び災害状況の把握、報道機関への情報発信、原子力緊急事態支援組織等関係機関への連絡、原子力事業所災害対策支援拠点の選定・運営、他の原子力事業者等への応援要請やプラントメーカー等からの対策支援対応等、技術面・運用面で支援する体制を整備する。(第12図)

- 統括班 : 緊急時対策総本部指令の伝達、情報収集、社外関係個所への連絡及び関係官庁等への報告連絡、応急措置の検討、統合原子力防災ネットワークの接続確保、その他緊急時対策総本部運営に関する事項
- 放射線班 : 放射線被ばく状況の把握・推定、原子力災害医療、その他放射線管理に関する事項
- 技術班 : 事故状況の把握・評価、統括班支援
- 広報班 : 報道機関対応、お客さまへの広報関係、社外諸団体との折衝
- 総務班 : 食料等の調達及び宿泊施設の手配、被害申出窓口の開設
- 警備班 : 警備関係
- 資材班 : 応急復旧用資機材及び輸送手段の確保、その他必要な物品の調達
- 労務班 : 従業員・応援者の健康管理、作業服の調達
- 外部電源復旧班 : 送電設備被害・復旧状況の把握、送電設備の応急措置・復旧対策の検討、発電所保安用外部電源の送電確保に係る需給運用
- 通信班 : 保安通信回線の確保
- 情報システム班 : 情報共有システムの維持管理
- 支援班 : 原子力事業所災害対策支援拠点の設営、運営、情報収集、要員の入退城管理、資機材の調達、輸送、その他原子力災害対策活動の後方支援
- 支援班 (東京支社) : 中央官庁等対応、原子力規制庁緊急時対応センターへの派遣
- 地域対応班 : 原子力防災活動における関係自治体との連携、原子力事業者間協力協定に基づく他電力との防災活動の連携

b. 緊急時対策総本部設置までの流れ

発電所において、緊急時体制の発令に該当する事象が発生した場合、所長(原子力防災管理者)はただちに緊急時体制を発令するとともに本社電源事業本部部長(原子力管理)へ報告する。

報告を受けた本社電源事業本部部長（原子力管理）はただちに社長に報告し、社長は本社における緊急時体制を発令する。

本社電源事業本部部長（原子力管理）は、緊急時対策総本部を設置するため、本社緊急時対策要員を非常招集する。（第13図）

社長は、本社における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに緊急時対策総本部を設置する。

なお、緊急時対策総本部の要員は、主に広島市内に居住していることから、発電所において大規模な自然災害が発生した場合でも容易に参集できる。

c. 広報活動

原子力災害発生時における広報活動については、原災法第十六条第一項に基づき設置される原子力災害対策本部（全面緊急事態時の場合）と連携することとしており、原子力規制庁緊急時対応センター（ERC）及びオフサイトセンターとの情報発信体制を構築し、緊急時対策総本部にて対応を行う。（第14図）

また、近隣住民を含めた広範囲の住民からの問い合わせについては、相談窓口等で対応を行い、記者会見情報等についてはホームページ等を活用し、情報発信する。

(2) 原子力事業所災害対策支援拠点

発電所構内には、7日間外部支援なしに災害対応が可能な資機材として、必要な数量の食料、飲料水、防護具類（汚染防護服、ゴム手袋、全面マスク等）、燃料を配備している。

また、発電所において緊急時体制が発令された場合、発電所外からの支援体制として、以下のとおり原子力事業所災害対策支援拠点を整備している。

社長は、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援するために、原災法該当事象の通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本社統括班長に指示する。

本社統括班長は、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮したうえで原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。（別紙6）

本社支援班長は、原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点を運営し、発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する。

原子力事業所災害対策支援拠点へ派遣された要員は、支援拠点指揮者の指揮の下、それぞれの役割に基づき活動を行う。（第15図）

また、事態の長期化による作業員等の増員に伴って増加する放射線管理業務等を行うための追加要員（24時間対応及び交替要員含む。）については、全社大

からの支援要員で対応することを基本とする。

(3) 中長期的な体制

重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、緊急時対策総本部が中心となって社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

具体的には、プラントメーカ（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する人員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び人員の派遣等について、協議及び合意のうえ、支援計画を定め、「非常災害発生時における応急復旧の支援に関する覚書」を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

第1表 体制の区分と緊急時活動レベル (EAL)

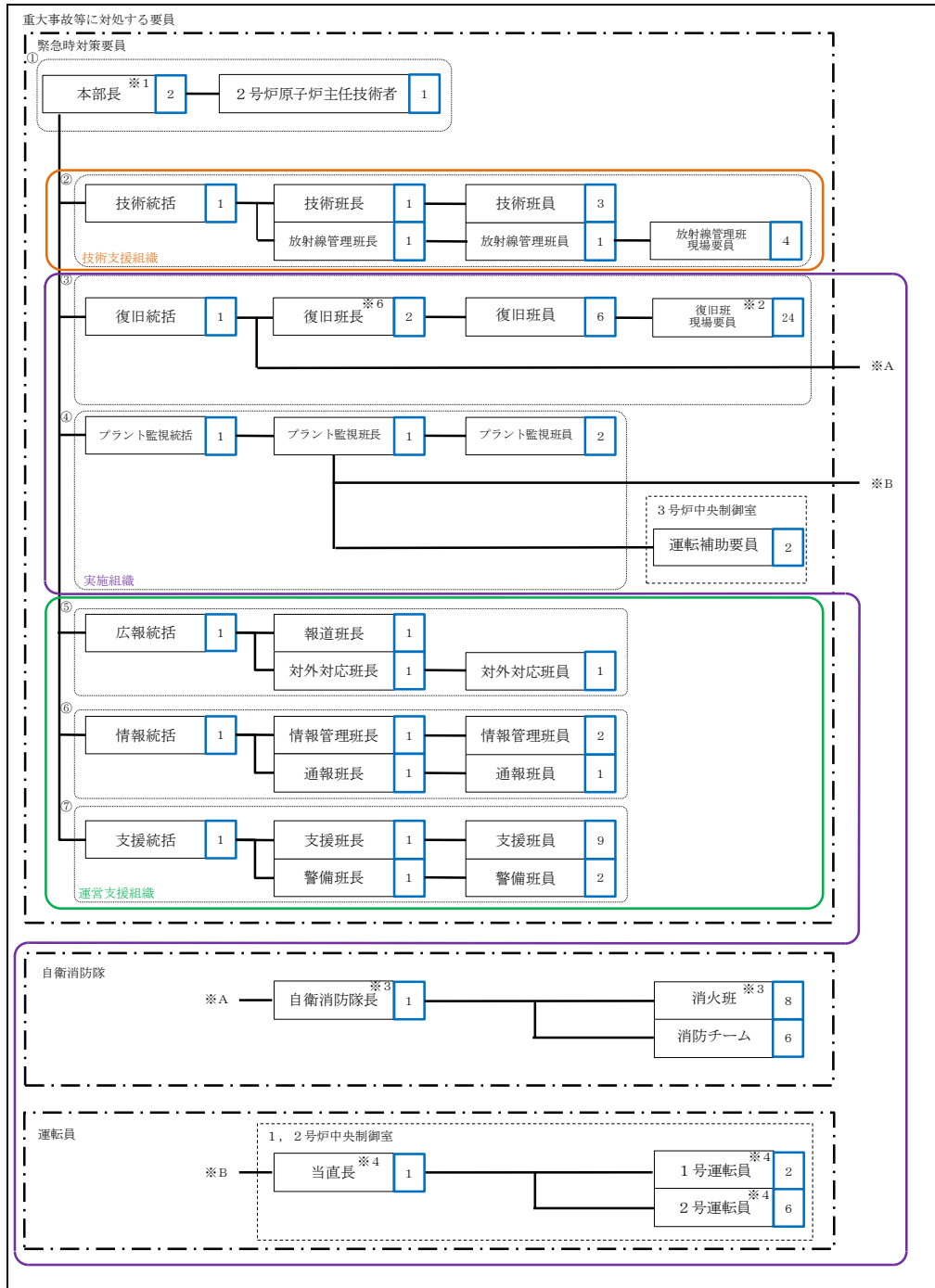
体制	緊急事態区分	異常・緊急時の情勢	施設状況	事象の種類
緊急時警戒体制 緊急時特別非常体制	警戒事態	原子力防災管理者が指針の警戒事態を判断する規定に基づく連絡基準に該当する事態の発生に於いて報告を受け、又は自ら発見したとき。	その時点では公衆への放射線による影響やその他が緊急のものではないが、原子力施設における異常事態の発生又はその他が、緊急事態の発生に於いて、情報収集や、緊急時モニタリングの準備、施設敷地緊急事態要避難者の避難等の防護措置の準備を開始する必要がある事態	(AL30) 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失のおそれ (AL42) 単一障壁の喪失又は喪失のおそれ (AL51) 原子炉制御室他の機能喪失のおそれ (AL52) 所内外通信連絡機能の一部喪失 (AL53) 重要区域での火災・溢水による安全機能の一部喪失のおそれ ○外的な事象による原子力施設への影響
	施設敷地緊急事態 (原災法第十条事象)	原子力防災管理者が原災法第十条の規定及び指針の施設敷地緊急事態を判断する規定に基づく通報基準に該当する事態の発生に於いて報告を受け、又は自ら発見したとき。	原子力施設において公衆に放射線による影響をもたらす可能性のある事象が生じたため、原子力施設周辺において緊急時に備えた避難等の主な防護措置の準備を開始する必要がある事態	(SE27) 直流電源の部分喪失 (SE29) 停止中の原子炉冷却機能の喪失 (SE30) 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失 (SE41) 格納容器健全性喪失のおそれ (SE42) 2つの障壁の喪失又は喪失のおそれ (SE43) 原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用 (SE51) 原子炉制御室他の一部の機能喪失・警報喪失 (SE52) 所内外通信連絡機能の全ての喪失 (SE53) 火災・溢水による安全機能の一部喪失 (SE55) 防護措置の準備及び一部実施が必要な事象発生
緊急時体制	全面緊急事態 (原災法第十五条事象)	原子力防災管理者が原災法第十五条の規定に基づく原子力緊急事態宣言発令の基準及び指針の全面緊急事態を判断する規定に基づく通報基準に該当する事態の発生に於いて報告を受け、又は自ら発見したとき。	敷地境界付近の放射線量の上昇 (GE01) 敷地境界付近の放射線量の上昇 (GE02) 通常放出経路での気体放射性物質の放出 (GE03) 通常放出経路での液体放射性物質の放出 (GE04) 火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出 (GE05) 火災爆発等による管理区域外での放射性物質の異常放出 (GE06) 施設内(原子炉外)での臨界事故 (GE11) 全ての原子炉停止操作の失敗 (GE21) 原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能 (GE22) 原子炉注水機能喪失のおそれ (GE23) 残留熱除去機能の喪失 (GE25) 非常用交流高圧母線の30分以上喪失	(GE25) 非常用交流高圧母線の1時間以上喪失 (GE27) 全直流電源の5分以上喪失 (GE28) 炉心損傷の検出 (GE29) 停止中の原子炉冷却機能の完全喪失 (GE30) 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能喪失・放射線放出 (GE41) 格納容器圧力の異常上昇 (GE42) 2つの障壁喪失及び1つの障壁の喪失又は喪失のおそれ (GE51) 原子炉制御室他の機能喪失・警報喪失 (GE55) 住民の避難を開始する必要がある事象発生

※EAL:Emergency Action Level AL:Alert SE:Site area Emergency GE:General Emergency

第2表 本部長不在時の代行順位

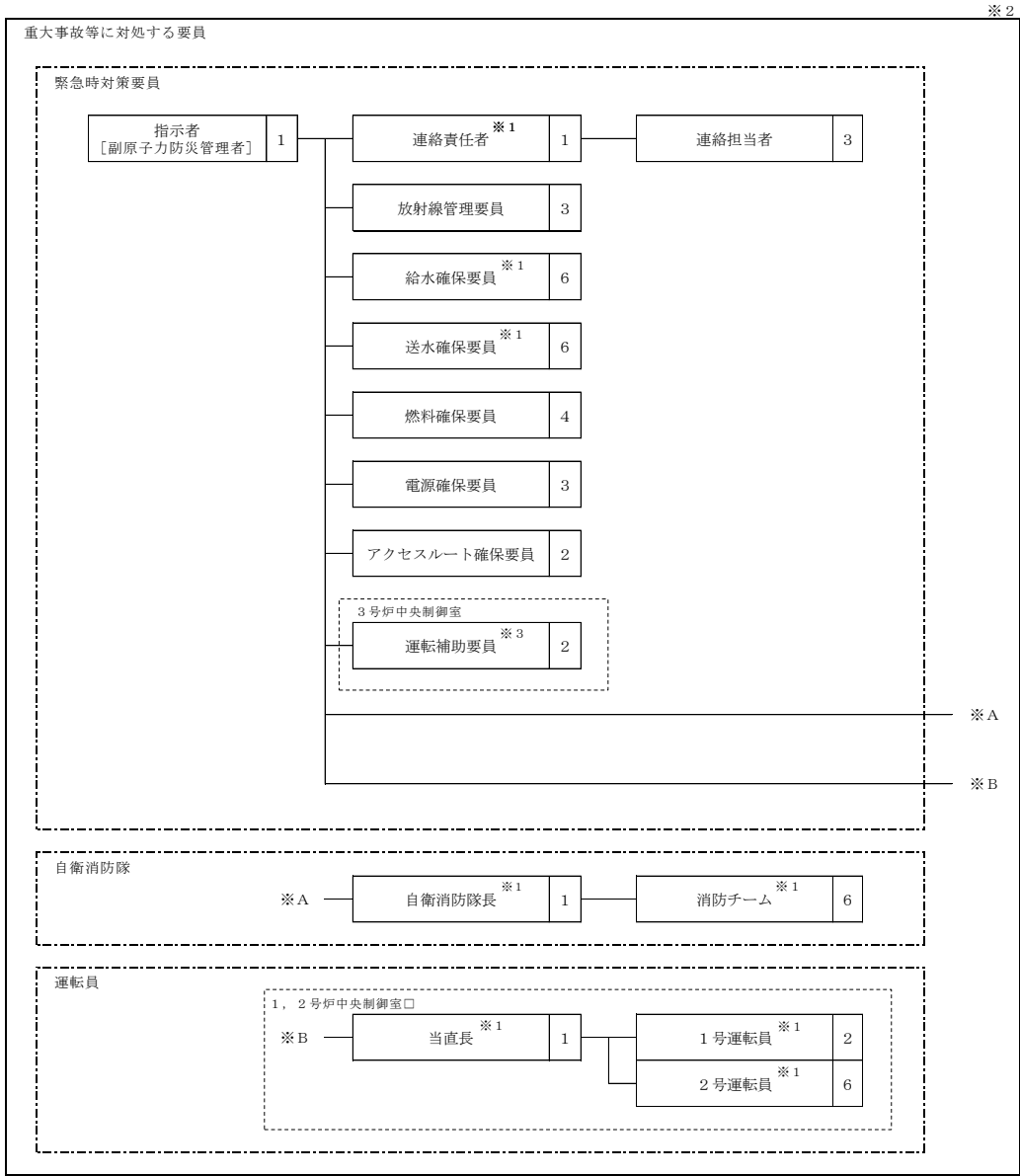
代行順位	役職
1	副所長（技術全般）
2	副所長（3号試運転）
3	技術部長
4	保修部長
5	発電部長
6	廃止措置・環境管理部長
7	保修部課長（保修管理）
8	保修部課長（保修技術）
9	保修部課長（SA工事プロジェクト）
10	保修部課長（電気）
11	保修部課長（計装）
12	保修部課長（原子炉）
13	保修部課長（タービン）
14	保修部課長（3号電気）
15	保修部課長（3号機械）

※ 役職については、組織見直し等により変更される場合がある。



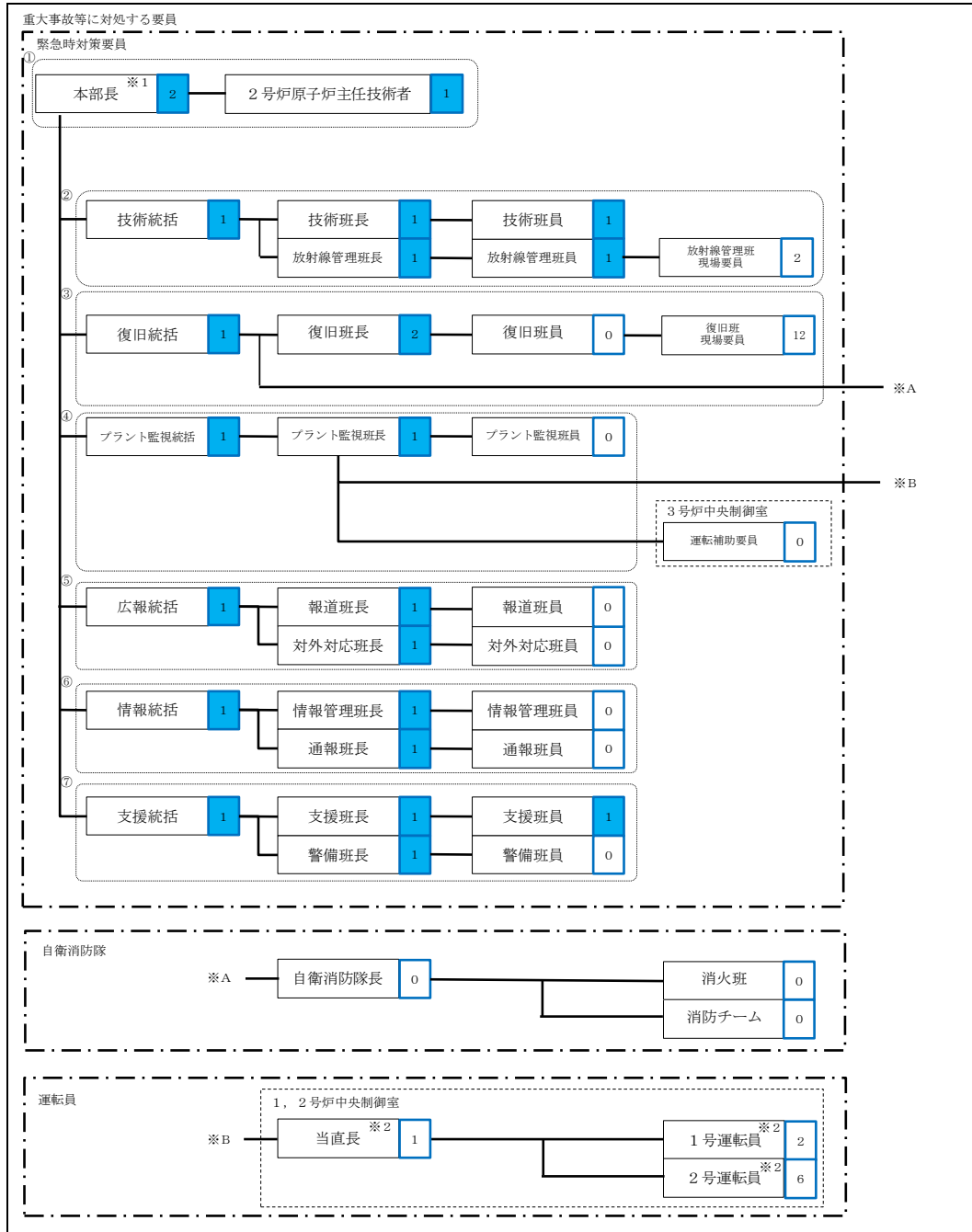
- ※1 本部長含む。
 - ※2 役割に応じたチームを編成する。
 - ※3 火災発生時以外は復旧班員として活動を行う。
 - ※4 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
 - ※5 1, 2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
 - ※6 復旧班長2名のうち1名が、1号復旧対応を実施する際に、必要な指示を実施する。
 - は人数を示す
- ①：意思決定・指揮
 - ②：情報収集・計画立案
 - ③：復旧対応
 - ④：プラント監視対応
 - ⑤：対外対応
 - ⑥：情報管理
 - ⑦：ロジスティック・リソース管理

第1図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（要員参集後）



- ※1 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
- ※2 1, 2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
- ※3 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、1, 2号炉中央制御室（運転員を含む。）が機能しない場合に活動を期待する要員。

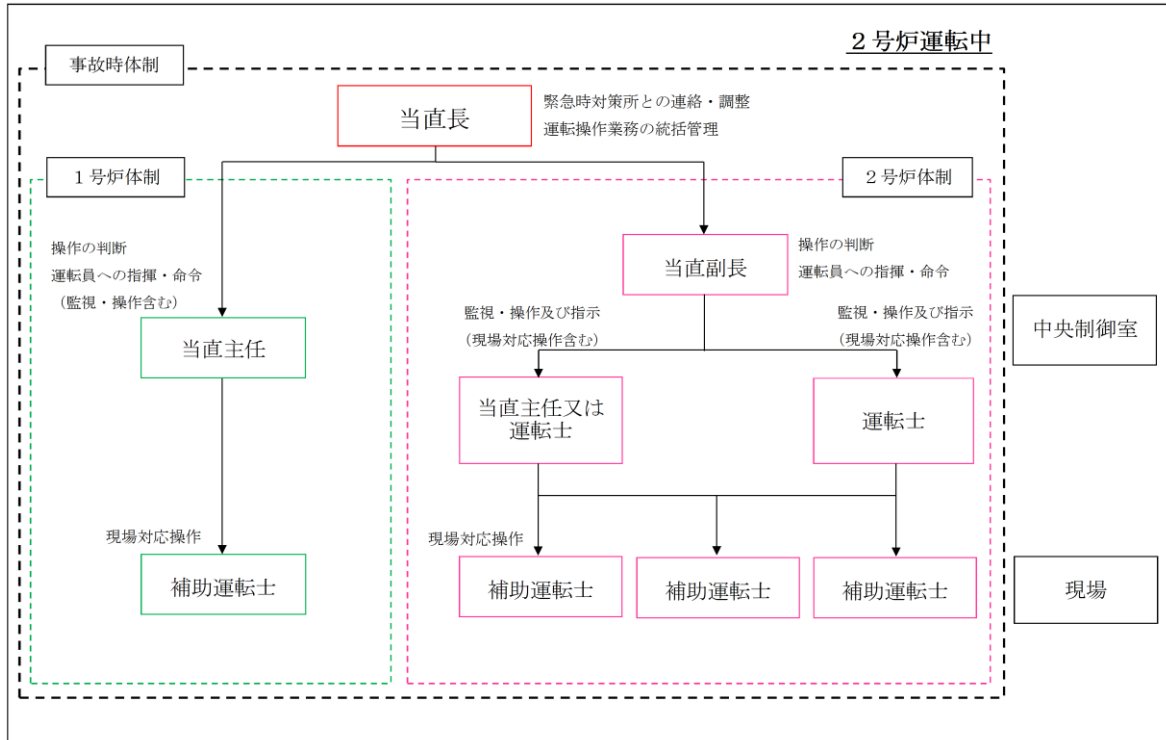
第2図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（夜間及び休日）



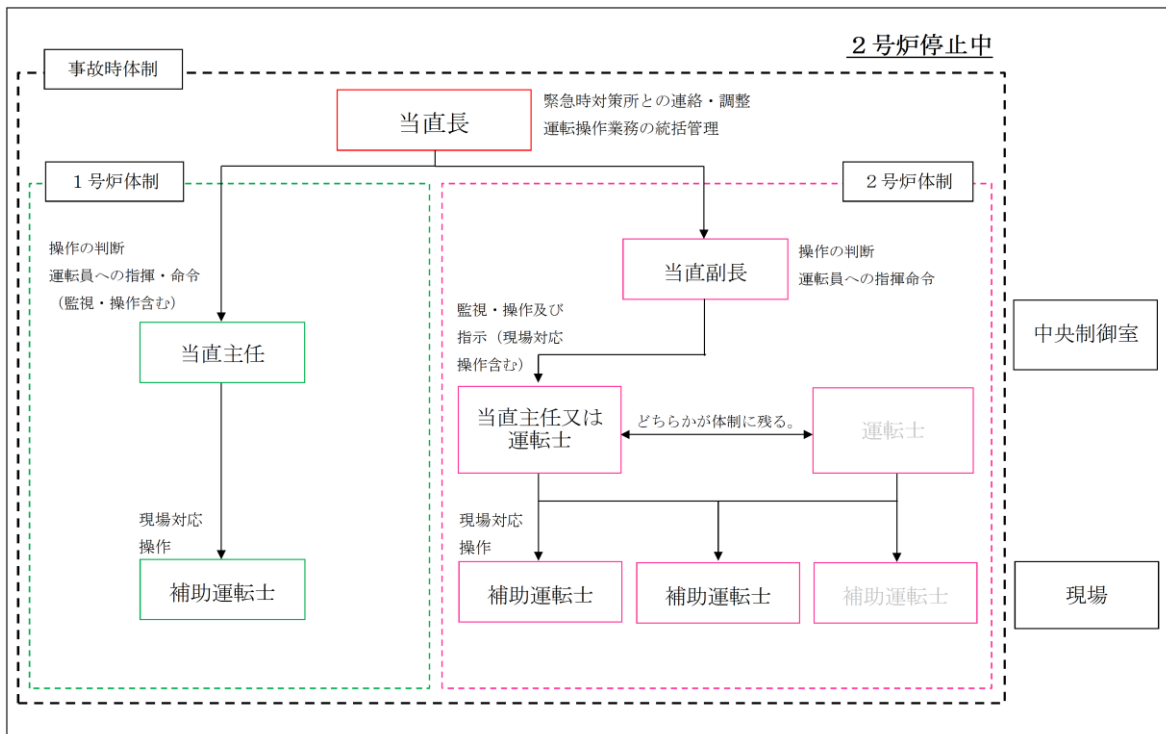
- ※1 本部長含む。
 - ※2 プルーム通過時、中央制御室待避室に当直長1名及び2号運転員4名がとどまり、1号運転員2名と2号運転員2名は、緊急時対策所に待避する。
 - ※3 1、2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
- は人数を示す
■ は交替要員あり

- ①：意思決定・指揮
- ②：情報収集・計画立案
- ③：復旧対応
- ④：プラント監視対応
- ⑤：対外対応
- ⑥：情報管理
- ⑦：ロジスティック・リソース管理

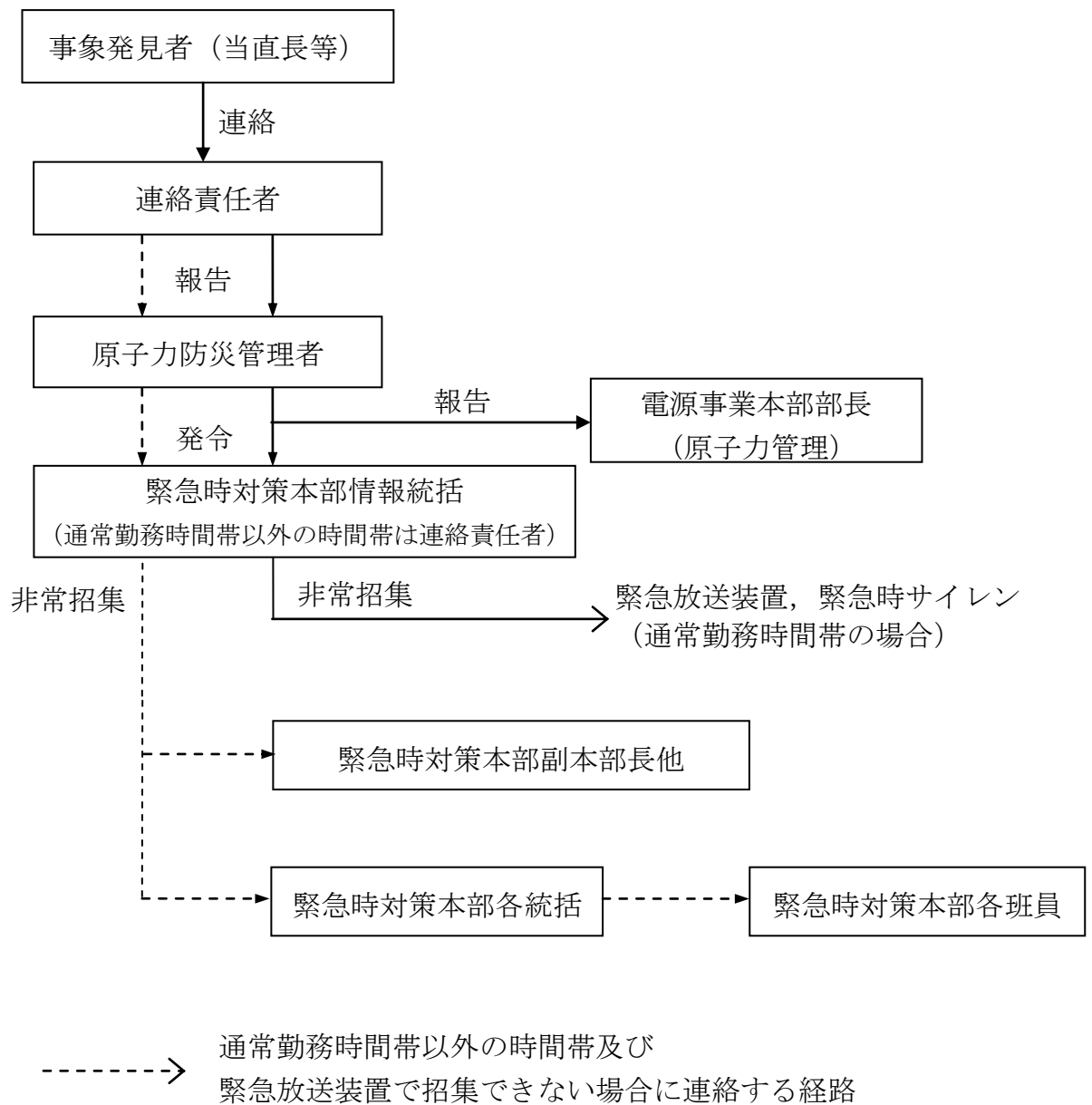
第3図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図（プルーム通過時）



第4図 中央制御室運転員の体制（2号炉運転中の場合）



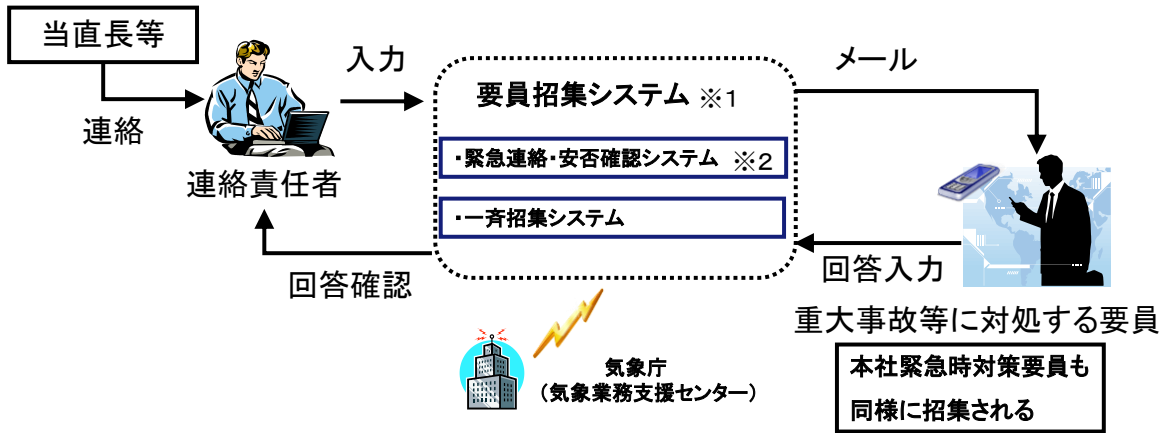
第5図 中央制御室運転員の体制（2号炉停止中の場合）



第6図 発電所における体制発令と重大事故等に対処する要員の非常招集

■ 要員招集システムによる対応要員の招集

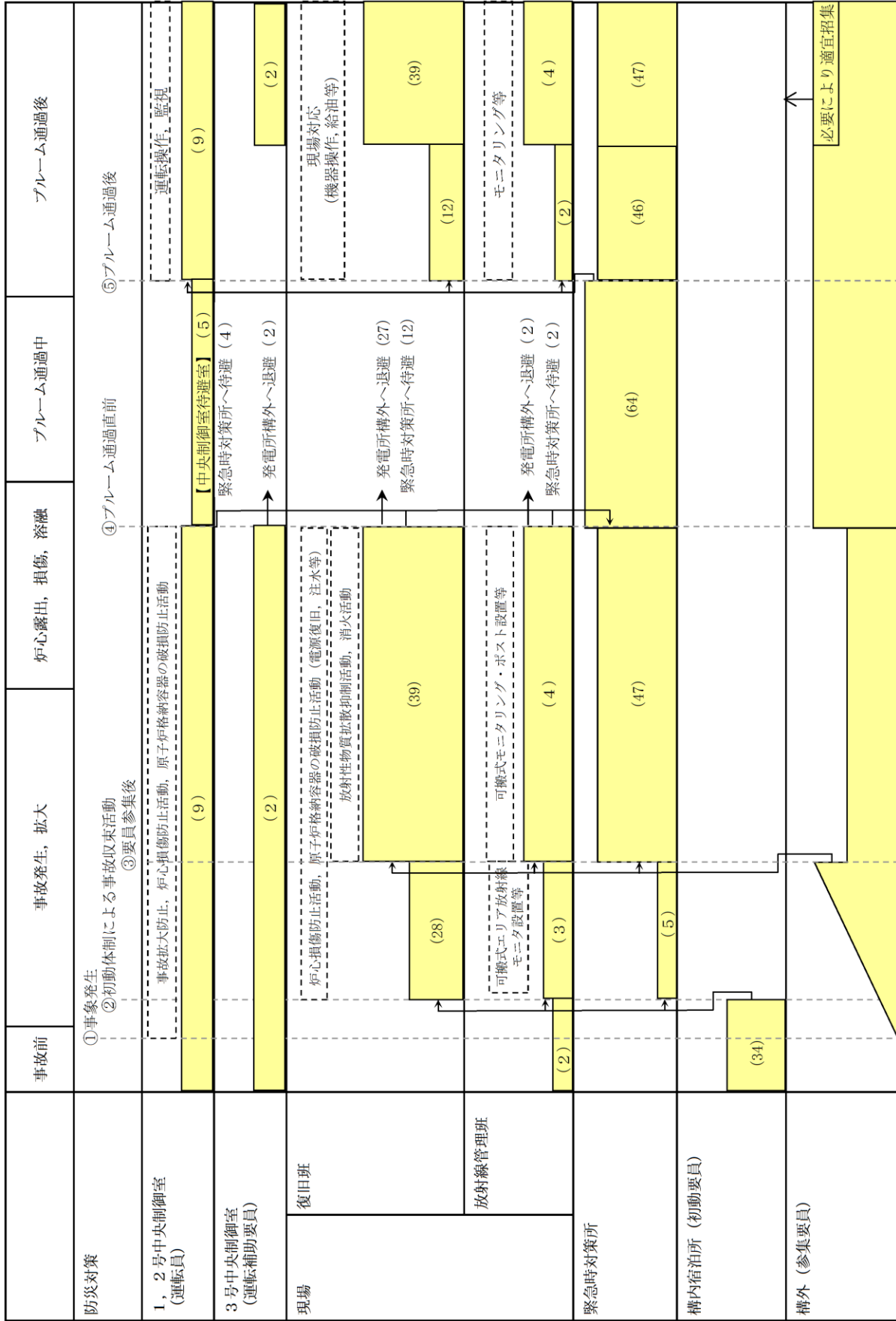
連絡責任者が要員招集システムを操作し、招集メールを発信する。



※1 発電所沿岸で津波警報、大津波警報が発令された場合は気象庁の情報により要員招集システムからも招集メールが自動配信される。

※2 松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合、自主的に参集を開始するが、地震情報は当該システムからも自動配信される。

第7図 要員招集システムによる非常招集連絡

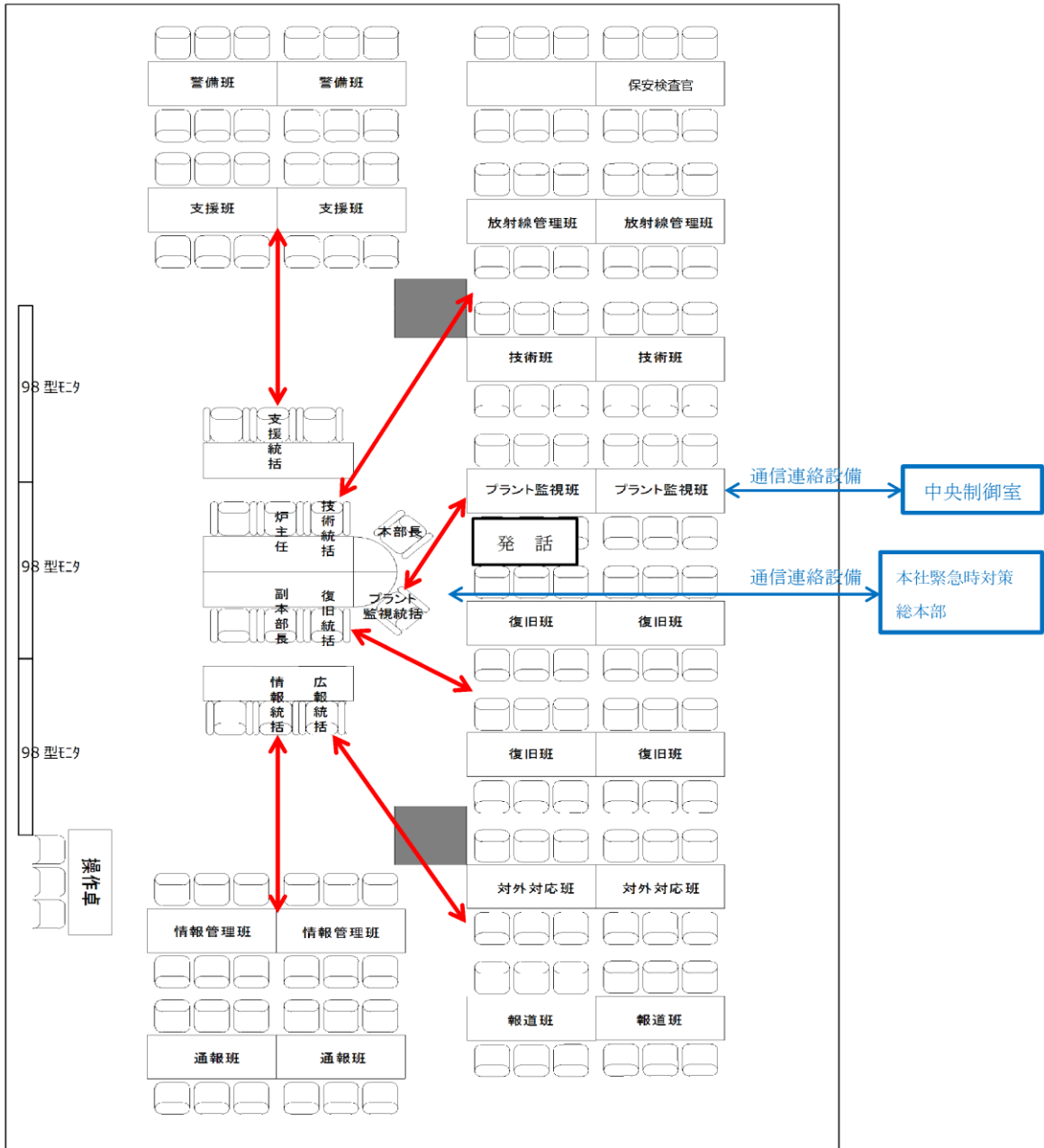


(注) 要員数については、今後の訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

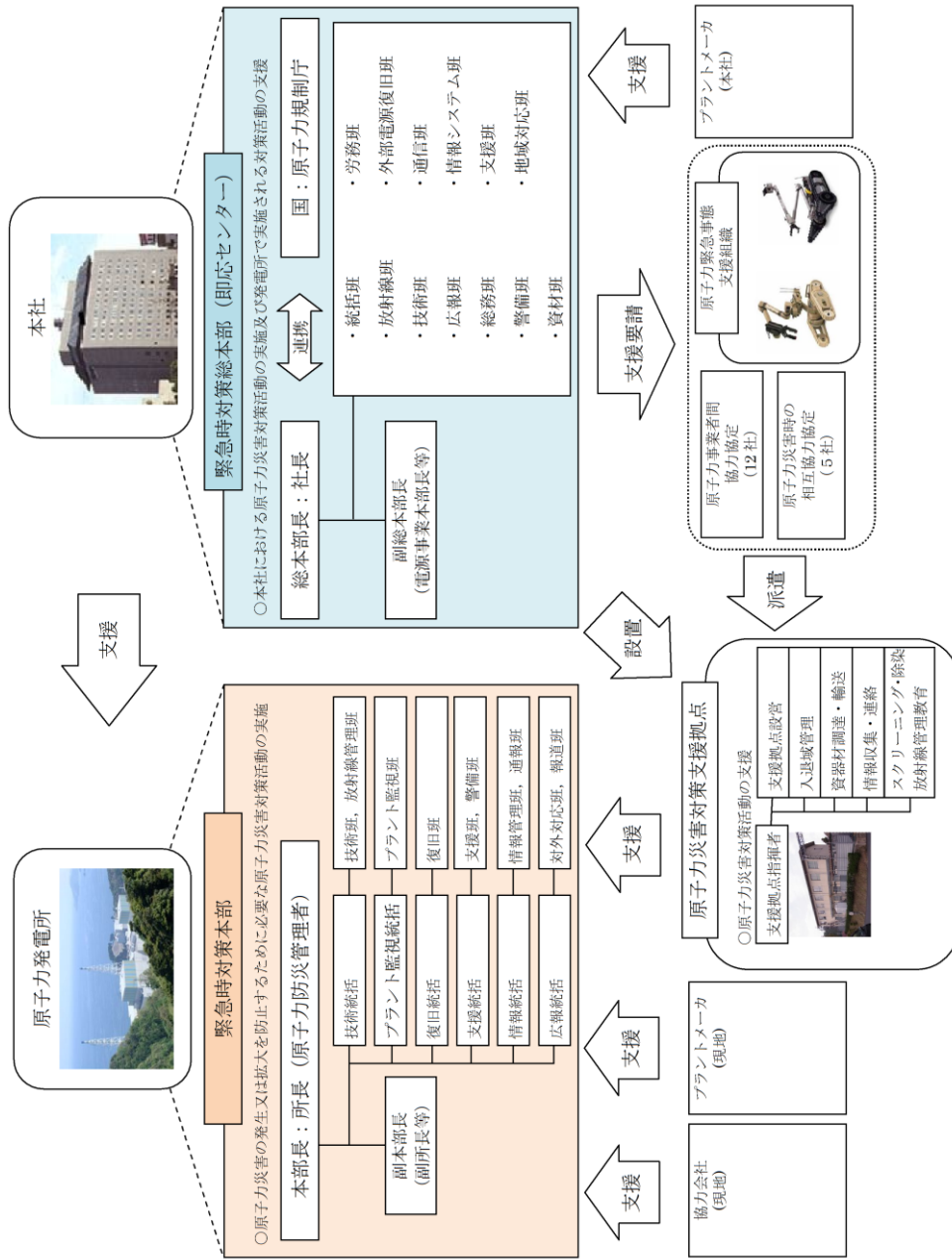
第8図 重大事故等発生から格納容器ベントに伴うブルーム通過前後の重大事故等に対処する要員の動き

非常招集連絡	非常招集の実施
<p>原子力災害対策指針の「警戒事態」、 「施設敷地緊急事態」、 「全面緊急事態」に該当する事象が発生した場合、 以下のフローにて重大事故等に対処する要員に対する招集連絡を行う。</p> <p><平日昼間></p>	<p>電話又は要員招集システムにより招集連絡を受けた重大事故等に対処する要員は、直接発電所に向けて参集する。また、松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合は、電話又は要員招集システムによる招集連絡がなくとも自主的に発電所に参集する。</p> <p>○地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族を一旦避難所に避難させるなどの必要な措置を行い、家族の身の安全を確保したうえで移動する。</p> <p>○集合場所は、基本的に構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）とするが、発電所の状況が入手できる場合は直接発電所へ参集可能とする。</p> <p>○構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に参集した要員は、緊急時対策本部と非常招集に係る以下の確認、調整を行い、通信連絡設備、懐中電灯等を持参し、発電所と連絡を取りながら、集団で移動する。構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）には通信連絡設備として衛星電話設備（携帯型）を各5台配備する。</p> <p>①発電所の状況（発電所への移動が可能かプラント状況かどうか（格納容器ベントの実施見通し）、発電所に行くための必要な装備（放射線防護服、マスク、線量計を含む。））</p> <p>②その他発電所で得られた情報（発電所への移動に関する道路状況等、移動するうえで有益な情報）</p> <p>③発電所へ移動する人の情報（人数、体調、移動手段（徒歩、車両）、連絡先）</p> <p>○発電用原子炉主任技術者は通信連絡手段により、必要の都度、発電所の連絡責任者と連絡をとり、原子炉施設の運転に関し、保安上の指示を行う。</p>
<p><夜間・休日昼間></p> <p>・要員招集システム起動 ・所内通信連絡設備 ・電話</p> <p>夜間・休日昼間当番者 (初動要員)</p> <p>副本部長他</p> <p>各統括</p> <p>各班長</p> <p>各班員</p>	

第9図 重大事故等に対処する要員の非常招集の流れ



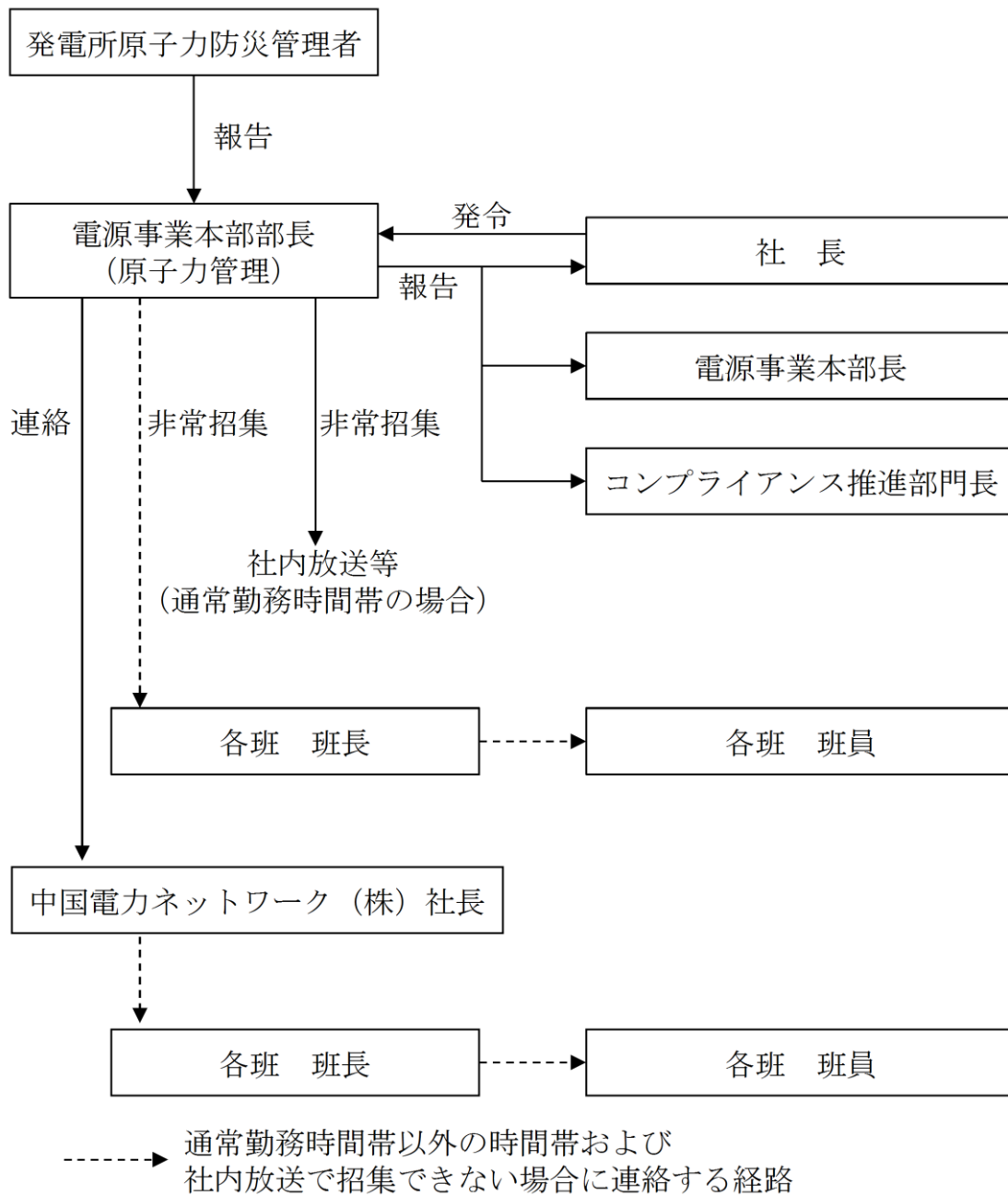
第 10 図 緊急時対策所における各機能班，緊急時対策総本部との
情報共有イメージ



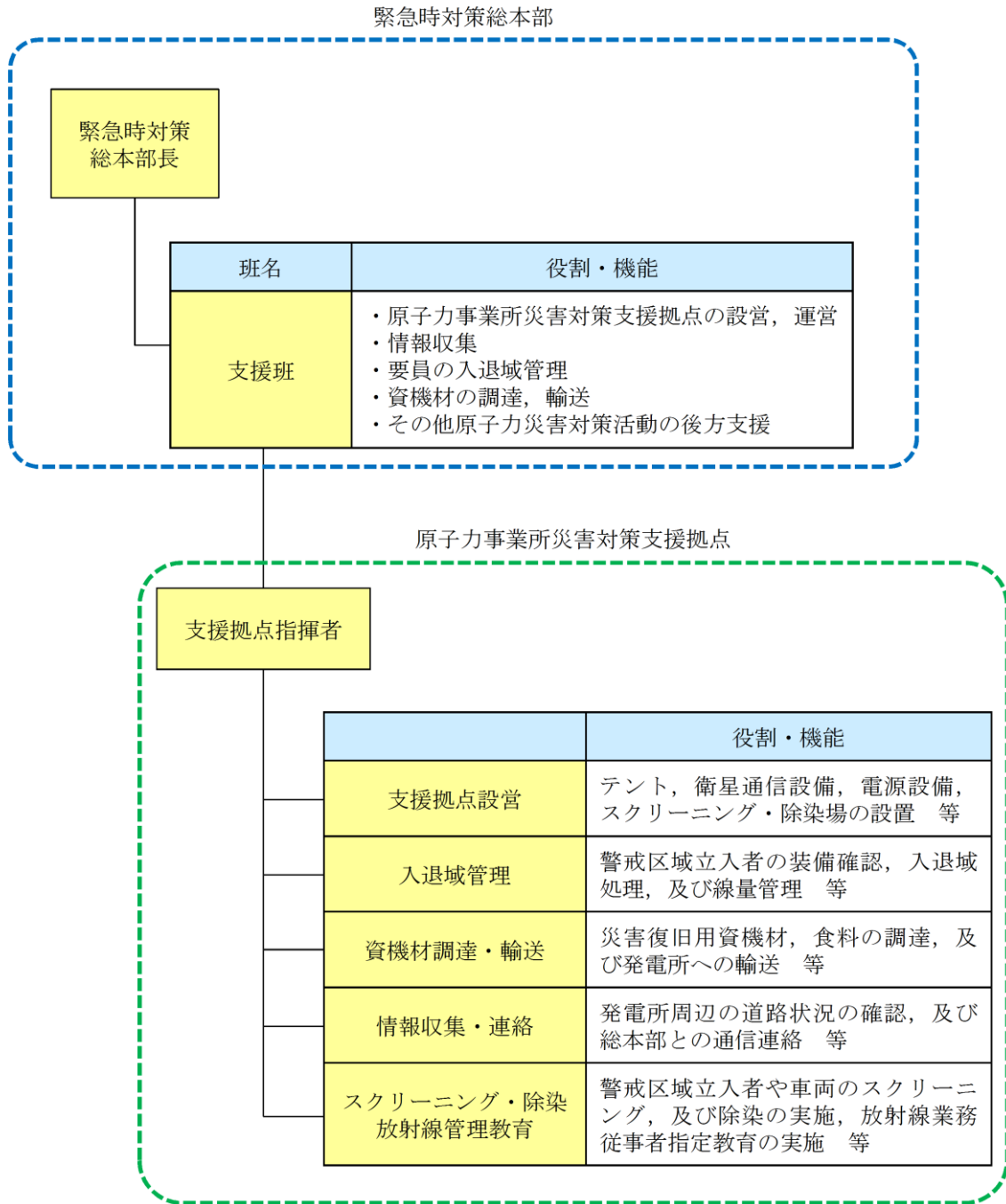
第11図 重大事故等時の支援体制（概要）

		役割・機能	
緊急時対策 総本部長		・緊急時対策総本部の指揮・統括	
	班名	役割・機能	
	統括班	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策総本部指令の伝達 ・情報収集 ・社外関係箇所への連絡及び関係官庁等への報告連絡 ・応急措置の検討 ・統合原子力防災ネットワークの接続確保 ・その他緊急時対策総本部運営に関する事項 	
	放射線班	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線被ばく状況の把握・推定 ・原子力災害医療 ・その他放射線管理に関する事項 	
	技術班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故状況の把握・評価 ・統括班支援 	
	広報班	<ul style="list-style-type: none"> ・報道機関対応 ・お客さまへの広報関係 ・社外諸団体との折衝 	
	総務班	<ul style="list-style-type: none"> ・食料等の調達及び宿泊施設の手配 ・被害申出窓口の開設 	
	警備班	<ul style="list-style-type: none"> ・警備関係 	
	資材班	<ul style="list-style-type: none"> ・応急復旧用資機材及び輸送手段の確保 ・その他必要な物品の調達 	
	労務班	<ul style="list-style-type: none"> ・従業員・応援者の健康管理 ・作業服の調達 	
	外部電源復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・送電設備被害・復旧状況の把握 ・送電設備の応急措置・復旧対策の検討 ・発電所保安用外部電源の送電確保に係る需給運用 	
	通信班	<ul style="list-style-type: none"> ・保安通信回線の確保 	
	情報システム班	<ul style="list-style-type: none"> ・情報共有システムの維持管理 	
	支援班	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力事業所災害対策支援拠点の設営、運営 ・情報収集 ・要員の入退域管理 ・資機材の調達、輸送 ・その他原子力災害対策活動の後方支援 	
	支援班 (東京支社)	<ul style="list-style-type: none"> ・中央官庁等対応 ・原子力規制庁緊急時対応センターへの派遣 	
地域対応班	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力防災活動における関係自治体との連携 ・原子力事業者間協力協定に基づく他電力との防災活動の連携 		

