

柏崎刈羽原子力発電所
保安規定審査資料
(補足説明資料)

令和 2 年 7 月 3 0 日

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

T S - 2 4	同一発電所における新規制基準への適合が確認されていない号炉の扱い 1
T S - 3 5	予防保全を目的とした保全作業を実施する場合の考え方について（青旗作業対象設備について） 1 1
T S - 3 7	新規制基準適用後の保守管理について 2 2
T S - 3 8	燃料管理に関する保安規定上の記載について 1 0 6
T S - 4 1	原子炉施設保安規定に係る説明資料（保安規定と手順書との関連） 1 1 3
T S - 4 2	原子炉主任技術者の職務の見直しについて 3 4 4
T S - 4 4	誤操作防止に関する事項について 3 5 7
T S - 4 5	保安規定条文の主語の明確化等について 3 7 1
T S - 4 6	火災発生時，内部溢水発生時，火山影響等発生時，その他自然災害発生時及び有毒ガス発生時の体制の整備について 3 7 7
T S - 4 8	中央制御室外原子炉停止盤（R S 盤）に関する技術基準解釈と今後の対応について 4 6 1
T S - 5 0	外部電源の運転上の制限について 4 7 6
T S - 5 4	運転上の制限を満足していることを確認するための事項について 4 8 8
T S - 5 5	可搬設備及び緊急時対策所設備等の巡視点検について 4 9 0
T S - 6 2	所長，原子炉主任技術者への報告等の行為について 4 9 3

T S - 6 6	原子炉起動前の確認について	5 0 2
T S - 7 3	外部電源及び非常用ディーゼル発電機同時喪失時の 要求される措置について	5 1 8
T S - 7 8	高濃度火山灰対応について	5 2 4
T S - 8 1	保安規定第 4 8 条（格納容器内の酸素濃度）の変更 について	6 7 9
T S - 8 5	保安規定第 3 9 条 自動減圧系の窒素ガス供給圧力 設定値の変更について	7 0 0
T S - 8 6	保安規定第 6 1 条 非常用ディーゼル発電機燃料移送 ポンプに関する L C O 等について	7 0 2
T S - 8 7	可燃性ガス濃度制御系の共用廃止に係る保安規定 第 4 7 条の変更について	7 0 5
T S - 9 0	マニュアル体系の一部変更について	7 0 7

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS - 24
提出年月日	令和2年6月12日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

同一発電所における新規制基準への適合が
確認されていない号炉の扱い

令和2年6月

東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

保安規定は、事業所ごとに定める必要があるが、7号炉については、新規制基準への適合に係る設置変更許可により、保安規定記載を変更する必要がある。

また、1号炉～6号炉の一部運用事項は、7号炉の審査の前提条件となっているものがあり、更に、法令に基づくものについては、号炉を問わず適用内容を反映する必要がある。

これらについて、保安規定上の記載の扱いを明確にする。

2. 「保安規定変更に係る基本方針」(以下、「基本方針」という。)における記載

基本方針において、以下のとおり記載されている。

2.4 同一発電所における新規制基準への適合が確認されていない炉の扱い

同一発電所において、新規制基準への適合が確認されていない炉が含まれる場合、保安規定は発電所毎に制定していることから、新規制基準への適合が確認された炉及び確認されていない炉が混在する記載となるため、新規制基準への適合が確認されていない炉を含めた保安規定の記載方針を示す。

2.4.1 要求事項

核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止を目的とし、原子炉設置(変更)許可申請書等において定めた必要な設計上の前提条件について、運用段階で維持できるよう保安規定に定めている。

原子炉設置(変更)許可の前提となっている運用要件は、新規制基準への適合が確認された炉に対する事項に限らず、新規制基準への適合が確認されていない炉に対する事項も含まれることから、当該運用要件は維持する必要がある。

また、新規制基準の要求事項については、保安規定の変更認可の申請手続きに係る経過措置を定めた整備規則の規定により、新規制基準への適合が確認された炉及び確認されていない炉ともに要求される事項がある。

：原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則

2.4.2 記載方針

前項を踏まえ、同一発電所に新規制基準への適合が確認されていない炉を含む場合の保安規定の記載方針については、以下のとおり。

新規制基準適合に係る記載は、原則として、新規制基準への適合が確認された炉のみを対象とし、新規制基準への適合が確認されていない炉は、次の事項を除き、従前の規定のとおりとする。

- ・新規制基準への適合が確認された炉の原子炉設置(変更)許可の前提となっている、新規制基準への適合が確認されていない炉の運用要件については、保安規定に規定する。
- ・保安規定の変更認可の申請手続きに係る経過措置を定めた整備規則の規定により、新規制基準への適合が確認された炉及び確認されていない炉ともに要求される事項については、いずれの炉に対しても保安規定に規定する。

：原子力規制委員会設置法の一部の施行に伴う関係規則の整備等に関する規則

3. 同一発電所における新規制基準への適合が確認されていない号炉の扱い
基本方針に従い、以下のとおり整理する。

(1) 「新規制基準適合に係る記載は、原則として、新規制基準への適合が確認された炉のみを対象とする。」

この対象としては、新規制基準への適合として審査を受け、許可等を得た事項について、適用するものである。事例としては以下のものが該当する。

重大事故等対処設備の運転上の制限の設定
火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応
重大事故等及び大規模損壊対応
技術基準規則、設置許可基準規則の制定・改正に伴う反映
「保安規定変更に係る基本方針」の制定・改正に伴う反映
設置変更許可、工事計画認可の反映（上記～以外）

これらについては、概ね新規制基準適合に係る部分が7号炉のみの対象となるが、のうち火災及び地震については1号炉～6号炉も対象となるため、保安規定第17条（火災発生時の体制の整備）及び第17条の4（その他自然災害発生時等の体制の整備）にて整理する。

(2) 「新規制基準への適合が確認された炉の原子炉設置（変更）許可の前提となっている、新規制基準への適合が確認されていない炉の運用要件については、保安規定に規定する。」
この対象としては、以下のものが該当する。

1号炉～5号炉については、炉停止（燃料を装荷しない）が前提であることを原子炉設置（変更）許可申請書に記載している。

「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」への適合状況について（以下、「技術的能力審査資料」という。）1.0「重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.16において、6号炉及び7号炉の重大事故等の発生時において、停止号炉である1～5号炉での災害発生（SFP冷却水喪失）時の対応が6号炉及び7号炉の重大事故等の対応への影響を与えないこと及び1～5号炉の災害対応としても問題ないことを記載している。

このうち、については、保安規定第12条（運転員等の確保）の表12-1にて、燃料装荷を行わない旨記載する。

また、6号炉に関しては、保安規定第12条（運転員等の確保）の表12-1、2及び3に定める人数が、6号炉の原子炉の状態を冷温停止又は燃料交換とした場合の人数であることから、原子炉設置（変更）許可の前提とはしていないが6号炉の原子炉への燃料装荷は行わないこととし、1～5号炉と併せて、保安規定に記載する。

(運転員等の確保)

第12条

表12-1

中央制御室名 原子炉の状態	1号炉 ²	2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉 ²	6 / 7号炉 ²
運転, 起動, 高温停止の場合	-	-	13名以上 ⁴
冷温停止, 燃料交換の場合	4名以上 ³	3名以上 ³	10名以上 ⁵

2: 1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉については, 原子炉への燃料装荷を行わない

3~5:(略)

については, 技術的能力審査資料1.0「重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.16において, 「1~5号炉に重大事故等が発生した場合にも, 6号炉及び7号炉の重大事故等の対策は可能である」と評価しており, その中で, 1~5号炉に関しては, 使用済燃料プールの冷却水の維持が困難な場合においても, 6号炉及び7号炉の事故対応に影響がないことを評価している。

また, 6号炉に関しては, 7号炉とともに複数号炉の同時被災時を想定した体制を整備していることから, 6号炉での災害発生時の対応が7号炉の重大事故等の対応への影響を与えることはない。

以上より, 1~6号炉について, 以下のとおり記載する。なお, 保安規定第17条(火災発生時の体制の整備)~第17条の8(大規模損壊発生時の体制の整備)にて, 7号炉に関して個別に規定していることから, 1~6号炉に関しては, 保安規定第17条の9(電源機能等喪失時の体制の整備)にて, まとめて規定する。