第 12 図 緊急時対策総本部の構成



第 13 図 本社における体制発令と緊急時対策要員の非常招集



第 15 図 緊急時対策総本部及び原子力事業所災害対策支援拠点の構成

島根原子力発電所における緊急時対策本部体制と指揮命令及び情報の流れ

島根原子力発電所における原子力防災組織の体制について、以下に説明する。

1. 基本的な考え方

島根原子力発電所の原子力防災組織を第 1 図に示す。

緊急時対策本部の体制の構築に伴う基本的な考え方は以下のとおり。

・機能ごとの整理

まず基本的な機能を以下の 6 つに整理し、機能ごとに責任者として「統括」を配置する。さらに「統括」の下に機能班を配置する。

- (1) 情報収集・計画立案
- (2) 復旧対応
- (3) プラント監視対応
- (4) 対外対応
- (5) 情報管理
- (6) ロジスティック・リソース管理

これらの統括の上に、組織全体を統括し、意思決定、指揮を行う「本部長」を置く。このように役割、機能を明確に整理するとともに、階層化によって管理スパンを適正な範囲に制限する。

・権限委譲と自律的活動

あらかじめ定める要領等に記載された手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されており、各統括、班長は上位職の指示を待つことなく、自律的に活動する。

なお、各統括、班長が権限を持つ作業が人身安全を脅かす状態となる場合においては、本部長へ作業の可否判断を求めることとする。

・戦略の策定と対応方針の確認

技術統括は、本部長のブレーンとして事故対応の戦略を立案し、本部長に進言する。また、実施組織が行う事故対応の方向性の妥当性を常に確認し、必要に応じて是正を助言する。

・復旧操作対応

原子力防災組織は、適切に緊急時対応ができるようにするため、緊急時対策本部内における機能ごとに責任者として「統括」（技術統括、復旧統括、プラント監視統括、広報統括、情報統括及び支援統括）を配置する。

・申請号炉と廃止措置号炉への対応

廃止措置号炉である 1 号炉は、すべての使用済燃料が 1 号炉の燃料プールに保管され、十分な期間にわたり冷却された状態であり、対応作業までに時間的な余裕があるため、監視や運転操作対応については、号炉ごとに確立し

た指揮命令系統のもと、中央制御室に常駐している運転員により対応に当たる。

また、可搬型設備により1号炉の燃料プールへ注水する操作については、平日の勤務時間帯においては発電所内に勤務する緊急時対策要員、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては、発電所外から参集した緊急時対策要員で2号炉の対応を優先しつつ対応に当たる。

プラント監視対応：1号運転員及びプラント監視班員にて確認

復旧対応：復旧班員にて対応。復旧班長2名のうち1名が、必要な指示を実施

・本部長の管理スパン

以上のように、統括を配置することで、本部長は1、2号炉の現場対応について、技術統括、復旧統括、プラント監視統括の3名を管理することになる。

本部長は各統括に基本的な役割を委譲していることから、3名の統括を通じて1、2号炉の管理をする。

・発電所全体に亘る活動

発電所全体を所管する自衛消防隊は、復旧統括の指揮下で活動する。

また、発電所全体を所管する放射線管理班は、技術統括配下に配置する。

2. 役割・機能（ミッション）

緊急時対策本部における各職位の役割・機能（ミッション）を、第1表に示す。

この中で、特に緊急時にプラントの復旧操作を担当するプラント監視班、復旧班、プラント監視統括、及び復旧統括の役割・機能について、以下のとおり補足する。

○プラント監視班：プラント設備に関する運転操作について、運転員による実際の対応を確認する。この運転操作には常設設備を用いた対応まで含む。

これらの運転操作の実施については、本部長から当直長にその実施権限が委譲されているため、プラント監視班から特段の指示がなくても、運転員が手順に従って自律的に実施し、プラント監視班へは実施の報告が上がって来ることになる。万一、運転員の対応に疑義がある場合には、プラント監視班長は運転員に助言する。

○復旧班：設備や機能の復旧や、可搬型設備を用いた対応を実施する。

これらの対応の実施については、復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧班が手順に従って自律的

に準備し、復旧統括への状況の報告を行う。

○プラント監視統括:運転員及びプラント監視班の実施するプラント運転操作に関する報告を踏まえて、プラント運転操作の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での運転操作については運転員及びプラント監視班にその実施権限が委譲されているため、プラント監視統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

○復旧統括: 復旧班の実施するプラント復旧活動に関する報告を踏まえて、プラント復旧活動の責任者として当該活動を統括する。

なお、あらかじめ決められた範囲での復旧活動については復旧班にその実施権限が委譲されているため、復旧統括は万一对応に疑義がある場合には是正の指示を行う。

また、火災の場合には、自衛消防隊の指揮を行う。

3. 指揮命令及び情報の流れについて

緊急時対策本部において、指揮命令は基本的に本部長を頭に、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。これとは別に、常に横方向の情報共有が行われ、例えばプラント監視班と復旧班等、連携が必要な班の間には常に綿密な情報の共有がなされる。

なお、あらかじめ定めた手順の範囲内において、本部長の権限は各統括、班長に委譲されているため、その範囲であれば特に本部長や統括からの指示は要しない。複数号炉にまたがる対応や、あらかじめ定めた手順を超えるような場合には、本部長や統括が判断を行い、各班に実施の指示を行う。

以上のような指揮命令及び情報の流れについて、具体例として以下の場合を示す。

(具体例) 大量送水車による原子炉压力容器への注水 (定められた手順で対応が可能な場合の例: 第3図)

- ・復旧統括の指示の下、復旧班が自律的に大量送水車による送水の準備を開始する。
- ・復旧班長は、復旧統括に大量送水車の準備状況を報告し、復旧統括はプラント監視統括に情報を共有する。
- ・2号当直副長の指示の下、当直が自律的に原子炉压力容器への注水ラインを構成する。
- ・プラント監視班長は、プラント監視統括に状況を報告し、プラント監視統括は復旧統括に情報を共有する。
- ・復旧班は、2号当直副長の指示により、大量送水車の注水弁開操作を開始す

る。

- ・復旧班は，2号当直副長に注水弁開操作完了を報告する。
- ・2号当直副長は，原子炉圧力容器への注水が開始されたことをプラント監視班長に報告する。
- ・プラント監視班長は，プラント監視統括へ注水弁開操作完了した旨を報告し，プラント監視統括は，報告を受け本部内に情報を共有する。

4. その他

(1) 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の体制

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）については，初動対応に必要な要員を中心に宿日直体制をとり，常に必要な要員数を確保することによって事故に対処できるようにする。その後に順次参集する要員によって徐々に体制を拡大していく。

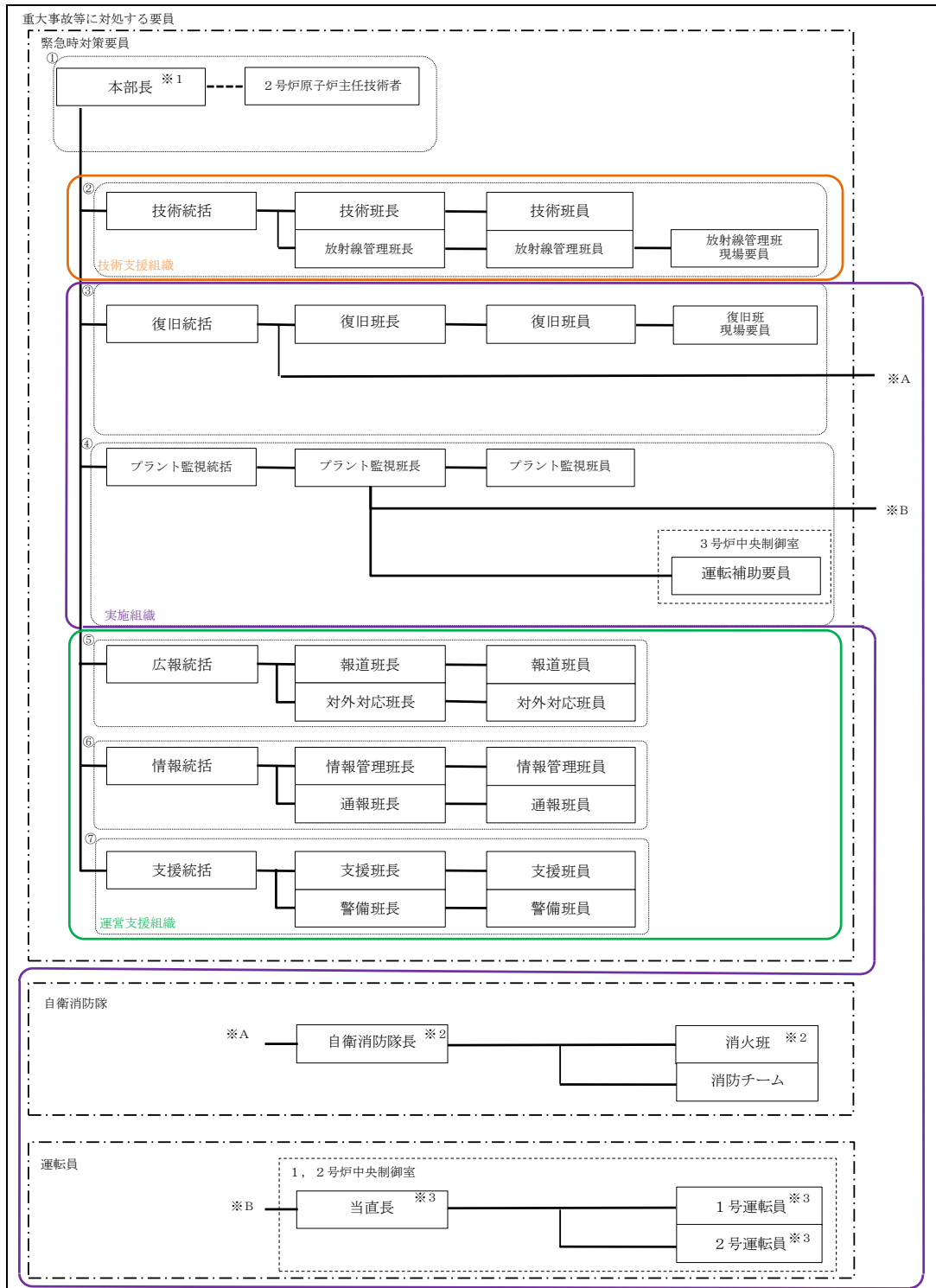
(2) 要員が負傷した際等の代行の考え方

特に夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において万一何らかの理由で要員が負傷する等により役割が実行できなくなった場合には，平日の勤務時間帯のように十分なバックアップ要員がないことが考えられる。こうした場合には，同じ機能を担務する下位又は同位の職位の要員が代行するか又は上位の職位の要員が下位の職位の要員の職務を兼務する（例：連絡責任者が負傷した場合は，連絡担当者が代行する）。

具体的な代行者の選定については，上位職の者が決定する。

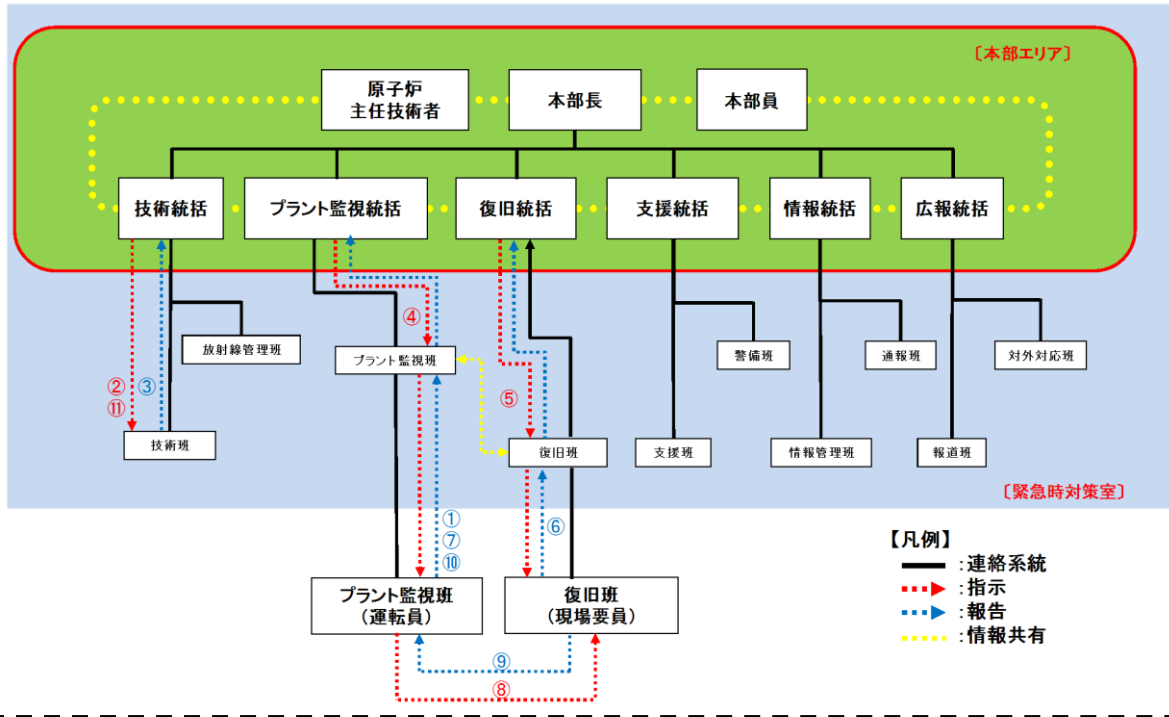
第1表 各職位のミッション

職 位	ミッション
本部長	<ul style="list-style-type: none"> ・防災体制の発令，変更の決定 ・緊急時対策本部の指揮・統括 ・重要な事項の意思決定
原子炉主任技術者	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉安全に関する保安の監督，本部長への助言
技術統括	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価の統括 ・原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成の統括 ・発電所内外の放射線，放射性物質濃度の状況把握に係る測定の統括
技術班	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉の運転に関するデータの収集，分析及び評価 ・原子炉の事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転に関する技術的措置 ・原子炉の運転に関する具体的復旧方法，工程等作成
放射線管理班	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内外の放射線及び放射性物質濃度の状況把握に係る測定 ・放射性物質の影響範囲の推定 ・緊急時対策活動に係る立入禁止措置，退去措置，除染等の放射線管理 ・重大事故等に対処する要員・退避者の線量評価及び汚染拡大防止措置・除染
プラント監視統括	<ul style="list-style-type: none"> ・事故状況の把握の統括 ・事故の影響緩和及び拡大防止に必要な運転上の操作への助言
プラント監視班	<ul style="list-style-type: none"> ・当直（運転員）からの重要パラメータの入手 ・事故対応手段の選定に関する当直（運転員）への情報提供
当直（運転員）	<ul style="list-style-type: none"> ・事故の影響緩和及び拡大防止に係るプラントの運転操作
運転補助要員	<ul style="list-style-type: none"> ・大規模損壊発生時の運転補助
復旧統括	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧及び消火活動の統括
復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故の影響緩和及び拡大防止に係る可搬型重大事故等対処設備の準備と操作 ・不具合設備の応急措置のための復旧作業方法の作成及び復旧作業の実施
自衛消防隊	<ul style="list-style-type: none"> ・消火活動
広報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・報道機関対応支援，対外対応活動の統括
報道班	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策総本部が行う報道機関対応の支援
対外対応班	<ul style="list-style-type: none"> ・自治体からの問合せ対応，自治体派遣者の支援
情報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・関係機関への通報連絡等，情報管理の統括
情報管理班	<ul style="list-style-type: none"> ・情報の収集，共有等
通報班	<ul style="list-style-type: none"> ・関係機関への通報連絡等
支援統括	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策本部の運営支援，警備対応の統括
支援班	<ul style="list-style-type: none"> ・緊急時対策本部の運営支援 ・重大事故等に対処する要員の人員把握 ・避難誘導 ・資機材及び輸送手段の確保 ・救出・医療活動
警備班	<ul style="list-style-type: none"> ・出入り管理及び警備当局対応 ・緊急車両の誘導

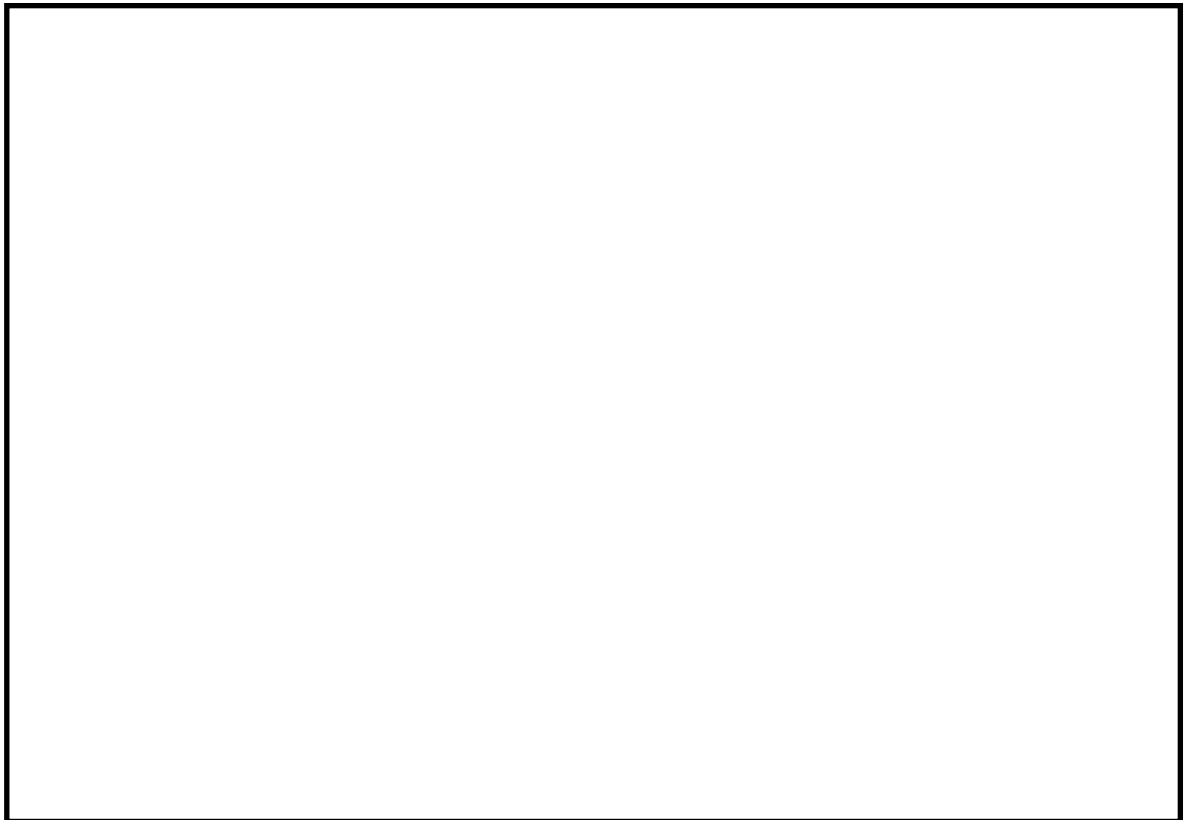


- ※1 本部員含む
- ※2 火災発生時以外は復旧班員として活動を行う。
- ※3 火災発生時は自衛消防隊として活動を行う。
- ※4 1, 2号炉含め本体制にて対応するが、1号炉については必要な措置を講じるまでに時間的余裕があるため、2号炉対応を優先する。
- ①：意思決定・指揮
- ②：情報収集・計画立案
- ③：復旧対応
- ④：プラント監視対応
- ⑤：対外対応
- ⑥：情報管理
- ⑦：ロジスティック・リソース管理

第1図 島根原子力発電所 原子力防災組織 体制図



指示・命令の流れ（例：大量送水車による2号炉への注水が必要となった場合）



第2図 大量送水車による原子炉压力容器への注水が必要になった場合の情報の流れ（例）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

自衛消防隊の体制について

1. 自衛消防隊の体制

自衛消防隊の体制を第 1 表に記す。

火災が発生した際、発電所内に常駐している自衛消防隊長及び初期消火要員による初期消火活動が行われる。

その後、参集した消火班も加わった自衛消防体制が構築される。

第 1 表 自衛消防隊編成表

構成	所属等	役割
自衛消防隊長 (1)	【平日昼間】 ① 保修部課長 (保修管理) ② 保修部課長 (保修技術) ③ 保修部課長 (建築) 【夜間及び休日】 自衛消防隊専属の宿直者	① 自衛消防隊の責任者 ② 消火活動全体の指揮 ③ 当直長への消火活動の情報提供・プラント情報の共有 ④ 公設消防窓口 (プラント状況・消火活動の情報提供)
初期消火要員 (11)	当直長 (1)	① 公設消防への通報 ② 自衛消防隊長, 消防チームへの連絡 ③ 運転員への初期消火指示 ④ プラントの情報提供, 消火活動の情報共有 (当直長は, 現場での消火活動のメンバーに属さない)
	運転員 (2)	① 火災現場での消火活動 ② 火災現場での消火戦略検討 ③ 火災現場 (屋内) への公設消防誘導・説明 ④ 放射線量測定
	連絡責任者 (1)	関係者への連絡
	誘導員 (1)	火災発生現場 (構内全域) への公設消防誘導
	消防チーム (6)	屋内・屋外での消火活動
【平日昼間】 消火班: 班長 (1), 班員 (7) 【夜間・休日昼間】 給水・送水確保要員 (6) ※ ¹	【参集状況に応じ, 班長が役割分担を指名】 ① 消火活動 (消火器・屋外消火栓等の使用) ② 緊急時対策本部への情報連絡 ③ 火災発生現場での情報収集・記録	

() 内は人数

※ 1 重大事故等対応中に発電所敷地内で復旧班の現場操作を妨げるような火災が発生した場合, 自衛消防隊長の指揮のもと, 消火活動を行う。

2. 重大事故等発生時における複数同時火災時の対応

緊急時対応中に島根原子力発電所構内において火災が発生し、消火活動が必要になった場合の対応について示す。火災については、建物本館内部での火災（以下「内部火災」という。）が2箇所で発生したケースと、発電所敷地内での火災（以下「外部火災」という。）が2箇所で発生したケースの2ケースを示す。

2.1 内部火災の場合

(1) 前提条件

- ・緊急時対応の最中に、建物本館内部で原因の特定されない同時火災を想定する。
- ・火災の発生防止対策、感知・消火対策を実施していることから、初期消火要員が対応する火災は、原子炉建物、タービン建物等の可燃物が少ない火災区域で発生し消火器で短期間に消火できる規模の火災を想定する。
- ・緊急時対応において、運転員の現場操作に際して消火活動が必要な火災に対しては、運転員の一部を活用する。
- ・原子炉の運転状態として、2号炉運転中及び停止中を想定し、各運転状態における運転員の人数を前提とする。

(2) 内部火災での対応及び体制

建物本館内部での同時火災に対する対応フローを第1図に、建物本館内部での同時火災発生時の初期消火要員の体制を第2図に、運転員の体制を第3図、第4図に示す。

当直長は、火災の状況を含めプラント状況の把握や緊急時対策本部との連絡を行っていることから、初期消火活動の指示と現場指揮所設置までの指揮を執る。自衛消防隊長は、指示者又は復旧統括の指示を受け、速やかに現場指揮所を設置するとともに、設置後は消火活動の指揮を執る。指揮権の委譲の際には、当直長と現場対応者から状況説明を受ける。その後は、消火班長から直接的、間接的に適宜状況報告を受け、両方の火災対応の指揮を執るとともに、緊急時対策本部との連絡を行う。

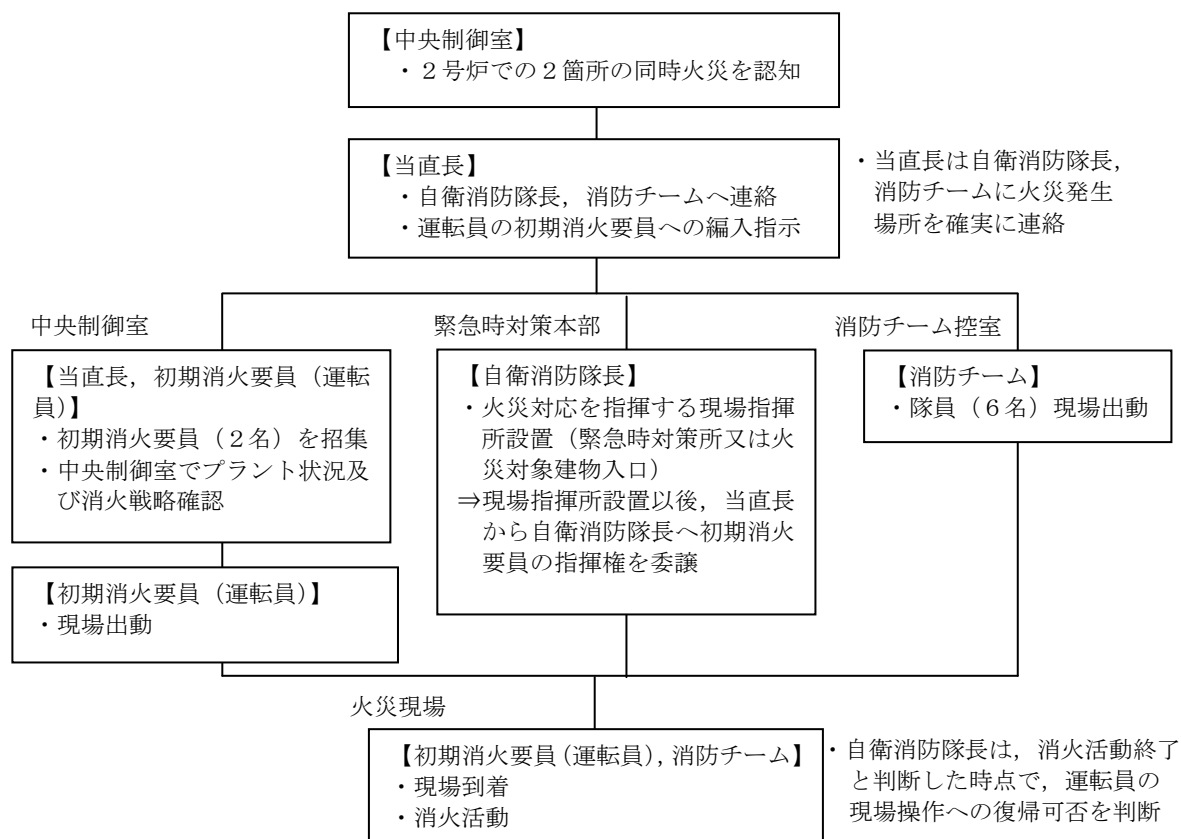
消火体制については、初期消火要員として選任されている運転員2名、消防チーム（委託）6名で編成する。

なお、建物内での火災発生に対して、原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する区域で煙充満や放射線の影響により消火活動が困難となる区域は、固定式消火設備を設置する設計としており、当該火災区域での火災発生に対して初期消火要員に依存することなく、速やかな消火活動が可能である。

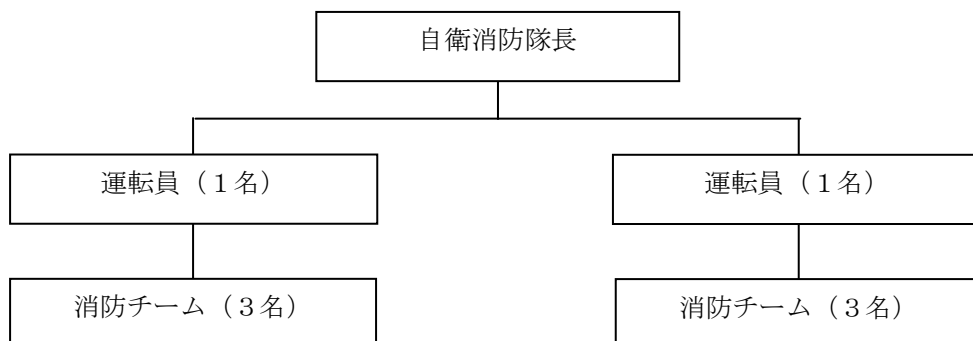
よって、プラントの運転状態に依らず緊急時対応中の内部火災に対して、8名の初期消火要員で十分に消火活動が可能で、その活動も短時間であることか

ら、初期消火要員に充てた運転員は、消火活動後速やかに現場操作対応を行うことが可能であり、緊急時対応に支障を及ぼすことはない。

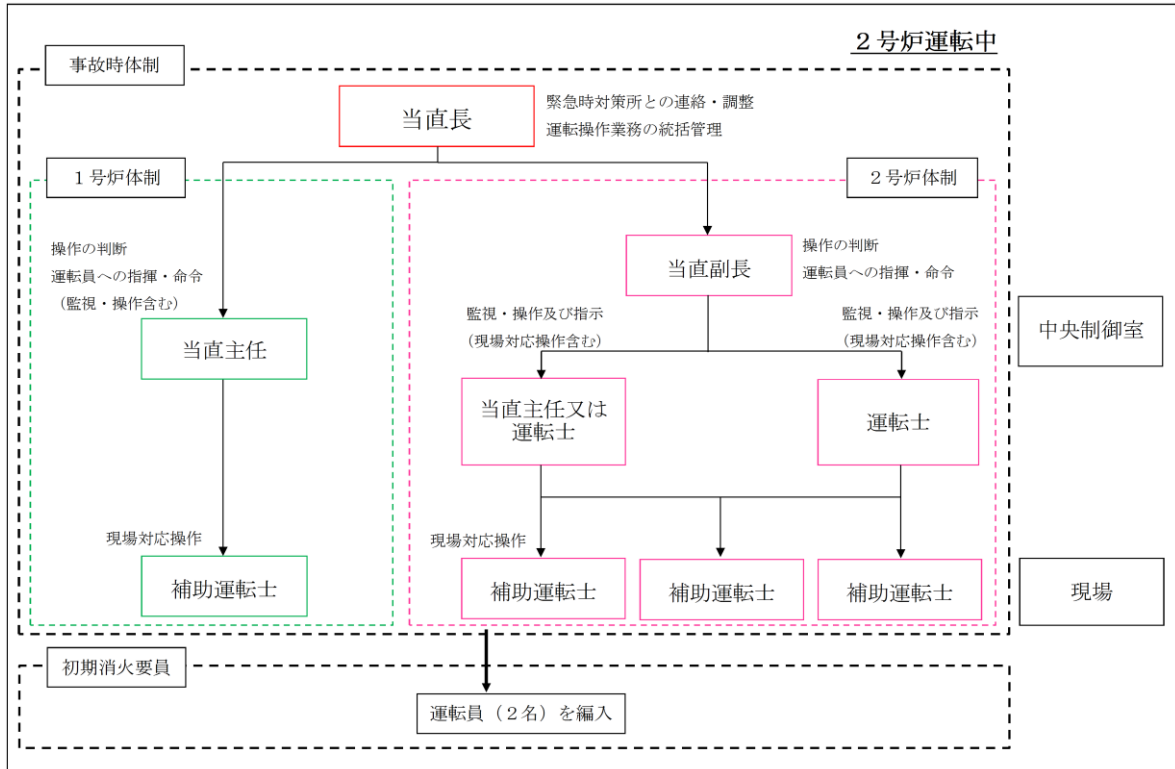
本運用については、社内規程に定める。



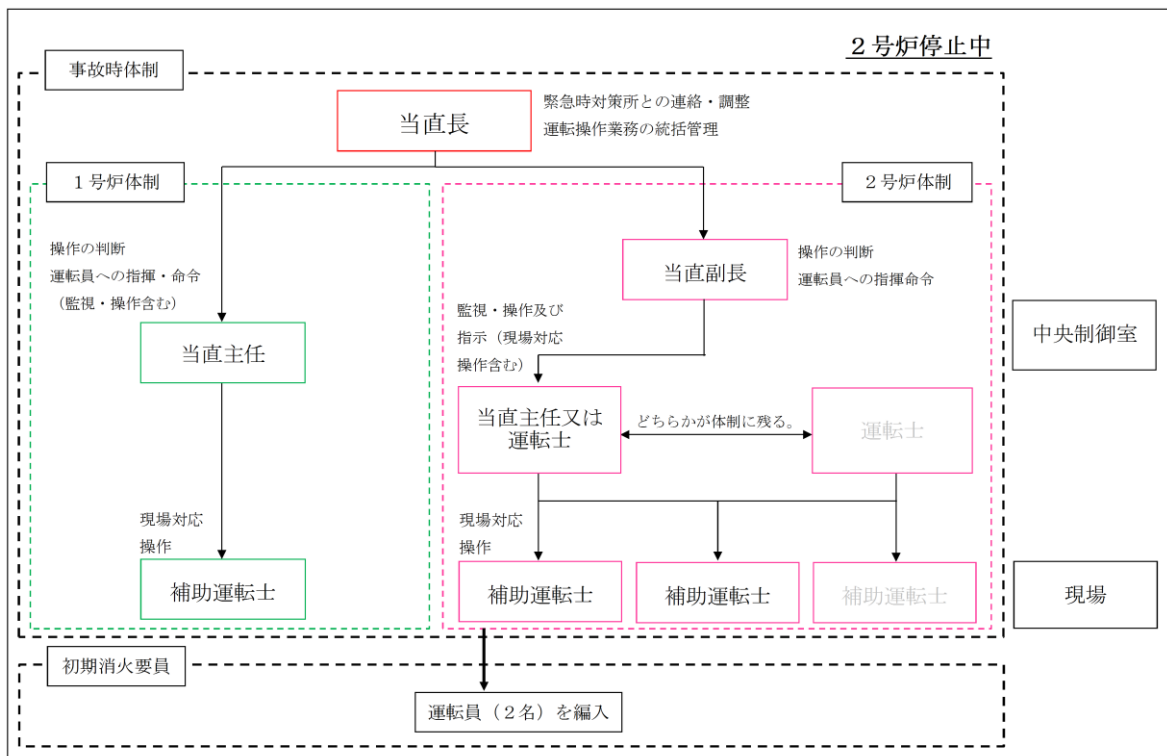
第1図 建物内部での同時火災に対する対応フロー



第2図 建物内部での同時火災発生時の初期消火体制



第3図 2号炉事故及び火災対応時の運転体制について
(2号炉運転中の場合)



第4図 2号炉事故及び火災対応時の運転体制について
(2号炉停止中の場合)

2.2 外部火災の場合

(1) 前提条件

- ・外部火災として、緊急時対応中に発電所敷地内で現場操作を妨げるような火災が同時に2箇所が発生することを想定する。
- ・消火活動は、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等の組合せにより、消火活動を行う。
- ・化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車の操作は、消防チームが行う。
- ・復旧班の現場操作に際して消火活動が必要な火災に対しては、大量送水車等の操作が可能な給水・送水確保要員を活用する。

(2) 外部火災での対応及び体制

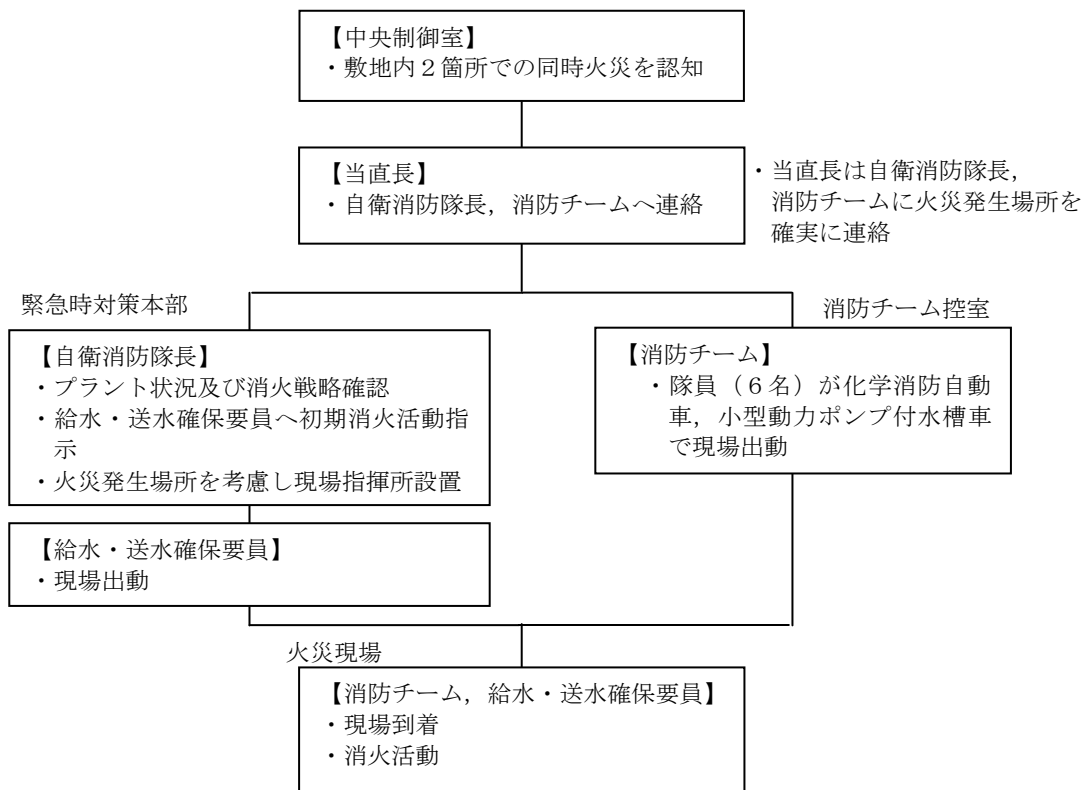
発電所敷地内での同時火災に対する対応フローを第5図に、発電所敷地内での同時火災発生時の初期消火要員の体制を第6図に示す。

外部火災における消火活動は、自衛消防隊長が指揮を執る。通常、敷地内の1箇所の火災発生に対しては、火災対応のため常時待機している消防チーム6名で十分対応可能であるが、復旧班の現場操作に際して消火活動が必要な敷地内2箇所の同時火災が発生した場合には、消防チームに加え、給水・送水確保要員から6名を充て、消火活動を行う。

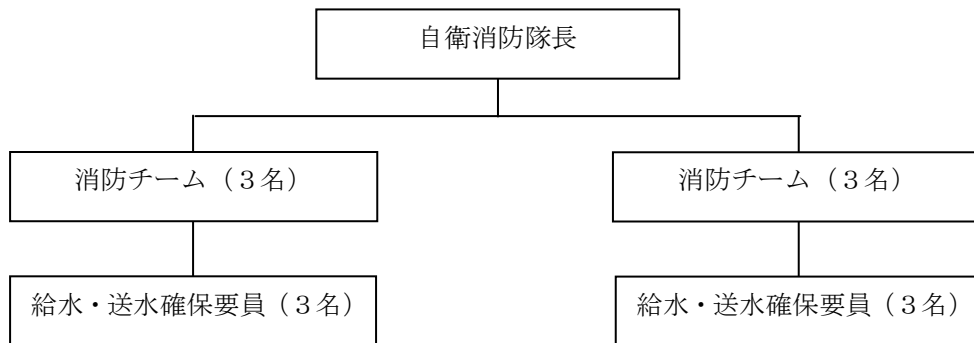
実際の放水活動は、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等の組合せで行うことから、原則として、1班当たり6名の2班を編成し、2箇所に分かれて消火活動を行う。その際、消防チーム等は化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車等の操作を行う。

一方、初期消火活動に充てられた給水・送水確保要員は本来緊急時の原子炉圧力容器への注水等の対応を行うため、消火活動が終了とした時点で、自衛消防隊長の判断により速やかに原子炉圧力容器への注水等の作業に戻ることにする。

本運用については、社内規程に定める。



第5図 発電所敷地内での同時火災に対する対応フロー

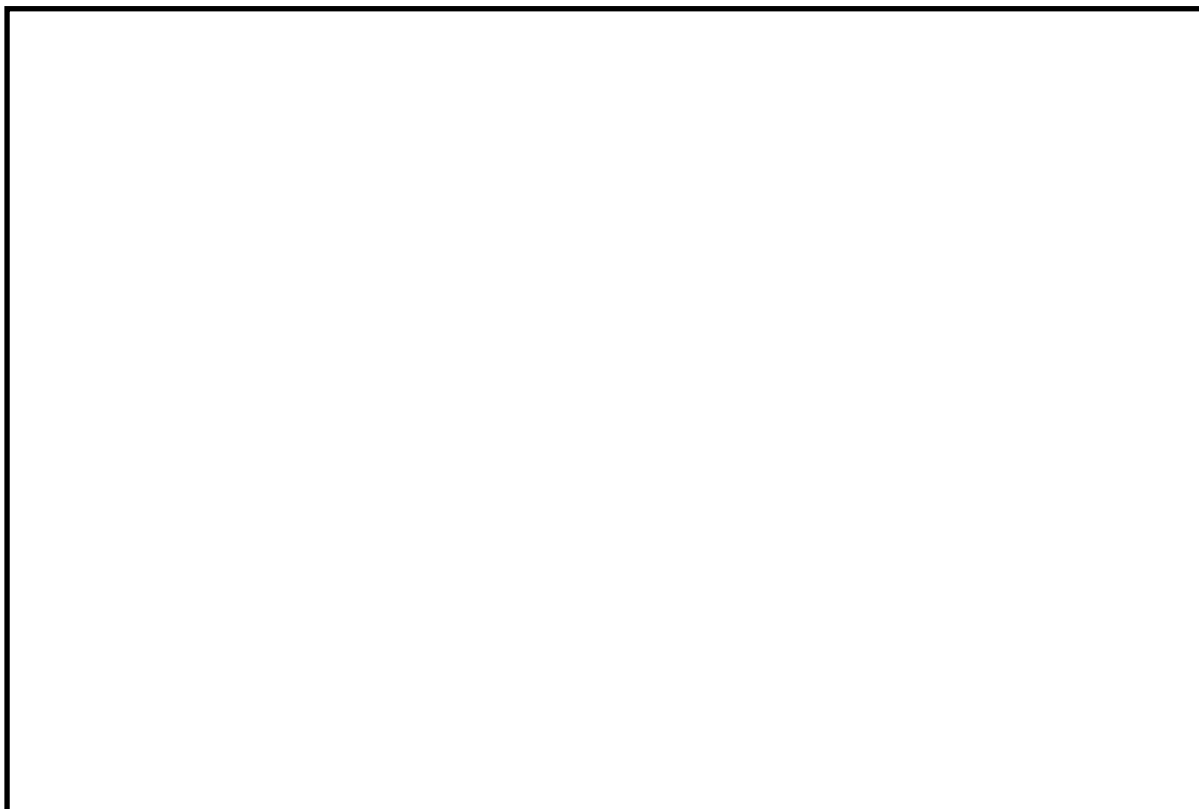


第6図 発電所敷地内での同時火災発生時の初期消火体制

重大事故等時における重大事故等に対処する要員の動き

重大事故等時における重大事故等に対処する要員の動きについては以下のとおり。

- ・ 平日勤務時間帯において、重大事故等に対処する要員のほとんどが管理事務所で執務しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に集合する。
- ・ 夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、初動対応する重大事故等に対処する要員（本部要員、現場要員）は、免震重要棟又はその近傍、1，2号炉制御室建物又はその近傍及び3号炉制御室建物又はその近傍で執務若しくは待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に集合する。



第1図 緊急時対策所までのアクセスルート

緊急時対策所における主要な資機材一覧

緊急時対策所に配備している主要な資機材については以下のとおり。

1. 緊急時対策所

○通信連絡設備

通信種別	主要設備		数量※1
発電所内外	衛星電話設備	衛星電話設備（固定型）	5台
		衛星電話設備（携帯型）	10台
	電力保安通信用電話設備	固定電話機	10台
		PHS 端末	32台
		FAX	1台
発電所内	所内通信連絡設備	ハンドセットステーション	1台
		スピーカ	1台
	無線通信設備	無線通信設備（固定型）	5台
		無線通信設備（携帯型）	62台
発電所外	統合原子力防災ネットワーク に接続する通信連絡設備	IP-電話機（有線系）	4台
		IP-電話機（衛星系）	2台
		IP-FAX（有線系）	2台
		IP-FAX（衛星系）	1台
		テレビ会議システム	1式
	テレビ会議システム（社内向）	テレビ会議システム（社内向）	1式
	専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）	4台
	衛星電話設備（社内向）	衛星社内電話機	1台
		衛星テレビ会議システム（社内向）	1式
	局線加入電話設備	固定電話機	1台
FAX		1台	

※1：予備を含む（今後、訓練等で見直しを行う）

○必要な情報を把握できる設備

通信種別	主要設備	数量
発電所内外	安全パラメータ表示システム（SPDS）	1式
	データ伝送設備	1式

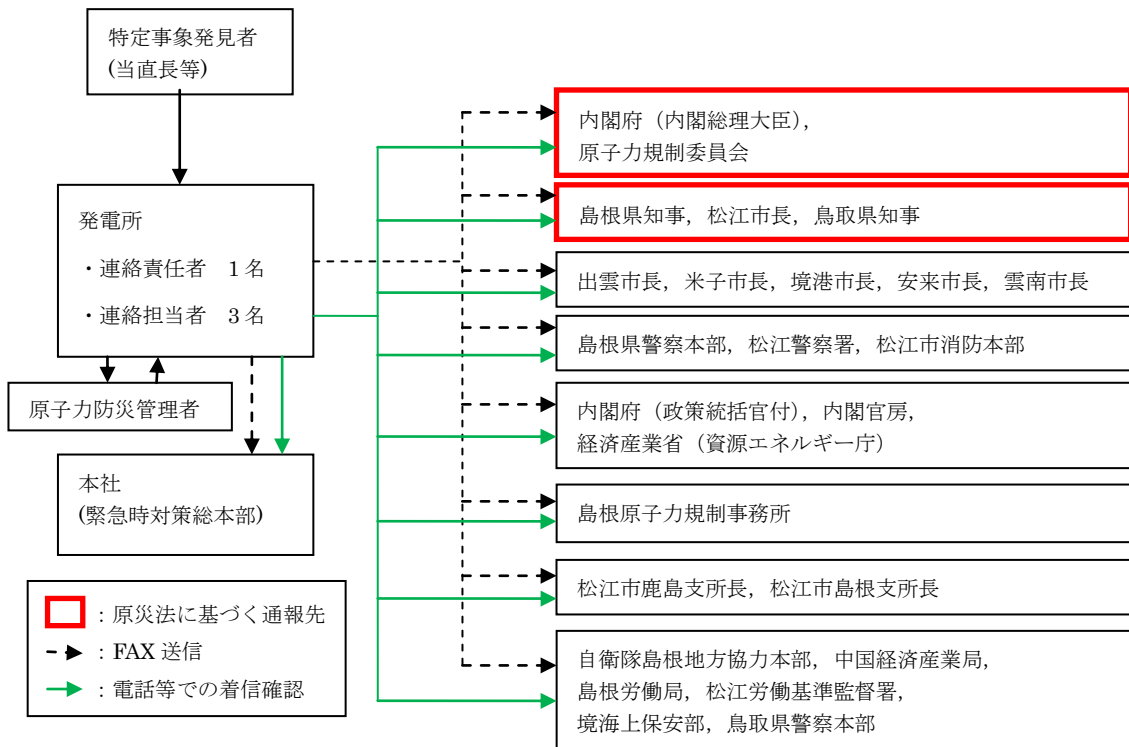
○可搬型照明設備

品名	数量
懐中電灯	43個
LEDライト（ランタンタイプ）	9個

緊急時対策要員による通報連絡について

重大事故等が発生した場合、発電所の連絡責任者が、内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事並びにその他定められた通報連絡先への通報連絡をFAXを用いて一斉送信するとともに、通報連絡後の統合原子力防災ネットワークの情報連絡の管理を一括して実施する。

- ① 発電所の連絡責任者は、特定事象等発見者から事象発生連絡を受けた場合は、所長（原子力防災管理者）へ報告するとともに、他の通報対応者と協力し通報連絡を実施する。
- ② 重大事故等（原子力災害対策特別措置法第十条第一項に基づく通報すべき事象等）が発生した場合の通報連絡は、内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事及びその他定められた通報連絡先に、FAXを用いて一斉送信することで、効率化を図る。
- ③ 内閣総理大臣、原子力規制委員会、島根県知事、松江市長及び鳥取県知事等に対しては、電話でFAXの着信の確認を行うとともに、その他通報連絡先へもFAXを送信した旨を連絡する。
- ④ これらの連絡は、緊急時対策本部の連絡責任者（1名）と連絡担当者（3名）が分担して行うことにより時間短縮を図る。
- ⑤ その後、重大事故等に対処する要員の招集で、参集した情報管理班及び通報班の要員確保により、更なる時間短縮を図る。
- ⑥ 原子力規制庁への情報連絡は、必要により統合原子力防災ネットワークを活用する。
- ⑦ 通報連絡の体制、要領については、手順書を整備し運用を行う。



第1図 原子力災害対策特別措置法第十条第一項等に基づく通報連絡経路

原子力事業所災害対策支援拠点について

島根支社

所在地	島根県松江市母衣町 1 1 5
発電所からの方位, 距離	南東約 9 km
敷地面積	約 6, 3 0 0 m ²
非常用電源	可搬式発電機※
通信機器	可搬型衛星通信機器 (電話, F A X) ※ 保安電話 (災害時優先) ※, 一般電話・F A X, 衛星携帯電話
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達 駐車場は島根支社から約 4 km 先に位置する自社関連会社の敷地を使用

※ 設営時に車両等で搬送する。

中国電力ネットワーク株式会社 知井宮変電所

所在地	島根県出雲市知井宮町 1 7 5 6 - 7
発電所からの方位, 距離	南西約 3 4 km
敷地面積	約 8, 1 0 0 m ²
非常用電源	可搬式発電機※
通信機器	可搬型衛星通信機器 (電話, F A X) ※ 保安電話 (災害時優先) ※
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達

※ 設営時に車両等で搬送する。

広瀬中央公園

所在地	島根県安来市広瀬町広瀬 3 0 7
発電所からの方位, 距離	南東約 2 5 km
敷地面積	約 3 5, 0 0 0 m ²
非常用電源	可搬式発電機※
通信機器	可搬型衛星通信機器 (電話, F A X) ※ 保安電話 (災害時優先) ※
その他	消耗品類 (燃料, 食料, 飲料水等) は最寄りの小売店より調達

※ 設営時に車両等で搬送する。



*地図データは国土地理院の電子国土Webシステムより引用

第1図 原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

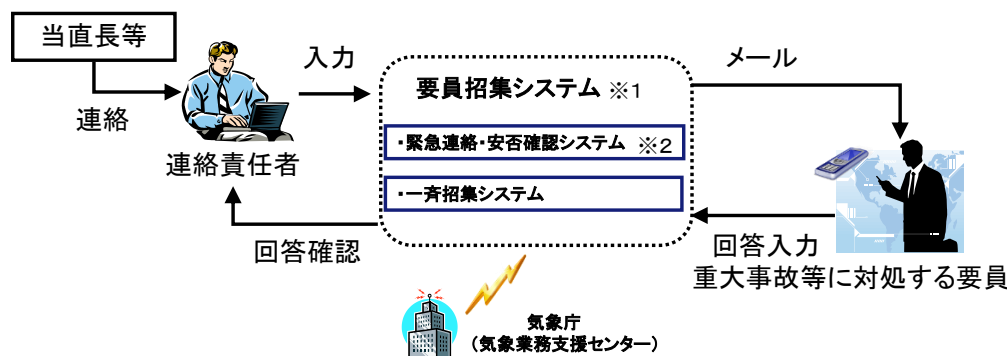
発電所構外からの要員の参集について

1. 要員の招集の流れ

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合に、発電所外にいる重大事故等に対処する要員を速やかに非常招集するため、「要員招集システム」、「通信連絡手段」等を活用し、要員の非常招集及び情報提供を行う。（第1図）

■ 要員招集システムによる対応要員の招集

連絡責任者が要員招集システムを操作し、招集メールを発信する。



※1 発電所沿岸で津波警報、大津波警報が発令された場合は気象庁の情報により要員招集システムからも招集メールが自動配信される。

※2 松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合、自主的に参集を開始するが、地震情報は当該システムからも自動配信される。

第1図 要員招集システム

松江市内で震度6弱以上の地震が発生した場合には、社内規程に基づき、非常招集連絡がなくても自主的に参集する。

地震等により家族、自宅等が被災した場合や自治体からの避難指示等が出された場合は、家族の身の安全を確保したうえで参集する。

集合場所は、基本的には構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）（第2図）とするが、発電所の状況が入手できる場合は、直接発電所へ参集可能とする。

構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に集合した要員は、緊急時対策本部と非常招集に係る以下の確認、調整を行い、通信連絡設備、懐中電灯等を持参し、発電所と連絡を取りながら集団で移動する。構外参集拠点（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）には通信連絡設備として衛星電話設備（携帯型）を各5台配備する。

- ① 発電所の状況（発電所への移動が可能なプラント状況かどうか（格納容器ベントの実施見通し）、発電所に行くための必要な装備（放射線防護服、マスク、線量計を含む。））
- ② その他発電所で得られた情報（発電所への移動に関する道路状況等、移動するうえで有益な情報）
- ③ 発電所へ移動する人の情報（人数、体調、移動手段（徒歩、車両）、連絡先）