変更前	変更後（ 17条関連の反映含む）
<p data-bbox="236 320 667 387">（電源機能等喪失時の体制の整備） 第17条の2</p> <p data-bbox="260 488 786 813">組織は、津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合（以下「電源機能等喪失時」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として、次の各号に係る計画を策定する。</p> <p data-bbox="244 880 786 1283">（1）電源機能等喪失時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 （2）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練 （3）電源機能等喪失時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可搬式発電機、可搬式動力ポンプ、ホース及びその他資機材の配備</p> <p data-bbox="236 1305 786 1417">2．組織は、前項の計画に基づき、電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</p> <p data-bbox="236 1440 786 1552">3．組織は、第1項及び第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p>	<p data-bbox="810 320 1241 387">（電源機能等喪失時の体制の整備） <u>第17条の9</u> <u>〔1号炉，2号炉，3号炉，4号炉，5号炉及び6号炉〕</u></p> <p data-bbox="810 488 1361 857">組織は、津波によって交流電源を供給する全ての設備、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能が喪失した場合、<u>あるいは使用済燃料プールの冷却水の維持が困難な場合</u>（以下「電源機能等喪失時」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として、次の各号を含む計画を策定する。</p> <p data-bbox="810 880 1361 1283">（1）電源機能等喪失時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 （2）電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する訓練 （3）電源機能等喪失時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可搬式発電機、可搬式動力ポンプ、ホース及びその他資機材の配備</p> <p data-bbox="810 1305 1361 1417">2．組織は、前項の計画に基づき、電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動を実施する。</p> <p data-bbox="810 1440 1361 1552">3．組織は、第1項及び第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p>

(3)「保安規定の変更認可の申請手続きに係る経過措置を定めた整備規則の規定により、新規制基準への適合が確認された炉及び確認されていない炉ともに要求される事項については、いずれの炉に対しても保安規定に規定する。」

この対象としては、主に、以下のものが該当する。

原子炉等規制法および電気事業法の改正に伴う変更

- ・使用前事業者検査，定期事業者検査
- 実用炉規則の改正に伴う変更
- ・電気主任技術者の職務の範囲，権限，位置付け
- ・ボイラー・タービン主任技術者の職務の範囲，権限，位置付け
- ・施設管理（記録等）

上記及びについては、既に補正申請（令和2年2月27日付け原管発官R1第196号（令和2年5月1日付け原管発官R2第26号及び令和2年5月25日付け原管発官R2第62号をもって一部補正））し、変更の認可（令和2年5月26日付け原規規発第2005265号）を受けている。

4．各保安規定条文に関する、対象号炉の整理について

別紙「保安規定条文の対象号炉の整理」にて、補正申請中の条文毎に、対象号炉を整理する。なお、令和2年5月26日付けで認可を受けた条文については、認可後の条文について整理している。

以上

保安規定条文の対象号炉の整理

凡例 ○：該当する △：一部の号炉のみ該当する -：該当しない

章	条文	対象号炉	
		1～6号炉	7号炉
第1章 総則	第1条 目的	○	○
	第2条 基本方針	○	○
	第2条の2 関係法令及び保安規定の遵守	○	○
第2章 品質保証	第3条 品質マネジメントシステム計画	○	○
第3章 体制及び評価	第4条 保安に関する組織	○	○
	第5条 保安に関する職務	○	○
	第6条 原子力発電保安委員会	○	○
	第7条 原子力発電保安運営委員会	○	○
	第8条 原子炉主任技術者の選任	○	○
	第8条の2 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の選任	○	○
	第9条 原子炉主任技術者の職務等	○	○
	第9条の2 電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の職務等	○	○
	第9条の3 主任技術者の情報交換	○	○
	第10条 原子炉施設の定期的な評価	○	○
第4章 運転管理	第11条 構成及び定義	○	○
	第11条の2 原子炉の運転期間	○	○
	第12条 運転員等の確保	○	○
	第12条の2 運転管理業務	○	○
	第13条 巡視点検	○	○
	第14条 マニュアルの作成	○	○
	第15条 引継	○	○
	第16条 原子炉起動前の確認事項	○	○
	第17条 火災発生時の体制の整備	○	○
	第17条の2 内部溢水発生時の体制の整備	-	○
	第17条の3 火山影響等発生時の体制の整備	-	○
	第17条の4 その他自然災害発生時等の体制の整備	○	○
	第17条の5 有毒ガス発生時の体制の整備	-	○
	第17条の6 資機材等の整備	-	○
	第17条の7 重大事故等発生時の体制の整備	-	○
	第17条の8 大規模損壊発生時の体制の整備	-	○
	第17条の9 電源機能等喪失時の体制の整備	○	-
	第18条 水質管理	○	○
	第18条の2 原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理	-	○
	第19条 停止余裕	○	○
	第20条 反応度監視	○	○
	第21条 制御棒の動作確認	○	○
	第22条 制御棒のスクラム機能	○	○
第23条 制御棒の操作	○	○	

凡例 ○：該当する △：一部の号炉のみ該当する ー：該当しない

章	条文	対象号炉	
		1～6号炉	7号炉
第4章 運転管理	第24条 ほう酸水注入系	○	○
	第25条 原子炉熱的制限値	○	○
	第26条 原子炉熱出力及び炉心流量	○	○
	第27条 計測及び制御設備	○	○
	第28条 原子炉再循環ポンプ	○	○
	第29条 ジェットポンプ	△ (※)	ー
	第30条 主蒸気逃がし安全弁	○	○
	第31条 格納容器内の原子炉冷却材漏えい率	○	○
	第32条 非常用炉心冷却系, 原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力監視	○	○
	第33条 原子炉冷却材中のよう素131濃度	○	○
	第34条 原子炉停止時冷却系その1	○	○
	第35条 原子炉停止時冷却系その2	○	○
	第36条 原子炉停止時冷却系その3	○	○
	第37条 原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率	○	○
	第38条 原子炉圧力	○	○
	第39条 非常用炉心冷却系その1	○	○
	第40条 非常用炉心冷却系その2	○	○
	第41条 原子炉隔離時冷却系	△ (※)	ー
	第42条 主蒸気隔離弁	○	○
	第43条 格納容器及び格納容器隔離弁	○	○
	第44条 サプレション・チェンバからドライウエルへの真空破壊弁	○	○
	第45条 サプレシヨンプールの平均水温	○	○
	第46条 サプレシヨンプールの水位	○	○
	第47条 可燃性ガス濃度制御系	○	○
	第48条 格納容器内の酸素濃度	○	○
	第49条 原子炉建屋	○	○
	第50条 原子炉建屋給排気隔離弁	○	○
	第51条 非常用ガス処理系	○	○
	第52条 残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系	○	○
	第53条 非常用ディーゼル発電設備冷却系	○	○
	第54条 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却水系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系	△ (※)	ー
	第55条 使用済燃料プールの水位及び水温	○	○
	第56条 燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位	○	○
第57条 中央制御室非常用換気空調系	○	○	
第58条 外部電源その1	○	ー	
第58条の2 外部電源その2	○	ー	
第58条の3 外部電源その3	ー	○	

※：1～5号炉のみ該当する。

凡例 ○：該当する △：一部の号炉のみ該当する ー：該当しない

章	条文	対象号炉	
		1～6号炉	7号炉
第4章 運転管理	第59条 非常用ディーゼル発電機その1	○	○
	第60条 非常用ディーゼル発電機その2	○	○
	第61条 非常用ディーゼル発電機燃料油等	○	○
	第62条 直流電源その1	○	○
	第63条 直流電源その2	○	○
	第64条 所内電源系統その1	○	○
	第65条 所内電源系統その2	○	○
	第66条 重大事故等対処設備	ー	○
	第67条 原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き	○	○
	第68条 単一制御棒駆動機構の取り外し	○	○
	第69条 複数の制御棒引き抜きを伴う検査	○	○
	第70条 原子炉の昇温を伴う検査	○	○
	第71条 原子炉モードスイッチの切替を伴う検査	○	○
	第72条 運転上の制限の確認	○	○
	第73条 運転上の制限を満足しない場合	○	○
	第74条 予防保全を目的とした保全作業を実施する場合	○	○
	第75条 運転上の制限に関する記録	○	○
	第76条 異常発生時の基本的な対応	○	○
	第77条 異常時の措置	○	○
第78条 異常収束後の措置	○	○	
第5章 燃料管理	第79条 新燃料の運搬	○	○
	第80条 新燃料の貯蔵	○	○
	第81条 燃料の検査	○	○
	第82条 燃料取替実施計画	○	○
	第83条 燃料移動手順	○	○
	第84条 燃料移動	○	○
	第85条 使用済燃料の貯蔵	○	○
	第86条 使用済燃料の運搬	○	○
第6章 放射性廃棄物管理	第87条 放射性廃棄物管理に係る基本方針	○	○
	第87条の2 頻度の定義	○	○
	第88条 放射性固体廃棄物の管理	○	○
	第88条の2 放射性廃棄物でない廃棄物の管理	○	○
	第88条の3 事故由来放射性物質の降下物の影響確認	○	○
	第89条 放射性液体廃棄物の管理	○	○
	第90条 放射性気体廃棄物の管理	○	○
	第91条 放出管理用計測器の管理	○	○
第7章 放射線管理	第92条 放射線管理に係る基本方針	○	○
	第92条の2 頻度の定義	○	○
	第93条 管理区域の設定及び解除	○	○
	第94条 管理区域内における区域区分	○	○
	第95条 管理区域内における特別措置	○	○
	第96条 管理区域への出入管理	○	○
	第97条 管理区域出入者の遵守事項	○	○