発電用原子炉主任技術者は通信連絡手段により、必要の都度、発電所の連絡責任者と連絡をとり、発電用原子炉施設の運転に関し、保安上の指示を行う。



第2図 島根原子力発電所とその周辺

2. 重大事故等に対処する要員の所在について

発電所員の社宅・寮がある島根原子力発電所から半径5km圏内に、発電所員（約540名）の約4割が居住している。更に、島根原子力発電所から半径5～10km圏内には、発電所員の約3割が居住しており、おおむね島根原子力発電所から半径10km圏内に発電所員の約7割が居住している。（第2図）（第1表）

第1表 居住地別の発電所員数（平成31年4月時点）

居住地	5 km 圏内	5～10km 圏内	10～20km 圏内	その他地域 (半径20km 圏外)
居住者数	236名 (44%)	154名 (29%)	74名 (14%)	71名 (13%)

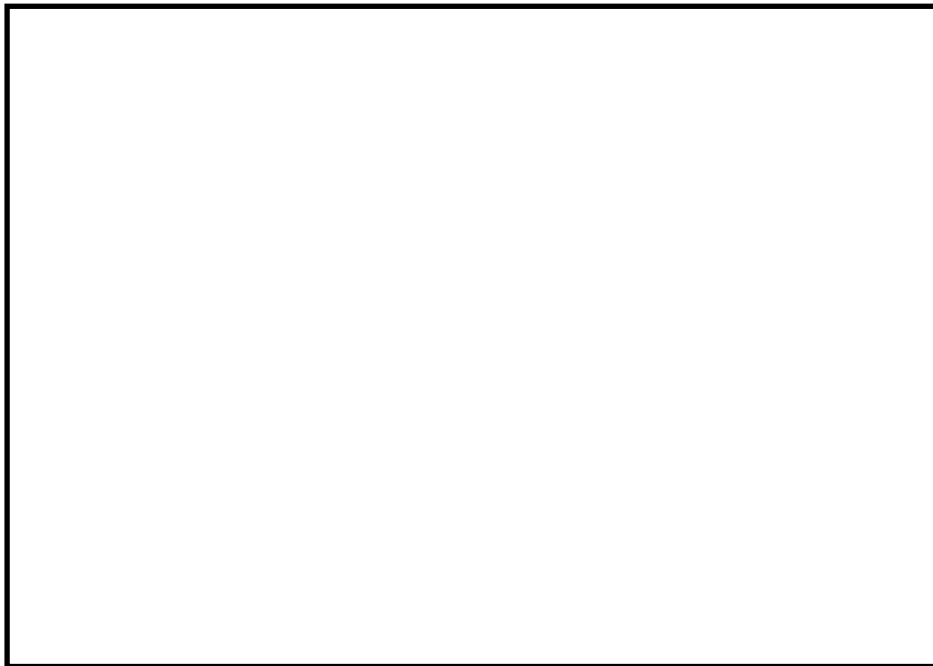
3. 発電所構外からの要員の参集ルート

(1) 概要

発電所構外からの参集ルートについては、第3図に示すとおりであり、参集ルートの障害要因としては、比較的に平坦な土地であることから、土砂災害の影響は少なく、地震による橋の崩壊、津波による参集ルートの浸水が考えられる。

地震による橋梁の崩落については、参集ルート上の橋梁が崩落等により通行ができなくなった場合でも、迂回ルートが複数存在することから、参集は可能である。また、木造建物の密集地域はなくアクセスに支障はない。なお、地震による参集ルート上の主要な橋梁への影響については、平成12年鳥取県西部地震においても、実際に徒歩による通行に支障はなかった。

大規模な地震が発生し、発電所で重大事故等が発生した場合には、住民避難の交通渋滞が発生すると考えられるため、交通集中によるアクセス性への影響回避のため、参集ルートとしては可能な限り住民避難の渋滞を避けることとし、複数ある参集ルートから適切なルートを選定する。

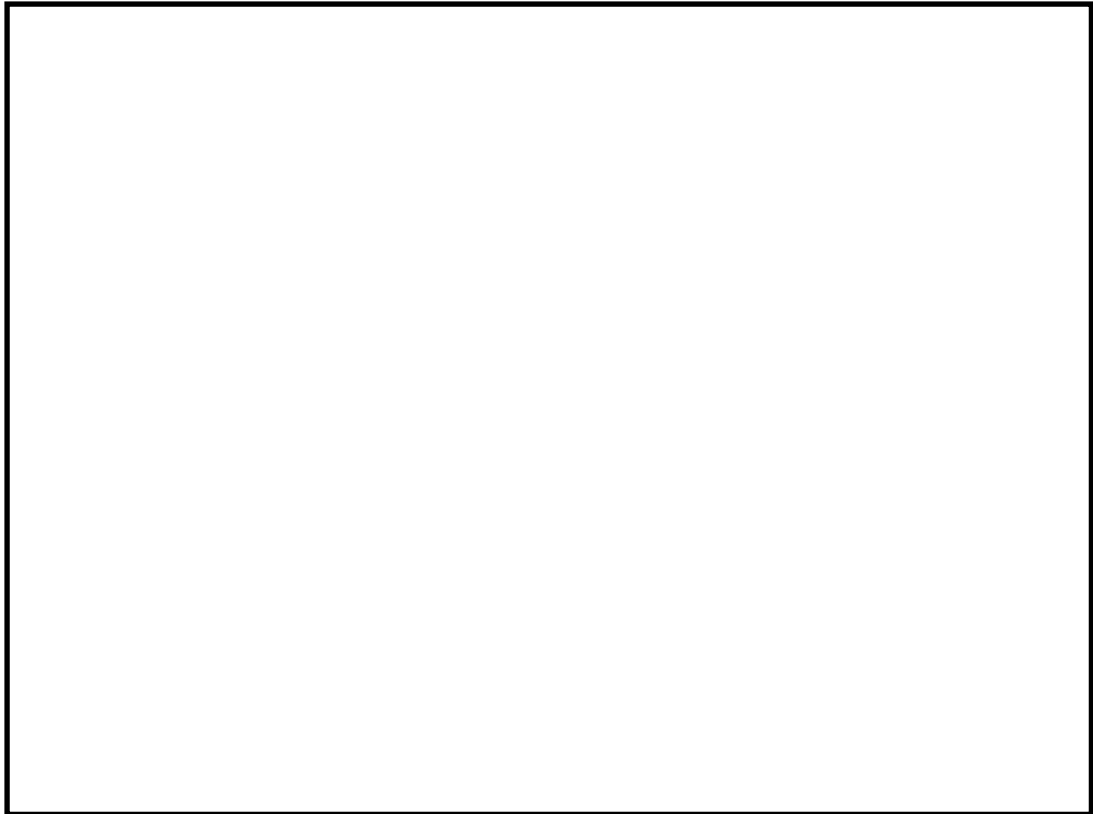


第3図 発電所構外からの要員参集ルート

津波浸水時については、アクセス性への影響を未然に回避するため、大津波警報発生時には基準津波が襲来した際に浸水が予想されるルート（第3図に示す、比較的海に近いルート）は使用しないこととし、これ以外の参集ルートを使用して参集することとする。

(2) 津波による影響が考えられる場合の参集ルート

松江市津波ハザードマップによると、松江市中心部から発電所までの参集ルートへの影響はほとんど見られない（川岸で数10cm程度）が、大津波警報発生時は、津波による影響を想定し、海側や佐陀川の河口付近を避けたルートにより参集する。（第4図）



第4図 参集拠点からの参集ルート

(3) 住民避難が行われている場合の参集について

全面緊急事態に該当する事象が発生し、住民避難が開始している場合、住民の避難方向と逆方向に要員が移動することが想定される。

発電所へ参集する要員は、原則、住民避難に影響のないよう行動し、自動車による参集ができないような場合は、自動車を避難に支障のない場所に停止したうえで、徒歩や自転車により参集する。

4. 発電所構内への参集ルート

発電所敷地外から発電所構内への参集ルートは、通常の一矢入口及び本谷入口を通過するルートに加え迂回ルートを確保している。(第5図)

発電所近傍にある500kV、220kV及び66kVの送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊しても影響を受けない参集ルートを設定する。

発電所近傍にある500kV、220kV及び66kVの送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊した場合における通行の考え方を別紙補足1に示す。

平日の勤務時間帯において、重大事故等に対処する要員の多くは管理事務所で執務しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に参集する。

夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においては、初動対応する重大事故等に対処する要員が免震重要棟又はその近傍及び1、2号及び3号炉制御室建物又はその近傍で執務若しくは待機しており、招集連絡を受けた場合は、速やかに緊急時対策所に参集する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

管理事務所及び免震重要棟から緊急時対策所までの主なアクセスルートを、第5図に示す。



第5図 発電所構内への参集ルート及び緊急時対策所へのアクセスルート

5. 夜間及び休日における要員参集について

(1) 要員の想定参集時間

第1表及び第2図に示すとおり、要員の大多数は発電所から半径10km圏内に居住していることから、仮に発電所から10km地点に所在する要員が、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、発災30分後に自宅を出発するものとし、徒歩移動で参集する場合であっても、参集時間は約6時間30分と考えられる。

さらに、要員集合場所（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）に立寄り、情報収集を行ったうえで参集することから、情報収集する場合の時間を30分必要であると仮定した場合であっても、発電所から10kmに所在する要員は、約7時間で発電所に参集可能であると考えられる。

(2) 要員参集調査

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合の重大事故等に対処する要員の参集動向（所在場所（準備時間を含む。）～集合場所（情報収集時間を含む。）～発電所までの参集に要する時間）を評価した結果、要員の参集手段が徒歩移動のみを想定した場合かつ、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休であっても、7時間以内に参集可能な要員は150名以上（発電所員約540名の約3割）と考えられる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

なお、自動車等の移動手段が使用可能な場合は、より多くの要員が早期に参集することが期待できる。

※ 必要な要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

また、集合場所（緑ヶ丘施設）からの参集訓練結果について別紙補足2に示す。

<参考：要員参集調査による評価>

○夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合の重大事故等に対処する要員の参集動向をより具体的に把握するため、「平日夜間」「休日日中」「休日夜間」「大型連休日中」「大型連休夜間」の5ケースにおいて緊急呼び出しがかかった場合を想定し、その時々における要員の所在場所（発電所からの直線距離に応じた区分を回答）を調査することで、参集状況を評価する。（第7図及び第8図）

○参集の流れは、所在場所（準備時間を含む。）～集合場所（情報収集時間を含む。）～発電所までの移動とする。

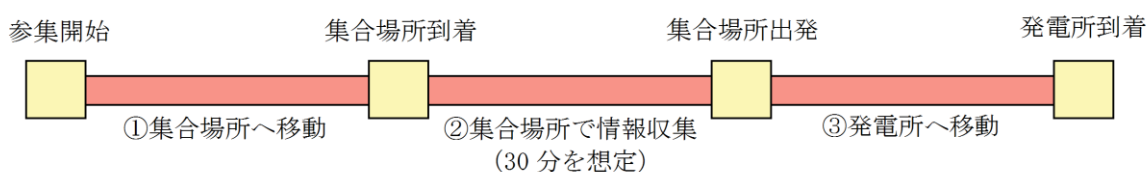
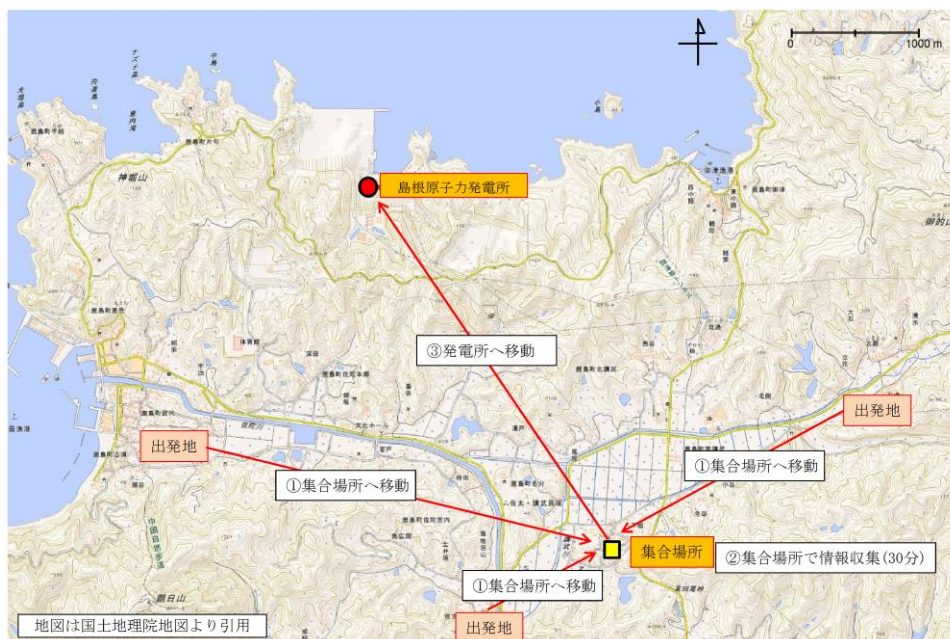
○集合場所（緑ヶ丘施設、宮内（社宅・寮）及び佐太前寮）での情報収集時間30分を考慮する（第6図）。

○過去3回の要員参集調査を実施し、重大事故等が発生した場合の重大事故等に対処する要員の参集動向を評価した結果、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休であっても、7時間以内に参集可能な重大事故等に対処する要員は150名以上（発電所員約540名の約3割）と考えられる。このことから、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の初動体制の拡大を図り、長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54名）は、要員参集の目安としている8時間以内に確保可能であることを確認している※。

※（a）平成28年5月：162名（うち、実施組織109名（復旧班49名、プラント監視班60名））

（b）平成29年5月：167名（うち、実施組織118名（復旧班67名、プラント監視班51名））

（c）平成30年1月：151名（うち、実施組織102名（復旧班50名、プラント監視班52名））



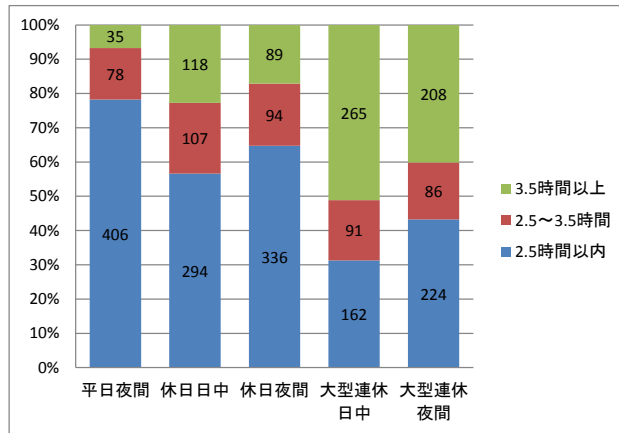
第6図 要員参集の流れについて (イメージ)

a. 車が使える場合 (第7図)

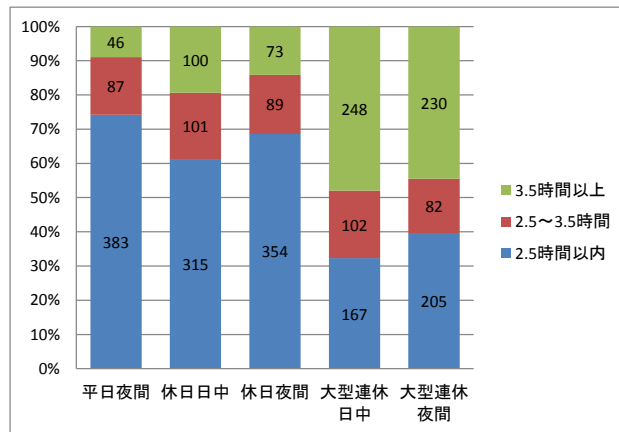
- 3時間 30分以内に約8割の要員が参集可能な場所にいることを確認した。(大型連休は除く。)
- 大型連休でも、3時間 30分以内に約5割の要員が参集可能な場所にいる。

b. 徒歩移動のみの場合 (第8図)

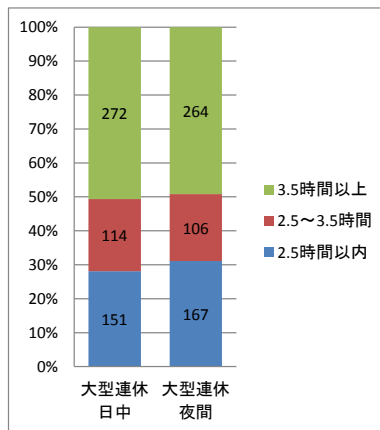
- 車を使用した場合に比べ要員参集のタイミングが遅くなるが、6割程度の要員は、7時間以内に参集可能な場所にいることを確認した。(大型連休は除く。)
- 通常の休日と大型連休を比較すると、大型連休には約3割多い要員が半径10km圏内から不在(徒歩7時間以上)となるが、7時間以内で参集可能な要員は約3割。



(a) 平成 28 年 5 月



(b) 平成 29 年 5 月

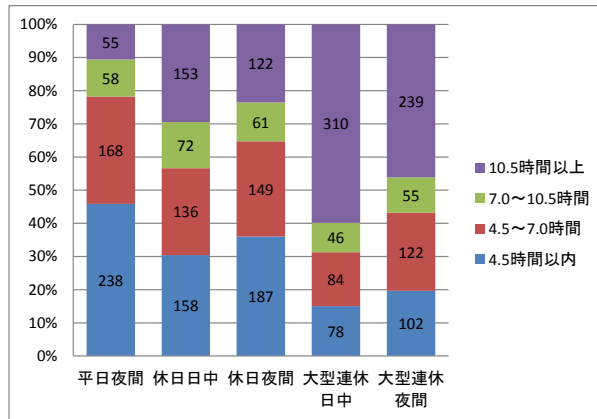


(c) 平成 30 年 1 月

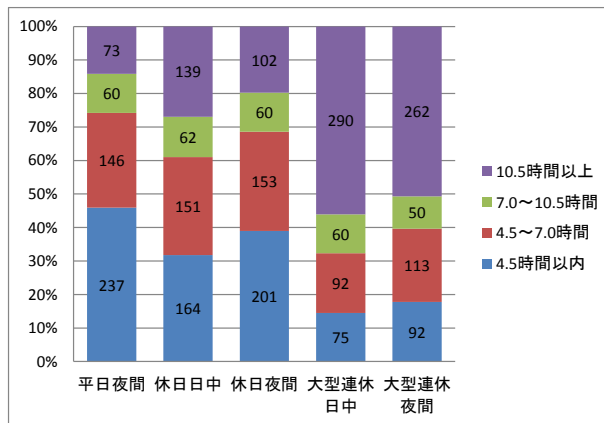
※発電所からの直線距離に応じた区分を回答してもらい、その区分に応じた移動時間（30分以内（～10km）、30分～1.5時間（10～30km）、1.5時間以上（30km～））に以下の数値を加えて算出。

- 出発までの準備時間：30分
- 集合場所での情報収集時間：30分
- 集合場所から発電所間に設ける一時立寄場所に駐車し、そこから徒歩で発電所までの移動時間：1時間

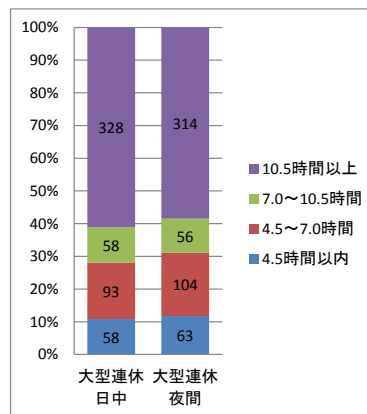
第7図 要員参集シミュレーション結果（車でアクセス可能）



(a) 平成28年5月



(b) 平成29年5月



(c) 平成30年1月

※出発までの準備時間を考慮のうえ、天候が良好な状況を想定し、集合場所を経由した場合の発電所（緊急時対策所）までの移動距離 4.0 時間以内（～3.5km）、4.0～6.5 時間（3.5～10km）、6.5～10.0 時間（10～20km）、10.0 時間以上（20km～）により算出。なお、移動速度は参集訓練の実績（4.0km/h（67m/min））を基に算出している。（別紙補足2）

※発電所からの直線距離に応じた区分を回答。

※集合場所での情報収集時間の30分を考慮

第8図 要員参集シミュレーション結果（徒歩移動のみ）

(3) 参集要員の確保

(1) 要員の想定参集時間、及び(2) 要員参集調査から、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）かつ、参集手段が徒歩移動のみを想定した場合であっても、発電所構外の重大事故等に対処する要員は事象発生から約7時間で発電所に参集可能と考えられること、また、年末年始やゴールデンウィーク等の大型連休に重大事故等が発生した場合であっても、7時間以内に参集可能な重大事故等に対処する要員は150名以上（発電所員540名の約3割以上）と考えられる。このことから、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の初動体制の拡大を図り、長期的な事故対応を行うために外部から発電所へ参集する緊急時対策要員（54名[※]）は、要員参集の目安としている8時間以内に確保可能であることを確認した。

※ 要員数については、今後の訓練等の結果により人数を見直す可能性がある。

鉄塔倒壊時のアクセスについて

1. 鉄塔の倒壊と参集ルートについて

発電所周囲には 500kV, 220kV 及び 66kV の送電鉄塔が設置されており、送電線及び送電鉄塔は参集ルート上を横断又は参集ルートに近接している。(第 1 図)

送電線の脱落及び断線、あるいは送電鉄塔が倒壊した場合においても、垂れ下がった送電線又は倒壊した送電鉄塔に対して十分な離隔距離を保って通行すること、又は複数の参集ルートからその他の適切な参集ルートを選択することで、発電所に参集することは可能である。

2. 送電鉄塔の倒壊時に通行する参集ルート

送電鉄塔の倒壊等が発生した際に通行する参集ルートについては、倒壊した送電鉄塔の場所及び損壊状況に応じて、その他の複数の参集ルートから、以下の事項を考慮して、確実に安全を確保できる適切な参集ルートを選定して通行する。

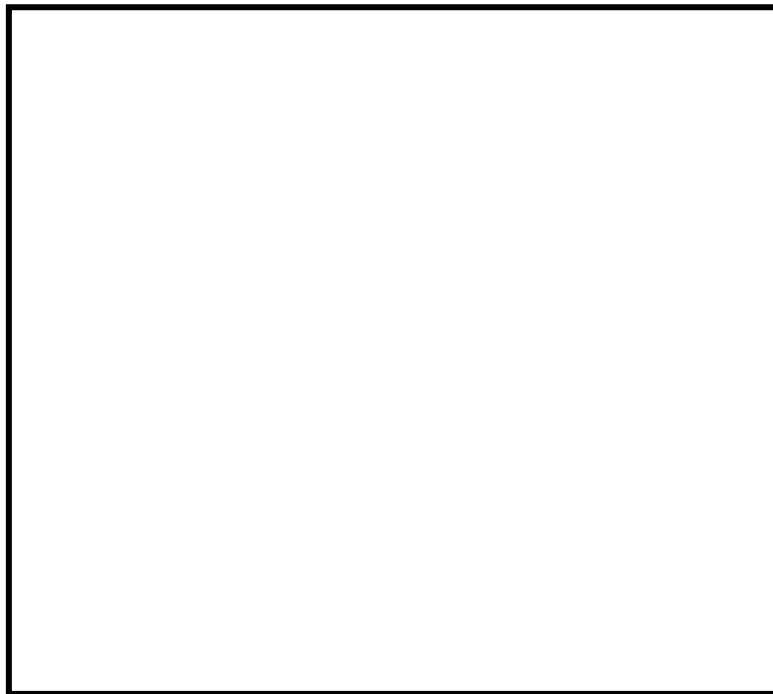
- ・ 大津波警報発生の有無
- ・ 倒壊した送電鉄塔及び送電線の損壊状況及び送電線の停電状況
- ・ 上記以外の倒壊物による参集ルートへの影響状況



第 1 図 発電所周辺の参集ルートと送電鉄塔の位置

(1) 66kV No. 54-甲及びNo. 54-乙送電鉄塔が倒壊した場合

発電所侵入道路を阻害することになる66kV No. 54-甲及びNo. 54-乙送電鉄塔の倒壊がおきても、これらの鉄塔を迂回することでアクセスすることは可能である。(第2図)



第2図 一矢入口周辺の参集ルートと送電鉄塔の位置

3. 倒壊した送電鉄塔の影響について

自然災害により送電鉄塔が倒壊した事例を以下に示す。



強風による送電鉄塔の倒壊事例①※¹



強風による送電鉄塔の倒壊事例②※¹



地震による斜面の崩落に伴う送電鉄塔の倒壊事例※²



津波による隣接鉄塔の倒壊に伴う送電鉄塔の倒壊事例※²

【出典】

※¹ 電力安全小委員会送電線鉄塔倒壊事故調査ワーキンググループ報告書
(平成14年11月28日)

※² 原子力安全・保安部会・電力安全小委員会電気設備地震対策ワーキンググループ報告書(平成24年3月)

重大事故等に対処する要員は、送電線の停電など安全を確認したうえで、倒壊した送電鉄塔の影響を受けていない箇所を、離隔距離を保って迂回するルートで鉄塔の近傍を通過することが可能である。

参集訓練の実施結果

1. 概要

重大事故等が発生した場合において、発電所外から参集する重大事故等に対処する要員の参集性を評価するため参集訓練を実施した。集合場所である緑ヶ丘施設から緊急時対策所に参集する時間を実際に計測して、移動速度を算出した。

この結果から、発電所外から参集する重大事故等に対処する要員の参集するための速度を設定した。

2. 参集訓練の実施

参集訓練の実施に当たっての条件と実施結果を以下に示す。

(1) 参集訓練の実施概要

- ・移動経路は、通常参集ルートである一矢入口及び本谷入口、迂回ルートである宇中入口及び内カネ入口を通過して発電所にアクセスする4ルートを設定して実施。(第1図)
- ・移動速度の計測は、移動手段を徒歩として実施。
- ・各コースとも2名/組で実施。



第1図 集合場所（緑ヶ丘施設）からの参集訓練ルート

(2) 参集訓練の実施結果

第1表 参集訓練の実績結果（令和元年11月22日実施）

ルート	移動手段	実際の移動距離	参集時間	実際の移動速度	備考
①一矢ルート	徒歩	5.7km	80分	4.3 km/h (72 m/min)	通常ルート
②本谷ルート	徒歩	9.0km	110分	4.9 km/h (82 m/min)	通常ルート
③宇中ルート	徒歩	11.4km	169分	4.0 km/h (67 m/min)	迂回ルート
④内カネルート	徒歩	7.0km	99分	4.2 km/h (70 m/min)	迂回ルート
平均移動速度		4.4 km/h (73 m/min)			

3. 参集訓練の評価

第1表の参集訓練の結果より、徒歩での移動速度は73 m/min (4.4 km/h) と算出され、本訓練の評価用平均速度を67 m/min (4.0 km/h) で設定した。

また、上記の参集性の評価に当たっては、測定結果に交通事情や道路条件及び道路上に発生した障害によって発生する迂回に要する時間を考慮し、保守的に参集に係る移動速度を67m/min (4.0 km/h) とした。

4. 参集訓練の様子

参集訓練の様子を第2図に示す。



一矢ルート



本谷ルート



宇中ルート



内カネルート

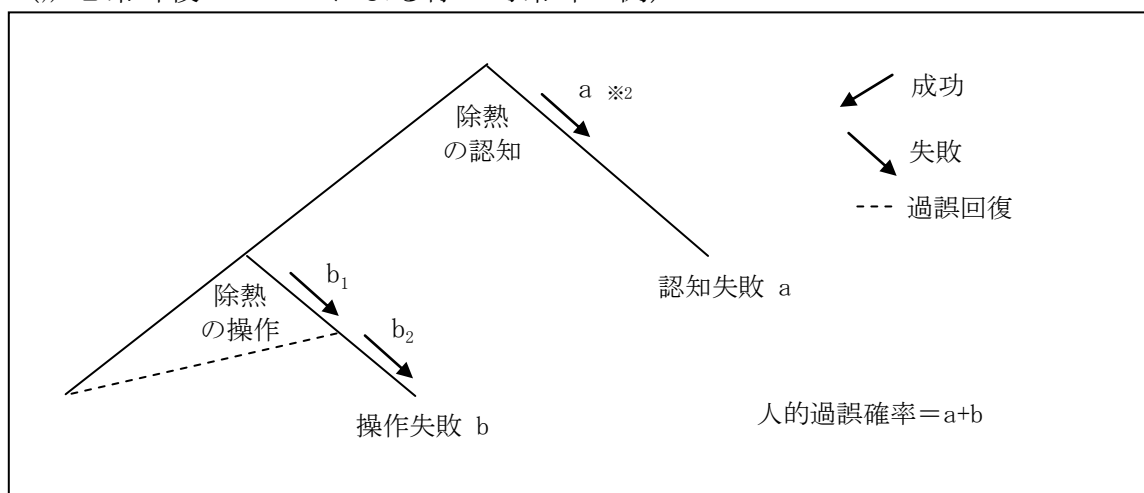
第2図 参集訓練の様子

2号当直副長又は1号当直主任による運転士への 操作指示／確認手順について

運転員の事故時における対応は、2号当直副長又は1号当直主任による「運転士」への操作指示がなされ、「運転士」による操作がなされる。(1人による対応)

一方、確率論的リスク評価※1では、以下のとおり人間信頼性評価(HRAツリー)にて評価を行っている。

人間信頼性評価(HRA)ツリーを用いた定量評価
(炉心冷却後のRHRによる停止時冷却の例)



人的過誤確率では、操作員の認知失敗や操作失敗があったとしても、1名の指示者の確認により是正がなされる評価手法を採用している。

以上により、実際の運転員による操作と、確率論的リスク評価で用いた評価手法は、整合が取られている。

- ※1 第244回 審査会合 資料3-4-2 島根原子力発電所2号炉確率論的リスク評価(PRA)について 参照
- ※2 認知失敗の過誤回復については、THERPの標準診断曲線時にて既に考慮されているため、HRAツリーとして人的過誤の分岐を設定しない(チームとしての認知の失敗確率が適用される)

発電所が締結している医療協定について

島根原子力発電所では、自然災害等が複合的に発生した場合等を想定し、医療機関で汚染傷病者を診療いただけるように体制を整備しておくことが必要であると考えている。

現時点で、松江赤十字病院と放射線被ばく又は放射能汚染を伴う傷病者等が発生した場合の診療に関する覚書を締結して汚染傷病者の受け入れ体制を確保している。

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等時の発電用原子炉主任技術者
の役割について

< 目 次 >

1. 発電用原子炉主任技術者の選任 1.0.11-1
2. 発電用原子炉主任技術者の職務等 1.0.11-1
3. 重大事故等対策における発電用原子炉主任技術者の役割 1.0.11-2

1. 発電用原子炉主任技術者の選任

- (1) 電源事業本部長は、発電用原子炉主任技術者及び代行者を、原子炉主任技術者免状を有する者であって、以下の a. から d. のいずれかの業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。
 - a. 原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務
 - b. 原子炉の運転に関する業務
 - c. 原子炉施設の設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務
 - d. 原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務
- (2) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉毎に選任する。
- (3) 発電用原子炉主任技術者は、電源事業本部参事以上の者の中から選任する。
- (4) 代行者は、課長以上の職位から選任する。
- (5) 発電用原子炉主任技術者は、電源事業本部に所属し、発電所に駐在する。

なお、品質保証部の部長、課長又は原子力人材育成センターの所長の職務を兼務できる。
- (6) 発電用原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合は、代行者と交代する。ただし、職務を遂行できない期間が長期にわたる場合は、(1)項から(3)項に基づき、発電用原子炉主任技術者を選任し直す。
- (7) これらの体制を整備していても、万一、発電用原子炉主任技術者及び代行者が不在となった場合は、原子炉主任技術者の資格を有している者を常に把握していることから、速やかに発電用原子炉主任技術者を選任し、選任後30日以内に原子力規制委員会へ届け出る。

2. 発電用原子炉主任技術者の職務等

- (1) 発電用原子炉主任技術者は、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実にを行うことを任務とし、次の職務を遂行する。
 - a. 原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示する。
 - b. 保安規定に定める事項を、電源事業本部部長（原子力管理）又は所長の承認に先立ち確認する。
 - c. 保安規定に定める各職位からの報告内容等を確認する。
 - d. 保安規定に定める記録の内容を確認する。
 - e. 保安規定に定める報告（第121条第1項）を受け事態を確認し、その確認した正確な情報を自らの責任において社長に直接報告する。
 - f. 保安の監督状況を定期的及び必要に応じて社長に直接報告する。
 - g. 原子力発電保安委員会及び原子力発電保安運営委員会に必ず出席する。
 - h. その他、原子炉施設の運転に関する保安の監督に必要な職務を行う。
- (2) 原子炉施設の運転に従事する者（所長を含む。）は、発電用原子炉主任技術者がその保安のためにする指示に従う。
- (3) 発電用原子炉主任技術者は、自らの原子炉施設の保安活動を効果的に実施

するため、所内会議（原子力発電保安運営委員会、発電所上層部によるミーティング等）への参加、現場パトロールを通じて、発電所の情報収集を行う。また、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者と相互の職務について情報を共有し、意思疎通を図る。

3. 重大事故等対策における発電用原子炉主任技術者の役割

- (1) 発電用原子炉主任技術者は、平常時のみでなく、重大事故等が発生した場合においても、原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実、かつ、最優先に行うことを任務とする。
 - a. 重大事故等が発生した場合の緊急時対策本部において、発電用原子炉主任技術者の職務に支障をきたすことがないように、独立性を確保して配置する。
 - b. 発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合において、原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示し、緊急時対策本部の本部長（所長）は、その指示を踏まえ方針を決定する。
 - (a) 発電用原子炉主任技術者は、緊急時対策本部等から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は事象緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ助言及び指示する。
 - (b) 発電用原子炉主任技術者は、保安上必要な場合の助言及び指示を行うに当たって、緊急時対策本部の要員及び緊急時対策総本部の要員等から意見を求めることができる。
- (2) 発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の整備（制定・改正）に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。
 - a. 発電用原子炉主任技術者が、重大事故等対策に係る手順書の整備（制定・改正）における保安上必要な事項等について確認を行っている。このため、運転員及び緊急時対策本部の実施組織の要員等が手順書どおりに重大事故等対策の対応を行う場合には、発電用原子炉主任技術者からの指示を受けることなく対応可能である。
- (3) 発電用原子炉主任技術者は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、発生連絡を受けた後、緊急時対策本部に参集し、原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行う。
 - a. 発電用原子炉主任技術者が、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に参集できる体制、運用を整備する。
 - (a) 重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに緊急時対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常招集が可能なエリア（松江市）に発電用原子炉主任技術者又は代行者を配置する。
 - b. 発電用原子炉主任技術者は、参集途上であっても通信連絡設備（衛星電

話設備（携帯型）等）を携行することにより，緊急時対策本部からプラントの状況，対策の状況等の情報連絡が受けられるとともに自ら確認することができる。

なお，通信連絡設備（衛星電話設備（携帯型）等）の整備は，技術の進歩に応じて，都度改善を行う。

- c. 発電用原子炉主任技術者は，重大事故等対策に係る手順書の整備（制定・改正）における保安上必要な事項等についてあらかじめ確認していることから，定められた手順書と異なった対応が必要となった場合であっても，必要の都度，プラントの状況等を把握し，原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示を行うことができる。

島根原子力発電所 2 号炉

東京電力福島第一原子力発電所の
事故教訓を踏まえた対応について

< 目次 >

1. はじめに	1.0.12-1
2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の 運用面の問題点及び対策	1.0.12-2
3. その他の取組み	1.0.12-8
第1表 重大事故等対処設備の運用面の課題を抽出した報告書	1.0.12-2
第2表 手順書の整備に関する課題と対策	1.0.12-3
第3表 訓練の充実に関する課題と対策	1.0.12-4
第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策	1.0.12-7
第5表 ヒューマンエラー防止対策の取組み	1.0.12-8
第6表 その他考慮する事項（手順書の整備）	1.0.12-8
第7表 その他考慮する事項（運用面での改善）	1.0.12-9
別紙1 東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等 対処設備の運用面の課題抽出について	1.0.12-10
別紙2 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 課題及び現状	1.0.12-12

1. はじめに

東日本大震災における東京電力福島第一原子力発電所については、全交流電源の喪失、常設直流電源の喪失とともに安全系の機器又は計測制御機器の多重故障等のこれまでに経験したことがない事象が発生した。過酷環境において原子炉を冷却するために種々の対応が行われ、この対応において得られた様々な知見や国内外の各機関が指摘した問題点及び教訓が、東京電力をはじめ、国内外の各機関によって整理・指摘され、対策が提言されている。

これらの指摘及び提言は、重大事故等対処設備の整備強化等の設備面の対策だけでなく、重大事故等対処設備の活用のための手順書の整備、教育・訓練の充実及び運転操作を補助する資機材の充実についても挙げられている。

本項では、これらの指摘及び提言を踏まえ、重大事故等対処設備の活用に関する運用面の課題を整理し、島根原子力発電所2号炉での対策及び取組みについて述べる。今後も、東京電力福島第一原子力発電所事故により得られる新たな知見や対策が得られ次第、適宜、対策の実施可否について検討し、対応が必要な課題については対策を講じていく。

2. 東京電力福島第一原子力発電所における事故対応の運用面の問題点及び対策

(1) 課題の抽出要領

重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出に当たっては、以下の報告書に記載された指摘又は提言から、島根原子力発電所2号炉において対応すべき対策を抽出した。

第1表 重大事故等対処設備の運用面の課題を抽出した報告書

	報告書名称	機関	報告年月
1	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査委員会報告書	国会事故調	2012年6月
2	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告書	政府事故調	2012年7月
3	福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書	民間事故調	2012年2月
4	福島原子力事故調査委員会 最終報告書	東京電力	2012年6月
5	福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓	INPO (原子力発電運転協会)	2012年8月

上記の各報告書には、内容が同様あるいは類似の指摘及び提言があるため、抽出された指摘及び提言を分類化し、島根原子力発電所2号炉におけるこれまでの対応を踏まえて、対応すべき課題を選定した。

各報告書の指摘及び提言には、深層防護の考え方に基づく重大事故等対処設備の多重化や多様化の設備対応の強化が含まれているが、これらのハード対策は、他の説明資料にて対策方針が示されているため本資料には記載しない。本資料では、別紙1に示すように、指摘及び提言の対応方針が確立し、かつ他資料に記載していない運用面に関する課題を抽出した。

抽出した課題は「手順書の整備」「訓練の充実」「運転操作を補助する資機材の充実」に分類化することができ、その対策とあわせて以下に整理した。

(2) 抽出された課題と対策

抽出された課題と島根原子力発電所2号炉における対策について、「手順書の整備」「訓練の充実」「運転操作を補助する資機材の充実」の観点に整理した。その対策とあわせて以下に示す。

a. 手順書の整備

第2表 手順書の整備に関する課題と対策

	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> 全電源喪失状態となった場合の非常用復水器（IC）の操作，その後の確認作業についてのマニュアルがなく，系統確認や運転操作に対し迅速に対応できていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> 全電源喪失時の手順を整備し，重大事故等にも対応できる手順を整備する。
2	<ul style="list-style-type: none"> 事故時の運転手順書は電源があることを前提としていた。 このため，事故時の徴候ベースの手順書からシビアアクシデント手順書への移行も，電源があることを前提とした計器パラメータ管理であった。 故に，シビアアクシデント手順書は，全電源喪失等の事態では機能できない実効性に欠いたものであった。 	<ul style="list-style-type: none"> 電源機能が喪失した場合でも，重要なパラメータについては確認できるよう可搬型の計測器を使用したパラメータの確認手順を整備する。

b. 訓練の充実

第3表 訓練の充実に関する課題と対策

	課題	対策
1	<ul style="list-style-type: none"> ・(株)BWR 運転訓練センターにおける重大事故等対応の運転員の教育・訓練は、直流電源が確保され中央制御室の制御盤が使える前提であった。このため、常設直流電源が喪失した条件での重大事故等は対象としていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・(株)BWR 運転訓練センター及び自社シミュレータ施設における運転員の訓練においては、シミュレータを用いて全交流動力電源の喪失、常設直流電源の喪失等での重大事故等の状態を想定し、重大事故等対処設備を使用した訓練を実施することにより、実効性のある訓練を行う。
2	<ul style="list-style-type: none"> ・(株)BWR 運転訓練センターにおける運転員の教育訓練は、重大事故等対応の内容を「説明できる」ことが目標の机上教育に留まっており、実効性のある訓練となっていなかった。 	
3	<ul style="list-style-type: none"> ・防災訓練を1年に1回の頻度でしか実施していなかった。 このため、防災訓練の経験者の増加が僅かであり、チームとしての対処能力の向上には至っていなかった。 	<ul style="list-style-type: none"> ・訓練参加者に対して、事前に訓練シナリオを伝えない訓練を実施することにより、実効的な緊急時対応能力の向上に努める。 ・東京電力福島第一原子力発電所事故から得られた知見、その他各種知見を基にした新規制基準の適合申請において想定した事故シナリオ及び対処策を用いて、定期的な訓練を計画・実施する。 ・高頻度に原子力防災訓練を行うことにより、訓練経験者を増やし、交替要員を含めたチーム全体の対処能力の向上を図る。

【実施状況】

- (a) 運転訓練施設における運転員の訓練実績（平成26年4月～令和2年3月）
- ・ 自社シミュレータ施設における直員連携訓練：68回（累計の参加人数566名）
 - ・ 社外シミュレータ施設における運転員の訓練：55回（累計の参加人数69名）
- （上記2つの訓練は、いずれも電源機能等喪失，重大事故等の発生を想定し，シミュレータを用いて対処操作を検討・評価する。）



シミュレータを用いた運転操作訓練の状況
（写真は自社施設での実施状況，電源喪失時を想定）

- (b) 発電所における訓練実績（平成26年4月～令和2年3月の累計）
- ・ 総合訓練：7回（緊急時対策本部を設置し対応，現場での実模擬操作と連動）
 - ・ 要素訓練：331回（高圧発電機車の操作及びケーブル敷設，大量送水車の移動及びホース展張，タンクローリの移動及びホース展張 他）



総合防災訓練の状況



高圧発電機車を用いた電源供給訓練の状況
（写真は全交流電源喪失時を想定した電源ケーブル接続作業）



大量送水車による訓練状況
(写真はホース展張とホース接続作業)

c. 運転操作を補助する資機材の充実

第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策

	課題	対策
1	<p>・電源喪失によって、中央制御室での計装系の監視及び制御である中央制御室の機能、発電所内の照明、ホットライン以外の通信手段を失った。</p> <p>このため、有効なツールや手順書がない中で、現場の運転員たちによる臨機の判断、対応に依拠せざるを得ず、手探りの状態での事故対応となった。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・電源喪失により、中央制御室の既存の計装設備への交流電源が停止した場合にも、速やかに直流電源を供給し、監視を継続及び制御が可能な構成とする。また、重大事故等対応に必要な新規に設置する計装設備は直流電源による給電とする。 ・中央制御室及び緊急時対策所から操作及び作業の連絡を行うため、所内通信連絡設備、電力保安通信用電話設備を整備する。 ・電源喪失時の準備として、避難用の照明とは別に作業用照明を設置し、中央制御室及び機器へのアクセスルート等は非常用電源により照明が使用できるようにするとともに、懐中電灯等の可搬型照明等により、既存の照明設備のない状況での操作及びパトロールを可能とする。 ・発電所内の連絡手段を確保するため、電源機能喪失時の対应用資機材として、無線通信設備、有線式通信設備及び衛星電話設備等を配備する。

3. その他の取組み

2. 項で述べた東京電力福島第一原子力発電所事故における事故対応の運用面の問題点及び対策のほかに、当社として取り組むべき事項を以下のとおり整理し、対応している。

(1) 手順書の整備

a. 手順書の整備によるヒューマンエラー防止対策の取組み

従来から、当社は手順書を整備し、運転操作ミス（誤操作）の防止に取り組んでいる。重大事故等発生時における対処に係る運転操作に当たって、運転操作ミスの防止に係る重要性がさらに高まることから、今後は、重大事故等対処設備の運転操作に関わる事項の整備に当たっては、第5表に記載した事項について考慮する。

第5表 ヒューマンエラー防止対策の取組み

1	・設計基準事故を超える事故に対し、的確かつ柔軟に対処できるよう、必要な手順書類を整備する。
2	・適切な判断を行うために必要となる情報の種類、入手方法及び判断基準を整備する。

b. その他

上記 a. のほかに、重大事故等時における手順書について、第6表の観点も追加して整備する。

第6表 その他考慮する事項（手順書の整備）

1	・炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等（ほう酸水注入、海水注入、格納容器ベント）の判断基準をあらかじめ明確化し、当直副長の判断により迅速な操作ができるようにする。
2	・重大事故等時に運転操作する設備、監視する計器及び通信連絡設備等については、その他の設備等と識別化しておく。

(2) 運用面での改善

従来から、当社では重大事故等の発生時に迅速・的確な事故対応ができるように、原子力防災訓練等の事故対応の教育・訓練を実施している。また、発電所員の事故対応意識の向上のため、安全文化醸成活動を継続的に実施している。このような、運用面での取組みについて、第7表に関する事項について改善を行う。

第7表 その他考慮する事項（運用面での改善）

1	<ul style="list-style-type: none"> ・ 本部長の指揮下に各統括を配置し、各統括の指揮下には各班を設け、従来の本部長に集中する情報を各統括を介しての情報連絡に見直すことにより、整理された情報伝達を可能とし、対応戦略の意思決定等を円滑に行う。
2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 各種の情報が本社とも共有可能な情報共有ツール（時系列管理システム、COP（Common Operational Picture））を整備し、電話や紙による情報共有に加え、より円滑に情報を関係者で共有できるようにする。
3	<ul style="list-style-type: none"> ・ 社外対応を行う者に対して、モバイルパソコンやタブレット等のツールを活用した情報提供を行う。
4	<ul style="list-style-type: none"> ・ 夜間・休日昼間においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所構内に重大事故等に対処する要員を常時確保する。また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、夜間・休日昼間を含めて必要な要員を招集できるよう、定期的に連絡訓練を実施する。
5	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電所と中国電力ネットワーク株式会社で系統事故時対応訓練を実施して協力関係を強化する。また、外部電源復旧訓練を中国電力ネットワーク株式会社と合同で実施する等、連携も強化する。
6	<ul style="list-style-type: none"> ・ 地震の揺れに対する防護のため、中央制御室の制御盤に地震時対応用手摺りの取付け及び中央制御室内の什器の固定など、地震を念頭に置いた対策を実施する。
7	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故時に要求される特殊技量（重機の操作等）を有した要員を確保するために、大型自動車・けん引及び重機等の免許等について社員の資格取得を継続して計画する。また、資格所有者の管理を実施する。
8	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転訓練シミュレータとは別に、シビアアクシデント時の知識、理解力向上のためプラント挙動等を可視化する研修ツール（卓上PCシステム）を構築しており、プラント挙動を可視化するツールの特徴を活かした事故時の挙動の解説や事故の影響緩和策等の対応策の検討等、教育へ活用する。

東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等対処設備の
運用面の課題抽出について

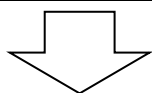
1. 抽出要領

本資料における東京電力福島第一原子力発電所の事故に係る重大事故等対処設備の運用面の課題の抽出の概要を以下に示す。

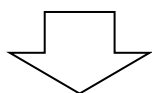
指摘及び提言事項は、調査対象となる報告書の記載を確認して抽出した。抽出された指摘及び提言事項は、重複するものを整理した後に、各部門にて各々の指摘及び提言事項の対応方針を確認し、対応方針が未確立の事項について、本検討の中で改めて対応方針を検討し確立した。この抽出された指摘及び提言事項とその対応方針は、原子力部門戦略会議に報告し、その進捗状況を管理している。

調査対象

	報告書名称	機関
1	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故調査委員会報告書（2012年6月）	国会事故調
2	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告書（2012年7月）	政府事故調
3	福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（2012年2月）	民間事故調
4	福島原子力事故調査委員会 最終報告（2012年6月）	東京電力
5	福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓（2012年8月）	I N P O （原子力発電運転協会）

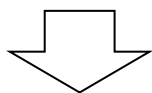


島根原子力発電所2号炉に係る指摘及び提言事項



約440項目

抽出した指摘及び提言事項について、内容が類似の事項を統合

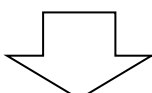


約60項目

統合した指摘及び提言事項のうち、対応が明確である事項を抽出
ただし、以下に示すような他の説明資料で記載される事項は対象外とした。

（他の説明資料で記載されるため対象外とした内容）

- ・ 設備及び資機材の整備に係る事項
- ・ 設備及び資機材の整備に伴って対応する事項
（手順書を整備すること、整備した手順書を用いた訓練を行うこと等）
- ・ 発電所の緊急時対策本部及び本社の緊急時対策総本部の体制や要員の活用等に係る事項
- ・ その他（他の説明資料で記載される内容）



本資料中の下記の表に集約

- ・ 第2表 手順書の整備に関する課題と対策
- ・ 第3表 訓練の充実に関する課題と対策
- ・ 第4表 運転操作を補助する資機材の充実に関する課題と対策

東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る課題及び現状

1. はじめに

原子力規制委員会「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会」（以下「事故分析検討会」という。）において取りまとめられた「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」（以下「中間取りまとめ」という。）に記載された事項から課題を抽出し、島根原子力発電所 2 号炉における現状を整理した。

中間取りまとめは、事故分析検討会において、2021 年 3 月までに技術的な内容の具体的検討を行った結果等を取りまとめたもので、今後、引き続き調査・分析を継続することとされており、事故時の現象に関する未解明のメカニズム等については最終報告を確認する必要があるが、東京電力福島第一原子力発電所事故から可能な限り教訓を得る観点から、対応すべき課題を抽出した。

2. 抽出された課題及び現状

中間取りまとめから抽出された課題に対して、島根原子力発電所 2 号炉における現状を整理した結果を第 1 表に示す。

今後も、事故分析検討会における検討状況を注視し、新たな知見が得られ次第、適宜、対策の実施可否について検討し、対応が必要となった課題については対策を講じていく。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（1／6）

	課題	現状	備考
1	<p>ラプチャードディスクの破壊設定圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 2号機ラプチャードディスクは破裂しておらず、同号機は一度もベントに成功しなかったと判断する。【P. 11】 ラプチャードディスクの破壊圧力が0.528MPa(abs)という高い圧力に設定されていたことがあり、ラプチャードディスクの破壊圧力の設定の妥当性について検討することが重要である。【P. 29】 	<ul style="list-style-type: none"> 耐圧強化ベントラインのラプチャードディスク（0.45MPa[gage]）は撤去することとしている。 格納容器ファルタベント系のラプチャードディスク（圧力開放板）の設計破壊圧力は、十分に低い圧力（0.08MPa[gage]）に設定することとしている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(1) 参照</p> <p>補足資料(2) 参照</p>
2	<p>ウェットウエルベント時の除染係数</p> <ul style="list-style-type: none"> 従来、1号機と3号機では、3号機の方がサブレシジョンチェンバ（S/C）の内部水の温度が飽和温度に近かったことよって、ベント時に減圧沸騰した可能性があり、この水の状態によりスクラビングによる除染係数（DF）が著しく低くなった可能性があるとの考えが示されてきた。【P. 15】 1号機及び3号機のベント時に想定されるサブレシジョンチェンバ（S/C）内の水位や水温の条件付近では、除染係数は、ベント管の下端部から水面までの高さ（スクラビング時の水位（サブマージェンス））が重要な影響因子であって、減圧沸騰を含む水温の影響はあまり大きくないという知見を得たことから、この考えは除染係数の差を説明することに適していないと判断している。【P. 15】 	<ul style="list-style-type: none"> サブレシジョン・プール沸騰時のスクラビング効果について、電力共同研究にて実験を行っており、沸騰時と未飽和時でスクラビング効果は同等程度であることを確認している。 今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(3) 参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（2／6）

	課題	現状	備考
3	<p>真空破壊装置の機能不全によるスクラビング・バイパス説</p> <ul style="list-style-type: none"> サブレーションチェンバ（S/C）に接続している真空破壊装置の1つが故障し、ドライウエル（D/W）中の気体がベント時にスクラビングを経由せずに排気された可能性が指摘された。【P.16】 福島第二原子力発電所において、真空破壊装置のガスケットずれが確認された。【P.16】 BWRの確率論的リスク評価（PRA）手法の改善等の観点から、今後とも検討すべき項目であると考えられる。【P.16】 	<ul style="list-style-type: none"> 真空破壊装置のガスケットはシリコンゴム製であったが、シリコンゴムは高温蒸気環境での劣化が確認されていたことから、改良EPDM製シール材に変更することとしている。 真空破壊装置のガスケットは、フランジ部の溝に伸縮性のあるガスケットを広げてはめ込む構造であり、筒単には外れにくい構造としている。 仮にガスケットが溝から完全に外れた場合、フランジと弁体の機械加工された部分が接触することから、ドライウエル側からの圧力が掛かっている状態においてはサブレーション・チェンバに大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。なお、弁体とフランジの間にガスケットの噛み込みが発生した場合においても、ガスケットの厚み程度では隙間は小さく、ドライウエル側から圧力が掛かっている状態であれば、大量に蒸気が漏えいする可能性は低いと考えられる。 真空破壊装置故障は、現状の許認可モデルとして考慮していないが、今後、PRAモデルの高度化の一環で真空破壊装置故障による影響を考慮することとしている。 	<p>補足資料(4) 参照</p> <p>補足資料(5) 参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（3／6）