凡例 ○：該当する △：一部の号炉のみ該当する ー：該当しない

章	条文	対象号炉	
		1～6号炉	7号炉
第7章 放射線管理	第98条 保全区域	○	○
	第99条 周辺監視区域	○	○
	第100条 放射線業務従事者の線量管理等	○	○
	第101条 床, 壁等の除染	○	○
	第102条 平常時の環境放射線モニタリング	○	○
	第102条の2 外部放射線に係る線量当量率等の測定	○	○
	第103条 放射線計測器類の管理	○	○
	第104条 管理区域外等への搬出及び運搬	○	○
	第105条 発電所外への運搬	○	○
	第106条 協力企業の放射線防護	○	○
第8章 施設管理	第107条 施設管理計画	○	○
	第107条の2 設計管理	○	○
	第107条の3 作業管理	○	○
	第107条の4 使用前事業者検査の実施	○	○
	第107条の5 定期事業者検査の実施	○	○
	第107条の6 原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び長期施設管理方針	○	○
第9章 緊急時の措置	第108条 原子力防災組織	○	○
	第109条 原子力防災組織の要員	○	○
	第109条の2 緊急作業従事者の選定	○	○
	第110条 原子力防災資機材等	○	○
	第111条 通報経路	○	○
	第112条 緊急時演習	○	○
	第113条 通報	○	○
	第114条 原子力防災態勢の発令	○	○
	第115条 応急措置	○	○
	第116条 緊急時における活動	○	○
	第116条の2 緊急作業従事者の線量管理等	○	○
	第117条 原子力防災態勢の解除	○	○
第10章 保安教育	第118条 所員への保安教育	○	○
	第119条 協力企業従業員への保安教育	○	○
第11章 記録及び報告	第120条 記録	○	○
	第121条 報告	○	○

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-35 (改訂3)
提出年月日	令和2年7月30日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

予防保全を目的とした保全作業を実施する
場合の考え方について
(青旗作業対象設備について)

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

- 1 保安規定における予防保全を目的とした保全作業を実施する場合の考え方
- 2 青旗作業リスト設定の考え方

1. 保安規定における予防保全を目的とした保全作業を実施する場合の考え方

「保安規定変更に係る基本方針」（以下、「基本方針」という。）では、予防保全を目的とした保全作業を実施する場合の考え方について以下を記載している。

[記載箇所：4.4-1 頁～4.4-4 頁]

(1) 基本的な考え方

保安規定第4章に定める設備・機器が、運転上の制限を満足しない状態に移行する場合のうち、予防保全を目的とした保全作業を実施するために計画的に運転上の制限を満足しない状態に移行する場合には、保安規定の運転上の制限の考え方として、突発的に生じた運転上の制限の逸脱とは明確に区別すべきものであることから、その定義、運用を明確に定める必要があるため、保安規定において、「予防保全を目的とした保全作業を実施する場合」の条文を規定している。