	課題	現状	備考
4	<p>ベントガスの自号機への逆流及び他号機への流入</p> <ul style="list-style-type: none"> 1号機及び3号機のいずれにおいても、自号機への相当量のベントガスの逆流があったと判断する。【P.16】 3号機への逆流量は4号機への流入量の2倍程度【P.17】 1号機への自号機逆流は2号機への流入量の数倍【P.17】 1/2号機及び3/4号機のスタックがそれぞれ共用されており、SGTS配管もスタックの手前で合流する系統構成となっている。【P.151】 系統構成中、SGTSフィルタトレイン前後に設置されている隔離弁は電源喪失時に全開となること、逆流防止のためのグラビティダンパは仕様上、一定の漏えい（逆流）が生じることが確認されている。【P.151】 	<p>現状</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐圧強化ベントトラインの非常用ガス処理系からの分岐箇所を変更し、非常用ガス処理系との接続配管には隔離弁を2重で設置する設計としている。 耐圧強化ベントトラインは他号機と共用しておらず、排気管は単独で排気筒頂部まで設置している。 非常用ガス処理系フィルタ出口側の隔離弁は電動駆動弁（フェールアズイズ）で、グラビティダンパはフィルタ入口側（排風機出口側）に設置している。 なお、格納容器フィルタベント系は、他系統との接続配管に隔離弁を2重で設置し、排気管は単独で原子炉建物頂部まで設置しているため、自号機への逆流及び他号機への流入はない設計としている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(1) 参照</p>
5	<p>シールドプラグの下面の汚染</p> <ul style="list-style-type: none"> 1～3号機原子炉建屋のオペレーティングフロア（以下「オペフロ」という。）の線量率の測定結果等を分析した結果、原子炉格納容器（PCV）の上部に設置されているシールドプラグの下面の汚染の程度が高いことが確認された。【P.17】 1号機のシールドプラグの歪みの形状からは、シールドプラグが下に向かって大きな力を受けた形跡を示していることなどから、水素爆発時に生じた可能性が高いと考えられる。【P.20】 	<p>現状</p> <ul style="list-style-type: none"> シールドプラグは、5分割されたブロックを組み合わせたラビリンス構造としている。 今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(6) 参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（4／6）

	課題	現状	備考
6	<p>3号機の水素爆発現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機の水素爆発は単純な非常に短時間での爆発による単一現象ではなく、多段階の事象が積み重なったものとする「多段階事象説」が有力との認識に至った。【P. 22】 3号機の水素爆発時点の原子炉建屋内部の雰囲気は、水素、（可燃性）有機化合物、水蒸気及び空気が混合したものであったと考えられる。【P. 24】 	<ul style="list-style-type: none"> 今後の調査・分析の動向を注視する。 	
7	<p>オペフロ（5階）以外における水素爆発の可能性</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機原子炉建屋3階天井部の梁の損傷が判明した。【P. 25】 4階の水素爆発によって、300～500kPaの圧力が20～40msかかること、大梁の変形が生じうるとの見解を得た。【P. 25】 	<ul style="list-style-type: none"> 水素を含む高温のガスは上昇することを想定し、オペフロに静的触媒式水素処理装置（PAR）を設置することとしている。 漏えい想定箇所であるハッチ等のシール材を改良E P DM製シール材へ変更することとしている。 ハッチ等の付近には水素濃度計を設置することとしている。 原子炉建物水素濃度2.5vol%到達で格納容器ベントを実施する手順を整備することとしている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(7) 参照</p> <p>補足資料(8) 参照</p> <p>補足資料(9) 参照</p>
8	<p>3号機及び4号機における爆燃現象</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機原子炉建屋4階並びに4号機原子炉建屋3階及び4階の破損状況について、少なくともいくつかの箇所では、爆轟現象ではなく圧力上昇（爆燃現象）が生じた結果であることを示唆していると考えられる。【P. 26】 	<ul style="list-style-type: none"> 今後の調査・分析の動向を注視する。 	

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（5／6）

	課題	現状	備考
9	<p>主蒸気逃がし安全弁（SRV）の不安定動作</p> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失（SBO）条件下で、アキユムレータの窒素が消耗し、主蒸気逃がし安全弁（SRV）が完全閉にも完全閉にもならない不十分な開閉が反復している状態（以下「中途開閉状態」という。）に至ると、原子炉压力容器（RPV）圧力が主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開閉信号の解除圧力を下回っても中途開閉状態の状態が継続される。【P. 27】 原子炉压力容器（RPV）圧力の小刻みな変動は、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の弁体押さえバネの温度が上昇した影響により、主蒸気逃がし安全弁（SRV）が所定の設定圧力よりも低い圧力において、安全弁機能として動作したものと考えられる。【P. 27】 窒素の不足のみならず、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の逃がし弁機能の制御機構等に何らかの未解明の要素があるとの結論に至った。【P. 27】 	<ul style="list-style-type: none"> 逃がし安全弁窒素ガス供給系によりSRVに窒素を供給可能な設計とし、窒素不足が発生しないよう予備のガスボンベを配備することとしている。 SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール部を改良EPDM製シール材に変更することとしている。 格納容器代替スプレイ系により原子炉格納容器内の温度低下が可能な設計としている。 SRVの駆動用窒素の不足に関しては、現状対応でシビアクシデント対策上の問題は無い。 中間開閉状態が解除されずに継続したメカニズムに関する未解明の要素については、今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(10)参照</p> <p>補足資料(11)参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

第1表 中間取りまとめから抽出された課題及び現状（6／6）

	課題	現状	備考
10	<p>設計上予定されないADS作動</p> <ul style="list-style-type: none"> 3号機ベント成功は、状況が推移する中で必ずしも設計上予定されていたわけではないが、自動減圧系(ADS)の作動条件が揃い、それによって生じたサブレーションチェンバ(S/C)圧力の急上昇がラプチャードイスクの破壊とベントの成功に繋がった【P.29】(S/Cの圧力上昇をRHRポンプの吐出圧確立と誤検知) 	<ul style="list-style-type: none"> ADSの作動条件として、ポンプ出口圧力信号ではなく、ポンプ遮断器閉信号を設定している。 今後の調査・分析の動向を注視する。 	<p>補足資料(12)参照</p>
11	<p>RPVからの輻射を考慮したPCV過温破損の可能性</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器(PCV)上部は、原子炉圧力容器(RPV)との距離も近く、原子炉圧力容器(RPV)が高温になった場合、輻射などの影響で蒸気温度を超えて原子炉格納容器(PCV)温度が上昇するとの指摘もある。【P.34】 大量の水蒸気が存在する条件における過温破損のメカニズムについて検討を要する。【P.34】 	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備を用いたシビアアクシデント対応により、RPVからの輻射によりPCVが過温破損に至るような事故シナジェンクスとならないことを確認している。 自主対策設備として、原子炉炉ウェル注水設備を設置することとしている。 現状対応でシビアアクシデント対策上の問題は無い。 	<p>補足資料(13)参照</p>

注：課題欄の括弧内のページ数は中間取りまとめのページ数を示す。

3. 補足資料

- (1) 耐圧強化ベントラインについて
- (2) 圧力開放板の信頼性について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-1抜粋)
- (3) サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料12抜粋)
- (4) 改良E PDM製シール材の適用性について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 付録2抜粋)
- (5) 真空破壊装置の構造について
- (6) シールドプラグの構造について
- (7) 原子炉格納容器の漏えい想定箇所について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-3及び
島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 付録2抜粋)
- (8) 原子炉建物水素濃度監視設備について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-3抜粋)
- (9) 水素漏えい時の対策について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 別添資料-3抜粋)
- (10) 逃がし安全弁窒素ガス供給系について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 3.3抜粋)
- (11) S R Vの耐環境性能向上に向けた取り組みについて
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料30抜粋)
- (12) 自動減圧機能及び代替自動減圧機能の論理回路について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価 成立性確認 補足説明資料42抜粋)
- (13) 原子炉ウェル代替注水系について
(島根原子力発電所2号炉 重大事故等対処設備について 補足説明資料 53条抜粋)

耐圧強化ベントラインについて

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備である耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱手段は、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に、原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系及び非常用ガス処理系を經由して、主排気筒に沿って設置している排気管から排出することで、原子炉格納容器内の減圧及び除熱を行うものである。

耐圧強化ベントラインの系統概要図を第1図に示す。

耐圧強化ベントラインに関するアクシデントマネジメント対策実施当時からの変更点は以下のとおり。

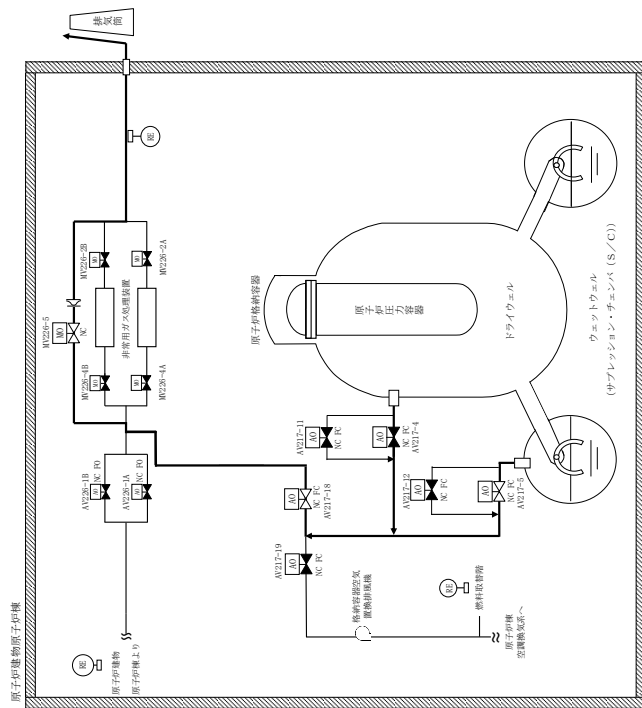
- ・ラプチャーディスクの撤去
- ・MV226-5の撤去
- ・耐圧強化ベントラインの分岐位置の変更
- ・AV226-11, 12, MV226-15, 16, MV217-20の追設
(格納容器フィルタベント系の他系統との隔離弁について2重で設置)
- ・AV217-4, 5, 18 (ベント弁第1弁及び第2弁)を電動駆動弁に変更
- ・MV217-23の追設 (ベント弁第2弁の多重化)

耐圧強化ベントラインの隔離弁の仕様を第1表に示す。

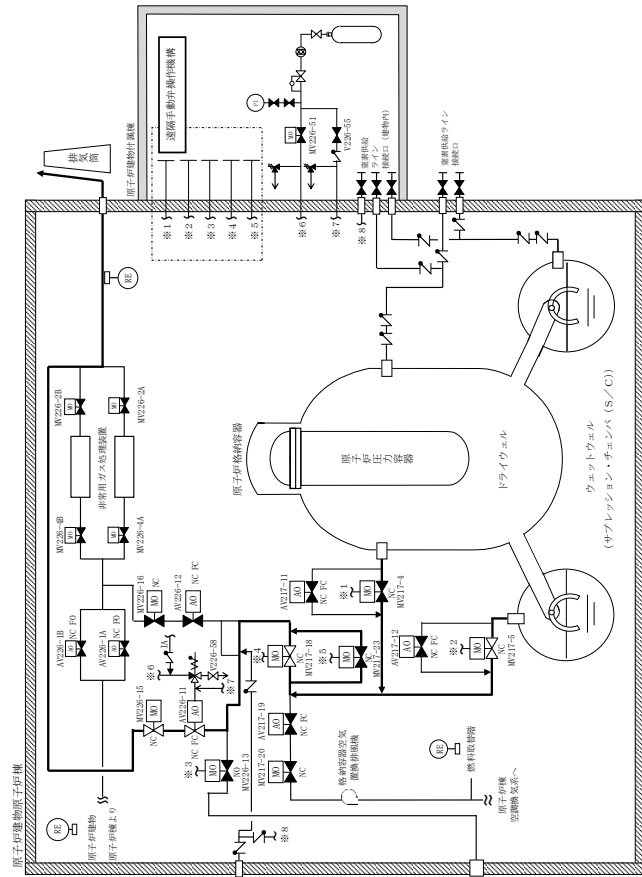
AV226-11, 12及びMV226-15, 16については、弁シート部がメタル又は膨張黒鉛製であるため、200℃、2Pd環境下において十分な耐熱性能を有しており、高温劣化の懸念が無い。

MV226-2A, 2Bは弁シート部にEPTゴムを使用しており、耐熱温度は150℃であるが、有効性評価のうち高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の最大温度は約153℃であるため、炉心損傷前の格納容器ベント実施時の当該弁シート部の温度は耐熱温度である150℃以下となると考えられる。高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移を第2図に示す。また、耐圧強化ベントラインによる格納容器ベント前の系統構成として、非常用ガス処理系が運転中であれば非常用ガス処理系を停止し、当該弁の全閉を確認する手順を整備している。

アクシデントマネジメント対策実施当時



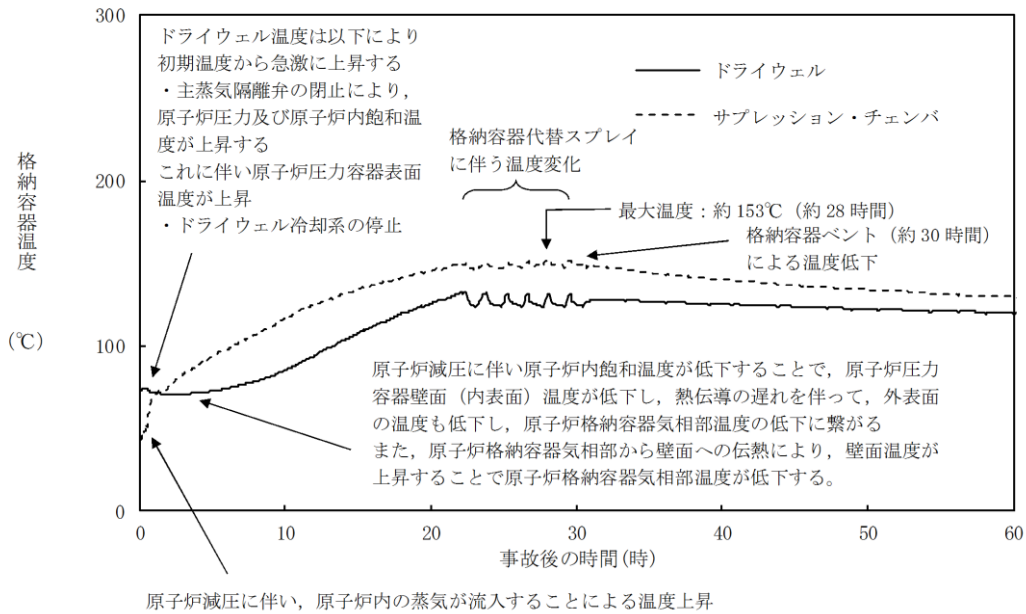
現状



第1図 耐圧強化ベントラインの系統概要図

第1表 耐圧強化ベントラインの隔離弁の仕様

	耐圧強化ベントラインの隔離弁		非常用ガス処理系との接続配管の隔離弁		非常用ガス処理系フィルタ出口の隔離弁	
弁番号	AV226-11	MV226-15	AV226-12	MV226-16	MV226-2A	MV226-2B
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動	電動駆動	電動駆動
シート材	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	EPT ゴム	EPT ゴム
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FAI	NC・FAI



第2図 高圧・低圧注水機能喪失時における格納容器温度の推移

圧力開放板の信頼性について

1. 圧力開放板の信頼性について

圧力開放板の設定破裂圧力は、ベントを実施する際の妨げにならないよう、ベント開始時の格納容器圧力（約 384kPa[gage]）と比較して十分低い圧力で動作するように、設定破裂圧力は 80kPa（圧力開放板前後差圧）を適用している。

操作実施後、圧力開放板が動作したことを第 2 表に示すパラメータの指示傾向を監視し判断する。

第 2 表 圧力開放板が作動したことの確認パラメータ

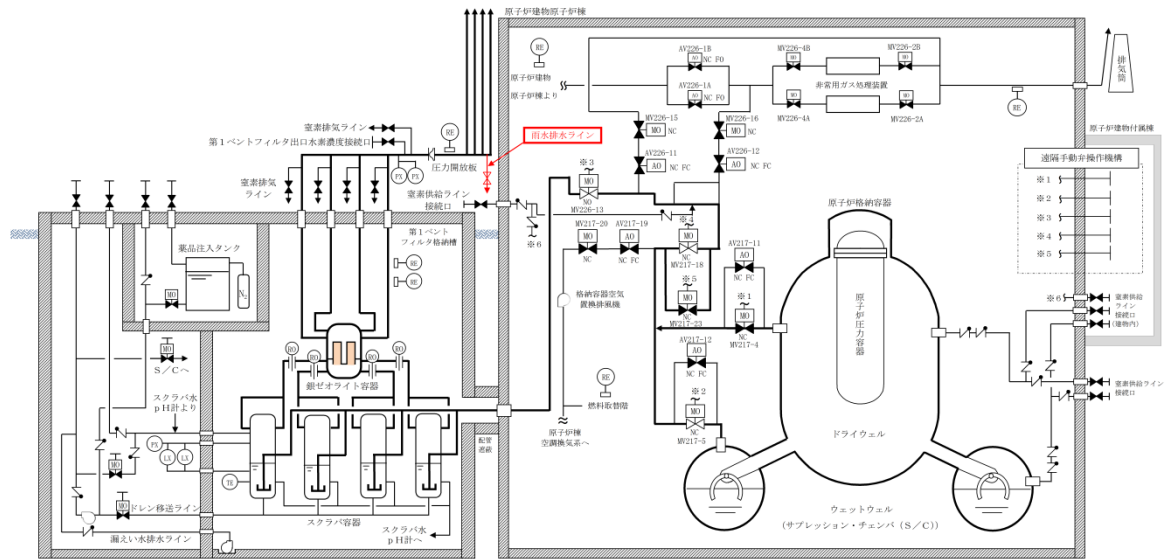
確認パラメータ	指示傾向
格納容器圧力	指示値が下降する。
フィルタ装置出口配管圧力	指示値が一旦上昇し、その後下降する。
第 1 ベントフィルタ出口放射線モニタ (低レンジ)	指示値が上昇する。

2. 圧力開放板の凍結による影響について

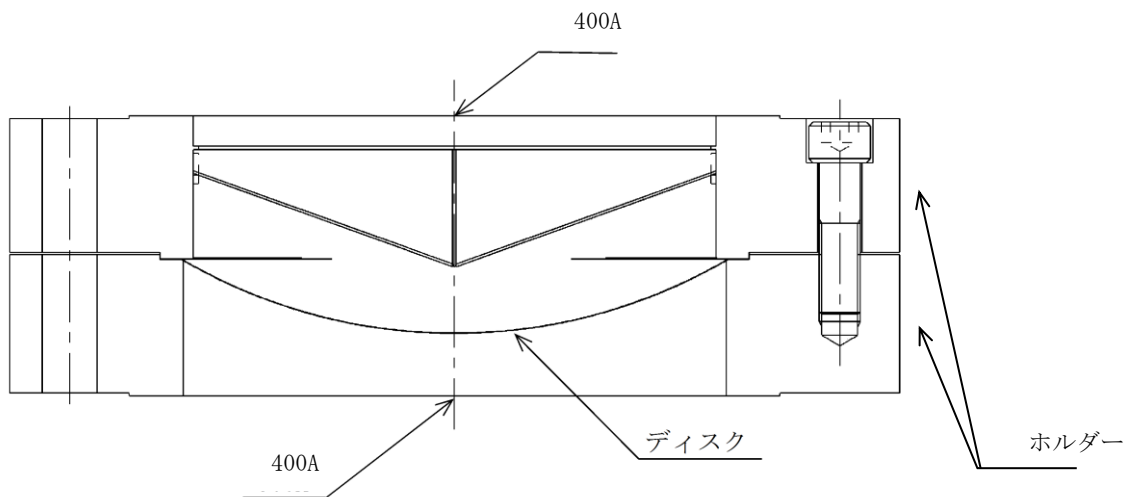
圧力開放板は、大気との境界に設置されることから、フィルタ装置出口配管端部から降水が浸入し、凍結することで機能に影響を与えることがないように系統開口部から降水が浸入し難い構造とする。

銀ゼオライト容器下流側の圧力開放板出口側は第 3 図に示すとおり大気側に開放されているため、格納容器フィルタベント系の出口配管の頂部放出端から雨水が流入した場合、圧力開放板まで流入する。そのため、圧力開放板の下流側配管に雨水排水ラインを設けることにより、流入した雨水は圧力開放板下流側配管内に蓄積せずに系外へ放出することができ、配管内で凍結することはない。

一方で、圧力開放板の出口側配管は大気開放されていることから、配管内で水分が結露して水滴が付着し、その状態で外気温が氷点下以下となった場合には圧力開放板表面で水分が凍結する可能性がある。圧力開放板表面が凍結することによる設定圧力での作動影響については、圧力開放板表面を意図的に凍結させ、凍結状態を模擬した破裂試験を実施し、破裂圧力に影響がないことを確認する。



第3図 雨水排水ライン系統図



第4図 圧力開放板構造図

雨水排水ラインの止め弁については、系統待機時に雨水排水ラインに雨水が溜まらないよう、プラント通常運転中は開運用とする。そのため、雨水排水ラインの止め弁については、ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とする。

なお、ベント実施中は、常にベントガスの流れがあるため、放出口から雨水が流入することは考えにくい。また、仮に放出口から雨水が流入したとしても、流入した雨水はスクラバ容器に回収され、格納容器に移送することが可能である。

3. 製作時の考慮

圧力開放板は以下の項目を確認することで、信頼性を確保している。

圧力開放板の試験内容を第3表に示す。ホルダーについて耐圧・漏えい試験を行い、漏えい及び変形が無いことを確認しており、ディスクについては複数（実機取付用、破裂試験用、予備）製作しロット管理を行い、気密試験、耐背圧試験及び破裂試験に合格したロットの中から、系統に設置する圧力開放板を選定することとしており、破裂圧力の許容差を考慮し 80kPa～110kPa で圧力開放板が確実に動作すると考えている。

第3表 ラプチャディスク試験内容

試験項目	試験内容	試験個数	判定基準
気密試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスク入口側（凸部）より試験圧力 <input type="text"/> ※1にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認する。	ディスク 2枚	圧力降下がないこと。
耐背圧試験	ディスク入口側（凸部）を大気圧とし、ディスク出口側（凹部）より試験圧力 <input type="text"/> ※2にて加圧保持（10分以上）し、漏えいの有無を圧力計の指示値にて確認及び変形の有無を確認する。	ディスク 2枚※3	圧力降下・変形がないこと。
破裂試験	ディスク出口側（凹部）を大気圧とし、ディスクが破裂するまで入口側（凸部）より加圧する。	ディスク 4枚以上※4	破裂圧力が 80～110kPa の範囲内であること。
耐圧・漏えい試験	穴をあけたディスクをホルダーに組込み、最高使用圧力 427kPa 以上に加圧保持（10分以上）し、漏えい・変形の有無を圧力計・目視により確認する。	ホルダー 1個（全数）	圧力降下・変形が無いこと。

※1：常用圧力の上限（差圧）

※2：メーカー設計値

※3：気密試験に使用した2枚にて実施

※4：気密試験、耐背圧試験に使用した2枚を含む計4枚以上にて実施

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果

有効性評価の「添付資料 3.1.3.3」で評価している“雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)時において残留熱代替除去系を使用しない場合における格納容器フィルタベント系からのCs-137放出量評価について”は、サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル状の放射性物質の捕集についても期待しており、その捕集効果はMAAPコード内(SUPRA評価式)で考慮している。

事故発生後サプレッション・プール水は沸騰するが、沸騰時には気泡中の水蒸気凝縮に伴う除去効率の向上が見込めないため、捕集効果に影響を及ぼす可能性がある。

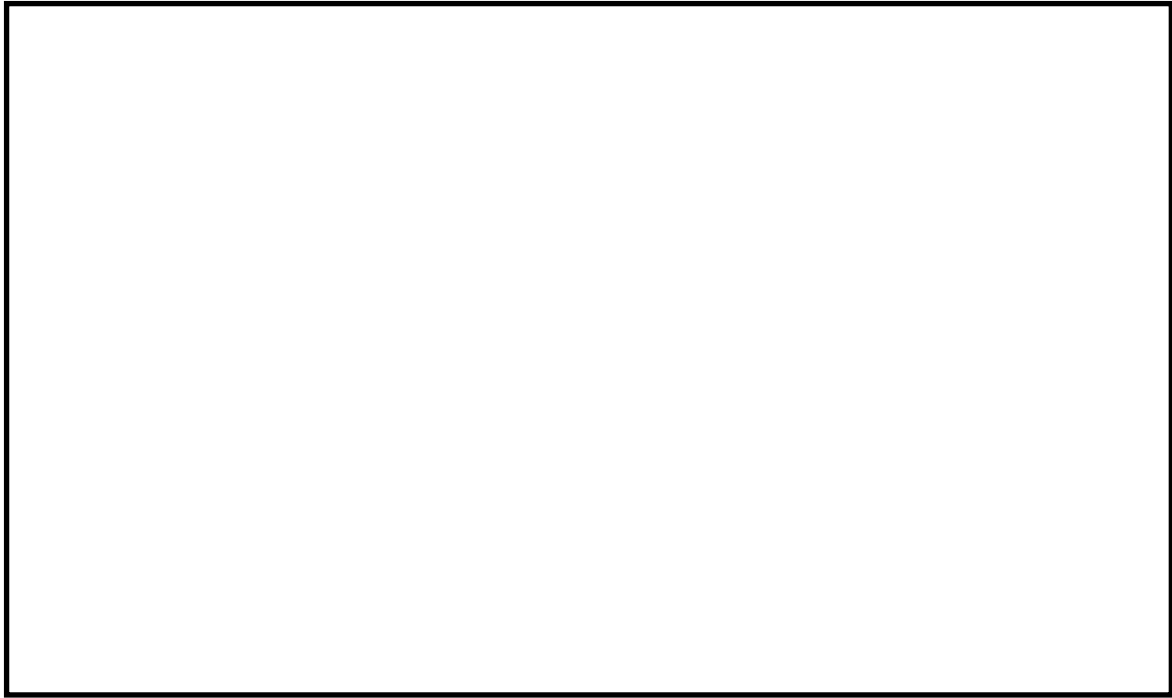
ここでは、サプレッション・プール水の沸騰による、捕集効果への影響について検討を行った。

1. スクラビング時のサプレッション・プール水の状態

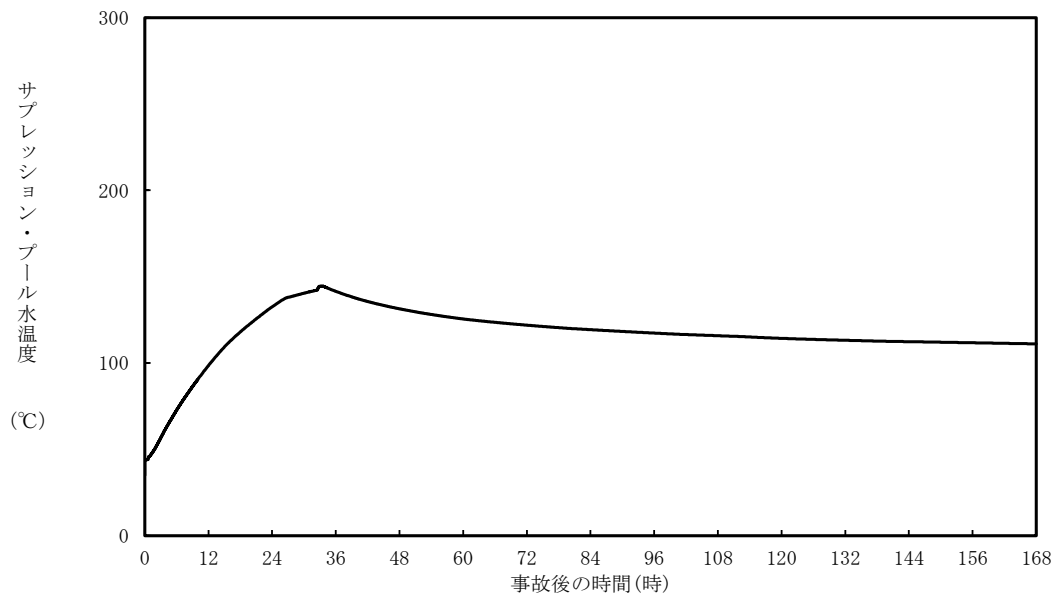
事故発生後、CsI及びCsOHは原子炉圧力容器から原子炉格納容器内気相部へ移行し、また、その大部分は原子炉格納容器内液相部に移行する。MAAP解析により得られた原子炉格納容器内液相部中のCsI及びCsOHの存在割合の時間推移を第5図に、サプレッション・プール水温度の時間推移を第2図に示す。

第5図より、初期のブローダウンによるスクラビングの効果等により、CsI及びCsOHの大部分が初期の数時間で液相部へと移行することが分かる。また、第6図より、最初の数時間においては、サプレッション・プール水温度は未飽和状態であり、沸騰は起きていないことがわかる。すなわち、サプレッション・プールでスクラビングされる大分部のCsI及びCsOHは、最初の数時間で非沸騰状態下でのその効果を受け、残りの少量のCsI及びCsOHが沸騰状態下でのスクラビングを受けることになる。

このことから、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に対しては、沸騰条件下でのスクラビング効果の影響よりも、非沸騰状態下でのスクラビング効果の影響の方が支配的になると考えられる。



第5図 原子炉格納容器内液相部中の存在割合



第6図 サプレッション・プール水温度

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 沸騰時のスクラビング効果

(1) スクラビング効果に関する試験

沸騰後においても少量のエアロゾル粒子がサプレッション・プールのスクラビングを受けるため、沸騰時のスクラビング効果が極めて小さい場合は、サプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は大きくなる可能性がある。

沸騰時のスクラビング効果については、電力共同研究にて実験が行われており、未飽和時のスクラビング効果との比較が行われている。試験の概要と試験結果を以下に示す。

a. 試験の概要

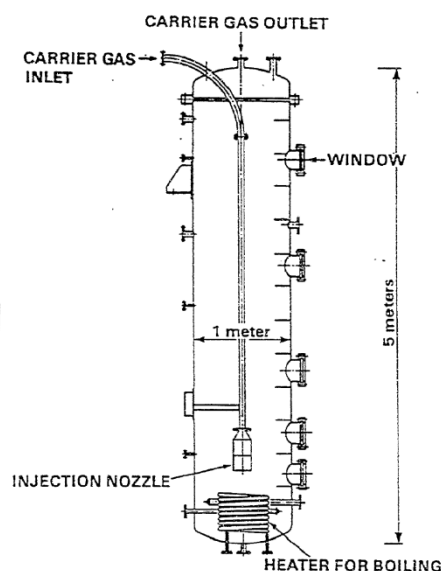
試験装置は直径約1m、高さ5mの第7図に示す円筒状容器であり、第4表に示す試験条件のもと、スクラバ水のスクラビング効果を測定している。

b. 試験結果

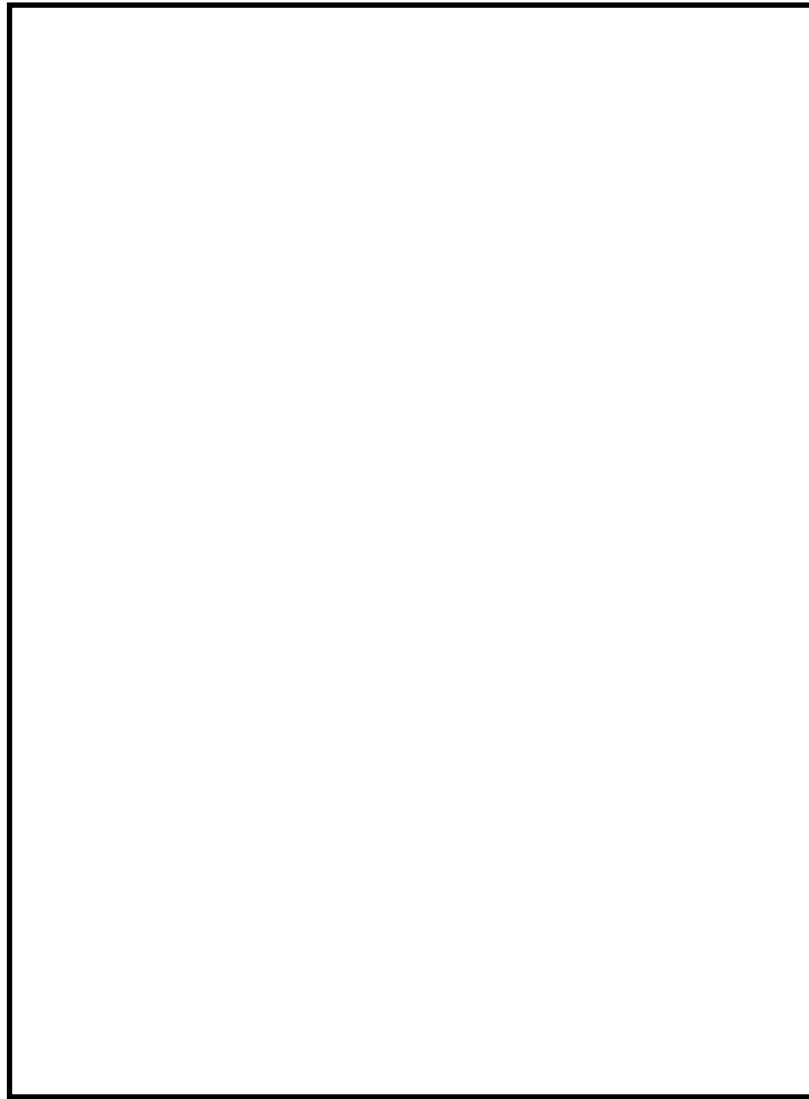
スクラバ水が未飽和である場合と、沸騰している場合の試験結果を第8図に示す。第8図では未飽和時の実験データを白丸、沸騰時の実験データを黒丸で示しており、スクラバ水の水深を実機と同程度（約1m）とした場合には、スクラビング効果は沸騰時と未飽和時で同等程度となっている。このことから、実機においても、沸騰後にサプレッション・プールのスクラビング効果が全く無くなる（DF=1）ことにはならず、沸騰後のスクラビングがサプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は限定的となると考えられる。

第4表 試験条件

Parameter		Standard Value	Range
Geometric property	injection nozzle diameter (cm)	15	1~15
	scrubbing depth (meters)	2.7	0~3.8
Hydraulic property	pool water temperature (°C)	80	20~110
	carrier gas temperature (°C)	150	20~300
	carrier gas flow rate (L/min)	500	300~2000
Aerosol property	particle diameter (μm)	0.21~1.1	0.1~1.9
	material	LATEX	LATEX, CsI



第7図 試験装置の概要



第8図 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果

出典：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」（PHASE2）最終報告書 平成5年3月

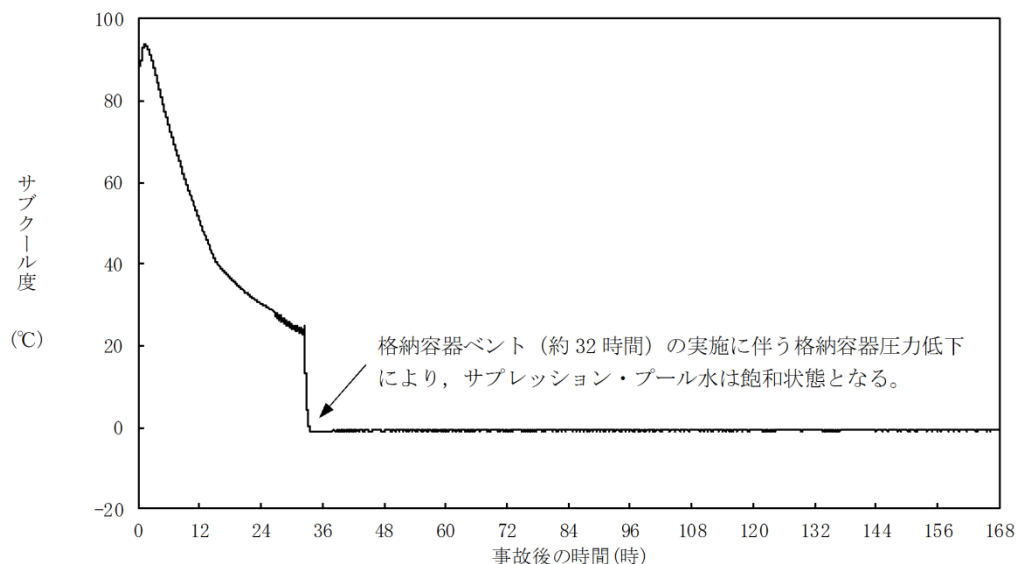
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 沸騰による除去効果への影響について

スクラビングによる除去効果について、MAAP解析ではスクラビング計算プログラム（SUPRAコード）により計算されたDF値のデータテーブルに、プール水深、エアロゾルの粒子径、キャリアガス中の水蒸気割合、格納容器圧力及びサブプレッション・プールのサブクール度の条件を補間して求めている。

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の残留熱代替除去系を使用しない場合では、第9図のとおり、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントの実施に伴いサブプレッション・プールは飽和状態（沸騰状態）になるため、サブプレッション・プールの沸騰による除去効果への影響を確認した。

MAAP評価条件及び評価結果を第5表及び第6表に示す。なお、エアロゾルの粒径については、スクラビング前後でそれぞれ最も割合の多い粒径について除去効果への影響を確認した。その結果、第6表のとおり沸騰時の除去効果は非沸騰時に比べて小さいことを確認した。



第9図 サプレッション・プールのサブクール度の推移

第5表 評価条件

項目	評価条件※	選定理由
蒸気割合	□ %	格納容器ベント実施前の D/W における蒸気割合 (約 89%) 相当
格納容器圧力	□ kPa [gage]	格納容器ベント実施前の格納容器圧力を考慮して設定 (設定上限値)
サプレッション・プール水深	□ m	実機では水深 3 m 以上のため, 設定上限値を採用
サブクール度	□ °C	未飽和状態として設定 (設定上限値)
	□ °C	飽和状態として設定 (設定下限値)
エアロゾルの粒径 (半径)	□ μm	スクラビング前の最も割合が多い粒径
	□ μm	スクラビング後の最も割合が多い粒径

※ SUPRAコードにより計算されたデータテーブルの設定値を採用

第6表 評価結果

粒径 (半径)	D F	
	未飽和状態 (サブクール度 □ °C)	飽和状態 (サブクール度 □ °C)
□ μm	□	
□ μm	□	

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

改良E P D M製シール材の適用性について

島根2号炉では、改良E P D M製シール材として [] を採用する計画である。

改良E P D M製シール材の開発経緯を以下に示す。

- ・従来、原子炉格納容器のシール材（ガスケット）として使用していたシリコンゴムは、使用温度範囲が -60°C ～ $+200^{\circ}\text{C}$ であり、従来のE P D M製シール材の使用温度範囲 -50°C ～ $+150^{\circ}\text{C}$ よりも耐熱性は若干高いものの、既往の試験結果から高温蒸気環境での劣化が確認されていた。
- ・従来のE P D M製シール材はシリコンゴムに比較して高温蒸気に強い材料であったが、更なる耐熱性向上を目的に材料の改良を進め、改良E P D M製シール材を開発した。

改良E P D M製シール材については、ガスケットメーカーにおいて、耐熱性、耐高温蒸気性及び耐放射線性の確認を目的に、事故時環境を考慮した条件（放射線量 800kGy を照射した上で 200°C の蒸気環境にて168時間）にて圧縮永久ひずみ試験が実施されており、耐性が確認されている。

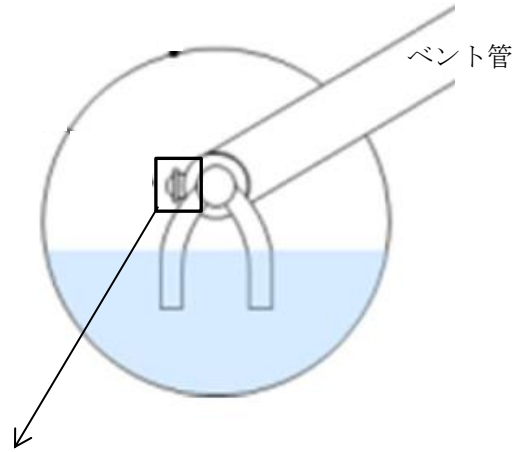
島根2号炉で採用予定の改良E P D M製シール材 [] については、ガスケットメーカーで実施された試験と同様に圧縮永久ひずみ試験を実施するとともに、重大事故等時の温度及び放射線による劣化特性がシール機能に影響を及ぼすものでないことを実機フランジ模擬試験にて確認している。

また、改良E P D M製シール材は、ガスケットメーカーにて材料や特長に応じ定めている型番品 [] として管理されているものであり、当該品を特定可能であることから、メーカー型番を指定することにより今回シール機能が確認されたものを確実に調達することが可能である。

なお、今後の技術開発により、より高い信頼性があるシール材が開発された場合は、今回と同様に圧縮永久ひずみ試験等を実施し、事故時環境におけるシール機能評価を行うことで、実機フランジへの適用性について確認する。

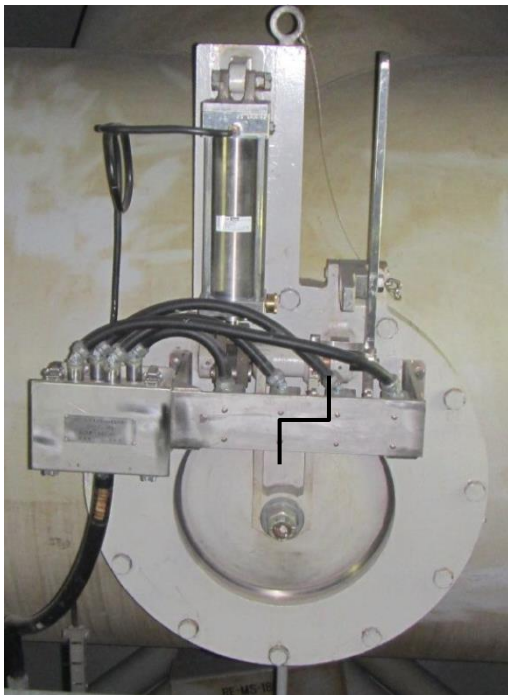
真空破壊装置の構造について

以下に真空破壊装置の構造を示す。

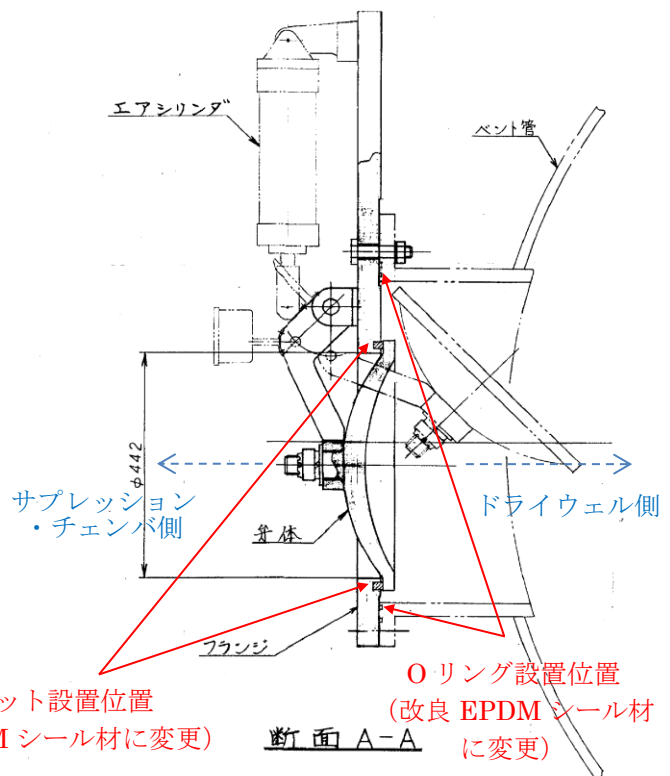


名称	種類	口径(mm)	材料	駆動方法	個数	取付箇所
a. 真空破壊装置	逆止め弁	44.2	SGV49	-	8	ベント管

A ←



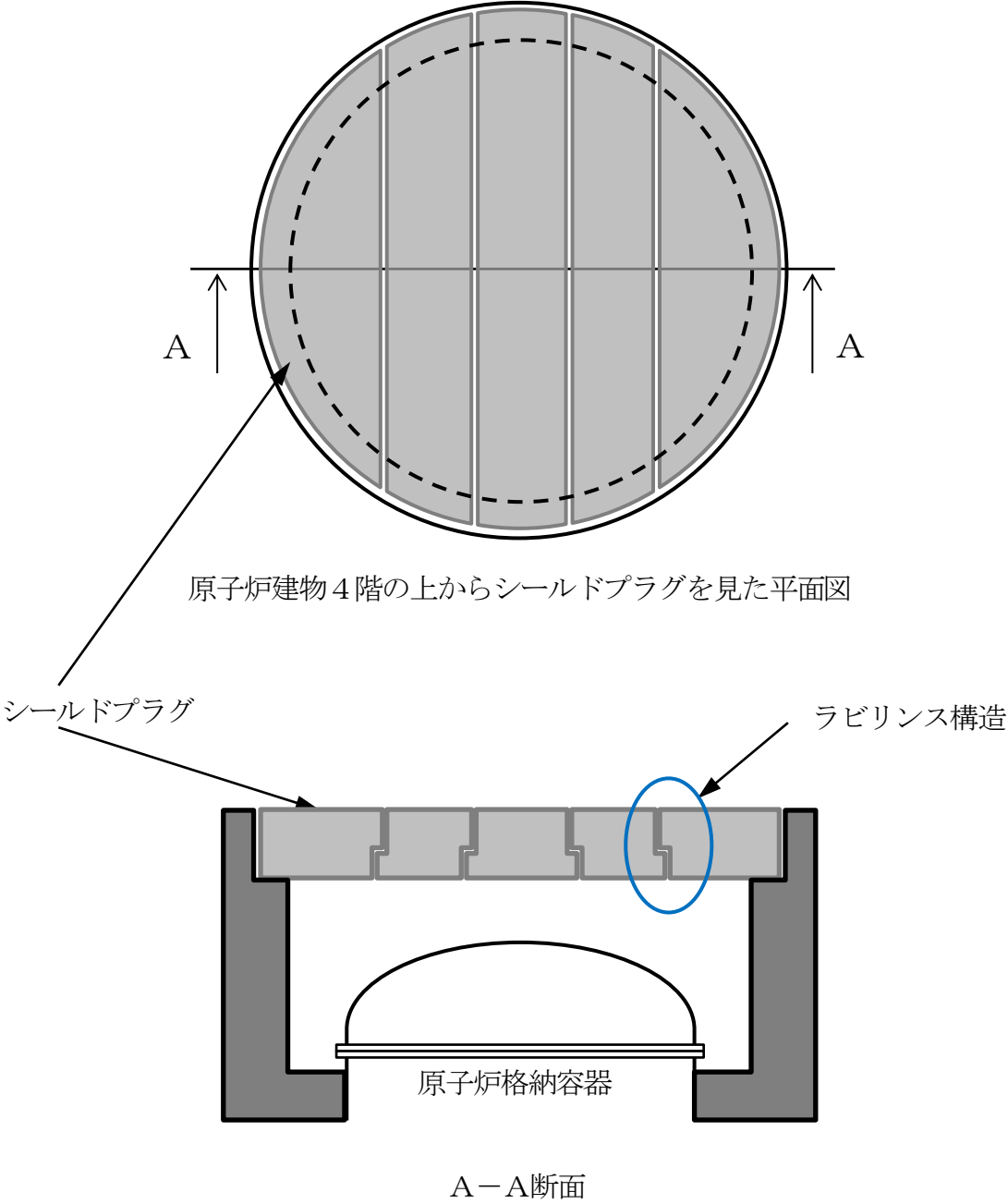
A ←



第 10 図 真空破壊装置構造図

シールドプラグの構造について

以下にシールドプラグの概略構造を示す。



第11図 シールドプラグ概略構造図

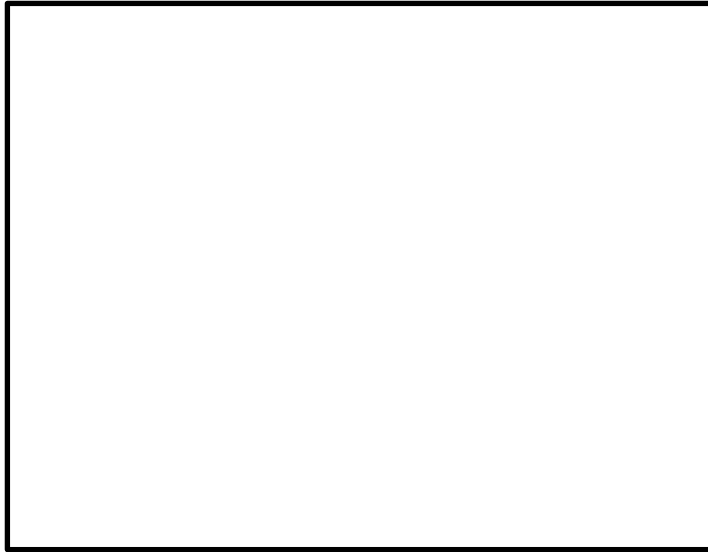
原子炉格納容器の想定漏えい箇所について

1. 想定漏えい箇所

原子炉格納容器の想定漏えい箇所を第7表に示す。PARの設計条件では格納容器バウンダリ構成部ハッチ類シール部8箇所のうち口径及び許容開口量に対する裕度から漏えいポテンシャルが最も大きいと考えられるドライウェル主フランジから全量漏えいすることを想定する。有効性評価結果を踏まえた条件では当該8箇所から分散して水素が漏えいすることを想定する。

第7表 想定漏えい箇所

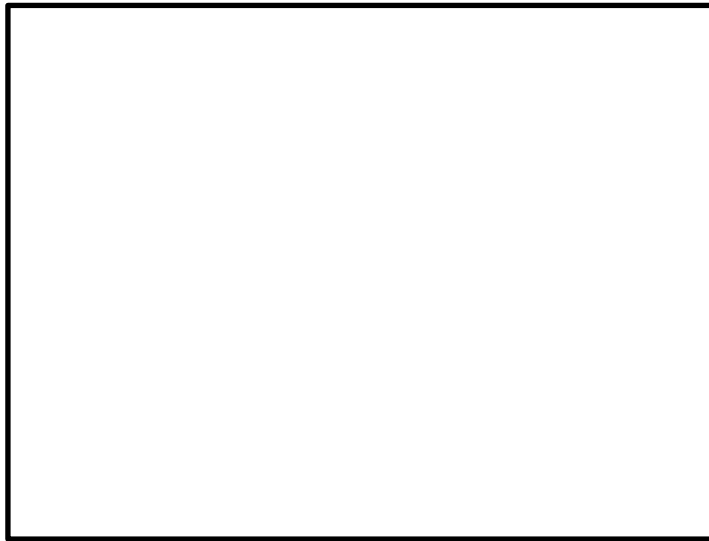
フロア	想定漏えい箇所	設計条件	有効性評価結果を踏まえた条件
原子炉建物 原子炉棟4階	ドライウェル主フランジ (1箇所)	○	○
原子炉建物 原子炉棟2階	逃がし安全弁搬出ハッチ (1箇所)		○
原子炉建物 原子炉棟1階	機器搬入口 (2箇所) 所員用エアロック (1箇所) 制御棒駆動機構搬出ハッチ (1箇所)		○ ○ ○
原子炉建物 原子炉棟 地下階	サプレッション・チェンバ アクセスハッチ (2箇所)		○



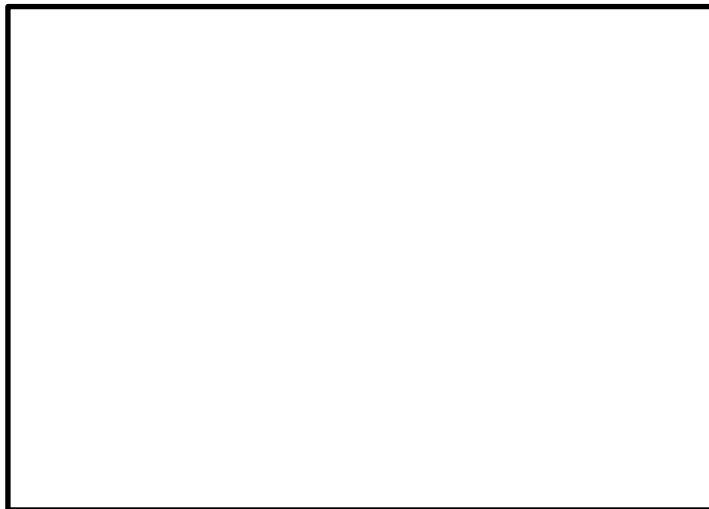
第12図 評価対象部位位置図（原子炉建物4階）



第13図 評価対象部位位置図（原子炉建物2階）



第14図 評価対象部位位置図（原子炉建物1階）



第15図 評価対象部位位置図（原子炉建物地下階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 原子炉格納容器バウンダリにおけるシール材の変更について

原子炉格納容器バウンダリに使用しているシール材については、今後、下記に示すとおり重大事故環境下で健全性が確認されたシール材に変更する。

第8表 原子炉格納容器バウンダリに使用されているシール材の変更

バウンダリ箇所		部品	変更前部材	変更後部材
原子炉格納容器 本体・ハッチ類	ドライウエル 主フランジ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	機器搬入口	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	所員用エアロック	扉ガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
		均圧弁シート	フッ素樹脂	P E E K材
		電線貫通部シール	フッ素樹脂	黒鉛
	ハンドル軸貫通部 Oリング		フッ素ゴム	改良E P D M
	逃がし安全弁 搬出ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
制御棒駆動機構搬 出ハッチ	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M	
配管貫通部	貫通部フランジ (X-7A, B)	フランジガスケット	シリコンゴム	改良E P D M
	貫通部フランジ (X-23A~E)	フランジOリング	シリコンゴム	改良E P D M
	貫通部フランジ (X-107)	フランジOリング	シリコンゴム	改良E P D M
原子炉格納容器 隔離弁	窒素ガス制御系 バタフライ弁	弁座シート	E P ゴム	改良E P D M
	T I P ボール弁	弁座シート	フッ素樹脂	改良E P D M
		グラントシール	フッ素樹脂	改良E P D M
		弁ふたシール	フッ素ゴム フッ素樹脂	改良E P D M
	T I P パージ弁	弁体シート	E P ゴム	改良E P D M
		グラントシール	E P ゴム	改良E P D M
		弁ふたシール	E P ゴム	改良E P D M

原子炉建物水素濃度監視設備について

1. 原子炉建物水素濃度監視設備の設計方針について

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物原子炉棟の水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定するための設備として原子炉建物水素濃度を設置する。

(1) 設計方針

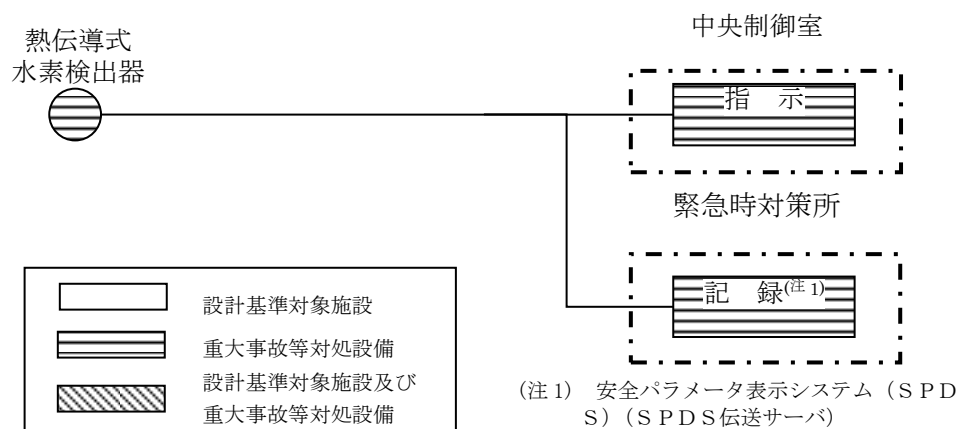
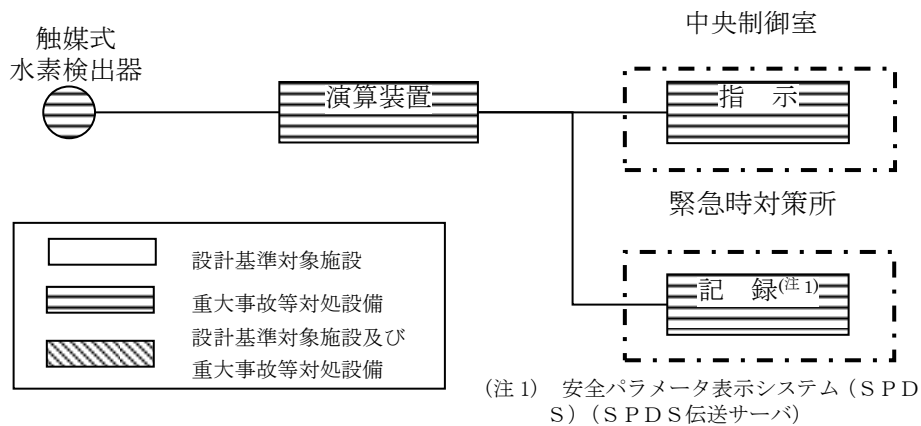
原子炉建物水素濃度は炉心の著しい損傷が発生し、ジルコニウム-水反応等で短期的に発生する水素ガス及び水の放射線分解等で長期的に緩やかに発生し続ける水素ガスが格納容器から原子炉建物原子炉棟へ漏えいした場合に、原子炉建物原子炉棟において、水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定を行い、中央制御室において連続監視できる設計とする。また、原子炉建物水素濃度は電源が喪失した場合においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

(2) 主要仕様

原子炉建物水素濃度の主要仕様を第9表に示す。原子炉建物水素濃度は原子炉建物原子炉棟の水素濃度を触媒式または熱伝導式水素濃度検出器を用いて電気信号として検出する。検出された電気信号を演算装置にて水素の濃度信号に変換した後、中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。第16図に概略構成図を示す。

第9表 原子炉建物水素濃度の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	1	原子炉建物原子炉棟地下1階 ・ トーラス室：1個
	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	6	原子炉建物原子炉棟4階 ・ 床から5m：1個 ・ 天井から-1m：1個
				原子炉建物原子炉棟2階 ・ 非常用ガス処理系吸込配管近傍：1個 ・ SRV補修室：1個
				原子炉建物原子炉棟1階 ・ CRD補修室：1個 ・ 所員用エアロック室：1個

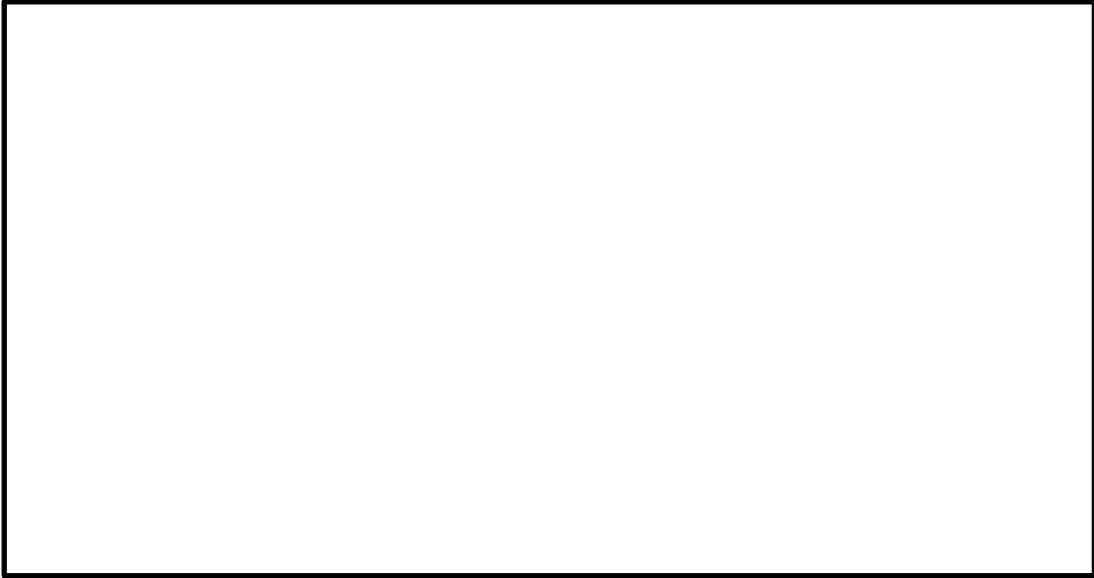


第 16 図 原子炉建物水素濃度の概略構成図

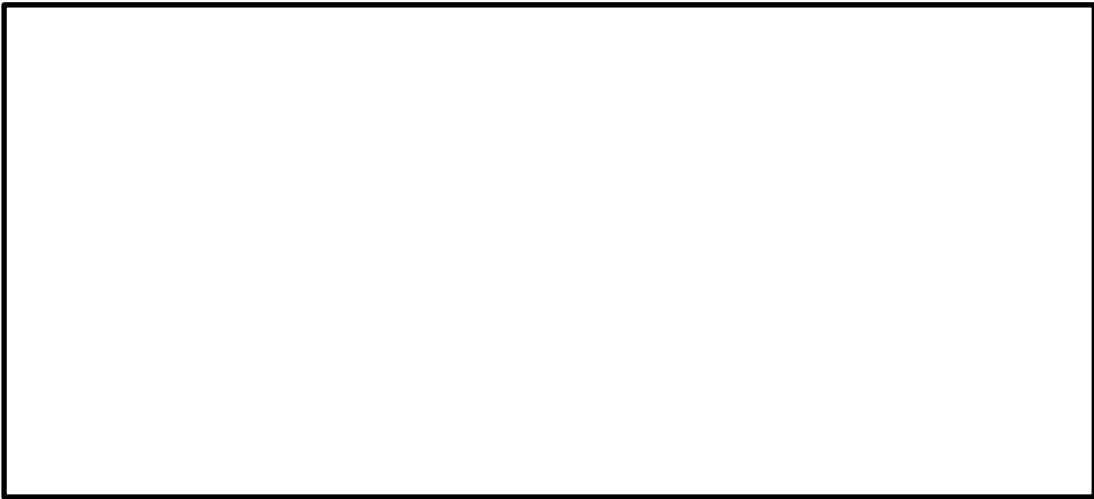
(3) 設置場所

原子炉建物水素濃度の検出器の設置場所を第 17 図から第 20 図に示す。

なお、局所エリア (SRV 補修室, CRD 補修室及び所員用エアロック室) 及びトーラス室に漏えいした水素ガスを早期検知及び滞留状況を把握することは、水素爆発による原子炉建物の損傷を防止するために有益な情報になることから、局所エリア及びトーラス室に漏えいした水素ガスを計測するため水素濃度計を設置し、事故時の監視性能を向上させる。これにより、格納容器内にて発生した水素ガスが漏えいするポテンシャルのある箇所での水素濃度と、水素ガスが最終的に滞留する原子炉建物原子炉棟 4 階での水素濃度の両方を監視できることとなり、原子炉建物原子炉棟全体での水素影響を把握することが可能となる。なお、トーラス室の水素ガスの挙動としては、格納容器から漏えいした高温の気体による上昇流 (エネルギーとしては 1kW 程度) と、上昇した気体が天井および側壁にて冷却されることで発生する下降流により、トーラス室の雰囲気全体を混合する自然循環流が生じ、水素濃度はほぼ均一になると考えられるため、第 20 図に示す設置場所に 1 台設置する。



第 17 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物 4 階）



第 18 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物 2 階）



第 19 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 20 図 原子炉建物水素濃度の設置場所（原子炉建物地下 1 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

水素漏えい時の対策について

有効性評価結果を踏まえた条件における原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析では、局所エリアを含めて水素濃度が可燃限界未満となること、原子炉建物原子炉棟4階の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りが無いこと、格納容器ベント実施により水素発生源を断ち、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制できることを確認している。

また、PAR設計条件における原子炉建物原子炉棟の水素濃度解析では、PARによる水素処理による原子炉建物原子炉棟の水素上昇を抑制できること、原子炉建物原子炉棟4階の全てのサブボリュームにおいて水素濃度に偏りが無いことを確認している。

これらの解析結果を踏まえ、格納容器設計漏えい率を超えるような異常な漏えいが発生した場合には、格納容器フィルタベント系による格納容器ベントを実施し、原子炉建物原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制することが有効と考える。また、局所エリアへ設置する水素濃度計により格納容器からの水素漏えいを早期に検知することが可能であり、原子炉建物原子炉棟4階に設置する水素濃度計とともに原子炉建物原子炉棟内全体での水素影響を把握することが可能である。自主対策設備も含めた水素漏えい時の対策の全体フローを第21図に、フローに記載している判断基準の考え方を以下に示す。

【判断基準の考え方】

① 異常な漏えいを抑制するため格納容器ベントを実施

水素濃度が 1.5vol% を超えると P A R の作動、水素処理による水素濃度上昇の抑制効果を見込むことができ、また、格納容器の設計漏えい率を超えた状態では水素とともに放射性物質も漏えいする可能性が高いため、早期に格納容器ベント操作へ移行する方が有効と考え、水素濃度 2.5vol% に到達した時点でベント実施を判断する。また、ベント実施基準の 2.5vol% に対し、運転操作の余裕時間 (0.4vol%=3 時間) を踏まえ、水素濃度 2.1vol% に到達した時点でベント準備を判断する。

② 非常用ガス処理系の停止

非常用ガス処理系は、格納容器から漏えいしたガスに含まれる放射性物質を低減しつつ、水素を大気へ放出することで原子炉建物原子炉棟の水素濃度上昇を抑制でき、また、水素の成層化を防ぐ換気効果を有することから、運転可能な場合は使用する。ただし、非常用ガス処理系は防爆仕様ではないため、系統内での水素爆発のリスクを回避する必要があるため、可燃限界を下回る水素濃度 1.8vol%* を非常用ガス処理系の停止基準とする。

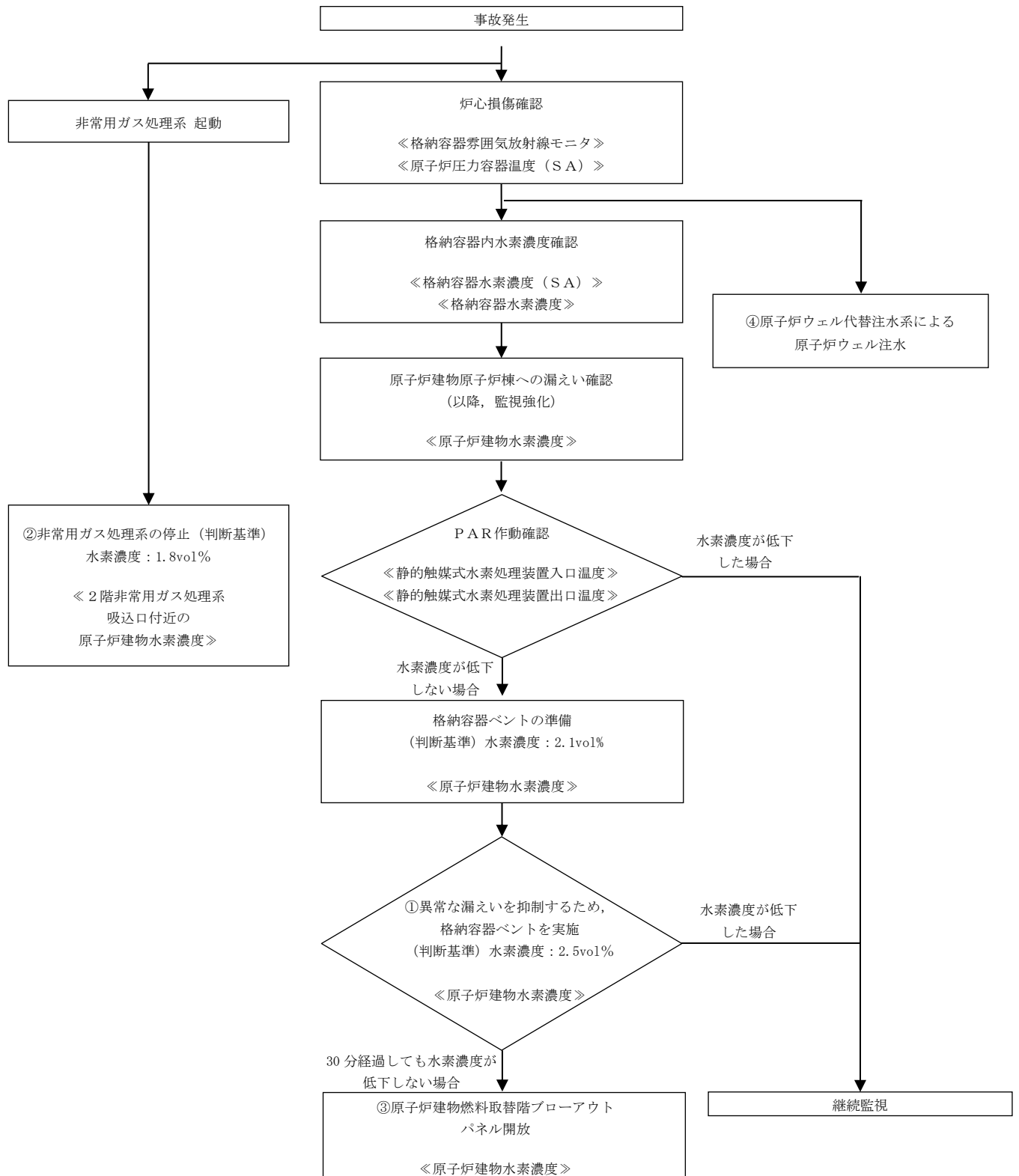
※非常用ガス処理系内の蒸気凝縮による水素濃度上昇 (約 1.36 倍) を考慮し、水素濃度計の計器誤差 ($\pm 1.1\%$) を加味した上で、可燃限界の 4 vol% に到達しない基準として設定 ($4 / 1.36 - 1.1 \div 1.8\text{vol}\%$)

③ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放

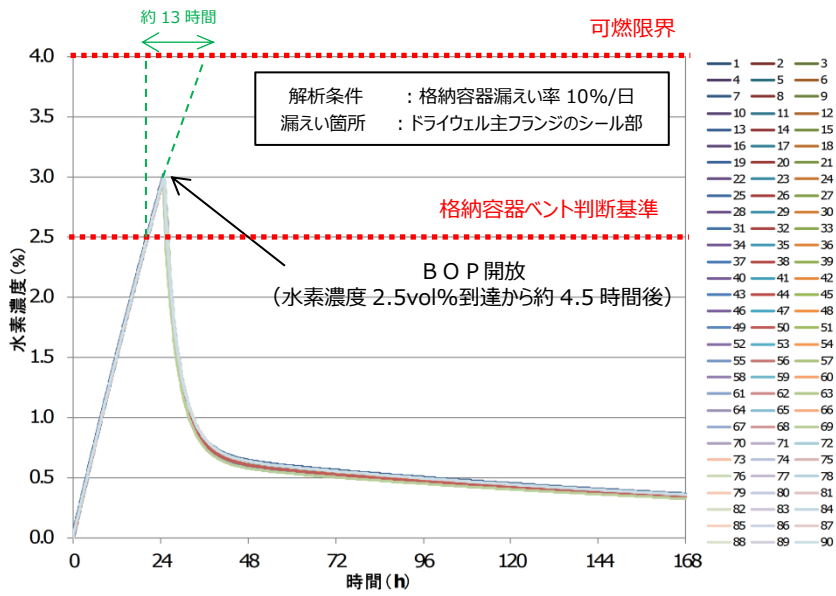
P A R による水素処理や格納容器ベントによる水素処理にも関わらず、原子炉建物原子炉棟への水素が漏洩する場合には、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放することにより水素濃度上昇を抑制する。P A R による水素処理や格納容器ベントによる水素上昇の抑制効果を考慮し、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放は格納容器ベントを実施してもなお水素濃度が低下しない場合に実施する。なお、第 22 図に原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による燃料取替階の水素濃度の時間変化を示すが、格納容器ベントの判断基準である水素濃度 2.5vol% から、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放の判断及び準備時間を踏まえても、可燃限界到達までには十分に時間的余裕があることから、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開放操作は可能であり、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放後は燃料取替階の水素濃度の低減が期待できる。

④ 原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水

ドライウェル主フランジからの水素ガス漏えいを抑制するため、原子炉格納容器内の温度の上昇が継続し、171℃に到達した場合において、原子炉ウェル代替注水系が使用可能であれば原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水を実施する。



第 21 図 水素漏えい時の対策フロー



第 22 図 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放による水素濃度の時間変化 (PAR 及び格納容器ベント不作動時)

逃がし安全弁窒素ガス供給系について

1. 設備概要

逃がし安全弁の作動に必要な逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え、逃がし安全弁窒素ガス供給系を設ける。

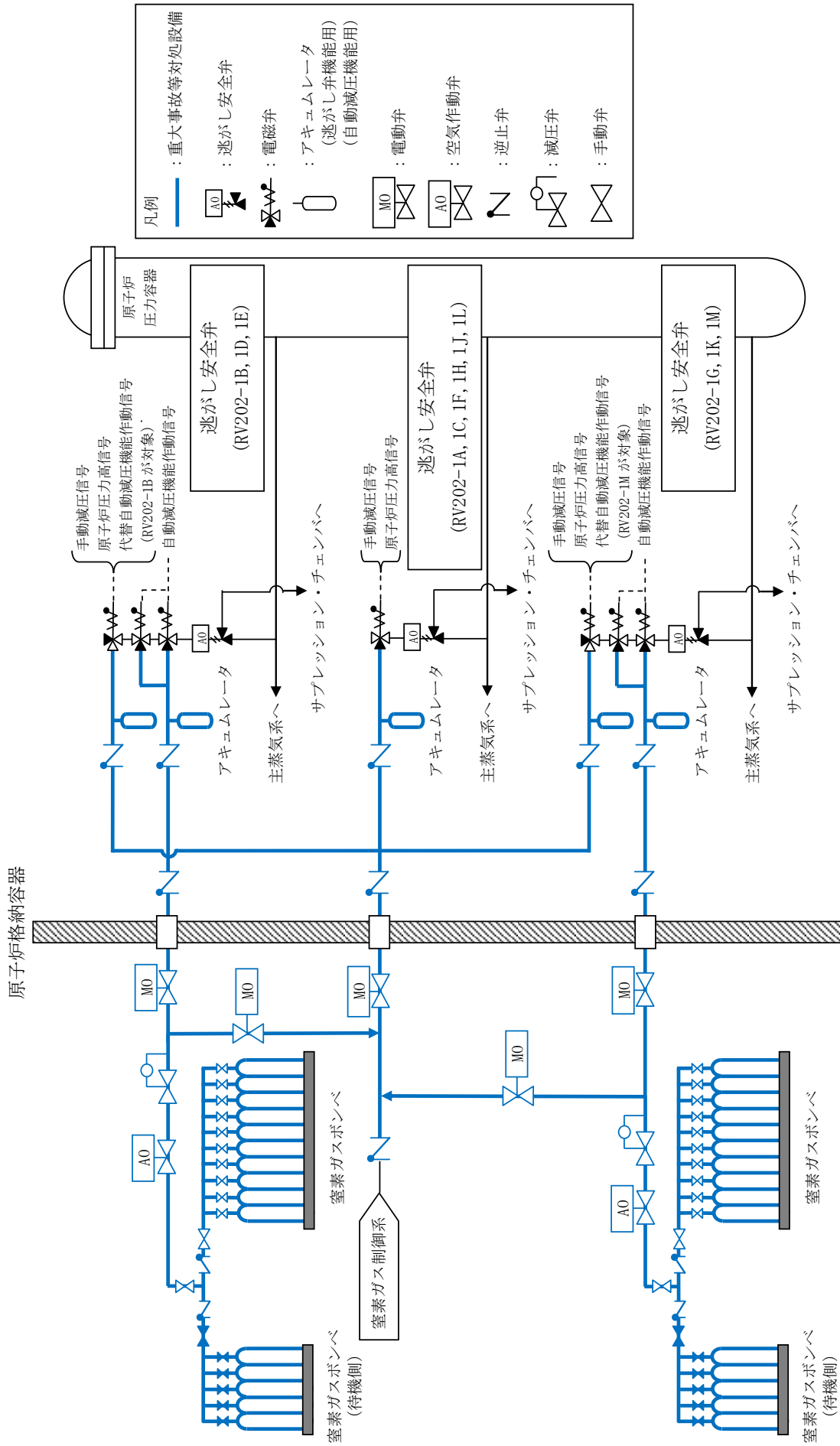
本系統は、逃がし安全弁に対して窒素ガスを供給するものであり、逃がし安全弁用窒素ガスポンベ及び逃がし安全弁窒素ガス供給系の配管・弁等で構成する。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は、独立した2系列で位置的分散を図る系統構成であり、中央制御室又は現場での弁操作により逃がし安全弁用窒素ガスポンベの高圧窒素ガスを、逃がし安全弁のアクチュエータのピストンへ供給する。

なお、逃がし安全弁窒素ガス供給系の各系列には使用側及び待機側の2系列の逃がし安全弁用窒素ガスポンベが設置されており、ポンベ圧力が低下した場合においても、現場操作により逃がし安全弁用窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の系統圧力は、逃がし安全弁の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（853kPa[gage]）においても全開可能な圧力に設定変更可能な設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の系統概要図を第23図に、重大事故等対処設備一覧を第10表に示す。



第 23 図 逃がし安全弁窒素ガス供給系 系統概要図

第 10 表 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁【常設】 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】
注水先	—
電源設備	—
計装設備（補助）※1	A D S 用 N 2 ガス減圧弁二次側圧力【常設】 N 2 ガスボンベ圧力【常設】

※ 1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

2. 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁用窒素ガスボンベ

個数	:15（予備 15）
容量	:約 47L/個
充填圧力	:約 15MPa[gage]
設置場所	:原子炉建物附属棟 2 階
保管場所	:原子炉建物附属棟 2 階

S R Vの耐環境性能向上に向けた取り組みについて

1. 概要

S R Vの耐環境性向上対策は、更なる安全性向上対策として設置を進めている逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備に対して、S R V駆動源である高圧窒素ガスの流路となる「S R V用電磁弁」及び「S R Vシリンダ」に対してシール材の改良を実施するものとする。

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備は、逃がし安全弁窒素ガス供給系と独立した窒素ガスポンペ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、S R V用電磁弁の排気ポートに窒素ガスポンペの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要としたS R V開操作が可能な設計とする。

ここで、自圧式切替弁をS R V用電磁弁の排気ポートと逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の接続部に設置し、以下の(1)通常運転時、(2)逃がし安全弁窒素ガス供給系によるS R V動作時、(3)逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるS R V動作時に示すと通りの切替操作が可能な設計とする。

(1) 通常運転時 (S R V待機時)

自圧式切替弁は、弁体が逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペ側を閉止し排気ポート側を原子炉格納容器内に開放することで、S R Vピストンが閉動作するときの排気流路を確保する。

(2) 逃がし安全弁窒素ガス供給系によるS R V動作時

自圧式切替弁は、排気ポート側を開放しており、S R V閉動作時のピストンからの排気を原子炉格納容器へ排気するための流路を確保する。

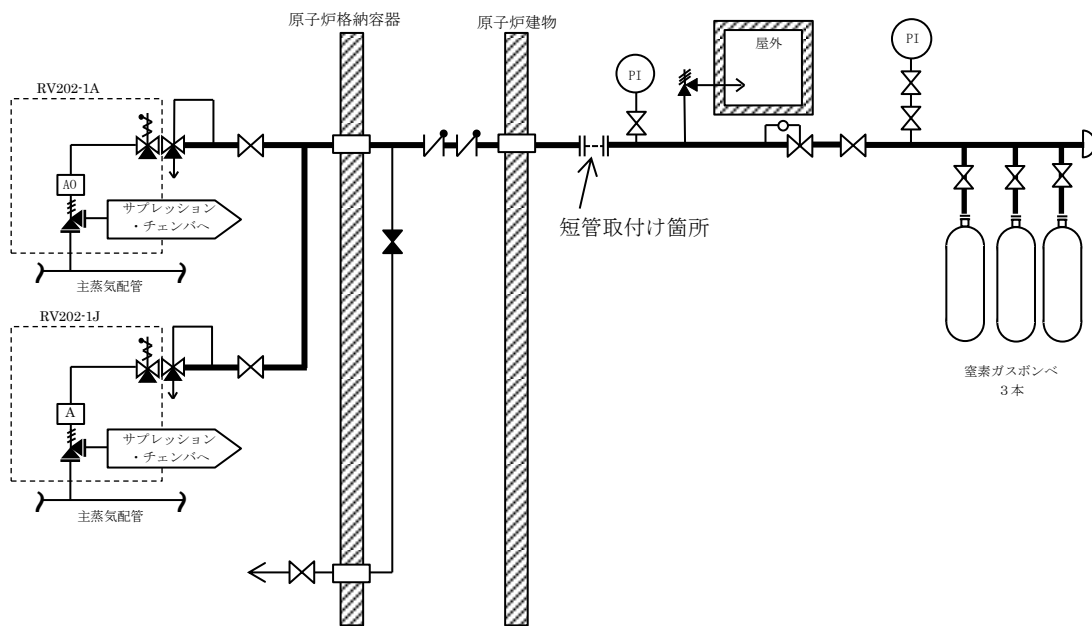
(3) 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるS R V動作時

自圧式切替弁は、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペ圧力によりバネ及び弁体を押し上げられることにより排気ポートを閉止し、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペからS R Vピストンまでの流路を確保する。

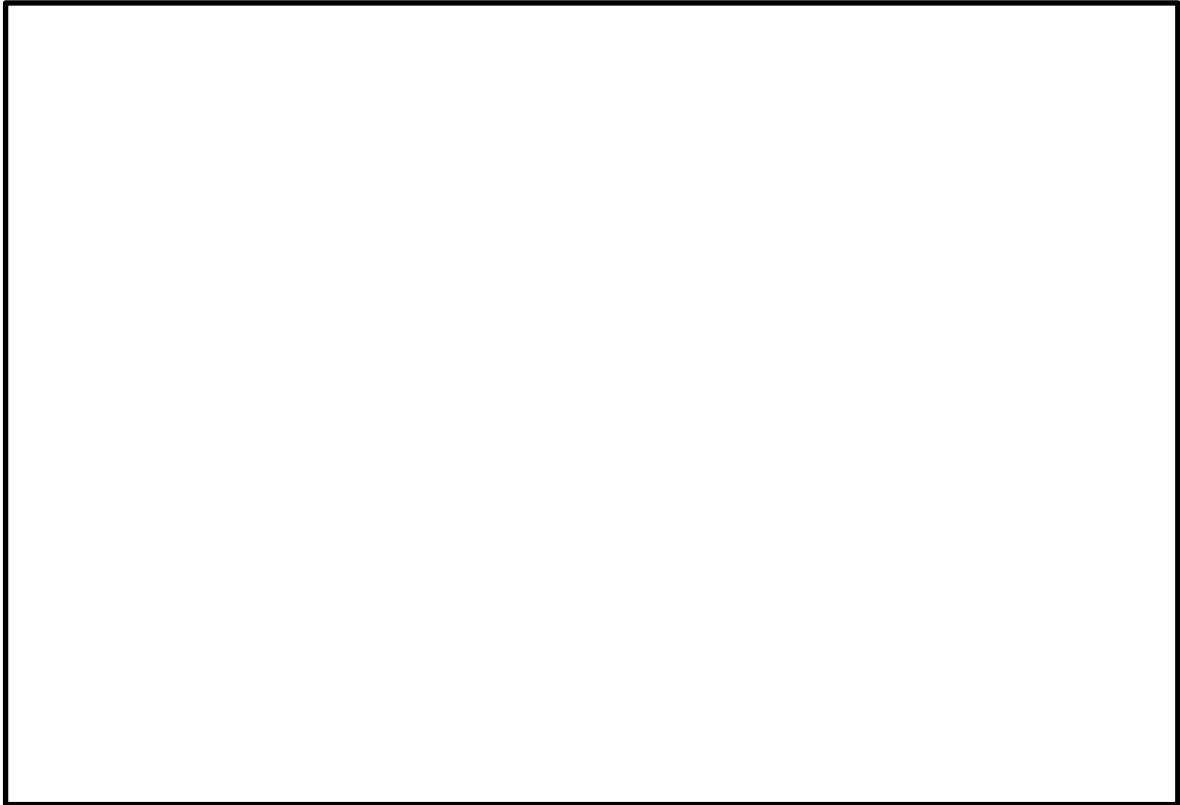
また、自圧式切替弁の弁体シール部は全て、無機物である膨張黒鉛シートを使用しており、重大事故等時の高温蒸気や高放射線量の影響によりシール性が低下することがない設計としている。

本システムは、A D S機能がない2個へ、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンペの窒素ガスの供給を行う設計とする。

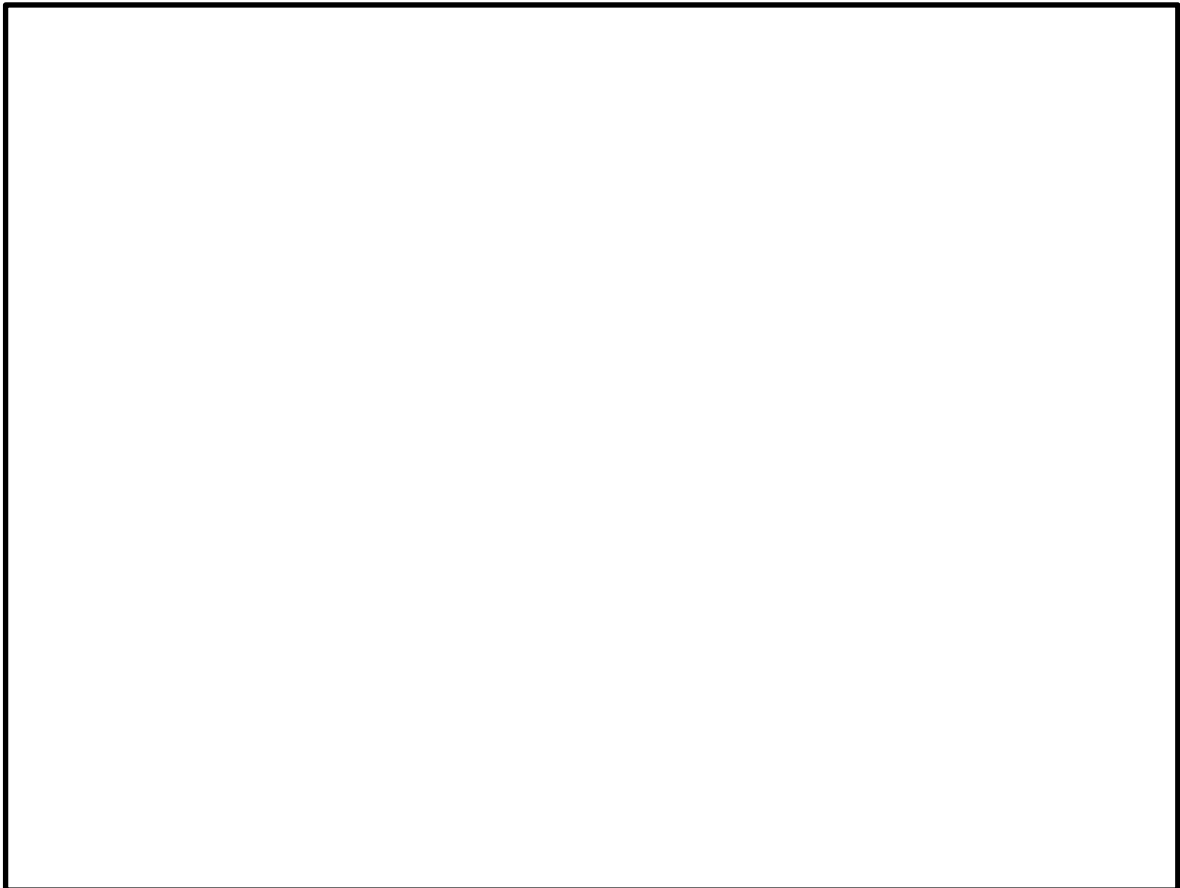
ここで、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の系統概要図を第24図に、S R V本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図を第25図に、自圧式切替弁の構造図を第26図に、自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図を第27図に示す。



第 24 図 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 系統概要図

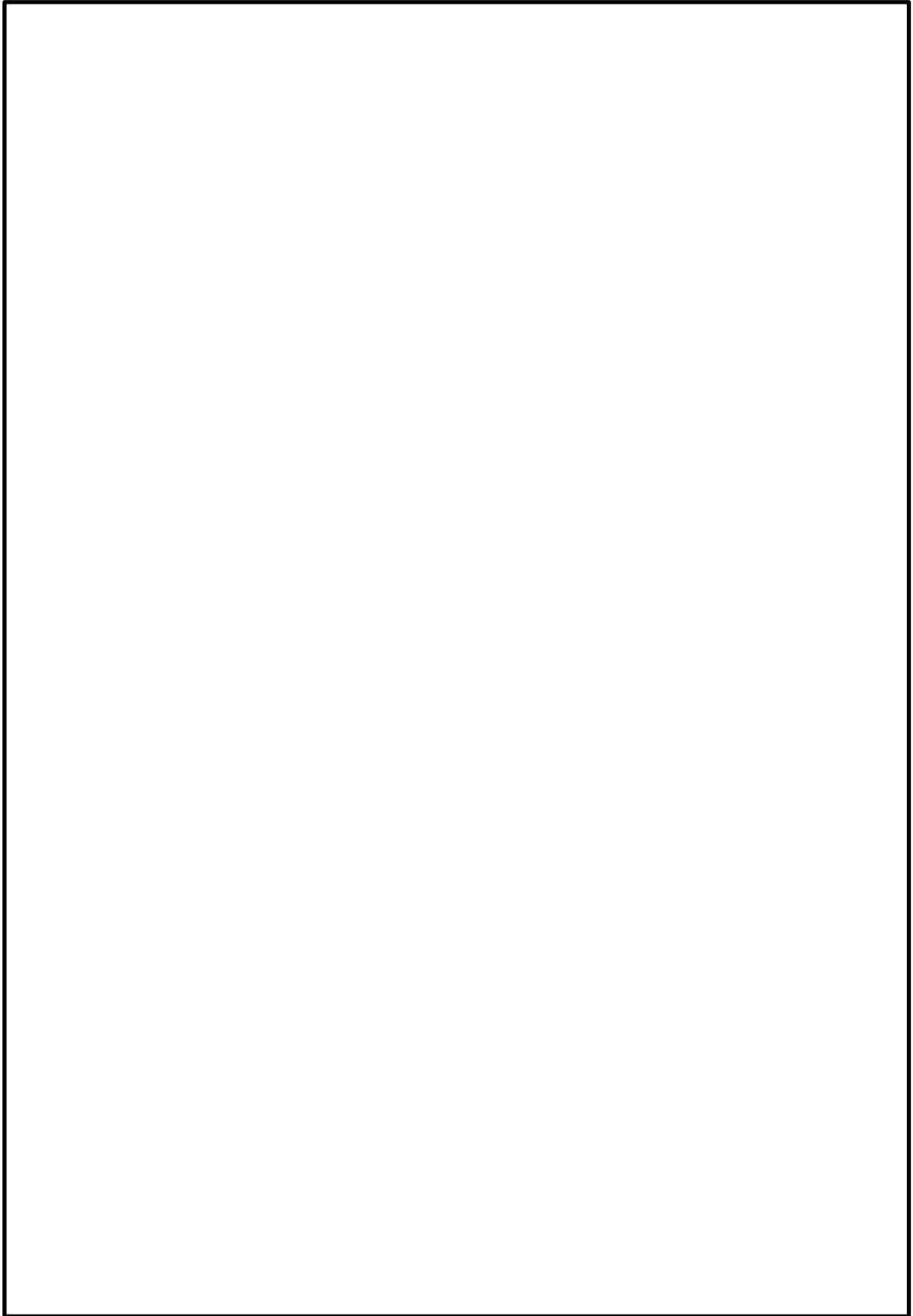


第 25 図 S R V 本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図



第 26 図 自圧式切替弁 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 27 図 自圧式切替弁及び電磁弁 動作概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. S R V用電磁弁の耐環境性能試験結果並びに今後の方針について

(1) 試験目的

S R Vの機能向上させるための更なる安全対策として、逃がし安全弁窒素ガス供給系及び逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリについて、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良E P D M材に変更し、高温蒸気環境下におけるシール性能を試験により確認する。

(2) 試験体概要

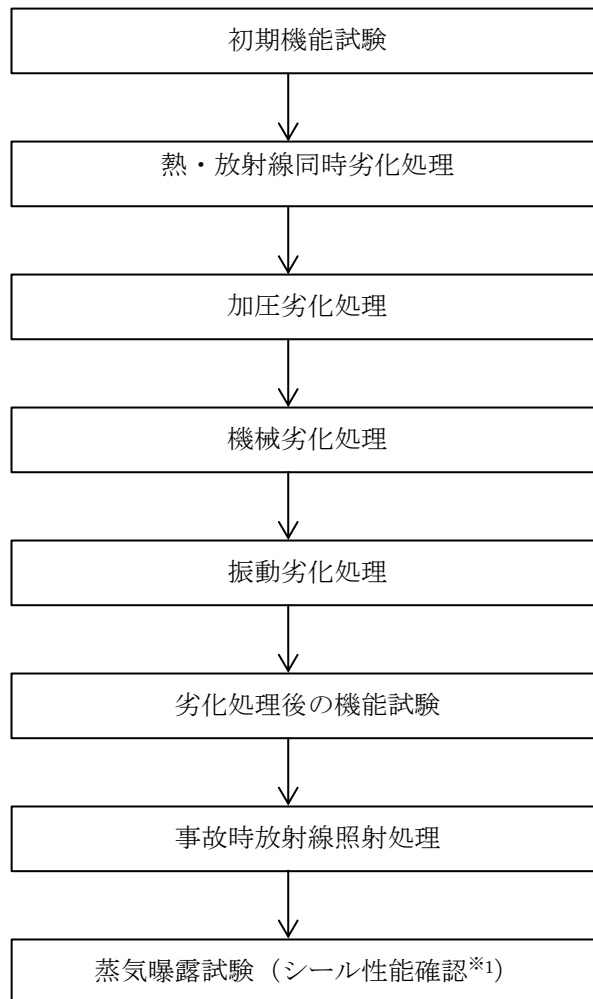
試験体であるS R V用電磁弁の概要並びに改良E P D M材の採用箇所を第28図に示す。



第28図 改良E P D M材を採用したS R V用電磁弁概要図

(3) 試験手順及び項目

本試験で実施する試験項目を第 29 図に示す。



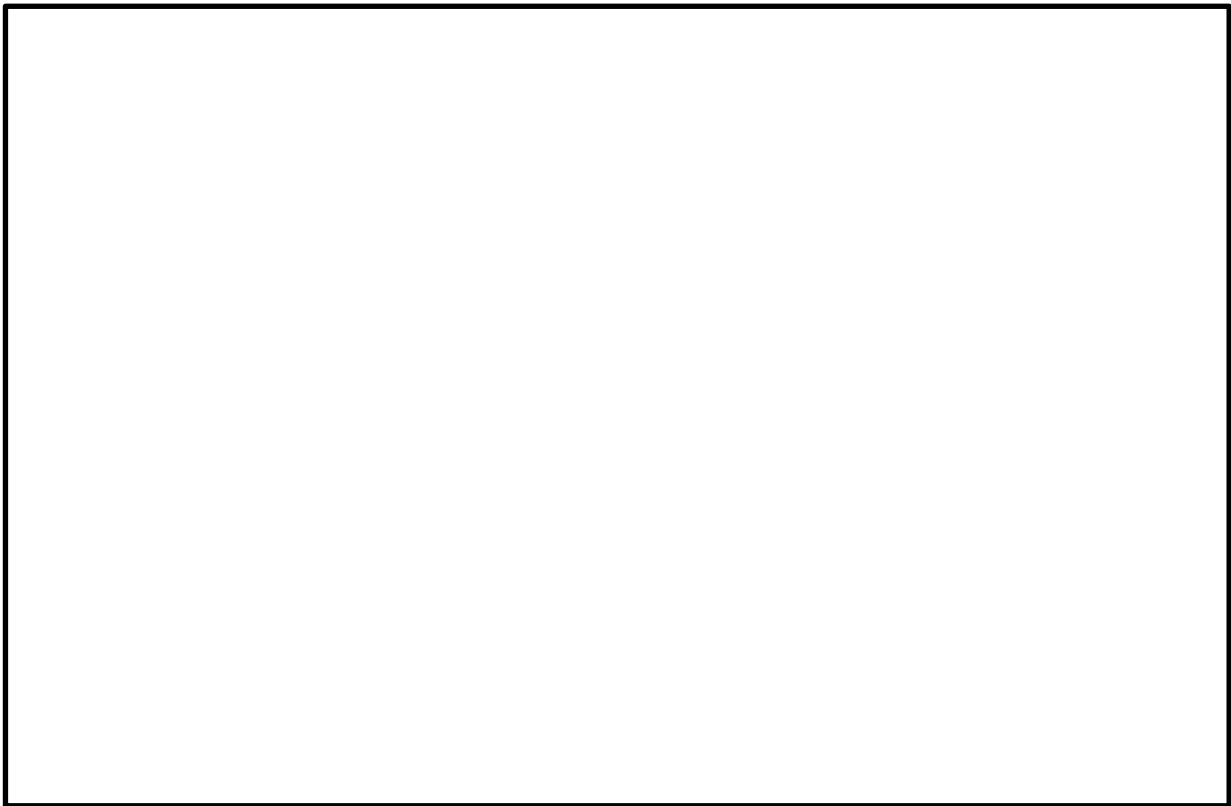
第 29 図 試験手順及び項目

※ 1 シール性確認の判定基準

- ・ 排気 (E X H) ポート側圧力に供給 (S U P) ポート側圧力の漏えいが認められないこと。
- ・ 無励磁時の漏えい量は目標として 以下であること。

(4) 蒸気曝露試験装置概要及び蒸気曝露試験条件

本試験で使用する蒸気曝露試験装置の概要を第 30 図に示す。また、重大事故環境試験条件を第 11 表及び蒸気曝露試験条件を第 31 図に示す。

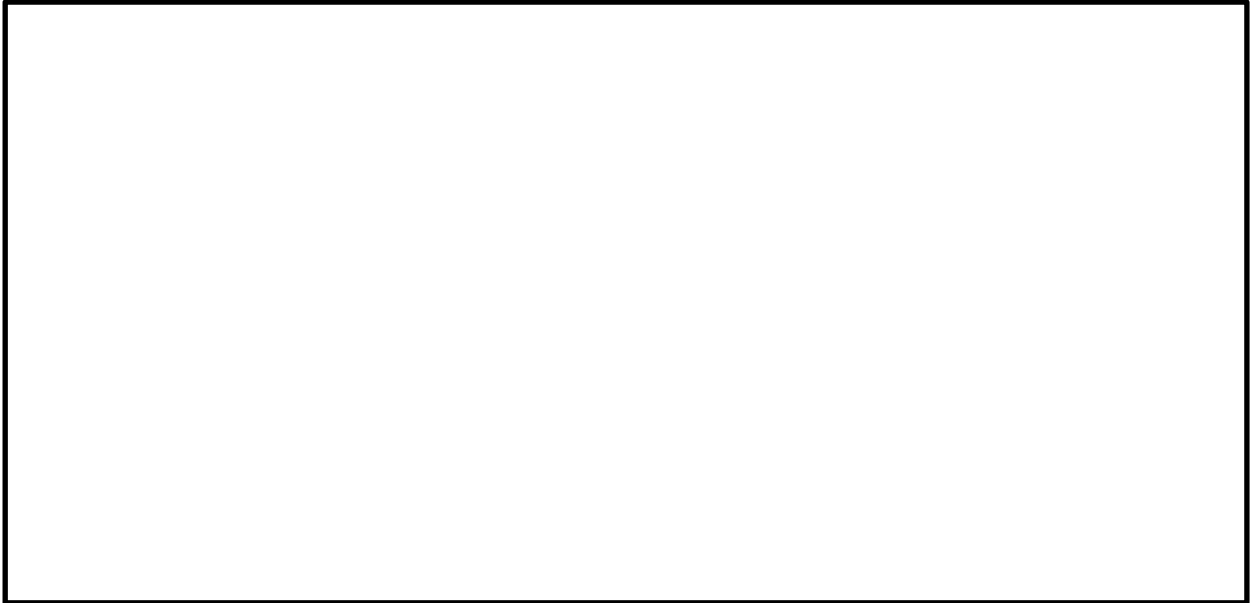


第 30 図 蒸気曝露試験装置の概要

第 11 表 重大事故環境試験条件

項目	条件	
	時間(経過)	0~168 時間
圧力(kPa[gage])	710	854
温度(°C)	171	178
雰囲気	蒸気	蒸気
放射線量(MGy)		※1

※1：事象発生から 7 日間の累積放射線量を示す。



第 31 図 蒸気曝露試験条件

(5) 蒸気曝露試験並びに分解調査結果

蒸気曝露試験の結果, 蒸気曝露試験中において漏えいが確認されることはなく, 分解調査の結果, 僅かな変形, 軟化が確認されたものの, 従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して, より長時間(第 28 図参照)にわたって, S R V 駆動部(シリンダ)へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。

蒸気曝露試験後の S R V 用電磁弁を分解し, 主弁, ピストン弁シート部及び主弁シート部 U パッキン(第 28 図参照)シール部分について, 健全品との比較調査を行った。第 12 表にシール部分の分解調査結果(主弁シート部シール部分及び主弁シート部 U パッキンシール部分)を示す。

外観及び寸法確認の結果, 主弁シート部シール部分については, シート部が軟化してシール部分の凹部の変形が確認されたが僅かなものであった。また, 従来のフッ素ゴム材を使用する主弁シート部 U パッキンについても変形が確認されたが僅かなものであった。

第 12 表 シール部分の分解調査結果
(主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分)

--

(6) 今後の方針

S R V 駆動部 (シリンダ) へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから, S R V の機能向上させるための更なる安全性向上対策として, 全ての S R V 用電磁弁について改良 E P D M 材を採用した電磁弁に交換する。

3. S R V シリンダ改良の進捗及び今後の方針について

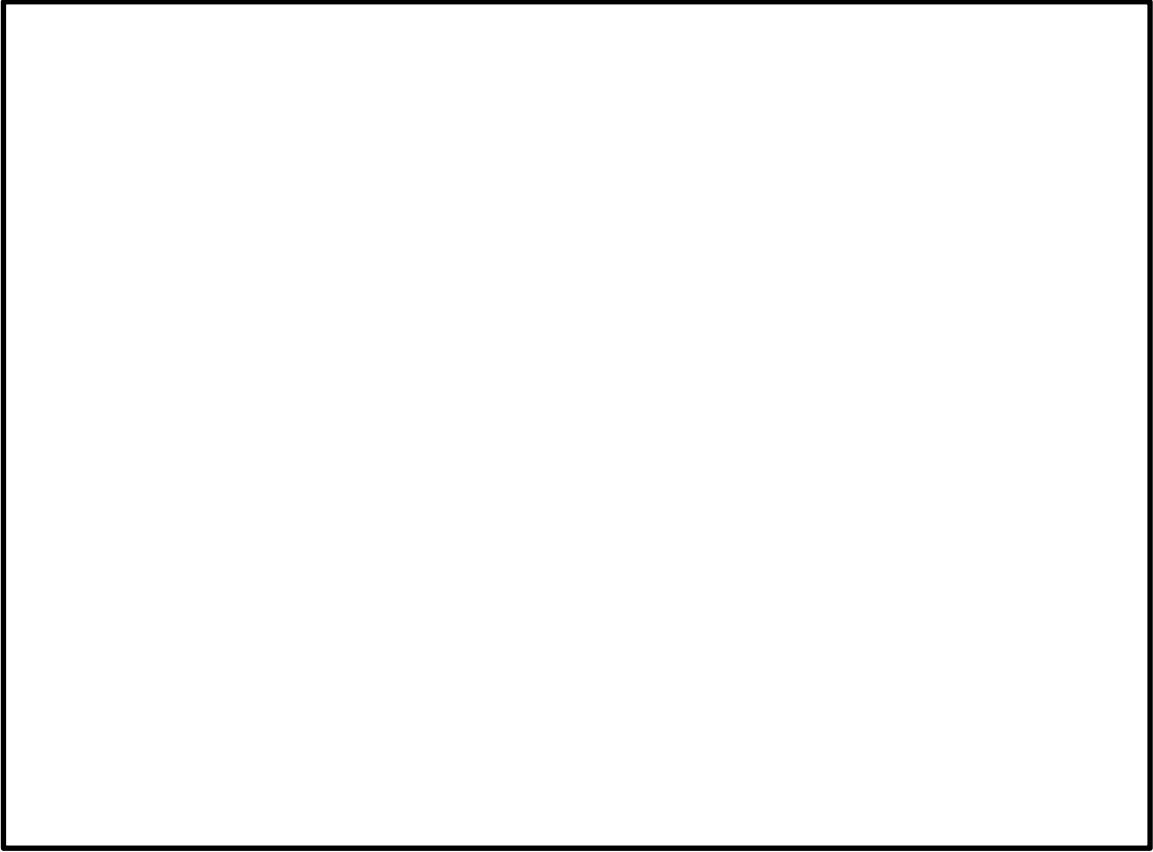
(1) 設計方針

S R V シリンダのシール部においては、熱によって損傷する恐れがあることから、高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、シリンダピストンの作動に影響を与えないシール部（シリンダOリング）を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良E P D M材に変更する予定である。

また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部（ピストンOリング）の外側に改良E P D M材のシート部（バックシートOリング）を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施する予定である。

ここで、既設シリンダの概要図を第32図に、改良シリンダの概要図を第33図に示す。

なお、改良シリンダに対しては、シリンダ単体試験、S R V 組合せ試験を実施するとともに、高温蒸気環境下におけるシリンダ漏えい試験を実施している。



第 32 図 既設シリンダ概要図



第 33 図 改良シリンダ 概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 健全性確認試験

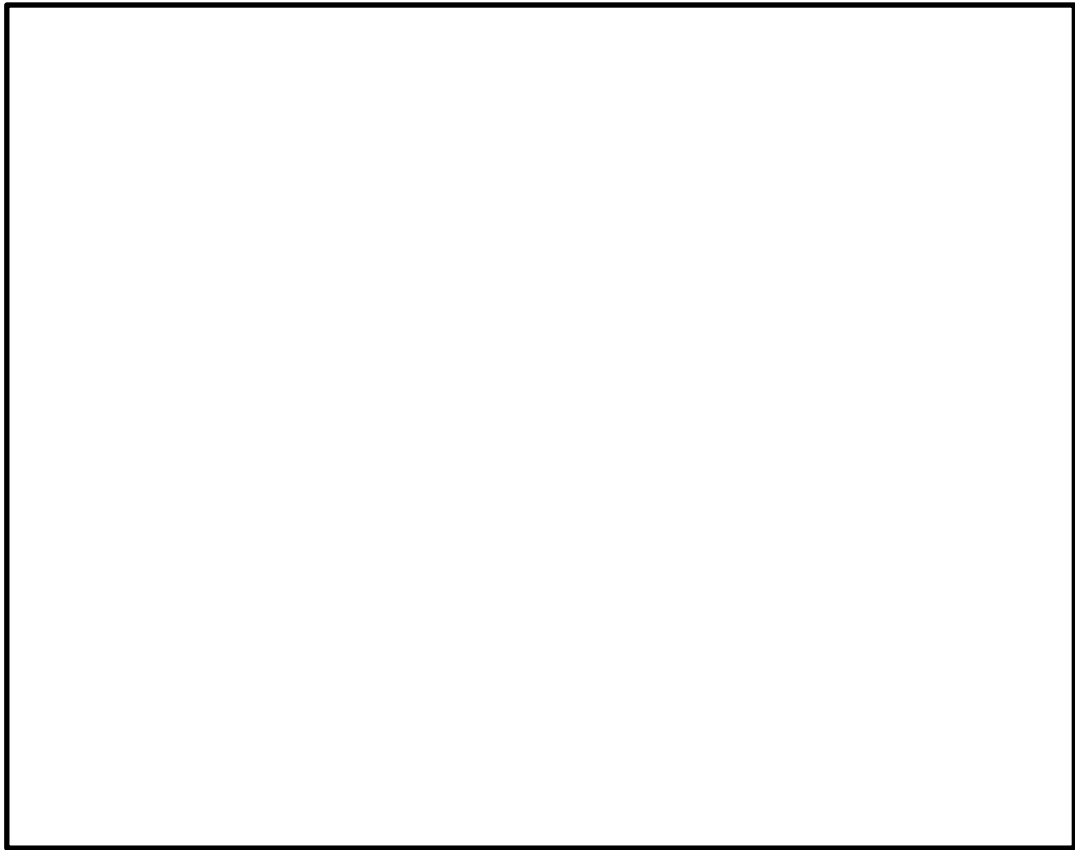
改良シリンダの健全性確認試験として、放射線劣化試験後（放射線量：約 MGy），下記の第 13 表に示すシリンダ単体試験，SRV 組合せ試験及び蒸気曝露試験を実施し，SRV 動作に対して影響がないことの確認を実施した。