この条文の運用を適用できる保全作業は、運転上の制限が設定されている設備・機器及びそれらに直接的に関連する設備・機器（以下、「対象設備・機器」という。）に対して「予防保全を目的とした保全作業であって、対象設備・機器に要求される機能が維持されていることはもちろんのこと、故障、損傷等の兆候（軽度な場合^{*1}を除く）がない状態から実施するもの。」に限定され、機能確認試験や消耗品の交換、清掃、手入れ等の保全作業には適用できるが、機器に故障、損傷の兆候（軽度な場合^{*1}を除く）がある場合やその機能が低下していることに伴う保全作業には適用できない。なお、この考え方については、「「運転上の制限を満足しない場合（第4項及び第5項）の運用方法について」平成13年4月1日原子力事故故障対策室」を参考に記載したものである。

(中略)

ここで、予防保全を目的とした保全作業とは以下のものとしている。

① 法令に基づく保全作業（例：消防法第3章に基づいて非常用ディ

ーゼル発電機用軽油タンクの消火設備を保守する際に軽油タンクを空にすることにより、軽油タンクの動作不能の状態が生じる場合)

- ② 自プラント及び他プラントの事故・故障の再発防止対策の水平展開として実施する保全作業
- ③ 原子炉設置者が自主保安の一環として、定期的に行う保全作業（放射線モニタ点検、可燃性ガス濃度制御系点検、非常用ガス処理系点検、中央制御室非常用換気空調系点検、変圧器点検、送電線点検等）
- ④ 消耗品等の交換にあたって、交換の目安に達したため実施する保全作業（フィルタやストレーナの交換、潤滑油やグリース補給等）

（中略）

(2) 新規制基準導入に伴い追加となった、重大事故等対処設備の L C O 対象設備について

新たに導入された、重大事故等対処設備の予防保全を目的とした保全作業についても、L C O が設定されるものであれば、(1) の基本的な考え方の適用に相違があるものではなく、「予防保全を目的とした保全作業であって、対象設備・機器に要求される機能が維持されていることはもちろんのこと、故障、損傷等の兆候（軽度な場合^{*1}を除く）がない状態から実施するもの。」に限定される^{*5}。

（中略）

(3) 保全計画に基づき定期的に行う保全作業を実施する場合の措置

一部の設計基準事故対処設備（号炉間の共用設備等）については、保全計画に基づき定期的に行う保全作業を実施する場合、上述(1)③のとおり予防保全を目的とした保全作業として取り扱っている。

重大事故等対処設備のうち、一部設備については、炉心に燃料が無い期間においても L C O が要求される設備があり、これらについて保全計画に基づき定期的な保全作業を実施し、L C O に抵触する場合、その保全作業の目的は設計基準事故対処設備と変わるものではないことから、同様に予防保全を目的とした保全作業として取り扱う。

ただし、保全作業期間中のリスク増加を抑えるため、保全作業の実

施時期及び点検時の措置をあらかじめ保安規定に定めることとする。

なお、従前から実施していた設計基準事故対処設備の保全計画に基づいた定期的に行う保全作業についても同様に保全作業の実施時期及び点検時の措置をあらかじめ保安規定に定めることとする。

2. 青旗作業リスト設定の考え方

基本方針に基づき、保全計画および送変電設備等の点検計画（以下、「保全計画等」という。）に基づき定期的に行う点検・保守を実施する場合の措置について、第74条に記載する。具体的には以下の考え方による。

(1) 青旗作業リストを設定するものの考え方

①対象設備の設定

適用モードに依らず運転上の制限が設定されている設備（電源系統設備、使用済燃料プール監視設備 等）のうち、予防保全を目的として、保全計画等に基づき定期的な保全作業（以下、「点検」という。）を実施する際に、運転上の制限からの逸脱が避けられない設備を設定する。

また、号炉間の共用設備において、当該号炉の定期検査時の点検により他号炉側の運転上の制限に抵触する設備（中央制御室非常用換気空調系 等）についても、同様に設定する。

②適用時期

対象設備を点検する時期（運転上の制限外に移行する時期）は、対象設備毎にプラントの安全性を考慮して設定する。

③点検時の措置

点検中のリスク増加を抑えるため、対象設備を点検する際に実施する必要がある措置（以下、「点検時の措置」という。）及び実施頻度として、当該設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合に要求されている措置に準拠して設定する。