第 13 表 改良シリンダの健全性確認試験内容

	確認項目		判定基準	結果
シリンダ 単体試験	駆動部作 動試験		円滑に作動すること	良
	駆動部漏 えい試験		漏えいがないこと	良
SRV組 合せ試験	最小作動 圧確認試 験		全開操作可能なこと	良 ^{※1}
	逃がし弁 機能試験		アキュムレータ容量 （ <input type="text"/> L）で全開作動 すること <input type="text"/> 回全開操作 ^{※2} 可能な こと 入力信号から <input type="text"/> 秒以 内 ^{※2} に全開動作可能な こと	良
蒸気曝露 試験	開保持確 認		168 時間連続開保持可 能なこと	良

※ 1：最小作動圧力 MPa で動作可能なことを確認

※ 2：設計基準事故対処設備の ECCS 機能 (ADS 機能) としての系統設計
要求事項



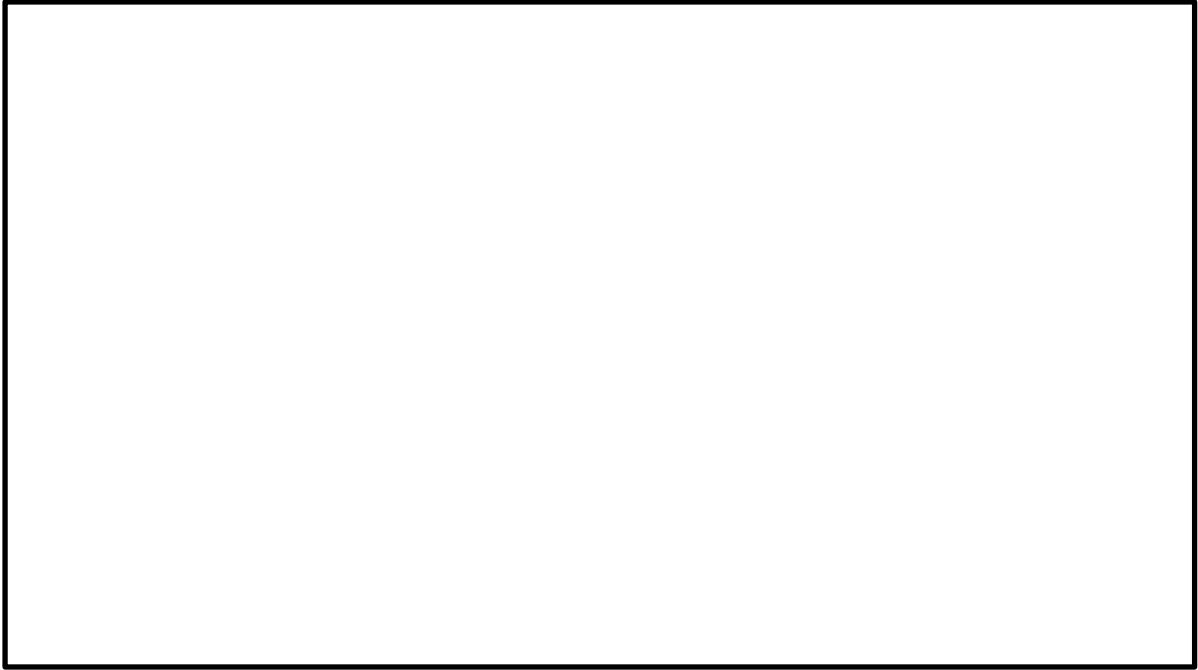
第 34 図 蒸気曝露試験装置の概要

(3) 今後の対応

S R Vシリンダの改良は，D B A時のS R V動作に影響を与える変更^{※1}となることから，信頼性確認試験^{※2}を実施し，プラント運転に影響を与えないこと及び200℃／0.854MPa[gage]／168hrの環境下において開保持可能できることを確認した。試験条件を第35図（緑線）に示す。また，耐環境性試験（200℃／0.854MPa[gage]／168hr）前後のシリンダピストン部の外観写真を第36図に示す。

- ※1：改良シリンダは，S R V本体に接続するシリンダ摺動部となるピストン寸法及び重量が増加する
- ※2：信頼性確認試験の項目は機械劣化試験，放射線劣化試験，熱劣化試験，加振試験，耐震試験，水力学的動荷重試験，事故時放射線試験，蒸気曝露環境試験及び作動試験等となる

今後は，更なる安全性向上のため改良シリンダを採用することとし，実機への導入準備が整い次第，至近のプラント停止中に設置する。



第 35 図 試験条件



(a) 耐環境試験前

(b) 耐環境試験後

第 36 図 耐環境性試験前後のシリンダピストン部の外観写真

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. シール材の健全性について

SRV用電磁弁及びSRVシリンダのシール材をフッ素ゴムから改良EPDMへ変更することにより、シール機能の耐環境性向上について下記のとおり示す。

- ①フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について
フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の比較を表14に示す。

第14表の試験結果は、SRVが設置されている原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量を上回る800kGyを照射し、原子炉格納容器限界温度である200℃以上の環境に曝露した後、フッ素ゴム及び改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみを測定した結果を示している。その結果、フッ素ゴムは800kGy、乾熱、200℃の環境に3日間(72h)曝露されることで圧縮永久ひずみが[]に劣化することが予想されるのに対して、改良EPDM製シール材は800kGy、乾熱/蒸気、200℃の環境に7日間(168h)曝露されても圧縮永久ひずみは最大[]であることが確認できている。本結果が示すとおり、改良EPDM製シール材はフッ素ゴムより耐環境性が十分高いことが確認できるため、シール機能の耐環境性向上が達成できると考えている。

第14表 シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験※		
				24h	72h	168h
フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃			
改良EPDM	800kGy	乾熱	200℃			
改良EPDM	800kGy	乾熱	250℃			
改良EPDM	800kGy	蒸気	200℃			
改良EPDM	800kGy	蒸気	250℃			

※圧縮永久ひずみ試験とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%、全く復元せず完全に圧縮された状態を100%としている。圧縮永久ひずみ試験結果が低い程、シール材の復元量が確保されていることを意味しており、シール機能は健全であることを示している。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

②改良E P D M製シール材の性能確認試験について

上記の①で示すシール材特性試験に加え，改良E P D M製シール材のシール機能を確認するために，小型フランジ試験装置を用いて事故環境下に曝露させ，性能確認試験を実施している。本試験は原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGy，格納容器限界温度である200℃と余裕を見た250℃の環境に7日間(168h)曝露した試験体に対してHe気密性能確認試験を実施し，格納容器限界圧力2Pd(0.853MPa)を超える□MPa加圧時において漏えいがないことを確認した。

なお，改良E P D M製シール材の試験の詳細を別紙-1「改良E P D Mシール材の試験について」で示す。

改良EPDMシール材の試験について

改良EPDMシール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGyのガンマ線照射を行った材料を用いて、高温曝露又は蒸気曝露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR分析及び硬さ測定を行い、曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を第37図、外観を第38図に示す。シール材の断面寸法は実機の1/2とし、内側の段差1mmに加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。

①高温曝露

熱処理炉を使用して200℃、168hの高温曝露を実施した。

②蒸気曝露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を第39図に、試験体設置状況を第40図に示す。

③He機密確認試験

高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、Heを用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa、0.65MPa、0.9MPaとし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPaは保持時間10分、0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mmの隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した機密確認試験も実施した（実機1.6mm相当の変位）。試験状況を第41図、第42図に、試験結果を第15表に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。

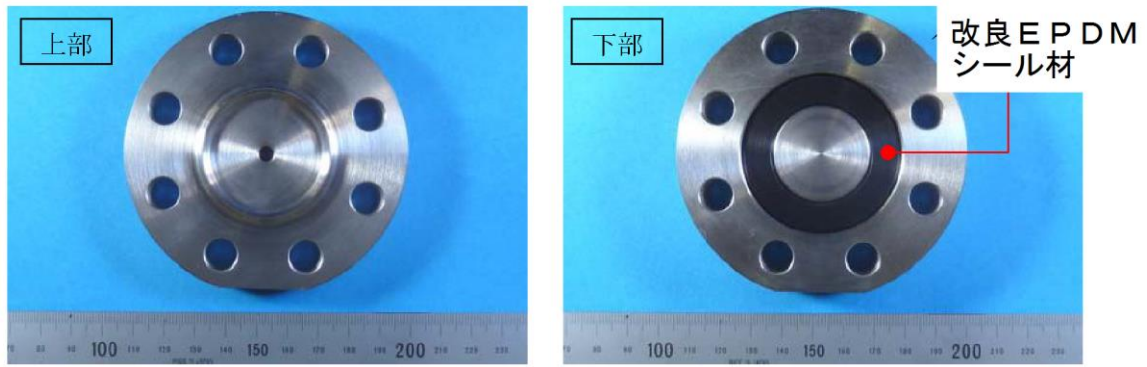
④試験後外観観察

デジタルマイクロスコープを用いてHe気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を第43図に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。



第37図 試験治具寸法

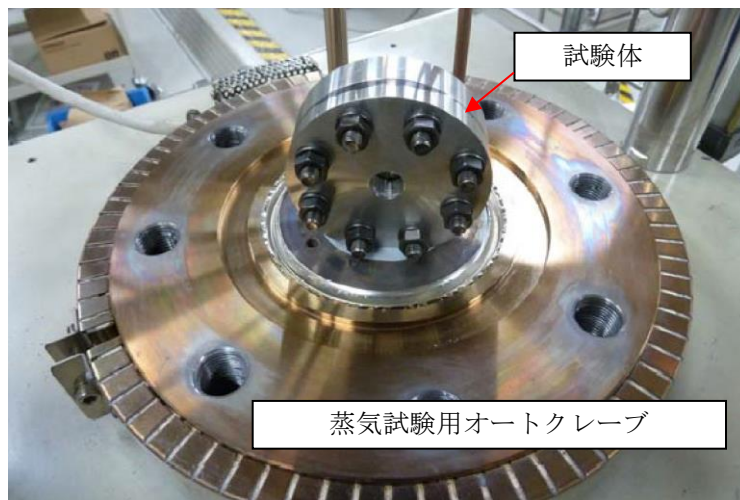
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 38 図 試験治具及びシール材外観



第 39 図 蒸気用オートクレーブ系統図

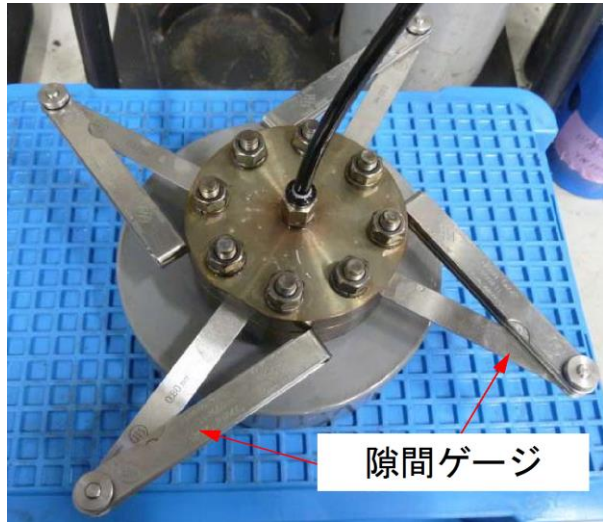


第 40 図 蒸気曝露試験体設置状況

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第 41 図 He 気密確認試験状況

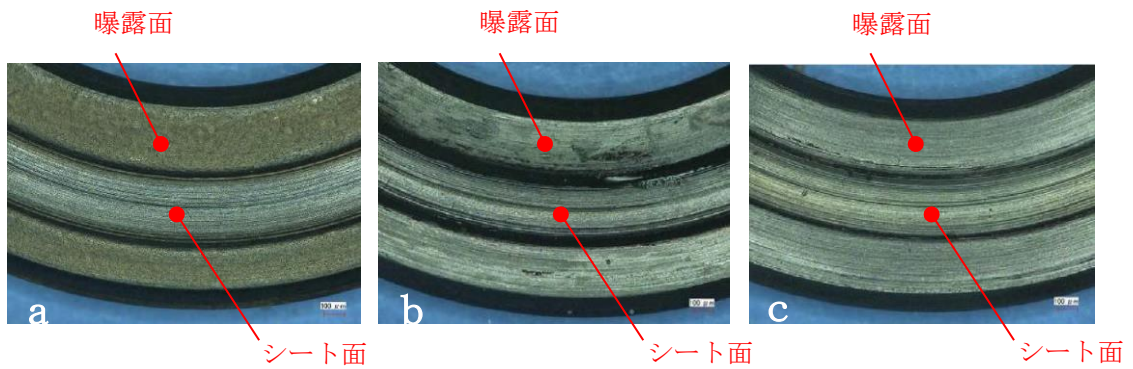


第 42 図 He 気密試験時開口模擬（隙間ゲージ使用）

第 15 表 He 気密試験確認状況

No.	曝露条件	γ線照射量	変位	He 気密試験確認状況		
				0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

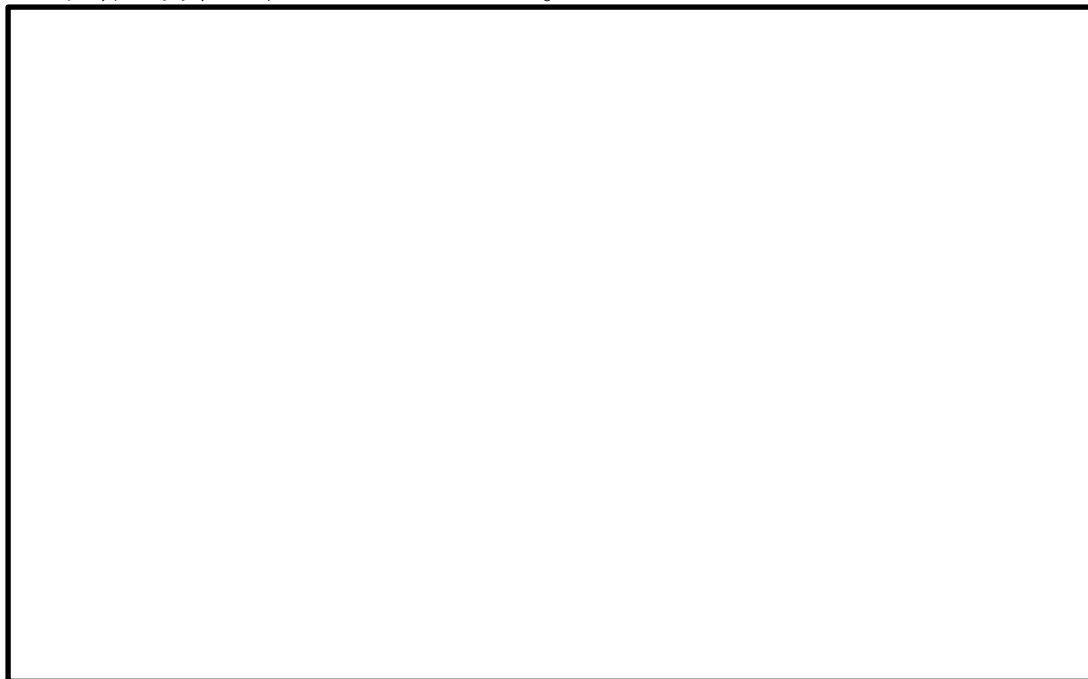
○：リーク及び圧力降下なし



第 43 図 試験後外観観察結果
(a: 乾熱 200°C, 168h b, c: 蒸気 250°C, 168h)

⑤ F T - I R 分析

試験後のシール材の F T - I R 分析結果を第 44 図, 第 45 図に示す。F T - I R は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して, 試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置 (曝露面) では, ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが, その他の分析位置, 曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。



第 44 図 F T - I R 分析結果 (曝露面)

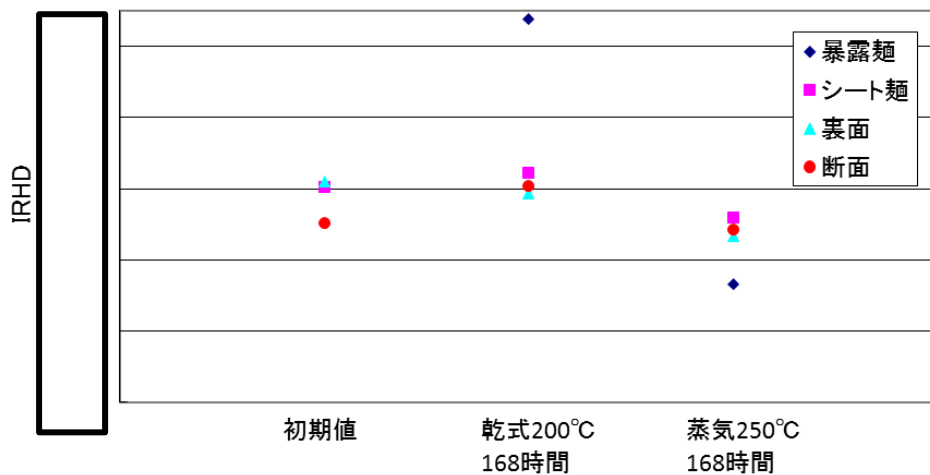


第 45 図 F T - I R 分析結果 (シート面)

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

⑥硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を第 46 図に示す。曝露面, シート面, 裏面, 断面の硬さを測定した。曝露面において, 乾熱 200℃, 168h 条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位, 条件では, 蒸気 250℃, 168h 条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外, 硬さは初期値近傍であり, 顕著な劣化は確認されなかった。



第 46 図 硬さ測定結果

以上の試験結果から, 200℃, 2 Pd, 168h の条件下では, 改良 EPDM シール材を使用した場合は, 圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

自動減圧機能及び代替自動減圧機能の論理回路について

1. 自動減圧機能の論理回路について

自動減圧機能は、設計基準事象（中小破断LOCA）の際に、自動的に原子炉を減圧し、低圧炉心注水を促進させることを目的とした設備であり、事象条件としては中小破断LOCA＋外部電源喪失＋高圧炉心スプレイ系の単一故障を想定し、ドライウェル圧力高と原子炉水位低（レベル1，3）のAND条件及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、自動減圧させることができる設計としている。

また、上記想定では、高圧炉心スプレイ系以外の非常用炉心冷却系（低圧ECCS）は作動するが、低圧ECCSが全て作動しなかった場合は、減圧しても冷却水が注入されずインベントリが急減する恐れがあることから、低圧ECCSポンプ1台以上が運転中であれば作動する回路とし、自動減圧までに120秒の時間遅れをもたせ、自動減圧機能の阻止スイッチを設置することで、低圧ECCSが全て作動していない場合には、自動減圧を阻止する手順としている。

逃がし安全弁用電磁弁の作動信号について、第47図の逃がし安全弁Bの場合、自動減圧機能の作動信号はSV-6B，7B弁に、手動減圧機能の作動信号はSV-5B弁に入力しており、電磁弁を共用しない設計とすることで自動減圧機能は手動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計としている。

2. 代替自動減圧機能の論理回路について

代替自動減圧機能は、低圧ECCSの多重故障も想定し、低圧ECCSポンプが全台故障している場合には減圧しないよう原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転の場合に、自動減圧させることができる設計としている。

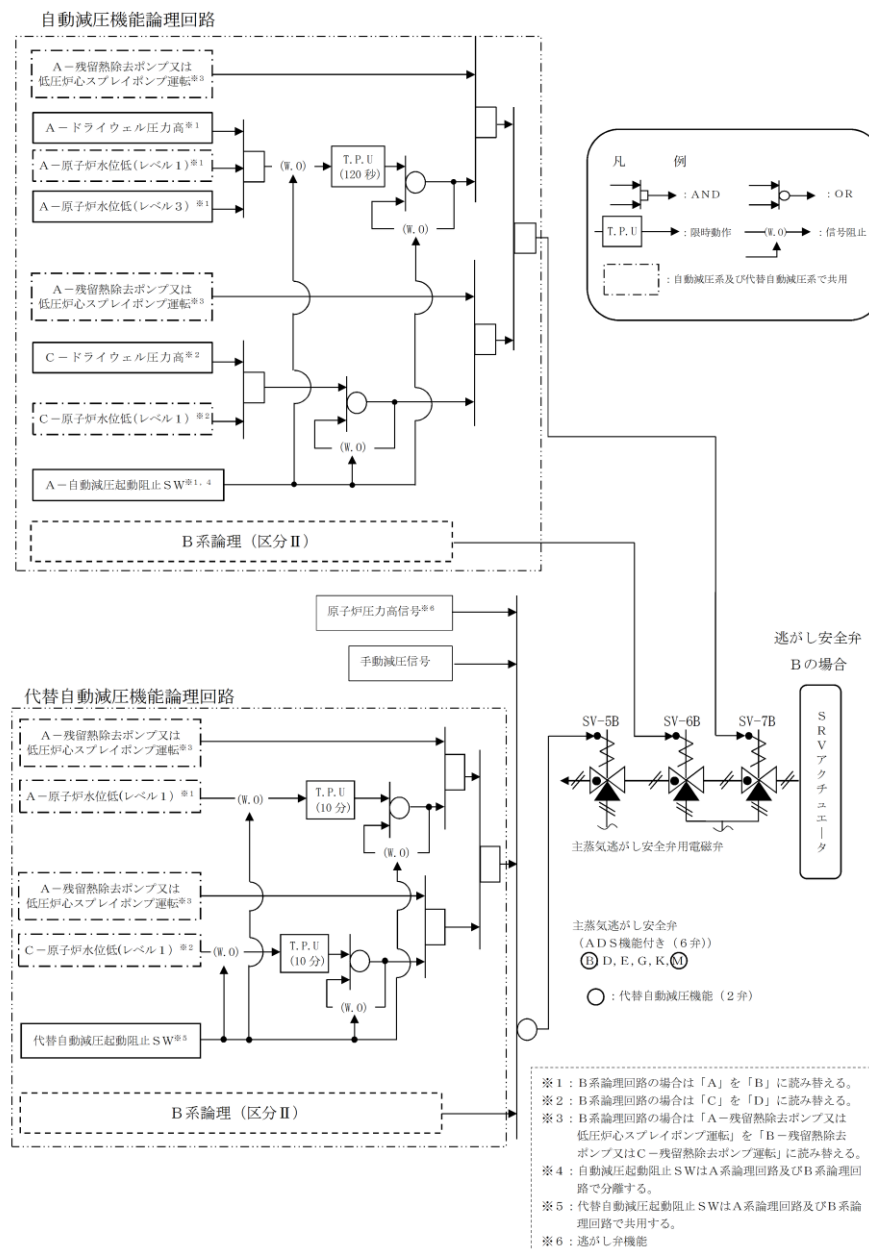
逃がし安全弁用電磁弁の作動信号について、第47図の逃がし安全弁Bの場合、代替自動減圧機能の作動信号はSV-5B弁に、自動減圧機能の作動信号はSV-6B，7B弁に入力しており、電磁弁を共用しない設計とすることで代替自動減圧機能は自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計としている。

なお、TQUXにおけるSRV手動開放失敗の想定については、手動操作の不確実性を考慮しており、SV-5B弁は健全性を有している想定としている。

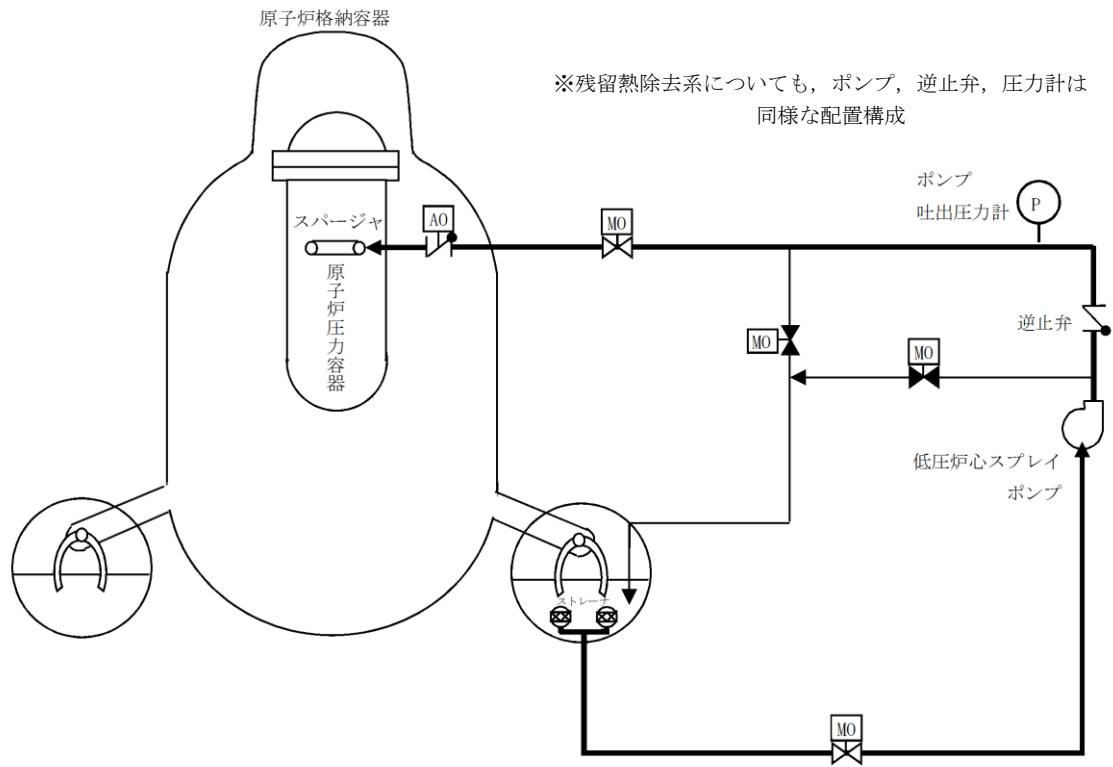
3. 低圧ECCSポンプ運転信号の検出方法について

低圧ECCSポンプ運転状態は、ポンプ遮断器「閉」信号又はポンプ吐出圧力高信号で検出可能である。島根2号炉では、第48図のとおりポンプの吐出圧力計をポンプ下流の逆止弁後段にのみ設置しており、ポンプ起動後に異常停止しても残圧により、ポンプ運転状態を正確に判別することができない可能性があることから、ポンプが起動していることを正常に検出可能な遮断器「閉」信号を採用している。

電動機の制御回路には機械的な異常を検知する過電流継電器が設置されており、軸固着等の機械的な異常時でも遮断器が開放され、ポンプ不動作を検知可能である。他の過電流を生じない何らかの機械的な異常によりポンプが正常に運転できていない可能性はあるが、低圧ECCSポンプ4台全てが同様の故障状態（電氣的に正常かつ機械的に異常）となる可能性は極めて低い。低圧ECCSポンプ4台全てが同様の故障状態の場合でも、中央制御室のポンプ吐出圧力計等の確認により運転員がポンプの異常を判断し、従来から整備している低圧ECCSポンプ全台故障時の自動減圧を手動で阻止する手順により対処可能である。



第47図 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路図



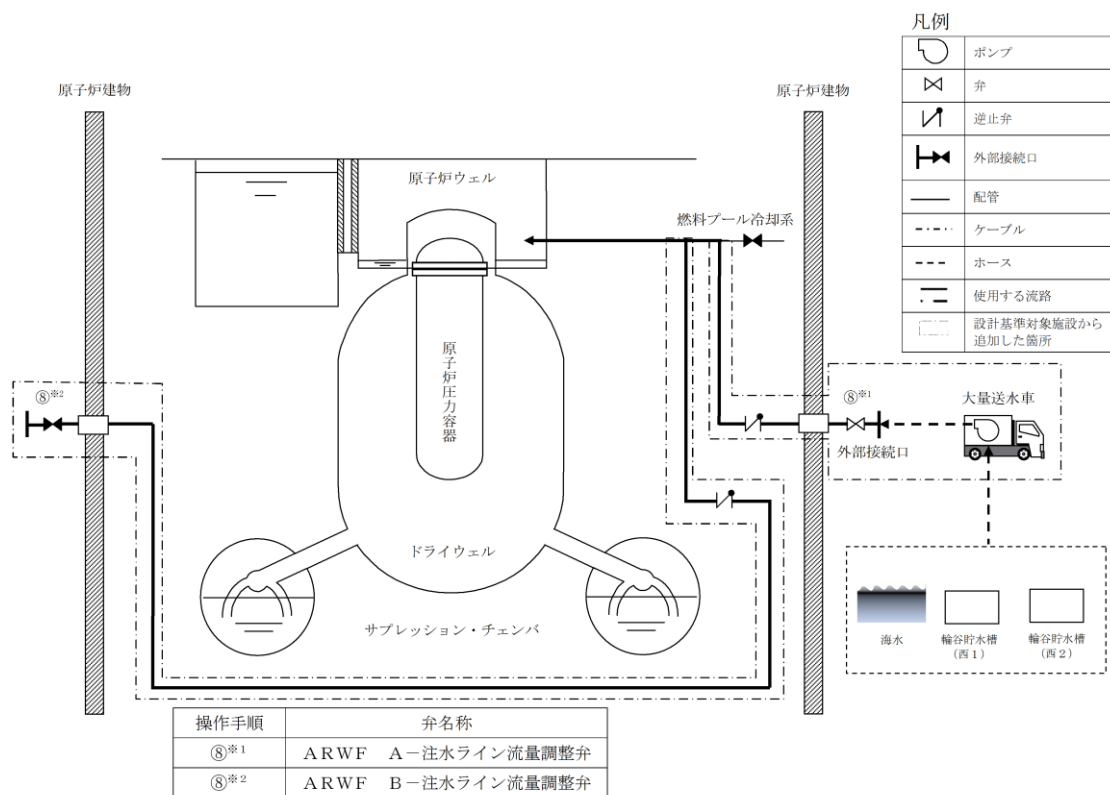
第48図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図

原子炉ウエル代替注水系について

水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための自主対策設備である原子炉ウエル代替注水系は、重大事故等時において、ドライウエル主フランジを冷却することで原子炉格納容器外への水素漏えいを抑制し、原子炉建物の水素爆発を防止する機能を有する。ドライウエル主フランジは第 49 図に示すように、原子炉ウエルに注水することで、ドライウエル主フランジシール材を外側から冷却することができる。

ドライウエル主フランジは重大事故等時の過温・過圧状態に伴うフランジ変形で、シール材が追従できない程の劣化があると、原子炉格納容器閉じ込め機能を喪失する。このシール材は、以前はシリコンゴムを採用していたが、原子炉格納容器閉じ込め機能の強化のために耐熱性、耐蒸気性、耐放射線性に優れた改良 EPDM 製シール材に変更し原子炉格納容器閉じ込め機能の強化を図っている。

改良 EPDM 製シール材は 200℃蒸気が 7 日間継続しても原子炉格納容器閉じ込め機能が確保できることを確認しているが、シール材の温度が低くなると、熱劣化要因が低下し、原子炉格納容器閉じ込め機能もより健全となり、原子炉建物原子炉棟への水素漏えいを抑制できる。



記載例○：操作手順番号を示す。

○^{※1}～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 49 図 原子炉ウエル代替注水系 概略図

原子炉ウエル代替注水系は、大量送水車、接続口等から構成され、重大事故等時に原子炉建物外から代替淡水源（輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2））の水、又は海水を、大量送水車により原子炉ウエルに注水することでドライウエル主フランジを冷却できる設計とする。

なお、ドライウエル温度（SA）（ドライウエル上部温度）の指示値を中央制御室にて監視することで、継続的にドライウエル主フランジが冷却できていることを確認可能である。

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等に対処する要員の
作業時における装備について

< 目 次 >

1. 初動対応時における放射線防護具類の選定	1.0.13-1
2. 初動対応時における装備	1.0.13-3
3. 放射線防護具類の着用等による個別操作時間への影響について	1.0.13-6
(1) 操作場所までの移動経路について	1.0.13-6
(2) 操作場所での状況設定について	1.0.13-6
(3) 作業環境による個別操作時間への影響評価	1.0.13-6

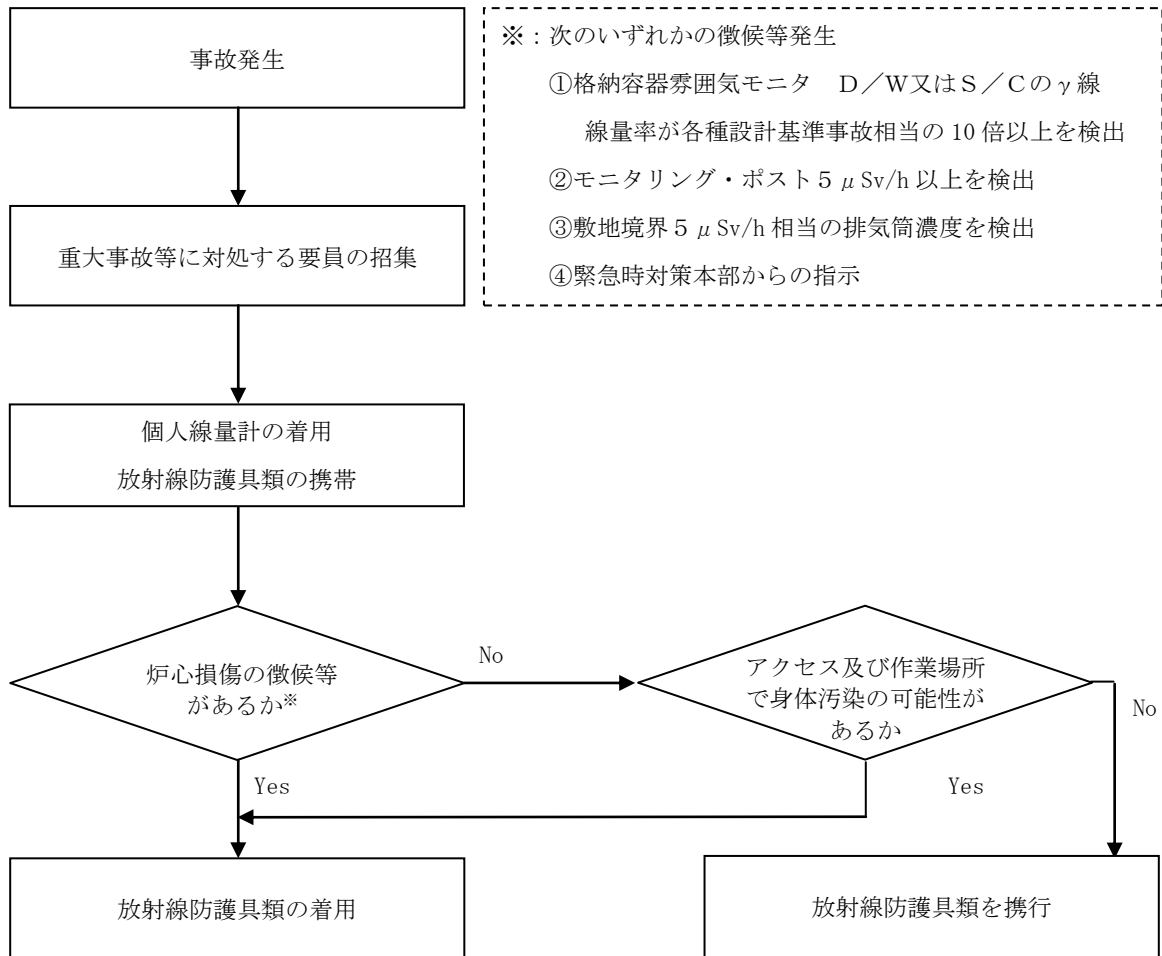
重大事故等発生時における現場作業では、作業環境が悪化していることが予想され、重大事故等に対処する要員は、作業環境に応じ第 1 表のとおり、必要な装備を着用する。また、緊急時対策所等との連絡手段の確保のため、通信連絡設備等の重大事故等対処設備を携行し使用する。

特に初動対応においては、作業環境の調査を待たずに作業を実施するため、適切な装備の選定が必要となる。

初動対応時における重大事故等に対処する要員の放射線防護具類については、以下のとおり整備する。また、初動対応時における適切な放射線防護具類の選定については、指示者が判断し、着用を指示する。

1. 初動対応時における放射線防護具類の選定

重大事故等時は事故対応に緊急性を要すること、通常運転時とは異なる区域の汚染が懸念されることから、通常の放射線防護具類の着用基準ではなく、作業環境及び緊急性等に応じて合理的かつ効果的な放射線防護具類を使用することで、重大事故等に対処する要員の被ばく線量を低減する。(第 1 図参照)



- ・湿潤状況下（管理区域内で内部溢水が起こっている場所）で作業を行う場合には、被水防護服及び作業用長靴を追加で着用するとともに、高湿度環境下で作業を行う場合は、全面マスクの代わりに酸素呼吸器等を着用する。
- ・主な装備の着用時間は以下の通り。（訓練で確認済み）
 - 【全面マスク，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服】を着用：約6分
 - 【全面マスク，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服，被水防護服，作業用長靴】を装着：約10分
 - 【酸素呼吸器，綿手袋，ゴム手袋，汚染防護服，被水防護服，作業用長靴】を装着：約10分
- ・作業後は、放射線管理班長の指示に従って、脱衣，汚染検査及び必要に応じて除染を実施する。

第1図 放射線防護具類の選定方法

2. 初動対応時における装備

- ・指示者は、プラント状態、作業環境及び作業内容を考慮して、必要な放射線防護具を判断し、重大事故等に対処する要員のうち現場作業を行う要員に着用を指示する。放射線防護具は、常時、中央制御室及び緊急時対策所に保管しているものを使用する。
- ・重大事故等に対処する要員は、招集後、ガラスバッジを着用する。
- ・重大事故等に対処する要員のうち現場作業を行う要員については、初動対応時から個人線量計（ガラスバッジ及び電子式線量計）を着用することにより、重大事故等に対処する要員の外部被ばく線量を適切に管理する。なお、作業現場に向かう際には、放射線防護具類を携帯する。
- ・「炉心損傷の徴候等がある場合」、又は「現場作業場所及びアクセスルートを通行する際に身体汚染の恐れがある場合」は、指示者が適切な放射線防護具類を判断し、重大事故等に対処する要員に着用を指示する。指示を受けた重大事故等に対処する要員は、指示された放射線防護具類を着用する。
- ・身体汚染が発生した場合には、作業後に更衣及び除染を実施する。
- ・高線量対応防護服（タングステンベスト）は、重量があることから、移動を伴う作業においては作業時間の増加に伴い被ばく線量が増加するため、原則着用しない。
- ・湿潤状況下（管理区域内で内部溢水が起こっている場所）で作業を行う場合には、被水防護服及び作業用長靴を追加で着用するとともに、高湿度環境下では全面マスクに装着するチャコールフィルタの劣化が早くなる恐れがあるため、酸素呼吸器等を着用する。（第1表、第2図参照）

第1表 重大事故等に対処する要員の初動対応時における装備

名称		着用基準	
		炉心損傷の徴候等あり	炉心損傷の徴候等なし
個人線量計	ガラスバッジ	現場作業を行っていない間も含めて必ず着用	同左
	電子式線量計	必ず着用	同左
綿手袋, ゴム手袋		必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
汚染防護服		必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
被水防護服, 作業用長靴		湿潤作業を行う場合に着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
高線量対応防護服 (タングステンベスト)		移動を伴わない高線量下での作業を行う場合に着用	同左
全面マスク等 (全面マスク又は電動ファン付き全面マスク)		必ず着用	管理区域内で内部被ばくのおそれがある場合に着用
セルフエアーセット		酸欠等のおそれがある場合に着用	同左
酸素呼吸器		高湿度環境化での作業, 酸欠等のおそれがある場合に着用	同左



ガラスバッジ



電子式線量計



汚染防護服



被水防護服



作業用長靴



高線量対応防護服
(タングステンベスト)



全面マスク



セルフエアーセット



酸素呼吸器

第2図 放射線防護具類

3. 放射線防護具類の着用等による個別操作時間への影響について

重大事故等に対処する要員の個別操作時間については、訓練実績等に基づく現場への移動時間と現場での操作時間により算出している。

移動時間については、重大事故等を考慮して設定されたアクセスルートによる現場への移動時間を測定しており、操作時間については、重大事故等を考慮した操作場所の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を仮定し、放射線防護具類の着用時間を考慮の上、操作時間を算出している。

ここでは、放射線防護具類着用等の作業環境による個別操作時間への影響について評価する。

(1) 操作場所までの移動経路について

- a. アクセスルートとして設定したルートを移動経路とする。
- b. 全交流動力電源喪失等により、建物照明等が使用できず、建物内が暗い状況を考慮する。
- c. 炉心損傷の徴候等がある場合には、放射線防護具類を着用して現場へ移動することを考慮する。

(2) 操作場所の状況設定について

- a. 地震等を想定しても操作スペースは確保可能とする。
- b. 作業場所は照明のない暗い状況での作業を考慮する。
- c. 炉心損傷の徴候等がある場合には、放射線防護具類を着用して作業することを考慮する。

(3) 作業環境による個別操作時間への影響評価

操作時間に影響を与える作業環境を考慮し、「放射線防護具類を着用した状態での作業」、「暗闇での作業」、「通信環境」について評価した結果、作業環境による個別操作時間への有意な影響がないことを確認した。

a. 放射線防護具類を着用した状態での作業評価

炉心損傷の徴候等がある場合には、放射線防護具類を着用して現場操作を実施することから、放射線防護具類を着用した状態での作業について評価を実施した。

(a) 評価条件

初動作業時における放射線防護具類は、「2. 初動対応時における装備」に基づき、放射線防護具類（全面マスク、汚染防護服等）を着用した上で、通常時との作業性を比較する。

(b) 評価結果

放射線防護具類を着用しない状態での作業と比較すると、全面マスク（伝声器付）の着用により視界が若干狭くなることが確認されたが、放射

線防護具類を着用した状態であっても、操作者の動作が制限されるものではない。また、作業安全のための安全帯や皮手袋などの防護具類を着用した状態であっても、操作者の接続等の作業に影響を与えるものではない。これらの防護具類の着用に伴い、個別操作時間に有意な影響がないことを訓練により確認した。(第3図, 第4図参照)



第3図 放射線防護具類を着用した状態での大量送水車設置作業



第4図 放射線防護具類を着用した状態での
高圧発電機車のケーブル敷設作業

b. 暗闇での作業評価

全交流動力電源喪失等により、建物照明等が使用できない状況を想定し、暗闇での作業性について評価を実施した。なお、中央制御室等にヘッドライト、懐中電灯、LEDライト等が配備されている。(第2表, 第5図参照)

(a) 評価条件

暗闇作業の成立性を確認するため、可搬型照明（ヘッドライト）を使用して操作を実施する。(第6図参照)

(b) 評価結果

ヘッドライト等の可搬型照明を使用することにより、操作を行うために必要な明るさは十分確保されるため、個別操作時間に有意な影響がないことを確認した。

なお、より容易に操作が可能となるよう、建物内の作業エリア、アクセスルートには、電源内蔵型照明が設置されている。(第7図参照)

第2表 可搬型照明

名称	電源種別	数量※	保管場所※
ヘッドライト	乾電池	11個 (運転員分9個+予備2個)	1, 2号炉中央 制御室
		38個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員 のうち免震重要棟で宿泊する要員分34個+予 備4個)	免震重要棟
		3個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員 のうち第1チェックポイントで当直する要員 分2個+予備1個)	第1チェックポ イント
懐中電灯	乾電池	11個 (運転員分9個+予備2個)	1, 2号炉中央 制御室
		11個 (運転員分9個+予備2個)	第2チェックポ イント
		43個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応を行う 要員分38個+予備5個)	緊急時対策所 (対策本部)
		38個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員 のうち免震重要棟で宿泊する要員分34個+予 備4個)	免震重要棟
		3個 (初動体制時に緊急時対策所に参集する要員 のうち第1チェックポイントで当直する要員 分2個+予備1個)	第1チェックポ イント
LEDライト(ラ ンタンタイプ)	乾電池	12個 (中央制御室対応として中央制御室執務机6 個+中央制御室待避室2個+予備4個)	1, 2号炉中央 制御室
		9個 (緊急時対策所(対策本部)の初動対応を行う 要員分7個+予備2個)	緊急時対策所 (対策本部)
LEDライト(三 脚タイプ)	蓄電池	3個 (中央制御室2個+予備1個)	1, 2号炉中央 制御室
LEDライト(フ ロアタイプ)	蓄電池	4個 (非常用ガス処理系配管の補修用2個+予備 2個)	第2チェックポ イント

※ 数量、保管場所については、今後の検討により変更となる可能性がある。



ヘッドライト



懐中電灯



LEDライト
(ランタンタイプ)



LEDライト
(三脚タイプ)



LEDライト
(フロアタイプ)

第5図 可搬型照明



通常状態



可搬型照明を使用した
状態での作業



暗所環境下での作業状況
の例

第6図 可搬型照明を使用した状態での作業状況



第7図 電源内蔵型照明

c. 通信環境の評価

(a) 評価条件

中央制御室，緊急時対策所及び現場間での通信手段として，所内通信連絡設備（警報装置を含む。），電力保安通信用電話設備，有線式通信設備，無線通信設備及び衛星電話設備等の通信連絡設備を整備している。（第8図参照）

(b) 評価結果

重大事故等が発生した場合であっても，整備している通信連絡設備により，通常時と同等の通信環境が保持可能であり，個別操作時間に有意な影響はないと評価した。

また，炉心損傷の徴候等がある場合には，全面マスクを着用し，作業状況報告のための通話を実施するが，伝声器付の全面マスクを使用しているため，容易に会話することは可能であり，個別操作時間に有意な影響がないことを確認している。



所内通信連絡設備
(ハンドセットステーション)



電力保安通信用電話設備
(PHS 端末)



有線式通信設備
(有線式通信機)



無線通信設備
(携帯型)



衛星電話設備
(携帯型)

第8図 通信連絡設備

島根原子力発電所 2 号炉

技術的能力対応手段と有効性評価比較表
技術的能力対応手段と運転手順等比較表

< 目 次 >

第1表	技術的能力対応手段と有効性評価比較表	1.0.14-1
第2表	技術的能力対応手段と運転手順等比較表	1.0.14-10

第1表 技術的能力対応手段と有効性評価比較表 (3 / 9)

項目		事故シナリオグループ等																					
		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				運転中の原子炉における重大事故				燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故		運転停止中の原子炉における重大事故											
技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全流動力喪失 (T B)	全流動力喪失 (T B U)	全流動力喪失 (T B D)	全流動力喪失 (T B L)	水機が喪失した場合	曲線除去系が機能した場合は	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	() ターミネーションシステム (D C A)	格納容器放熱	格納容器冷却材作用	水蒸気	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	曲線除去系機能喪失	全流動力喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の暴走	
1.4	対応手段	●	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	消火系による原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水 (淡水/海水)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	残留熱除去系 (低圧注水モード) 電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	低圧炉心スプレイス系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	低圧原子炉代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	復水輸送系による残存溶融炉心の冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	消火系による残存溶融炉心の冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	低圧原子炉代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却 (淡水/海水)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) 電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	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 (設計基準拡張)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
残留熱除去系 (原子炉停止時冷却モード) による発電用原子炉からの除熱 (設計基準拡張)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
低圧炉心スプレイス系による原子炉圧力容器への注水 (設計基準拡張)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
残留熱除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
可搬式蒸気供給装置による原子炉格納容器への蒸気ガス供給	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
原子炉補機代替冷却系による除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
大型送水ポンプ車による除熱	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
原子炉補機冷却系 (常設) による除熱 (設計基準拡張)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
格納容器代替スプレイス系 (常設) による原子炉格納容器内へのスプレイス	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイス	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	
消火系による原子炉格納容器内へのスプレイス	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	

第 1 表 技術的能力対応手段と有効性評価比較表 (8 / 9)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		事故シナリオグループ等																						
		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				運転中の原子炉における重大事故				燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故		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												
項目	対応手段	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水減圧機能喪失	全交流動力電源喪失 (A系)	全交流動力電源喪失 (B系)	全交流動力電源喪失 (C系)	全交流動力電源喪失 (D系)	取水機能喪失した場合	留熱除去装置が故障した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA注水機能喪失	インターフェイスシステム (LOC A)	残留放射能除去装置の使用不能による過剰的負荷	残留放射能除去装置の使用不能による過剰的負荷	燃料棒破砕物(高圧容器外)の放出	燃料棒破砕物(高圧容器外)の放出	水蒸気凝縮	溶融炉心・シグナリト相互作用	燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	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	原子炉冷却材の流出	反応炉の破砕投入		
1. 13	輸送貯水槽 (西1) 及び輸送貯水槽 (西2) から復水貯蔵タンクへの補給																							
	淡水タンクから復水貯蔵タンクへの補給																							
	海から復水貯蔵タンクへの補給																							
	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え																							
	淡水から海水への切替え																							
	海水から淡水への切替え																							
	外部水源から内部水源への切替え																							
	ガスタービン発電機によるM/C C系及びM/C D系受電																							
	号炉間電力融通ケーブル (常設) を使用したM/C C系又はM/C D系受電																							
	高圧発電機によるM/C C系又はM/C D系受電																							
1. 14	号炉間電力融通ケーブル (可搬型) を使用したM/C C系又はM/C D系受電																							
	所内非常用直流通電設備及び非常設代替直流通電設備による給電																							
	可搬型直流通電設備による給電																							
	直流通電車による直流通電への給電																							
	SA用115V系蓄電池によるB-115V系直流通電																							
	非常用直流通電設備喪失時のA-115V系直流通電																							
	号炉間電力融通ケーブルを使用したA-115V系直流通電																							
	ガスタービン発電機又は高圧発電機によるSAロードセクタ及びSAコントロールセクタ受電																							
	高圧炉心スプレイ系ディゼン発電機によるM/C C系又はM/C D系受電																							
	ガスタービン発電機再稼働タンク又はディーゼル燃料貯蔵タンクからタンクローリーへの補給																							
1. 15	タンクローリーから各機器等への給油																							
	非常用直流通電設備による給電 (設計基準拡張)																							
	非常用直流通電設備による給電 (設計基準拡張)																							
	計器の故障時に状態を把握するための手段 (細チャネルによる計測、代替パラメータによる推定、可搬型計測器による計測)																							
	計器の計測範囲を超えた場合 (代替パラメータによる推定、可搬型計測器による計測)																							
	計器電源が喪失した場合の手段 (蓄電池、代替電源 (交流、直流) からの給電)																							
	計器電源が喪失した場合の手段 (可搬型計測器による計測又は監視)																							
	パラメータを記録する手段																							

島根原子力発電所 2 号炉

原子炉格納容器の長期にわたる
状態維持に係る体制の整備について

<目 次>

はじめに	1.0.15-1
1. 考慮すべき事項	1.0.15-1
2. 原子炉格納容器の冷却手段	1.0.15-2
(1) 原子炉格納容器除熱手段について	1.0.15-2
(2) 残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を 想定した対策について	1.0.15-4
3. 作業環境の線量低減対策の対応例について	1.0.15-7
(1) 残留熱代替除去系を運転した場合の線量低減の対応について	1.0.15-7
(2) 汚染水発生時の対応について	1.0.15-9
4. 残留熱除去系の復旧方法について	1.0.15-9
(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について	1.0.15-9
(2) 残留熱除去系の復旧手順について	1.0.15-10
5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の 長期安定冷却手段について ...	1.0.15-19
5.1 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器 除熱について	1.0.15-19
(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要について	1.0.15-19
(2) 作業に伴う被ばく線量について	1.0.15-20
(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応	1.0.15-23
5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による 原子炉除熱について	1.0.15-23
(1) 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による 原子炉除熱の概要について	1.0.15-23
6. 外部からの支援について	1.0.15-25

はじめに

重大事故等への対応操作や作業は、事故形態によっては長期間にわたることが予想されるため、あらかじめ長期対応への体制整備や作業環境の維持、改善等について、準備しておくことが望ましい。

島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画では、原子力災害事後対策として「防災基本計画 第12編 原子力災害対策編」（中央防災会議）に定める災害復旧対策についての計画として復旧計画を策定し、当該計画に基づき速やかに復旧対策を実施する旨を規定している。

島根原子力発電所原子力事業者防災業務計画にて定める復旧計画に関する事項は以下のとおり。

- ・原子炉施設の損傷状況及び汚染状況の把握
- ・原子炉施設の除染の実施
- ・原子炉施設損傷部の修理、改造の実施
- ・放射性物質の追加放出の防止
- ・各復旧対策の実施体制及び復旧に関する工程

緊急時対策本部は、招集した要員により、復旧計画に基づき災害発生後の長期対応を行う。また緊急時対策総本部が中心となって、社内外の関係各所と連携し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

1. 考慮すべき事項

- (1) 原子炉格納容器の過圧・過温破損事象等においては、残留熱代替除去系及び格納容器ベントにより長期的な原子炉格納容器除熱が可能であることを有効性評価において確認している。
- (2) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱においては、原子炉格納容器の圧力を、最高使用圧力を下回る状態で長期的に維持することが可能である。原子炉格納容器の温度については、サプレッション・プール水の温度が長期にわたり最高使用温度に近い状態で継続するが、150℃を下回っている。ドライウエル主フランジや機器搬入口に使用されている改良EPDM製シール材については、200℃の環境下において7日間継続した場合のシール機能に影響がないことを確認しており、また、7日間以降についても150℃の環境下が継続した場合に改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は認められていないことから、原子炉格納容器の放射性物質の閉じ込め機能を長期的に維持することが可能である。

また、残留熱代替除去系は重大事故が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故に対処するために必要な機能を有効に発揮できる設計とし、長期運転及び設備不具合の発生等を想定した対策の検討を行うこととする。

- (3) 炉心損傷後に残留熱代替除去系の運転を実施することによる負の影響として、建物内の環境線量が上昇し、故障した機器の復旧等の作業が困難になることが考えられる。
- (4) 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を実施することにより、長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障した残留熱除去系の復旧等の対策についても検討を行う。
- (5) 原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つためには、残留熱代替除去系及び残留熱除去系による原子炉格納容器除熱が有効な手段であるが、これらの手段は残留熱除去系熱交換器を使用する手段であるため、残留熱除去系熱交換器が使用できない場合の除熱手段の検討を行う。
- (6) 重大事故等時の中長期的な対応については、プラントメーカーとの協力協定を締結し、事故収束に向けた対策立案等必要な支援を受けられる体制の確立が必要である。

以上より、(1)、(2)を踏まえ、「2. 原子炉格納容器の冷却手段」に、重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器の除熱として使用できる冷却手段を整理する。

また、(3)、(4)、(5)を踏まえ「3. 作業環境の線量低減対策の対応例について」、「4. 残留熱除去系の復旧方法について」、「5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」にそれぞれとりまとめる。

(6)の発電所外からの支援体制について「6. 外部からの支援について」に示す。

2. 原子炉格納容器の冷却手段

(1) 原子炉格納容器除熱手段について

東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、島根原子力発電所2号炉では多様な原子炉格納容器除熱手段を整備することとし、その手段の有効性について有効性評価において確認している。

第1表に原子炉格納容器除熱手段を示す。また、第1図～第4図に原子炉格納容器除熱手段の概要図を示す。

第1表に示すとおり、島根原子力発電所2号炉では多くの原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段を整備するとともに、原子炉格納容器バウンダリの維持はできないものの格納容器ベントによる除熱手段も整備しており、多様な除熱手段を有している。

また、原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段のうち、サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段については、第2表に示すとおり、フロ

ントライン系とサポート系に対して、多様な手段を整備することにより、長期的な原子炉格納容器除熱の信頼性を向上させている。

第1表 島根原子力発電所2号炉における原子炉格納容器除熱手段

島根原子力発電所2号炉の除熱手段		
原子炉格納容器バウンダリが確保される除熱手段	残留熱代替除去系	○
	原子炉補機代替冷却系	○
	A-残留熱除去系	△
	B-残留熱除去系	○
	ドライウェル冷却系，原子炉浄化系※を用いた格納容器除熱	△
原子炉格納容器バウンダリが維持されない除熱手段	格納容器フィルタベント系	○
	耐圧強化ベント系	△

○：有効性評価で考慮する設備

△：有効性評価で考慮していない設備

※：原子炉再循環系吸込配管及び原子炉浄化系ボトムドレン配管破断の原子炉冷却材喪失事故（LOCA）時は使用不能

第2表 サプレッション・チェンバを水源とした除熱手段に係るフロントライン系／サポート系の関係

		サポート系			
		冷却系 I-原子炉補機	冷却系 II-原子炉補機	代替冷却系 A-原子炉補機	代替冷却系 B-原子炉補機
フロントライン系	A-残留熱除去系	○		○	
	B-残留熱除去系		○		○
	残留熱代替除去系			○	○

○：使用可能な組合せ

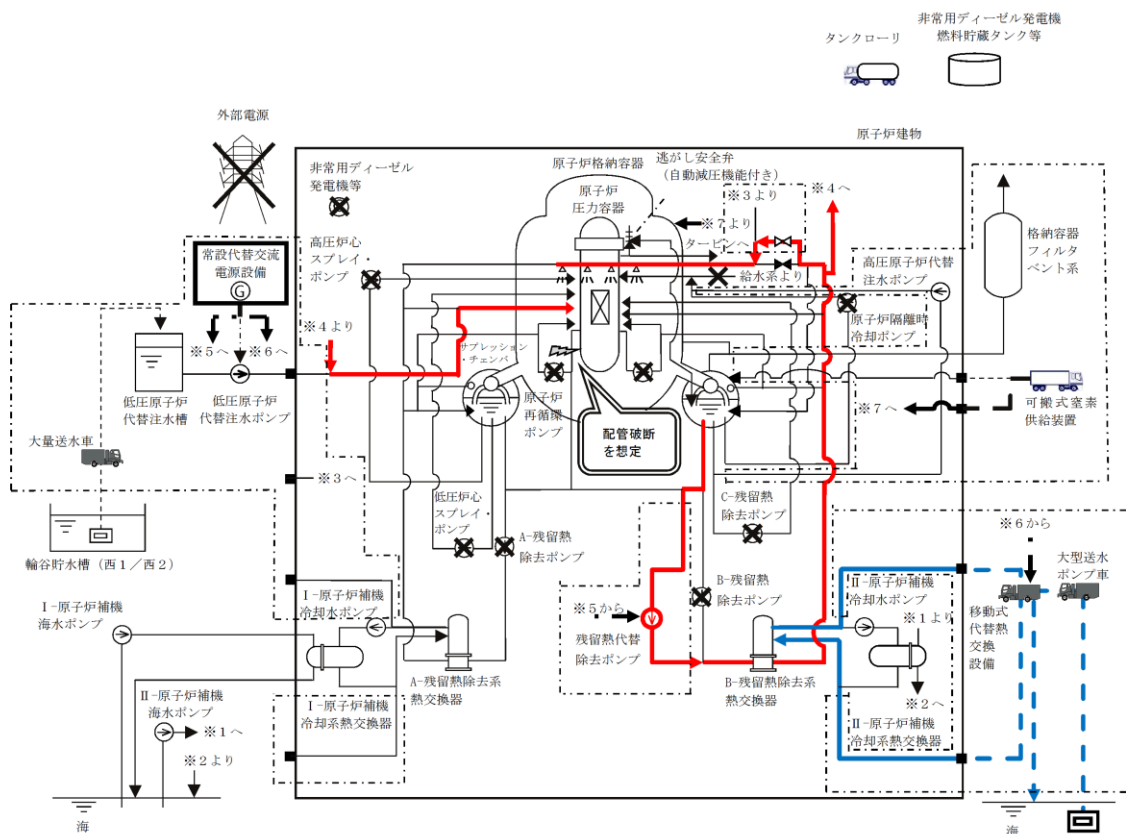
(2) 残留熱代替除去系の長期運転及び不具合等を想定した対策について

残留熱代替除去系を運転する場合には、サブプレッション・チェンバを水源として原子炉及び原子炉格納容器内に冷却水を循環させることとなるため、系統水が流れる配管が高線量となる。配管表面での線量は、事故後 90 日間の積算線量で約 と評価しており、これを考慮し、系統に使用するポンプのメカニカルシール部やポンプ電動機、電動弁の駆動部等について、耐放射線性が確保されたものを使用する。

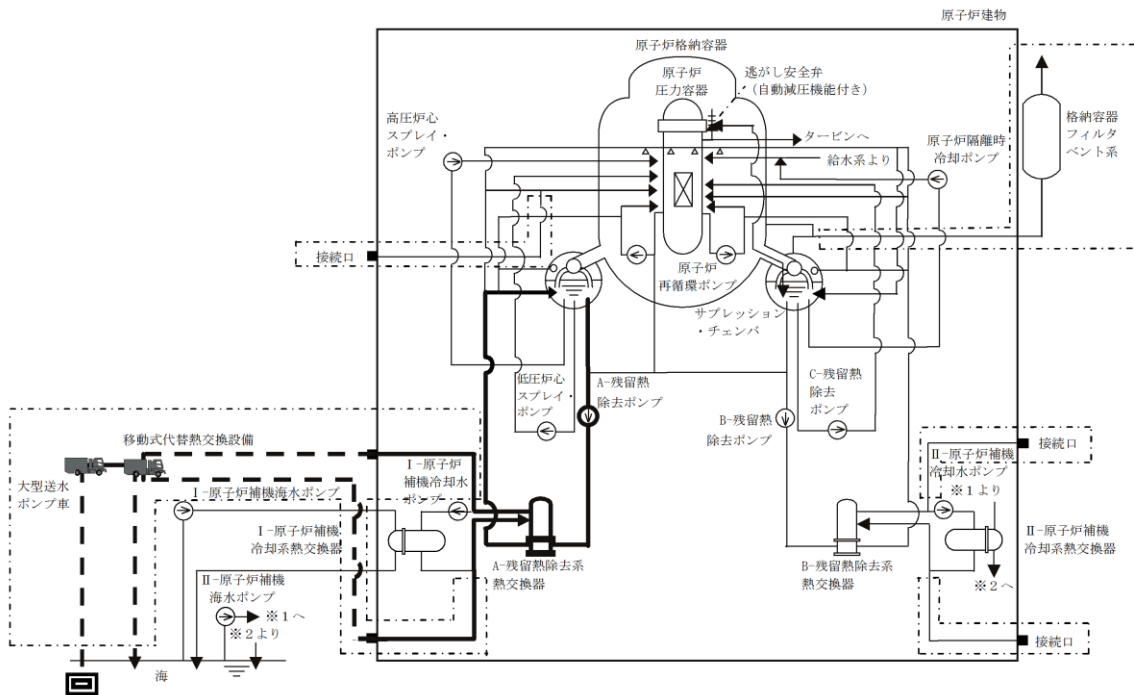
また、事故後のサブプレッション・プール水中には異物が流入する可能性があるが、サブプレッション・プール水の吸込部には、大型のストレーナが設置されており、系統内に異物が流入することによるポンプ等の機器の損傷を防止する系統構成となっている。

なお、ストレーナは、サブプレッション・チェンバの底面から約 1.9m の高さに設置されており、底面に沈降する異物を大量に吸上げることはないと考えているが、ストレーナに異物が付着し、閉塞した場合を考慮し、外部水源から洗浄用水を供給（大量送水車による淡水供給）することにより、ストレーナの逆洗を行うことが可能な設備構成とする（第 5 図参照）。

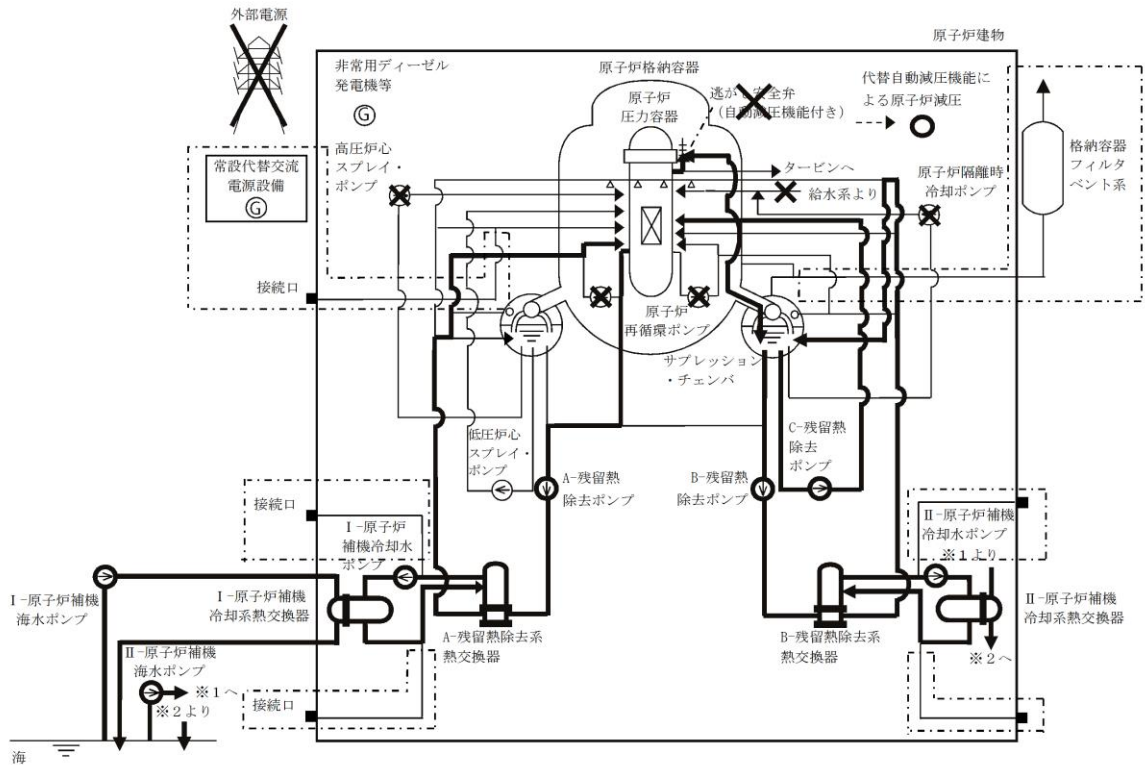
なお、炉心損傷に至る重大事故等発生時に残留熱代替除去系が使用できない場合の除熱手段は「5. 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱等の長期安定冷却手段について」に示す。



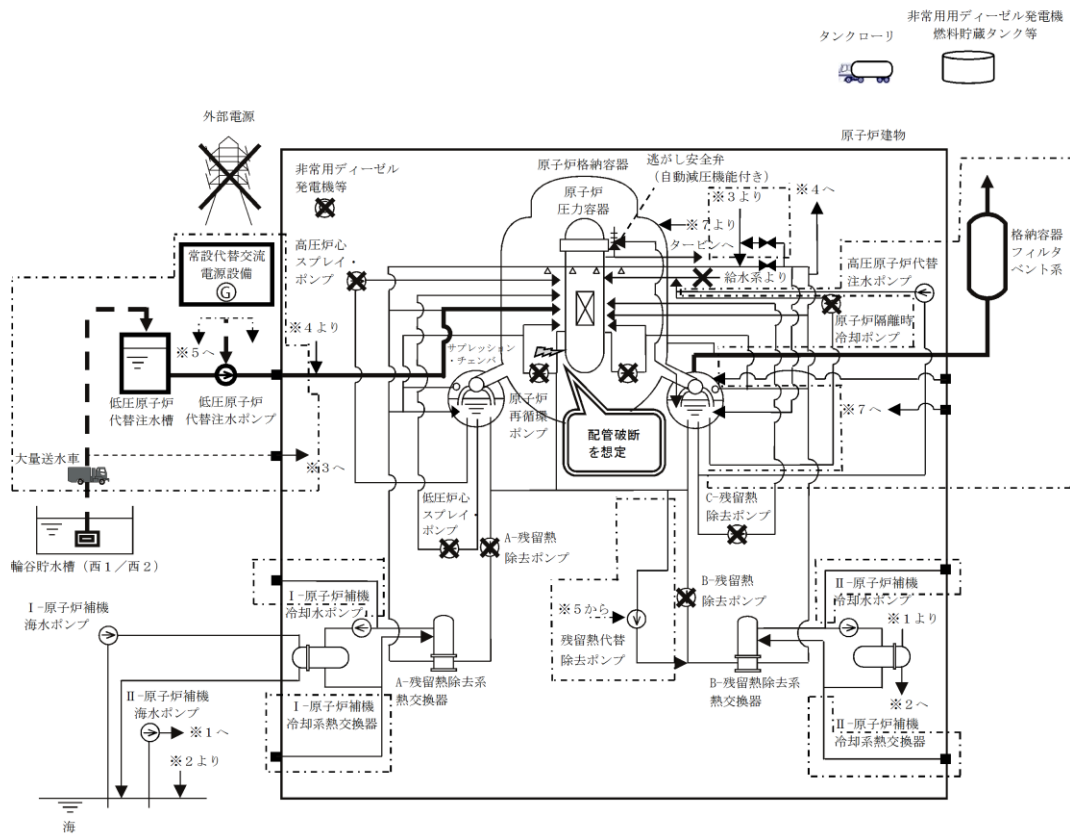
第1図 残留熱代替除去系 系統概要図



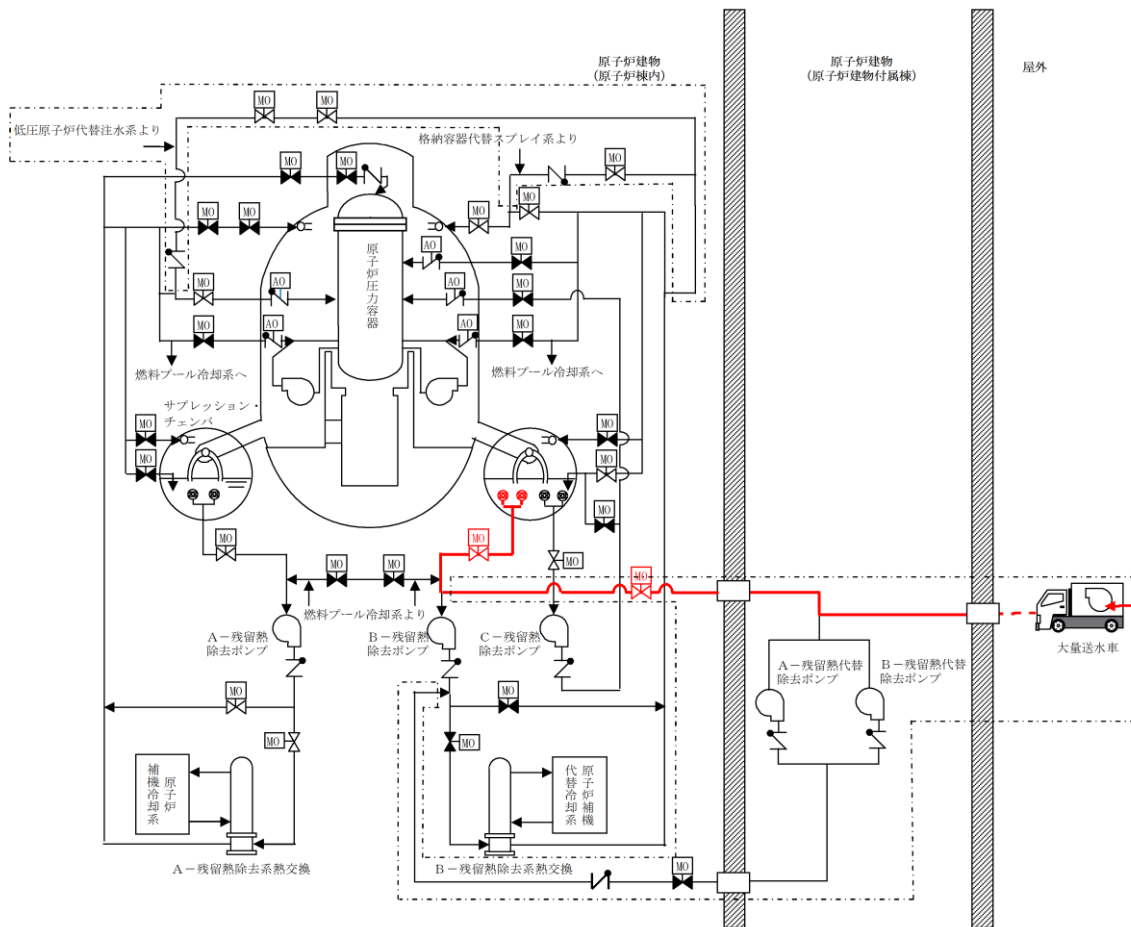
第2図 原子炉補機代替冷却系 系統概要図



第3図 残留熱除去系 系統概要図



第4図 格納容器フィルタベント系 系統概要図



第5図 残留熱除去系ストレナ逆洗操作時の系統構成

3. 作業環境の線量低減対策の対応例について

(1) 残留熱代替除去系を運転した場合の線量低減の対応について

残留熱代替除去系は、残留熱除去系が機能喪失した場合に使用する系統である。このため、残留熱代替除去系により長期的に原子炉格納容器の圧力・温度を安定状態に保つことができるが、故障等が発生する場合も考慮し、残留熱除去系の復旧についても検討を行う。ここでは、残留熱代替除去系の運転によって放射線量が上昇した環境下での残留熱除去系復旧作業時の線量低減対策の概要を示す。

残留熱代替除去系は、サプレッション・チェンバからの吸込み、原子炉格納容器へのスプレイに、残留熱除去系のB系を使用し、原子炉圧力容器への注水はA系を使用する設計としている。このため、復旧する残留熱除去系は、残留熱代替除去系の運転に伴う線量影響を受けにくい残留熱除去系A系を復旧対象とする。

残留熱除去系のB系（一部はA系）については、第5図に示す系統を使用することで、外部水源から洗浄用水を系統内に供給（大量送水車による淡水供給）することが可能である。このため、復旧作業の前に、必要に応じて、系統全体

のフラッシングを行うことで、配管内の系統水に含まれる放射性物質を、可能な限りサプレッション・プール水中に送水し、放射線量を低減させる。

A-残留熱除去ポンプ室での機器交換等の作業を想定した場合、原子炉建物地下2階のA-残留熱除去ポンプ室又は原子炉建物地下1階のA-残留熱除去ポンプ室上部ハッチにアクセスできる必要がある。

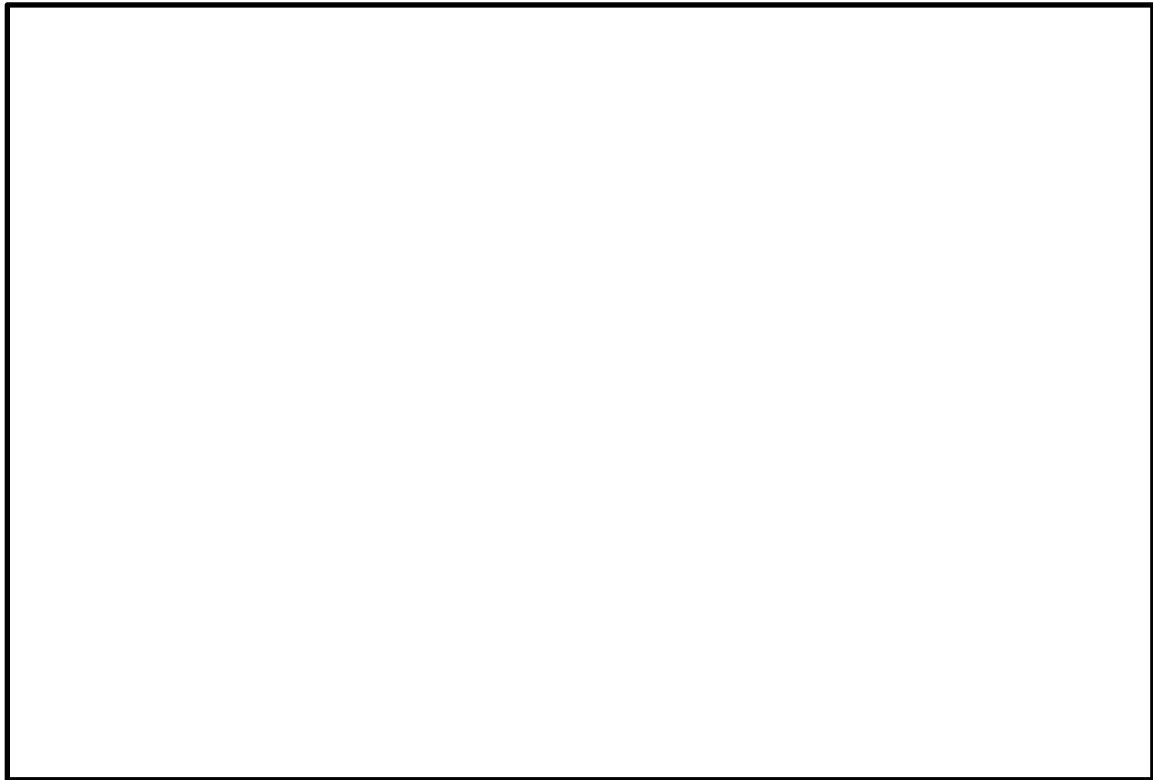
第6図に示すとおり、残留熱代替除去系の運転により高線量となる配管は、A-残留熱除去ポンプ室及び同上部ハッチ付近から離れており、ポンプ室及び同上部ハッチ付近にアクセス可能であると考ええる。

また、復旧作業時には必要に応じて遮へい体の使用、適切な放射線防護具を装備することにより、線量による影響の低減を図る。



第6図 機器配置図（原子炉建物地下2階）（1/2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第6図 機器配置図（原子炉建物地下1階）（2/2）

(2) 汚染水発生時の対応について

重大事故等発生時に放射性物質を含んだ汚染水が発生した場合においても、国内での汚染水処理の知見を活用し、汚染水処理装置の設置等の適用をプラントメーカーの協力を得ながら対応する。

4. 残留熱除去系の復旧方法について

(1) 残留熱除去系の復旧方法及び予備品の確保について

残留熱除去系の機能喪失の原因によっては、大型機器の交換が必要となり復旧に時間がかかる場合も想定されるが、予備品の活用や発電所外からの支援等を考慮すれば、1ヶ月程度で残留熱除去系を復旧させることが可能である場合もあると考えられる。

残留熱除去系の復旧に当たり、屋外に設置され自然災害の影響を受ける可能性がある原子炉補機海水ポンプについては、予備品を確保することで復旧までの時間が短縮でき、成立性の高い作業で機能回復できることから、重大事故により同時に影響を受けない場所に電動機を予備品として確保している。（詳細は添付資料1.0.3「予備品等の確保及び保管場所について」参照）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

また、残留熱を除去する機能を有する残留熱除去系は2系統（残留熱除去系3系統のうち1系統は注水機能のみ）あり、防波壁等の津波対策及び原子炉建物内の内部溢水対策により区分分離されていることから、福島第一原子力発電所事故のように複数の残留熱除去系が浸水により同時に機能喪失することはない。

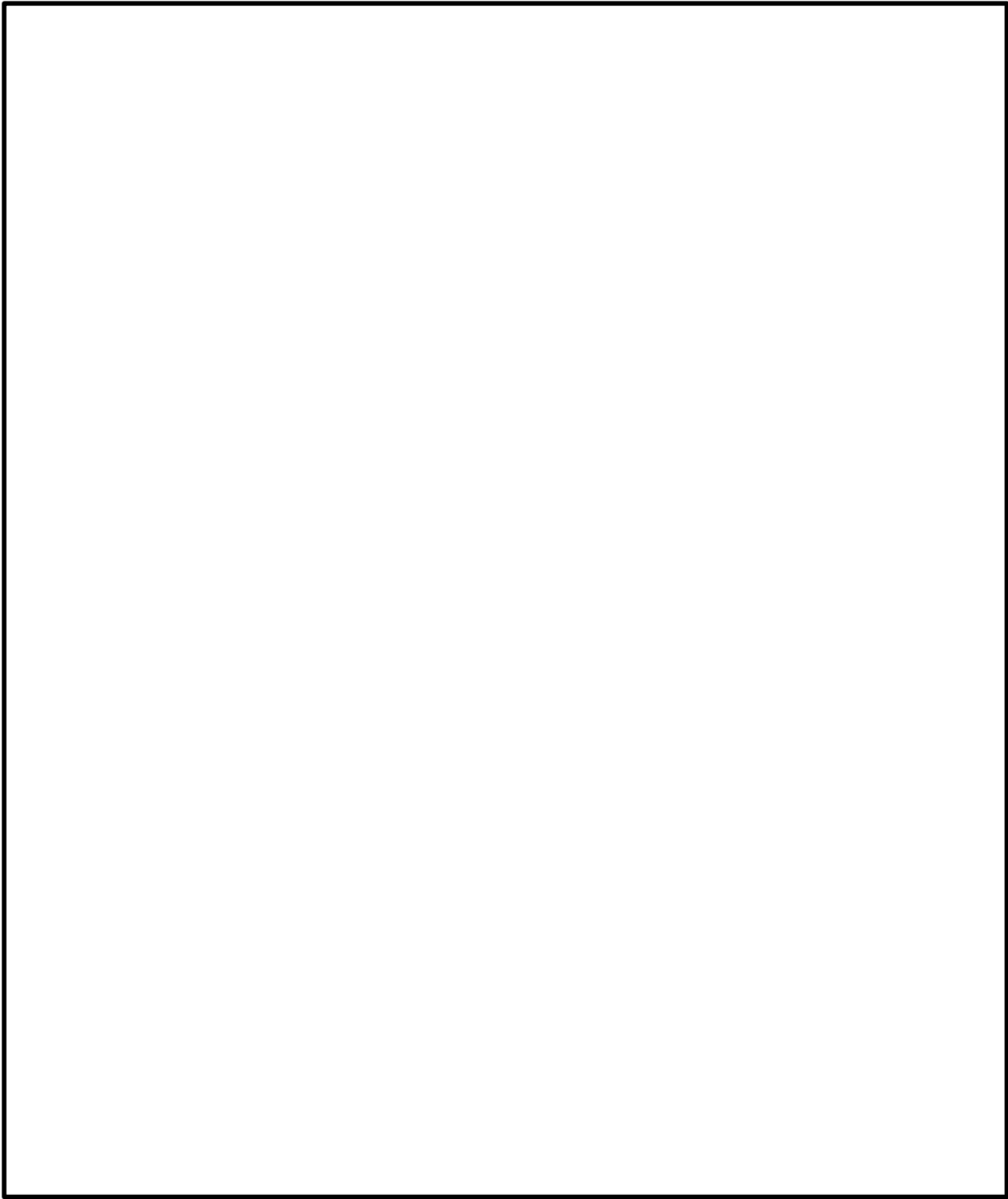
なお、ある1系統の残留熱除去系の電動機が浸水し、当該の残留熱除去系が機能喪失に至った場合においても、残りの系統の残留熱除去系の電動機を接続することにより復旧する手順を準備する。

(2) 残留熱除去系の復旧手順について

炉心損傷又は原子炉格納容器の破損に至る可能性のある事象が発生した場合に、緊急時対策要員により残留熱除去系を復旧するための手順を「原子力災害対策手順書（復旧班）」にて整備している。

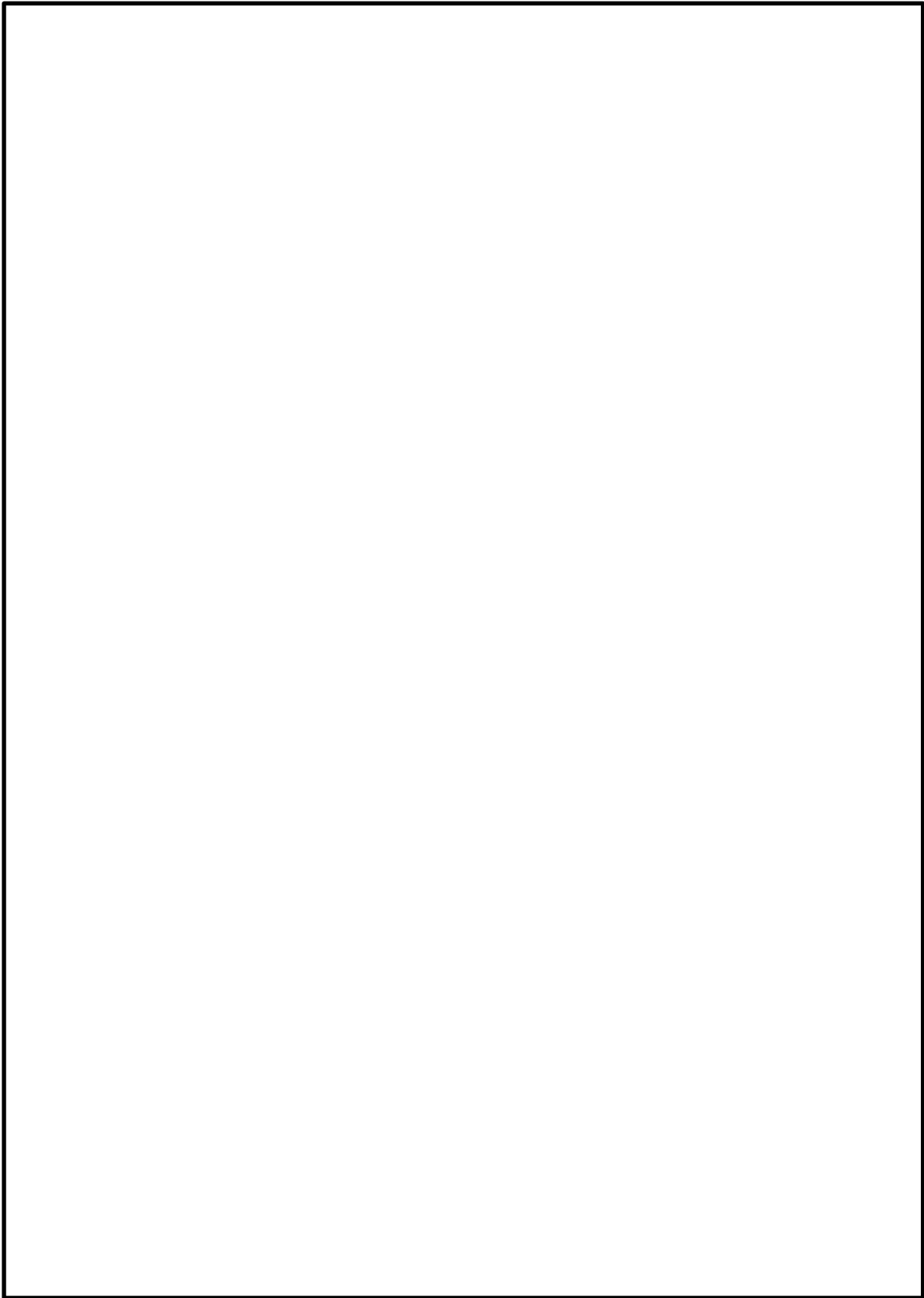
本手順では、機器の故障箇所、復旧に要する時間、炉心損傷又は原子炉格納容器破損に対する時間余裕に応じて、「恒久対策」、「応急対策」又は「代替対策」のいずれかを選択する。

具体的には、故障個所の特定と対策の選択を行い、故障個所に応じた復旧手順にて復旧を行う。第7図に、手順書の記載例を示す。



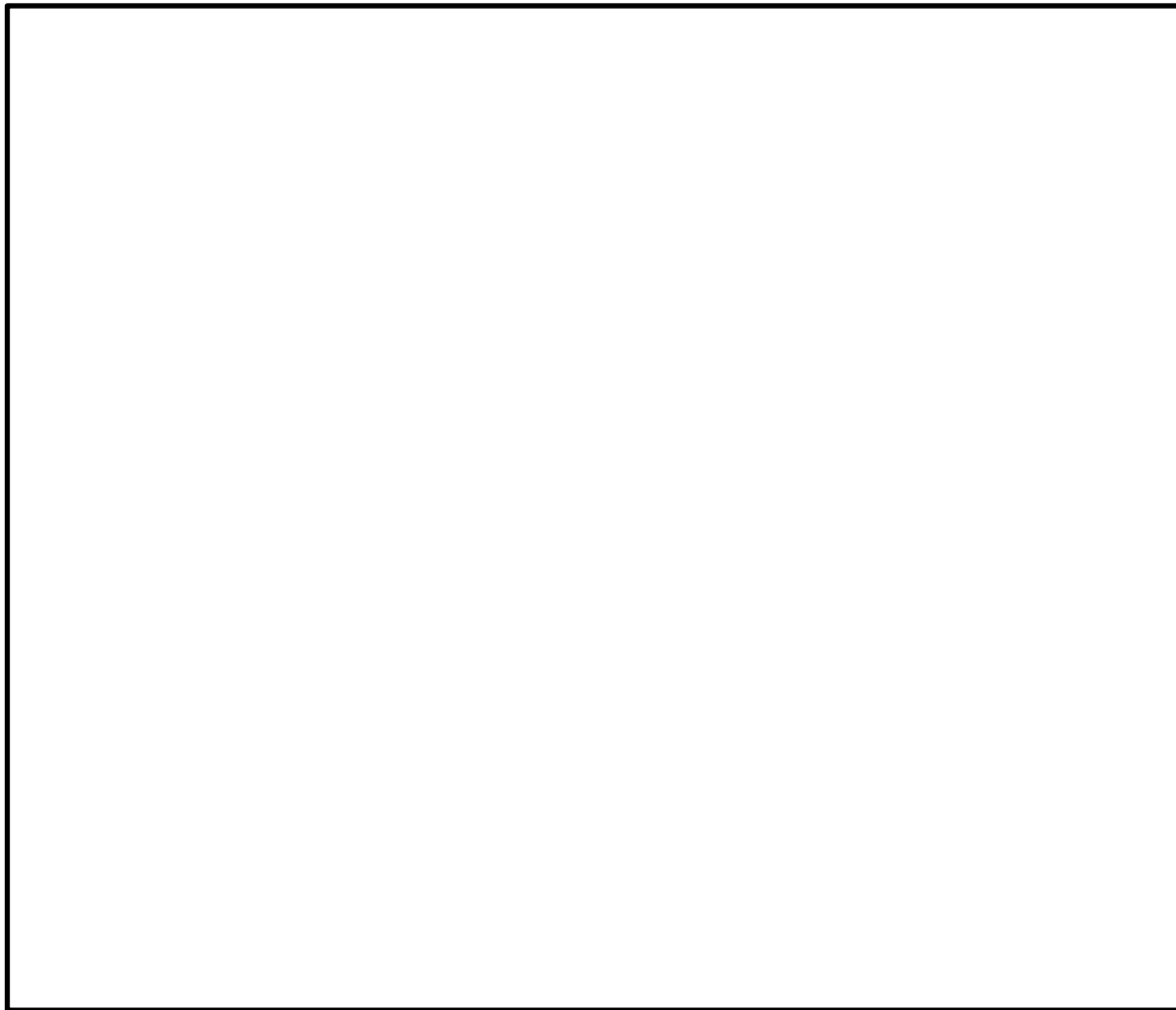
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(1/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



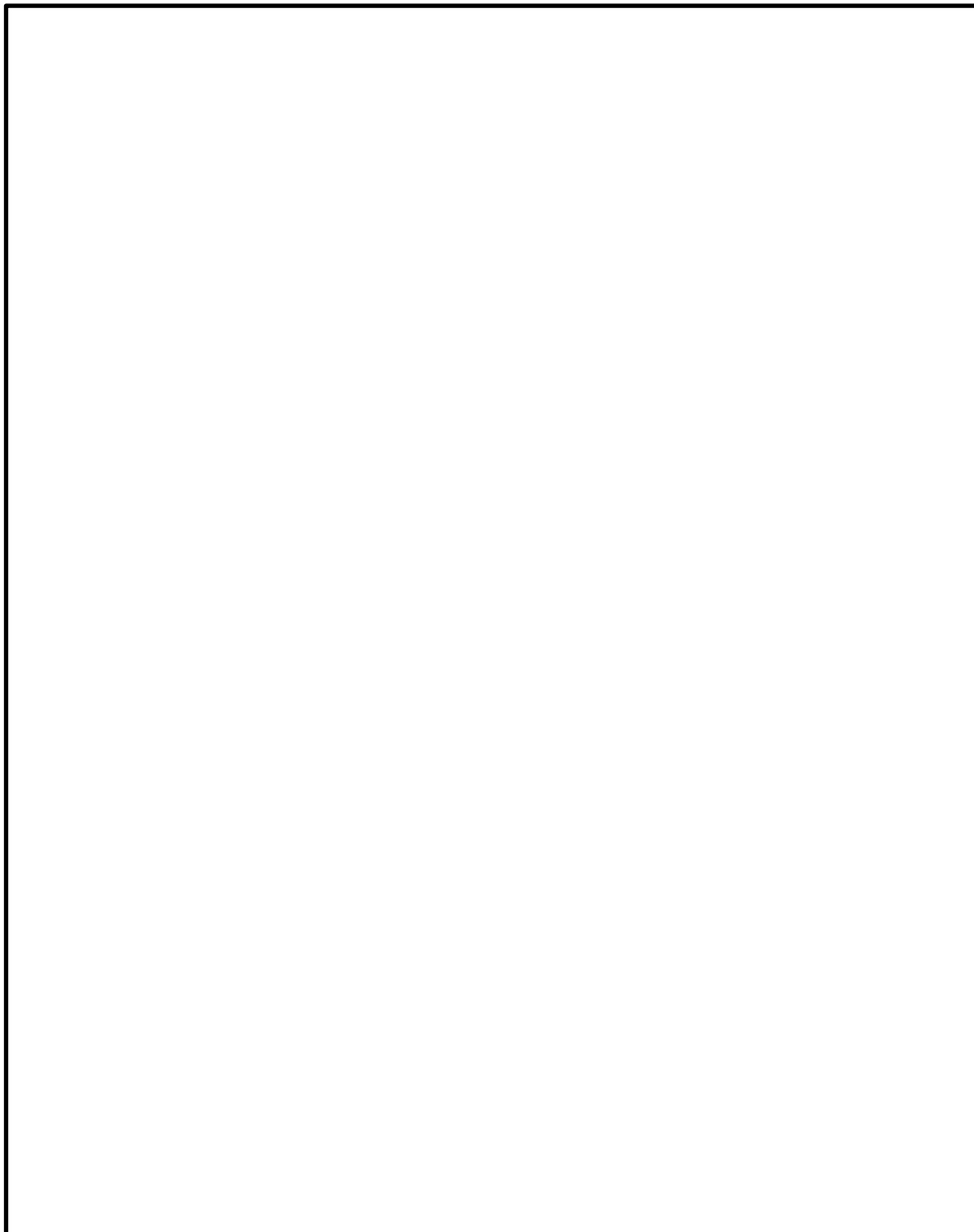
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(2/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



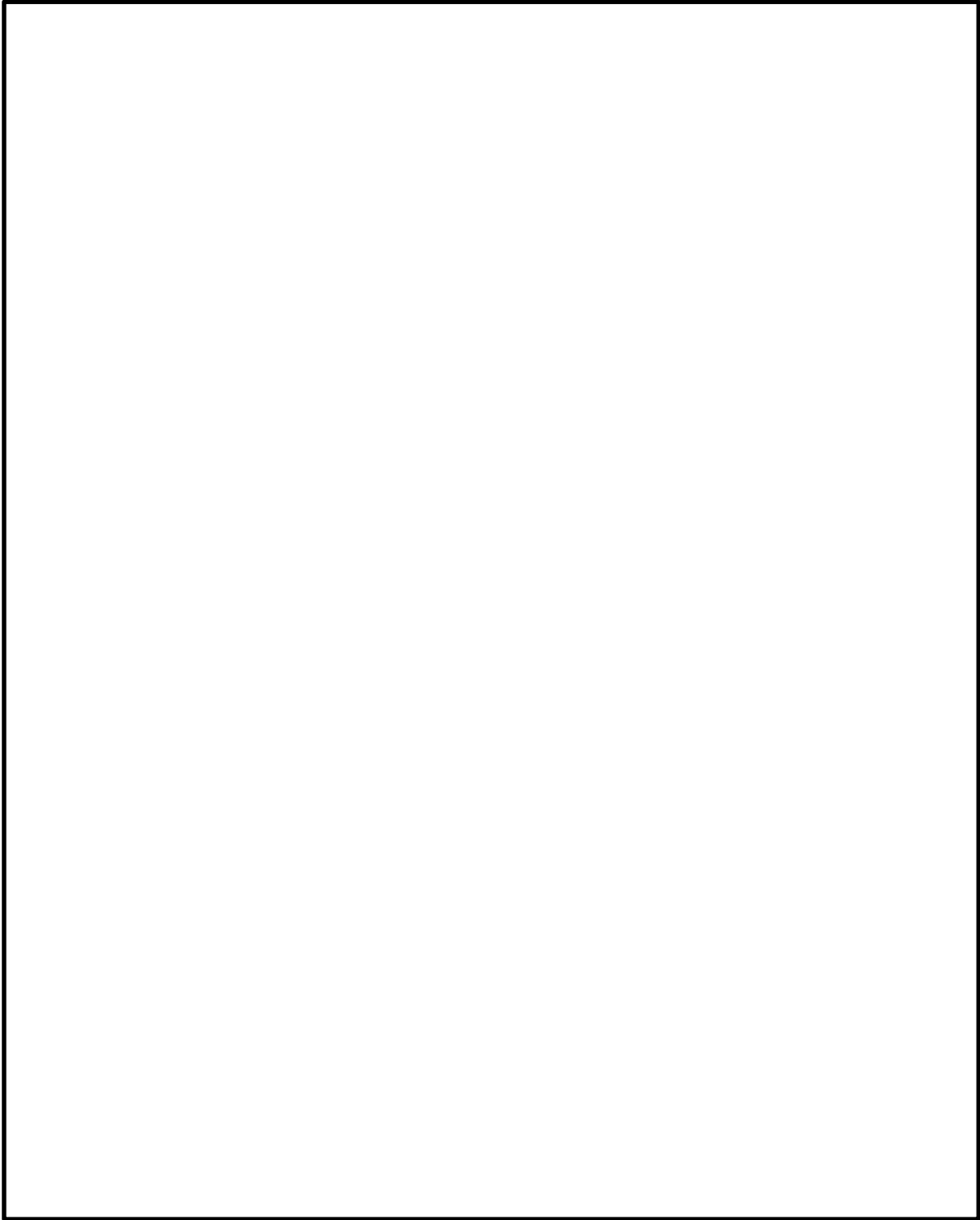
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(3/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



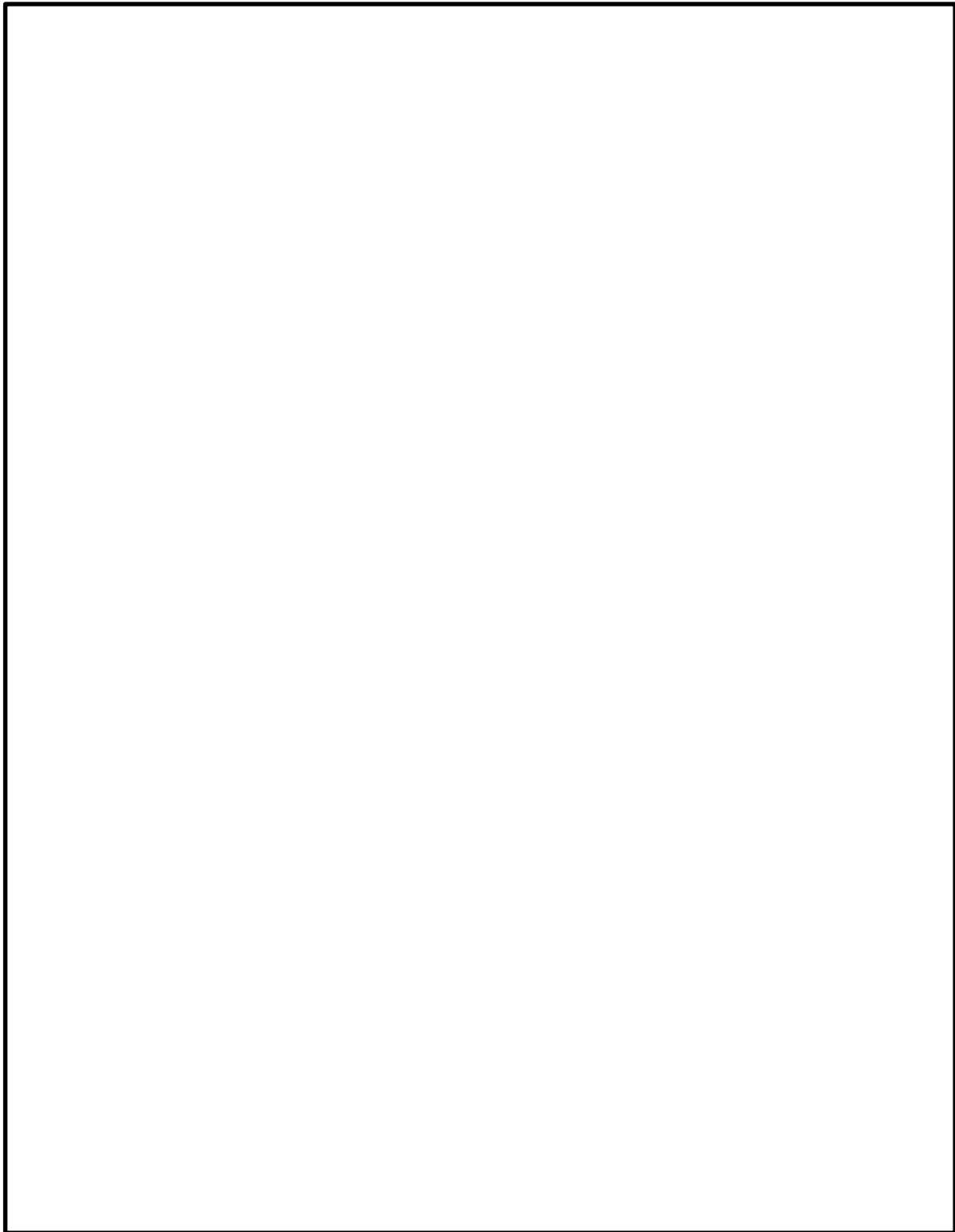
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(4/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



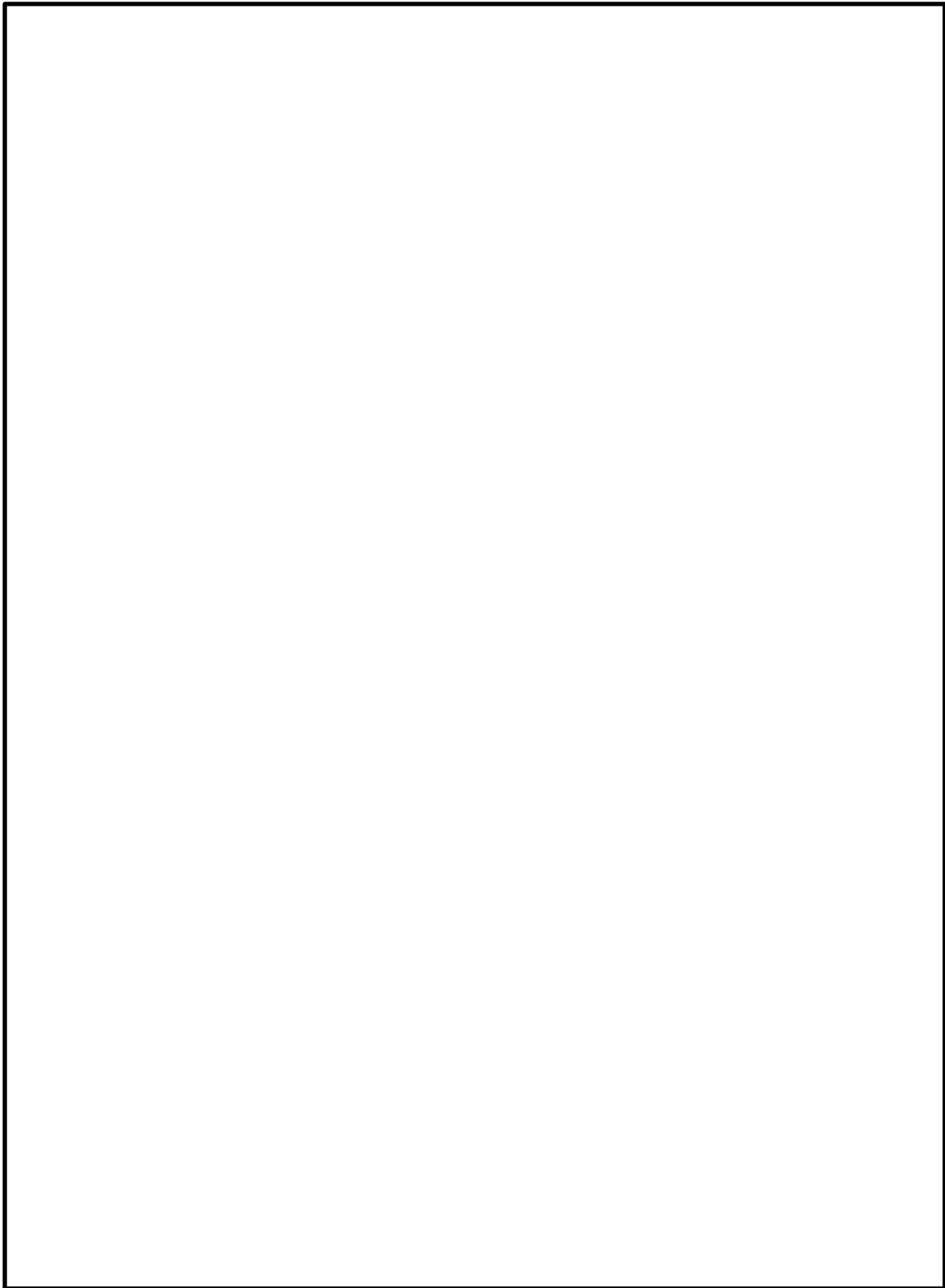
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(5/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