具体的な記載設備および考え方について、別紙1「柏崎刈羽原子力発電所保安規定第74条を適用して保守点検を実施する設備リスト」に記載する。

(2) 青旗作業リストを設定しないものの考え方

LCO適用モード内での「予防保全を目的とした保全作業」のうち、青旗作業リストを設定しないものについては、次の事項がある。

i 第74条第1項、第2項に基づく青旗作業

青旗作業のうち、「保全計画等に基づき定期的に行うもの」以外は、新規制基準前と同様に第74条第1項、第2項が適用され、第3項の青旗作業リストには追加しない。

例)

- ・ 予防保全

送電線の鳥害対策等の点検作業による外部電源の停止

・ 改造工事等

プロセス計算機の更新作業に伴うSPDS（記録機能）の停止

ii 個別LCO条文に記載された除外規定に基づく点検

保安規定変更の審査の中で、妥当性を説明し、個別LCO条文において記載された作業は、「運転上の制限の逸脱とみなさない」「〇〇を除く」と規定されているため、青旗作業リストには追加しない。

例)

- 第27条（計測及び制御設備）
 - ・ 誤動作であって、トリップ信号を出力している状態
 - ・ 点検時の1chバイパス
 - ・ 動作値が、設定値に対して計器の許容誤差の範囲内
 - ・ 高線量当量率物品の移動時における原子炉区域換気空調系排気放射能高及び燃料取替エリア排気放射能高
- 第32条（非常用炉心冷却系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の系統圧力監視）
 - ・ 確認運転後4時間以内の系統圧力制限
- 第34条（原子炉停止時冷却系その1）
 - ・ 原子炉停止時冷却系起動準備のための操作期間
- 第35条（原子炉停止時冷却系その2）
 - ・ 原子炉停止時冷却系起動準備時及び原子炉の昇温を伴う検査時
- 第38条（原子炉圧力）
 - ・ 送電線事故等による瞬時の圧力変動
- 第39条（非常用炉心冷却系その1）
 - ・ 原子炉停止時冷却系の起動準備操作及び運転期間（低圧注水系（格納容器スプレイ冷却系））
 - ・ 高圧代替注水系の起動準備操作及び運転期間（原子炉隔離時冷却系）
- 第40条（非常用炉心冷却系その2）
 - ・ 原子炉停止時冷却系の起動準備操作及び運転期間（低圧注水系）
- 第43条（格納容器及び格納容器隔離弁）
 - ・ ドライウェル点検時におけるエアロック二重扉の開放
- 第45条（サプレッションプールの平均水温）
 - ・ 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系の運転確認終了後24時間までの水温制限
- 第46条（サプレッションプールの水位）

- ・ 高圧代替注水系の運転確認終了後 24 時間までの水位制限
- 第 48 条（格納容器内の酸素濃度）
 - ・ ドライウェル点検後の起動までの酸素濃度制限
- 第 59 条（非常用ディーゼル発電機その 1）
 - ・ 運転中及び運転終了後 2 日間以内のデイトンク油量制限
- 第 60 条（非常用ディーゼル発電機その 2）
 - ・ 運転中及び運転終了後 2 日間以内のデイトンク油量制限
- 第 61 条（非常用ディーゼル発電機燃料油等）
 - ・ 運転中及び運転終了後 2 日間以内の燃料油，潤滑油及び起動用空気の制限
- 第 66 条（重大事故等対処設備）
 - ・ 66-1-1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）
 - ・ 誤動作であって，トリップ信号を出力している状態
 - ・ 66-1-2 ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）
 - ・ 誤動作であって，トリップ信号を出力している状態
 - ・ 66-2-1 高圧代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）
 - ・ 原子炉隔離時冷却系起動準備及び原子炉隔離時冷却系運転中
 - ・ 66-3-1 代替自動減圧機能
 - ・ 誤動作であって，トリップ信号を出力している状態
 - ・ 動作値が，設定値に対して計器の許容誤差の範囲内
 - ・ 66-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ
 - ・ プラント起動に伴う計器校正，原子炉水圧検査及び原子炉格納容器漏えい率検査時に計器保護のため隔離している場合並びに計器ベント等の計器校正時
 - ・ 66-17-1 通信連絡設備
 - ・ 代替の通信連絡手段を確保することを条件に計画的に行う計画的保守及び機能試験による停止時（他の事業者等が所掌する設備の点検及び試験に伴うデータ伝送停止を含む。）

iii 運転上の制限が設定されていない設備の点検

保安規定審査基準及び基本方針に基づき，LCO が設定されず，保安規定に紐づく QMS 体系下で維持管理する設備（添付 2 等で運用方法のみ定められている設備等）については，点検中の代替措置等を予め QMS 文書で定め，保全作業を実施することから，青旗作業には該当しない。