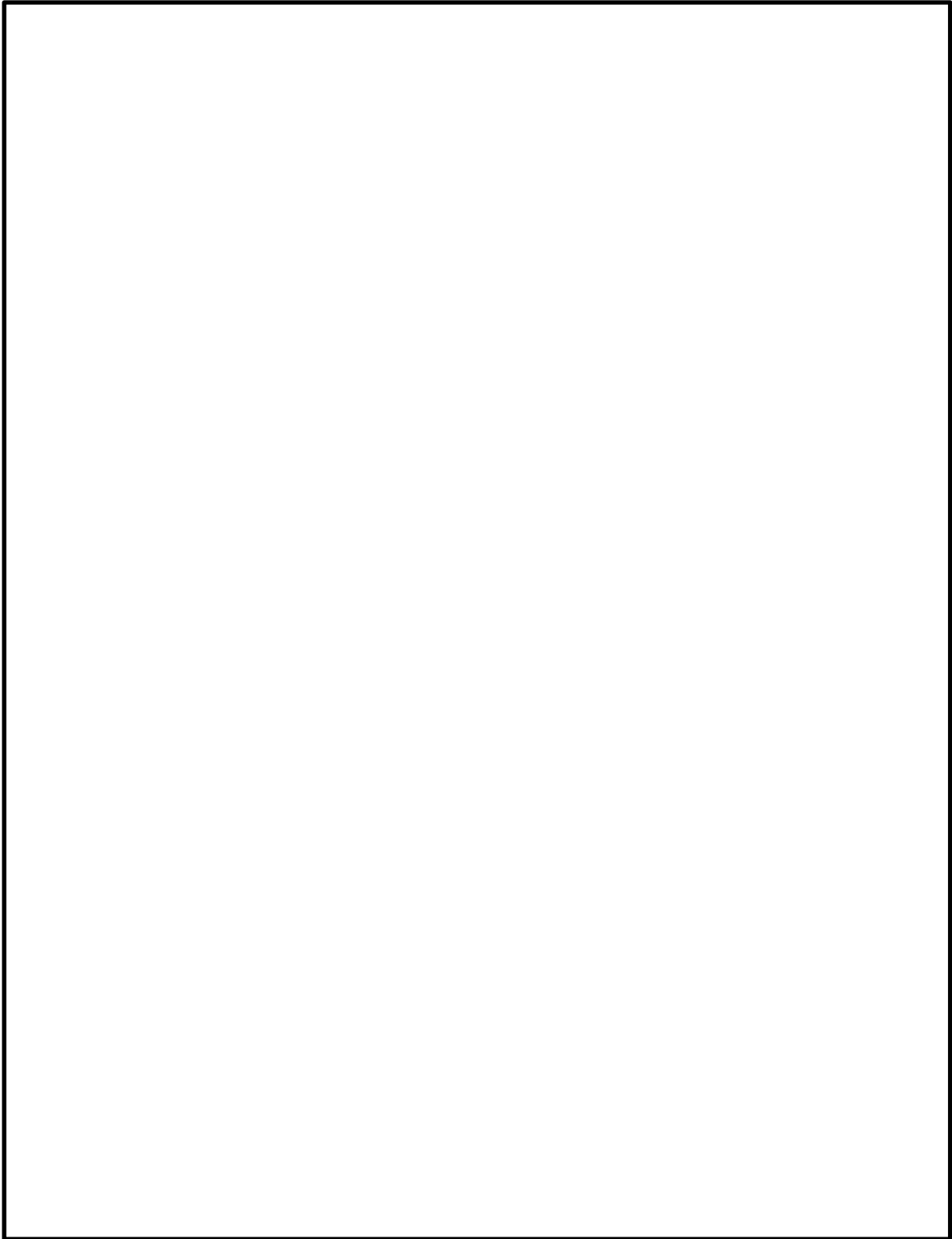
第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(6/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(7/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第7図 残留熱除去系の復旧手順の記載例(8/8)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

5. 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱等の長期安定冷却手段について

残留熱除去系の機能が長期回復できない場合、可搬型ポンプ及び可搬型熱交換器を用いた除熱手段である「5.1 可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱について」を構築する。既設設備である残留熱除去系の使用を優先するが、復旧が困難な場合は可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を実施する。

また、これに加え原子炉格納容器を直接除熱することはできないが、原子炉圧力容器を除熱することにより間接的に原子炉格納容器を除熱する「5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について」を構築する。

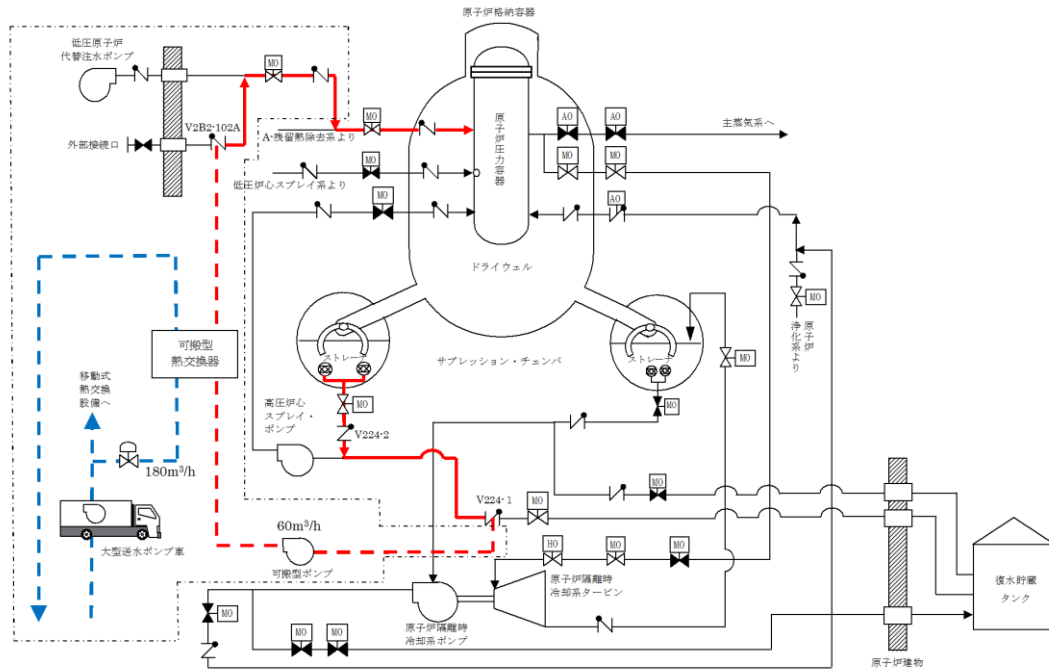
5.1 可搬型格納容器除熱系統による原子炉格納容器除熱について

(1) 可搬型格納容器除熱系統の概要について

重大事故等が発生した後、格納容器ベントによる格納容器除熱を実施している場合、残留熱除去系を補修し、サブプレッション・プール水冷却モードを復旧する。また、残留熱除去系の復旧が困難な場合に可搬型設備等により構成される可搬型格納容器除熱系統による格納容器除熱を構築する。第8図に可搬型格納容器除熱系統の系統概要図を示す。可搬型格納容器除熱系統は、高圧炉心スプレイ系配管から耐熱ホース・可搬ポンプを用いて可搬熱交換器にサブプレッション・チェンバのプール水を供給・除熱し残留熱除去系の原子炉注水ラインで原子炉圧力容器に注水するライン構成である。可搬型設備を運搬・設置する等の作業があるが、長納期品を事前に準備しておくことにより、1ヶ月程度で系統を構築することが可能であると考えられる。

可搬型格納容器除熱系統について、可搬ポンプの吸込み箇所は、高圧炉心スプレイ・ポンプの吸込み配管にある「HPC Sポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁」とし、耐熱ホースで接続する構成とする。

可搬ポンプの吐出については、耐熱ホースを用いて原子炉建物大物搬入口に設置する可搬熱交換器と接続する構成とし、可搬熱交換器の出口側については低圧原子炉代替注水系の原子炉注水配管にある「FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁」と耐熱ホースで連結する構成とする。これらの構成で可搬ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を可搬熱交換器に送水し、そこで除熱した水を原子炉圧力容器に注水する系統を構築する。なお、可搬熱交換器の二次系については、大型送水ポンプ車により海水を通水できる構成とする。



第8図 可搬型格納容器除熱系統 系統概略図

(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷で発生した汚染水は、サブプレッション・プール水中にある。高圧炉心スプレー系については、サブプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、系統内にサブプレッション・プール水が流入することが考えられる。

ただし、高圧炉心スプレー系については、運転している場合には、炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサブプレッション・プール水が汚染する段階では、高圧炉心スプレー系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサブプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、FLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁はFLSR注水隔離弁により常時隔離されているため直接汚染水に接することはない。

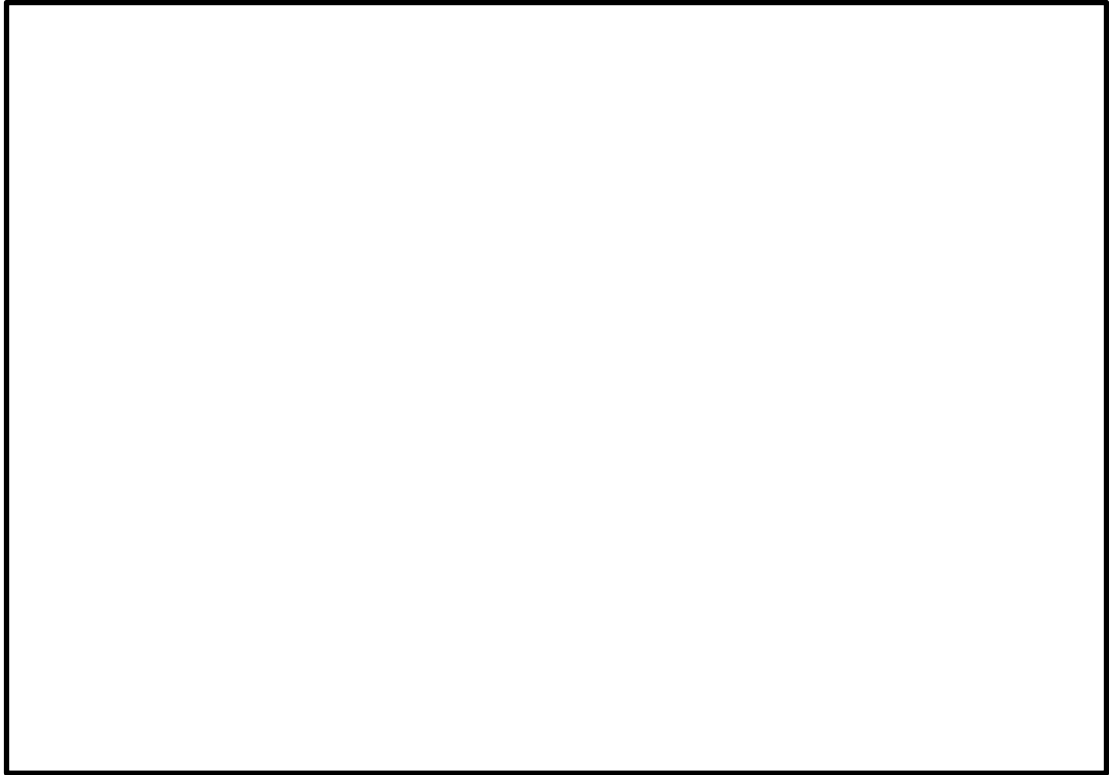
第9図に示される高圧炉心スプレー・ポンプ室内におけるHPCSポンプ復水貯蔵タンク水入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇及び線源配管からの直接線による線量率上昇により約12.8mSv/hとなる。

第10図に示される原子炉建物1階におけるFLSR可搬式設備 A-注水ライン逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約3.3mSv/hとなる。

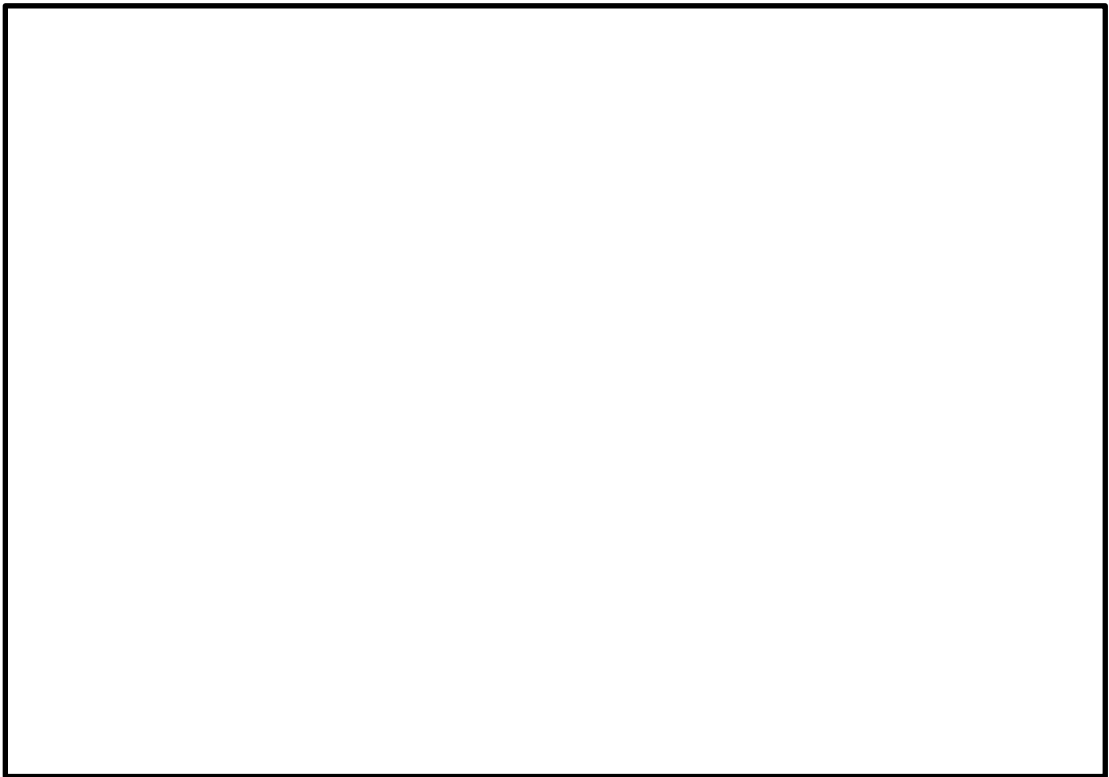
原子炉建物大物搬入口における可搬型熱交換器配備箇所の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率上昇により約

5. 2mSv/h となる。

これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、それぞれ約 10 時間程度（5 人 1 班で作業）と想定しており、必要に応じて遮へい等の対策を行い、作業員の交代要員を確保し、交代体制を整えることで実施可能である。



第9図 原子炉建物地下2階 機器配置図



第10図 原子炉建物1階 機器配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) フランジ部からの漏えい発生時の対応

系統のフランジ部からの漏えい発生等の異常を検知した場合は、直ちに可搬ポンプを停止し、復水輸送ポンプからの洗浄用水によりフラッシングを実施する。

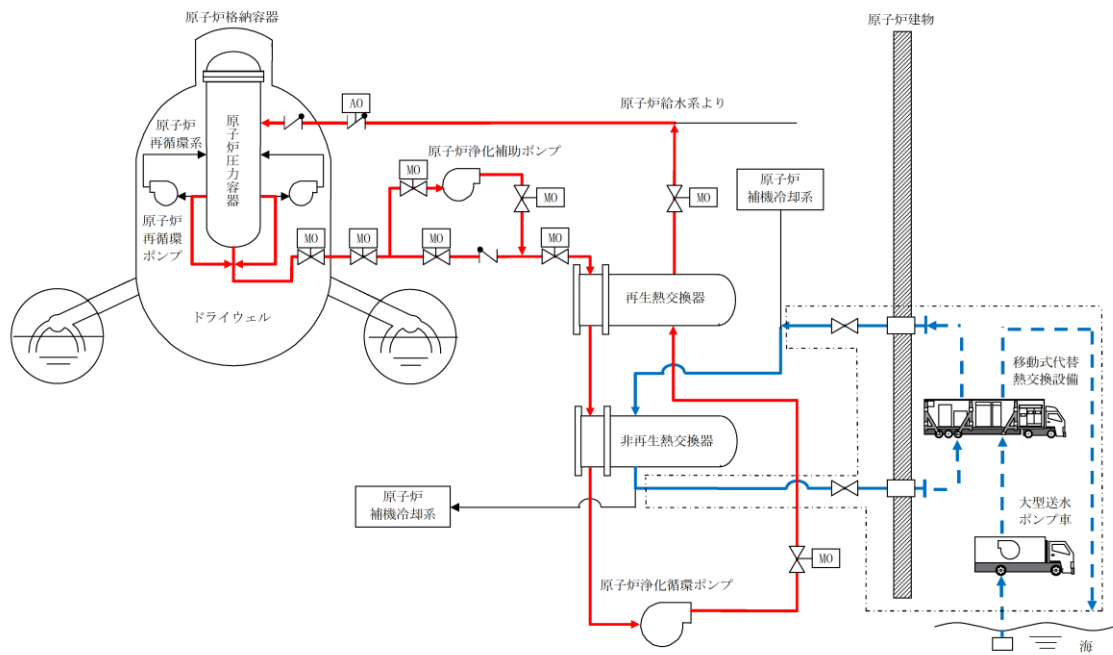
フラッシングにより現場へのアクセスが可能になった後、フランジの増し締め等の補修作業を実施する。

5.2 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱について

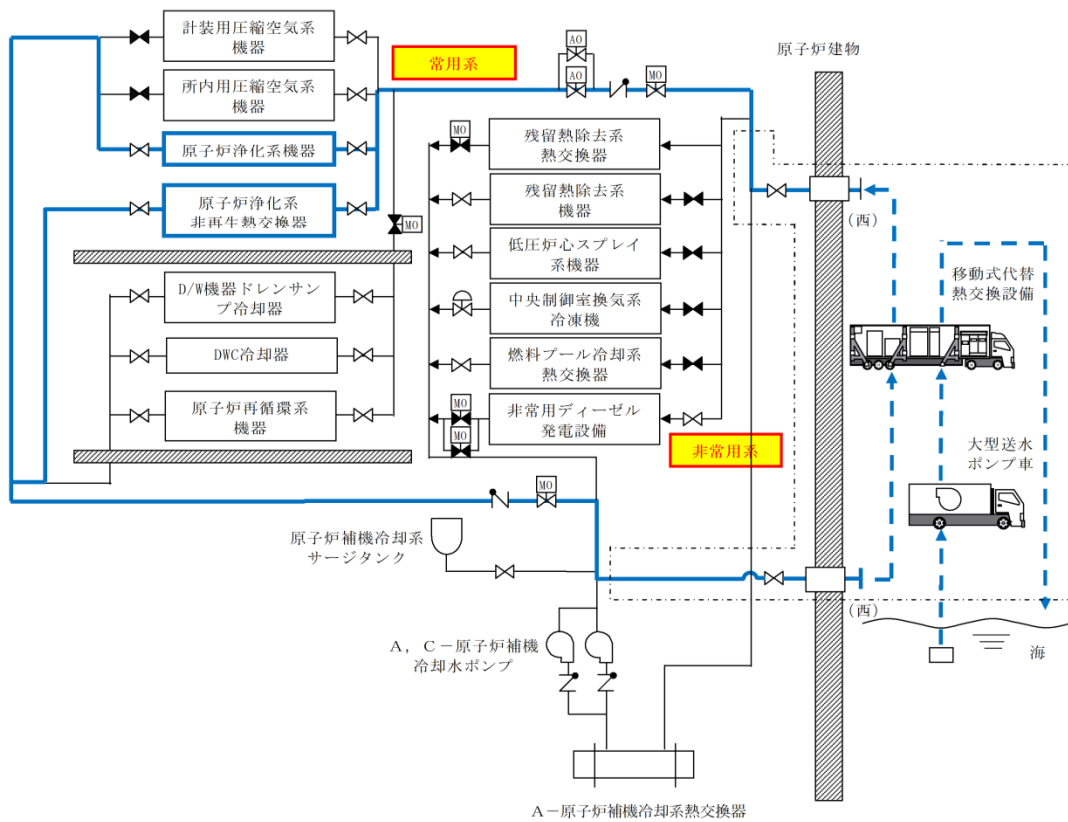
(1) 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の概要について

原子炉浄化系は通常運転中に原子炉冷却材の浄化を行う系統であり、重大事故等時に原子炉水位の低下（レベル3）により隔離状態になる。また、通常は原子炉補機冷却系を冷却水として用いているが、本除熱手段では原子炉補機代替冷却系を用いることで冷却水を確保する。耐熱ホース等は原子炉浄化系では使用する必要がなく、弁による系統構成のみで運転可能である。第11図及び第12図に原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱の系統概要図を示す。

原子炉浄化系は原子炉圧力容器が水源であり、原子炉浄化ポンプの吸込み圧力を確保するため原子炉水位が吸込配管であるPLR入口配管高さ以上（事故時は原子炉水位低「レベル3」以上を目安とするが、原子炉圧力が低下している場合は原子炉水位「通常運転水位」以上としている。）に十分に確保されていることが必要である。そのため、大LOCA事象のように原子炉水位を十分に確保できない場合は運転することができない。



第 11 図 原子炉補機代替冷却系を用いた原子炉浄化系による原子炉除熱系統概要図



第 12 図 原子炉補機代替冷却系（原子炉浄化系除熱ライン）系統概要図

6. 外部からの支援について

重大事故等時における外部からの支援については、プラントメーカ（日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する要員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び緊急時対策要員の派遣等について、協議・合意の上、支援計画を定め、「非常災害発生時における応急復旧の支援に関する覚書」を締結し、重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

覚書では平時から連絡体制を構築し、緊急時における原子力発電所安全確保のため緊急時対応を支援すること等が記載されている。

外部からの支援に関する詳細な説明は、添付資料 1.0.4「外部からの支援について」にて示す。

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等時における
停止号炉の影響について

<目 次>

1.	1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響	1.0.16-1
(1)	地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響	1.0.16-1
(2)	危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響	1.0.16-2
(3)	屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響	1.0.16-2
(4)	薬品タンクの損傷に伴う影響	1.0.16-2
2.	同時被災時に必要な要員及び資源の十分性	1.0.16-2
(1)	想定する重大事故等	1.0.16-2
(2)	必要となる対応操作及び必要な要員及び資源の整理	1.0.16-3
(3)	評価結果	1.0.16-3
a.	必要な要員の評価	1.0.16-3
b.	必要な資源の評価	1.0.16-3
(4)	2号炉の重大事故等時の対応への影響について	1.0.16-5
3.	1号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響	1.0.16-5
(1)	想定する高線量場発生	1.0.16-5
(2)	2号炉対応への影響	1.0.16-6
4.	まとめ	1.0.16-7
第1表	想定する各号炉の状態	1.0.16-8
第2表	同時被災時の1, 2号炉の燃料プールの対応操作, 必要な 要員及び資源	1.0.16-9
第3表	1, 2号炉の必要な水量	1.0.16-10
第4表	1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数	1.0.16-11
第1図	島根原子力発電所におけるアクセスルート	1.0.16-12
第2図	1号炉における各作業と所要時間	1.0.16-13
第3図	線量率の概略とアクセスルート	1.0.16-14
【参考】	燃料プール水瞬時全喪失時の使用済燃料の冷却性について	1.0.16-15

島根原子力発電所2号炉（以下「2号炉」という。）運転中に重大事故等が発生した場合、他号炉及び2号炉の燃料プールについても重大事故等が発生すると想定し、それらの対応を含めた同時被災時に必要な要員、資源について整理する。

なお、島根原子力発電所1号炉（以下「1号炉」という。）は、廃止措置中であり、保有する燃料からの崩壊熱の継続的な除去が必要となる。

また、島根原子力発電所3号炉（以下「3号炉」という。）は、初装荷燃料装荷前のため、燃料からの崩壊熱除去が不要であり、アクセスルート等への影響評価のみを実施する。

そのため、他号炉を含めた同時被災が発生すると、他号炉への対応が必要となり、2号炉への対応に必要な要員及び資源の充分性に影響を与えるおそれがある。また、必要な要員及び資源が十分であっても、同時被災による他号炉の状態により、2号炉への対応が阻害されるおそれもある。

また、1号炉及び3号炉周辺施設が、地震等の自然現象等により設備が損傷し2号炉の重大事故等対策へ与える影響を考慮する必要がある。

以上を踏まえ、他号炉を含めた同時被災時における、1号炉及び3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響、必要な要員及び資源の充分性を確認するとともに、他号炉における高線量場の発生を前提として2号炉重大事故等対応の成立性を確認する。

また、2号炉の燃料プールを含めた事故対応においても当該号炉の要員及び資源が十分であることを併せて確認する。

1. 1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響

第1図に示すとおり管理事務所又は宿泊場所から緊急時対策所へのアクセス性を確保する必要がある。

また、1, 3号炉周辺についても、第1図に示すとおり2号炉の重大事故等対策を行うためのアクセスルートを設定している。

当該アクセスルートへの影響については、1.0.2「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」において以下を考慮している。

- ・地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響
- ・危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響
- ・屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響
- ・薬品タンクの損傷による影響

(1) 地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響

1, 3号炉周辺施設とアクセスルートは、離隔を有しており直接的な影響はない。

緊急時対策所は、地震等の自然現象での設備の損傷による直接的な影響はなく、2号炉の重大事故等対策に係る影響はない。

(2) 危険物タンク等の損傷に伴う火災による影響

2号炉施設に対しては、外部火災影響評価において、火災源として発電所敷地内の全ての屋外地上部に設置された危険物貯蔵施設（消防法で定められた指定数量以上を貯蔵）を考慮し影響がない設計とする。

1号炉周辺では、変圧器及び建物内からの火災の影響が想定されるが、アクセスルートと離隔距離を有しており2号炉の重大事故等対策に影響はない。

また、3号炉周辺では、変圧器火災の影響が想定されるが、アクセスルートと離隔距離を有しており直接的な影響はない。

なお、迂回が可能若しくは自衛消防隊による消火活動が可能であり、2号炉の重大事故等対策に影響はない。

(3) 屋外タンクの損傷に伴う溢水による影響

1～3号炉周辺におけるタンクからの溢水影響を評価しており、屋外タンクからの溢水を考慮した場合においても、EL8.5m エリアについては周辺の空地が平坦かつ広大であり、EL15m エリア以上では周辺の道路上及び排水設備を自然流下し拡散することからアクセスルートへの影響はない。

(4) 薬品タンクの損傷に伴う影響

1～3号炉周辺のアクセスルート近傍において、屋外に設置されている薬品タンクの漏えい影響を評価しており、タンク周辺の堰等によりアクセスルート側に漏えいすることはないが、万一漏えいした場合でも影響のないアクセスルートに迂回する又は防護具の着用により安全を確保できることから、影響はない。

2. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性

(1) 想定する重大事故等

東京電力福島第一原子力発電所の事故及び共通要因による複数炉の重大事故等の発生の可能性を考慮し、1、2号炉について、全交流動力電源喪失及び燃料プールでのスロッシングの発生を想定する。

なお、1号炉の燃料プールにおいて、全保有水喪失を想定した場合は自然対流による空気冷却での使用済燃料の冷却維持が可能と考えられるため、必要な要員及び資源を検討する本事象では、燃料プールへの注水実施が必要となるスロッシングの発生を想定した。

また、不測の事態を想定し、1号炉において事象発生直後に内部火災が発生していることを想定する。なお、水源評価に際しては1号炉における消火活動による水の消費を考慮する。

2号炉について、有効性評価の各シナリオのうち、必要な要員及び資源（水源、燃料及び電源）ごとに最も厳しいシナリオを想定する。

第1表に想定する各号炉の状態を示す。上記に対して、7日間の対応に必要な要員、必要な資源、2号炉の対応への影響を確認する。

(2) 必要となる対応操作、必要な要員及び資源の整理

「(1) 想定する重大事故等」にて必要となる対応操作、必要な要員及び7日間の対応に必要なとなる資源について、第2表及び第2図のとおり整理する。

(3) 評価結果

1号炉にて「(1) 想定する重大事故等」が発生した場合の必要な要員及び必要な資源についての評価結果を以下に示す。

a. 必要な要員の評価

重大事故等発生時に必要な1号炉の対応操作及び2号炉の燃料プールの対応操作については、運転員、自衛消防隊、緊急時対策要員及び8時間以降を目安に発電所外から参集する要員にて対応可能である。

b. 必要な資源の評価

(a) 水源

2号炉においては、水源の使用量が最も多い「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」及び「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」を想定すると、原子炉注水及び格納容器スプレイの実施のため、7日間で約3,600m³の水が必要となる。また、第3表に示すとおり、2号炉における燃料プールへの注水量（通常水位までの回復、水位維持）は、7日間の対応を考慮すると、約574m³の水が必要となる（合計約4,174m³）。

2号炉における水源として、低圧原子炉代替注水槽に約740m³及び輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）に約7,000m³の水を保有しているため、原子炉及び燃料プールの対応に必要な水源は確保可能である（合計約7,740m³）。

1号炉において、スロッシングによる水位低下を想定しても、遮へいに必要な水位を維持しており、燃料プール水温が100℃に到達するのは約11日後であり、7日間の対応として燃料プールへの注水は必要ない。なお、スロッシングによる水位低下を回復させるために必要な水量を考慮すると、約180m³となる。

1号炉における水源として、第3表に示す必要な水量を純水タンク、ろ過水タンク等にて確保する運用であることから、2号炉における水源を用いなくても1号炉の7日間の対応が可能である^{*1}。

内部火災に対する消火活動に必要な水源は約32m³であり、ろ過水タンクに必要な水量が確保されるため、2号炉における水源を用いなくても7日間の対応が可能である。

なお、1号炉においても、燃料プール水がサイフォン現象により流出する場合に備え、2号炉と同様のサイフォンブレイク配管を設け、サイフォン現象による燃料プール水の流出を停止することが可能な設計としている。

また、スロッシングによる水位低下に伴う原子炉建物5階（燃料取替階）の線量率の上昇はないが、線量率上昇により、原子炉建物5階（燃料取替階）での燃料プールへの注水操作が困難になる場合に備え、高圧発電機車により給電した消火系、復水輸送系、補給水系による当該現場作業を必要としない注水手段を確保している。

1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数と共用の関係は第4表に示すとおりである。高圧発電機車は1号炉用として、1台確保している。また、高圧発電機車を用いることで復水輸送系、補給水系、消火系等への給電も実施可能である。

※1 燃料プールの通常水位までの回復を想定した場合、1号炉においては、内部火災に対する消火活動に必要な水源と合わせ、合計約212m³の水が必要となる。（1、2号炉で合計約786m³）

したがって、燃料プールの通常水位までの回復及び運転中の原子炉での事故対応を想定すると、1、2号炉にて合計4,386m³の水が必要である。2号炉の低圧原子炉代替注水槽及び輪谷貯水槽（西1）、輪谷貯水槽（西2）における保有水は約7,740m³であり、ろ過水タンク、純水タンク等の確保される保有水量は約2,800m³以上である（合計約10,540m³以上）。これらの合計量は、2号炉の重大事故等対応及び1号炉の内部火災への対応を実施した上で、1号炉の燃料プールの水位を通常水位まで回復させ、その後7日間の水位維持を可能となる水量である。7日以降については十分時間余裕があるため、外部からの水源供給や支援等にも期待できることから、1号炉の燃料プールの水位維持は可能である。

(b) 燃料（軽油）

2号炉において、軽油の使用量が最も多い「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」、「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」、「2.6 L O C A時注水機能喪失」を想定すると、非常用ディーゼル発電機（2台）の7日間の運転継続に約544m³*2、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の7日間の運転継続に約156m³*2、ガスタービン発電機の7日間の運転継続に約352m³*2、低圧原子炉代替注水槽への補給及び燃料プールのスプレイ系に使用する大量送水車の約7日間の運転継続に約11m³*2が必要となる。（合計約1,063m³）

ディーゼル燃料貯蔵タンク及びガスタービン発電機用軽油タンクにて合計約1,180m³の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、

2号炉の原子炉及び燃料プールの事故対応について、7日間の対応は可能である。

1号炉の燃料プールの注水設備への電源供給に使用する軽油の使用量として、保守的に最大負荷で高圧発電機車を起動した場合を想定しており、事象発生から7日間使用した場合に必要な燃料消費量は、約19m³である。

1号炉の燃料プールの注水設備に使用する軽油の使用量として、大量送水車を想定しており、7日間で必要な燃料消費量は、11m³となる。

なお、1号炉における内部火災が発生した場合の消火活動に対しても、化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車の7日間の運転継続を仮定すると約10m³*2が必要となる。(合計約40m³)

1号炉のディーゼル発電機燃料地下タンクにて約78m³の軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、1号炉の燃料プールの事故対応及び内部火災の消火活動について、7日間の対応は可能である。

緊急時対策所用燃料地下タンクは全ての事故シナリオグループ等で使用を想定するが、同時被災の有無に関わらず緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に約8m³*2の軽油が必要となる。緊急時対策所用燃料地下タンクに約45m³の軽油を保有していることから、原子炉及び燃料プールの7日間の対応は可能である。

※2 保守的に事象発生直後から運転を想定し、燃料消費率は最大負荷時を想定する。

(c) 電源

高圧発電機車による電源供給により、重大事故等の対応に必要な負荷(計器類)に電源供給が可能である。なお、高圧発電機車による給電ができない場合に備え、可搬型計測器接続の手順を用意している。

(4) 2号炉の重大事故等時の対応への影響について

「(3) 評価結果」に示すとおり、重大事故等時に必要となる対応操作は、運転員、自衛消防隊、緊急時対策要員及び8時間以降を目安に発電所外から参集する要員にて対応可能であることから、2号炉の重大事故等に対処する要員に影響を与えない。

2号炉の各資源にて原子炉及び燃料プールにおける7日間の対応が可能であり、また、1号炉の各資源にて1号炉の燃料プール及び内部火災における7日間の対応が可能である。

以上のことから、1号炉に重大事故等が発生した場合にも、2号炉の重大事故等時対応への影響はない。

3. 1号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響

(1) 想定する高線量場発生

2号炉への対応に必要な緊急時対策所における活動、及び重大事故等対策に係る作業、アクセスルートの移動による現場の線量率を評価する際において、1号炉の状態は放射線遮へいの観点で厳しい燃料プールの全保有水喪失を想定する。

1号炉の燃料プールで全保有水が喪失した場合の現場線量率の概略を第3図に示す。

(2) 2号炉対応への影響

a. 緊急時対策所における活動への影響

1号炉の燃料プールにおいて、高線量場が発生した場合の、緊急時対策所での線量率の評価結果は、以下の資料で示すとおり2号炉の重大事故等時対応に影響するものではない。

・61条 緊急時対策所（補足説明資料）

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について
添付資料12 「燃料プール等の燃料による影響について」

b. 屋外作業への影響

2号炉対応に関する屋外作業としては、緊急時対策所への参集等のアクセスや、2号炉の重大事故等への対応作業がある。第4図に、1号炉で高線量場が発生した場合の線量率の概略分布を示す。

(a) 緊急時対策所への参集及び保管場所への移動による影響

緊急時対策所への参集については、管理事務所又は宿泊場所からのアクセスルートにおける徒歩の総移動時間は約10分であり、各エリアでの移動時間及び第3図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約1.7mSvとなる。

また、緊急時対策所から各保管エリアへの移動等における被ばく線量の一例として、緊急時対策所から第4保管エリア（保守性を考慮し最も移動時間がかかるエリア）への移動を考える。徒歩での総移動時間は約40分であり、各エリアでの移動時間及び第3図の現場線量率の関係より移動にかかる被ばく線量は約0.45mSvとなる。

なお、線量率の高いエリアは限られることから、これらを極力避けることにより被ばく線量を抑えることができる。また、徒歩での移動に比べ車両で移動した場合は総移動時間及び被ばく線量はより小さくなる。

よって、高線量場の発生を含め、1号炉に重大事故等が発生した場合であっても、2号炉の重大事故等への対応作業のためのアクセスは可能であり、重大事故等時における活動が可能である。

(b) 2号炉重大事故等の対応作業の影響

2号炉の重大事故等への対応作業のうち、比較的時間を要する操作とし

て原子炉補機代替冷却系の準備操作（資機材配置及びホース敷設, 起動及びシステム張り）を想定しているが, 1号炉の燃料プールに近い2号炉での当該操作場所での線量率は, 第3図に示す線量率を内挿すると約5 mSv/hとなる。

当該操作の想定操作時間は約7時間20分であること, 及びこの想定操作時間には当該操作場所への移動時間が含まれていること, あるいは参集要員による操作要員の交代も可能であることから, 重大事故等時における活動が可能である。

4. まとめ

「1. 1, 3号炉周辺の屋外設備の損傷による影響」, 「2. 同時被災時に必要な要員及び資源の十分性」及び「3. 1号炉における高線量場発生による2号炉対応への影響」に示すとおり, 高線量場の発生を含め1号炉に重大事故等が発生した場合にも, 2号炉の重大事故時等の対応は可能である。

第 1 表 想定する各号炉の状態

項目	2 号炉	1 号炉
要員	<ul style="list-style-type: none"> • 全交流動力電源喪失 • 燃料プールでのスロッシング発生 • 「3.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）残留熱代替除去系を使用しない場合」 • 「4.2 想定事故 2」※¹ 	
水源	<ul style="list-style-type: none"> • 全交流動力電源喪失 • 燃料プールでのスロッシング発生 • 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」 • 「4.2 想定事故 2」※¹ 	<ul style="list-style-type: none"> • 全交流動力電源喪失※² • 燃料プールでのスロッシング発生 • 内部火災※³
燃料	<ul style="list-style-type: none"> • 外部電源喪失 • 燃料プールでのスロッシング発生 • 「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」, 「2.6 L O C A 時注水機能喪失」 • 「4.2 想定事故 2」※¹ 	
電源	<ul style="list-style-type: none"> • 全交流動力電源喪失 • 燃料プールでのスロッシング発生 • 「2.3.1 全交流動力電源喪失（長期 T B）」 • 「4.2 想定事故 2」※¹ 	

※¹ サイフォン現象による漏えいは、サイフォンブレイク配管により停止される。

したがって、この漏えいによる影響はスロッシングによる溢水に包絡されるため、燃料プールからの漏えいは、スロッシングによる漏えいを想定する。

※² 燃料については高圧発電機車の運転継続を想定する。

※³ 2 号炉は火災防護措置が強化されることから、1 号炉での内部火災を想定する。

第2表 同時被災時の1, 2号炉の燃料プールの対応操作, 必要な要員及び資源

必要となる対応操作	対応操作概要	対応要員	必要な資源
<p>内部火災に対する消火活動</p>	<p>建物内の火災を想定し, 当該火災に対する現場確認・消火活動を実施する。</p>	<p>自衛消防隊</p>	<p>○水源 32m³ ○燃料 化学消防自動車: 約5m³ (0.0275 m³/h×24h×7日×1台) 小型動力ポンプ付水槽車: 約5m³ (0.025 m³/h×24h×7日×1台)</p>
<p>各注水系による燃料プールへの注水(復水輸送系, 燃料プール補給水系, 消火系, 大量送水車による燃料プールへの給水, 2号炉は有効性評価のシナリオを想定)</p>	<p>各注水系による燃料プール及び格納容器への給水を行い, 燃料プールからの崩壊熱の継続的な除去を行う。</p>	<p>運転員, 緊急時対策要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員</p>	<p>○水源 (詳細は第3表参照) ・1号炉: 180m³ ・2号炉: 4,174m³** ※2号炉については有効性評価「2.1 高圧・低圧注水機能喪失」, 「2.4.2 崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」で想定している水源(3,600m³)も含む ○燃料 ・1号炉 大量送水車: 11m³ (0.0652m³/h×24h×7日×1台) ・2号炉 大量送水車: 11m³ (0.0652m³/h×24h×7日×1台)</p>
<p>高圧発電機車による給電, 受電</p>	<p>高圧発電機車による給電, 受電操作を実施する。</p>	<p>運転員, 緊急時対策要員, 8時間以降を目安に発電所外から参集する要員</p>	<p>○燃料 高圧発電機車: 19m³ (0.11m³/h×24h×7日×1台)</p>
<p>燃料給油作業</p>	<p>大量送水車及び高圧発電機車に給油を行う</p>	<p>緊急時対策要員</p>	<p>—</p>

第3表 1, 2号炉の必要な水量

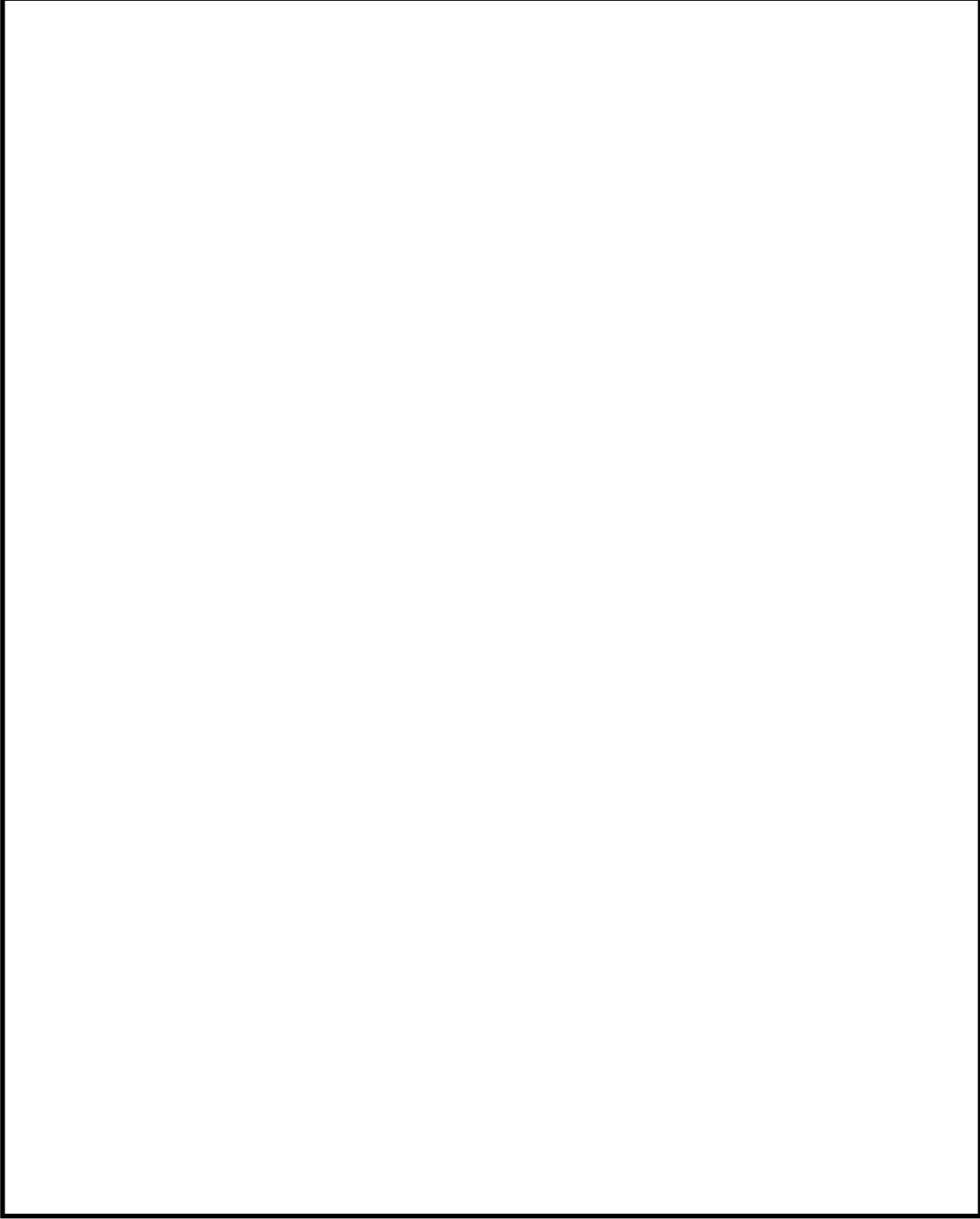
	1号炉		2号炉	
	廃止措置中 ^{※1}		運転中 ^{※1}	
	炉	燃料プール	炉	燃料プール
炉心燃料	全燃料取り出し		装荷済	
原子炉開放状態	開放（プールゲート閉）		未開放（プールゲート閉）	
水位	—	NWL	重要事故シーケンス（2.1 高圧・低圧注水機能喪失，2.4.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））による	NWL
想定するプラントの状態		スロッシングによる漏えい ＋全交流動力電源喪失		スロッシングによる漏えい ＋全交流動力電源喪失
スロッシング 溢水量 ^{※2} （m ³ ）		180		180
65℃到達までの 時間（hr）		111		17.94
100℃到達までの 時間（hr）		266.40		43.07
必要な水量① ^{※3} （m ³ ）		—		394
事象発生からTAF到達までの 時間（hr）		1,579		306.03
通常水位（オーバーフロー 水位）から必要な遮へい水 位 ^{※4} までの水位差（m）		5.6		2.6
必要な注水量② ^{※3} （m ³ ）		180		574

- ※1 廃止措置中の1号炉は平成27年4月時点での崩壊熱により算出。2号炉はプラント停止50日後の崩壊熱により算出。
- ※2 1号炉の溢水量は、2号炉の評価結果に基づきスロッシングによる溢水量を設定（1号炉の燃料プールは2号炉に比べて保有水量や表面積が小さいため溢水量は少なくなると考えられる）。
- ※3 「必要な注水量①」：蒸発による水位低下防止に必要な注水量。「必要な注水量②」：通常水位までの回復及びその後7日間通常水位を維持するために必要な注水量。
- ※4 2号炉原子炉建物原子炉棟4階（燃料取替階）での現場の線量率が10mSv/h以下となる水位（遮へい水位の計算に用いた1号炉の線源の強度は保守的に設定（実際の保管体数798体に対して1539体保管している前提で評価））

第4表 1号炉の注水及び給電に用いる設備の台数

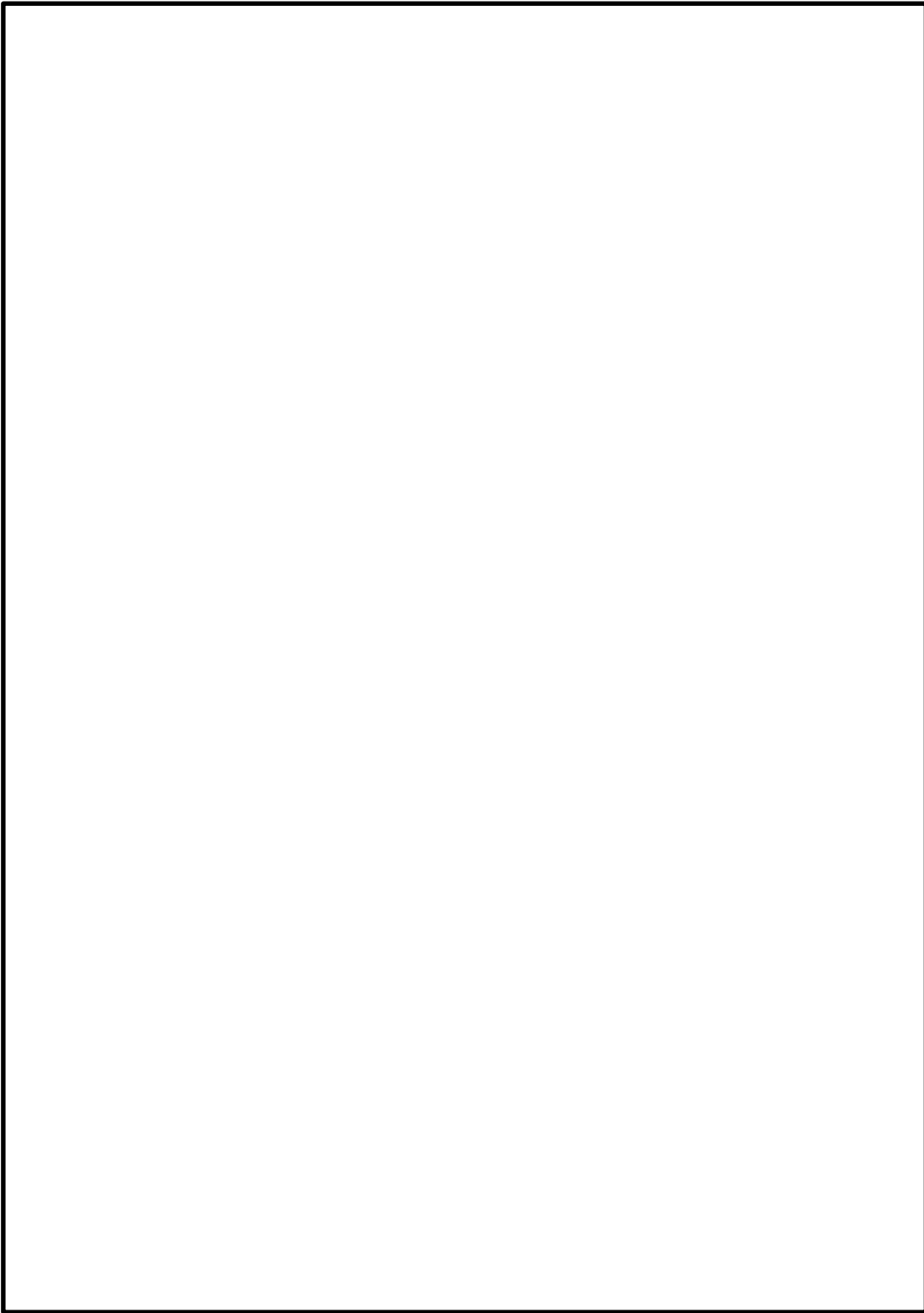
記載は設置台数であり、()内はその系統のみで注水するのに必要な台数

		1号炉	備考
注水設備	復水輸送系	3(1)	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
	補給水系	3(1)	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
	消火系	2(1)	全交流動力電源喪失時は高圧発電機車による給電を実施することで使用可能
	大量送水車	1(1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次注水を実施していくことが可能
給電設備	高圧発電機車	1(1)	十分時間余裕があるため、1台を用いて、必要な箇所に順次給電を実施していくことが可能



第1図 島根原子力発電所におけるアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



第3図 線量率の概略とアクセスルート

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

【参考】燃料プール水瞬時全喪失時の使用済燃料の冷却性について

(平成29年2月14日 島根原子力発電所1号炉廃止措置計画認可申請書 本文及び添付書類の一部補正について 「添付書類六の1.(維持管理に関する内容)」の追補 抜粋)

燃料プール(以下「SFP」という。)の冷却水が全て喪失した場合における使用済燃料の健全性について評価した結果を、以下に示す。

(1) 主な計算条件

- SFPの冷却水は全て喪失していると仮定する。
- 原子炉建物は健全だが換気は考慮しない(密閉状態)。
- 使用済燃料からの発熱は、原子炉建物内の空気及び原子炉建物の天井を通して外気に放熱されることにより除熱される。

(2) 評価手順

SFPの冷却水が全て喪失し、原子炉建物は健全であるが換気系は停止している状態を仮定すると、使用済燃料は室内空気の自然対流により冷却される。

下記の順序で、使用済燃料からの発熱量により燃料被覆管表面温度を求める。

- ① 原子炉建物からの放熱計算
- ② 自然対流熱伝達の計算
- ③ 燃料被覆管表面温度計算

① 原子炉建物からの放熱計算について

SFPの冷却水が全て喪失し、使用済燃料の発熱による原子炉建物内の室内温度が定常状態となる場合において、外気温度を境界条件として、原子炉建物内空気の最高温度を求める。

原子炉建物からの放熱モデルを図1に示す。

② 自然対流熱伝達の計算について

燃料集合体は格子ピッチが確保された状態で貯蔵されている。しかし、ここでは保守的に燃料ラックセル間の領域は無視し、ラックセル内のチャンネルボックスの正方形断面を実効的な流路と考えて、自然対流による燃料ラック出口温度を求める。

③ 燃料被覆管表面温度計算について

自然対流による燃料被覆管表面の熱伝達係数を求め、燃料集合体の最大発熱量(360W)から、燃料被覆管表面温度を求める。

(3) 評価結果

島根1号炉の使用済燃料は、原子炉停止以降、5年以上冷却されており、自然対流による冷却によって、燃料被覆管表面温度は最高でも360℃以下に保たれる。

360℃以下では、ジルコニウム合金である燃料被覆管の酸化反応速度は小さく、燃料被覆管の酸化反応による表面温度への影響はほとんどない [1]。

また、上記の燃料被覆管表面温度（360℃以下）における燃料被覆管の酸化減肉を考慮した燃料被覆管周方向応力は101MPaであり、未照射の燃料被覆管の降伏応力（約140MPa）を十分に下回っている。

以上のことから、SFPの冷却水が全て喪失しても燃料被覆管表面温度は360℃以下に保たれ、酸化反応が促進されることはなく、燃料被覆管表面温度の上昇が燃料の健全性に影響を与えることはない。

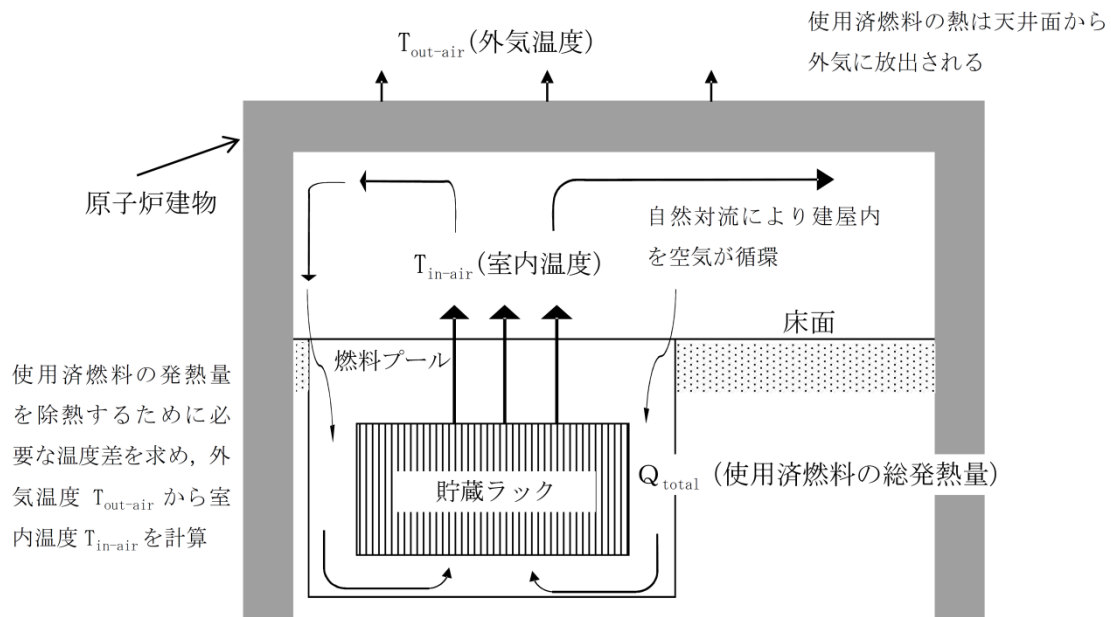


図1 原子炉建物からの放熱

- [1] “Air Oxidation Kinetics for Zr-Based Alloys”, Argonne National Laboratory, NUREG/CR-6846 ANL-03/32