例)

- ・ 第 102 条 (放射線計測器類の管理)

放射線計測器類について、同表に定める数量を確保する。

ただし、故障等により使用不能となった場合は、修理又は代替品を補充する。

- ・ 添付 2 火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準

保守管理：

各 GMI は、竜巻防護対策施設について、その要求機能を維持するために、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

iv 運転上の制限に抵触しない範疇での点検

SA 設備は、手動運用を前提とした設計 (ATWS 緩和設備を除く。) であることから、SA 設備の LCO が要求する「動作可能であること」とは、設置変更許可に基づく使命時間 (有効性評価において期待される時間) までに起動できる状態であることが要求されている。

そのため、使命時間まで起動できる体制を維持した状態での短時間の待機除外については、LCO が要求する「動作可能」の範疇であり、青旗作業には該当しない。

例)

- ・ 電路の絶縁抵抗測定に伴う一時的なケーブル取外し。

(注：電路の電気特性測定のような点検作業中に高電圧を付加し、速やかな復旧ができない保全作業については、青旗作業として青旗作業リストに追加する。)

- ・ MCR 機器ハッチ及び外部搬出入扉の資機材搬出入時の一時的な開放
- ・ 通信連絡設備のサーバー切替等による一時的なデータ伝送停止

柏崎刈羽原子力発電所保安規定第 7 4 条を適用して保守点検を実施する設備リスト

条文	設備名称	第 7 4 条適用時期 【点検を実施するプラントの 運転モード】	保全作業時の措置	実施頻度	備考
第 5 7 条 第 6 6 条 (6 6 - 1 4 - 1)	中央制御室非常用換気空調系 ^{※4}	第 5 7 条の適用される原子炉の状態	中央制御室可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であることを確認する。	点検前 ^{※5} その後、1 0 日に 1 回	中央制御室が 6 号炉、7 号炉共用設備であることから、中央制御室バウンダリに影響を及ぼす点検時には第 7 4 条を適用して点検を実施する。
第 5 8 条の 3	外部電源	運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	動作可能な外部電源について、電圧が確立していることを確認する。 所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認 ^{※6} する。	点検前 ^{※5} その後、毎日 1 回 点検前 ^{※5} 点検期間が完了時間 (30 日) を超えて点検を実施する場合は、その後、1 ヶ月に 1 回	運転上の制限として、外部電源の 3 回線以上が動作可能並びに 1 回線以上は独立性を有していることを定めているが、新新漏幹線及び南新漏幹線の合計 4 回線のうち 2 回線又は荒浜線を点検した場合は運転上の制限を満足できないことから、第 7 4 条を適用する。また所外作業 (送電線点検等) における停電作業についても同様に第 7 4 条を適用する。
第 6 6 条 (6 6 - 9 - 2)	燃料プール冷却浄化系を構成する弁	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	使用済燃料プールの温度上昇評価を実施する。 燃料プール代替注水系による使用済燃料プールの注水が動作可能であることを確認する。 残留熱除去系による使用済燃料プールの除熱が評価時間内に実施可能であることを管理的手段で確認する。	点検前 ^{※5} 点検前 ^{※5} その後、毎日 1 回 点検前 ^{※5}	運転上の制限として、燃料プール冷却浄化系のろ過脱塩器バイパス運転による使用済燃料プールの除熱が動作可能であることを定めているが、燃料プール冷却浄化系を構成する弁を点検した場合は、運転上の制限を満足できないことから、第 7 4 条を適用する。 定事検停止前の燃料プールの使用済燃料の崩壊熱が低い状態で点検を計画予定。
第 6 6 条 (6 6 - 9 - 3)	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域) 使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA) 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置含む)	使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	使用済燃料プールの水位がオーバーフロー水位付近にあること及び水温が 6 5 °C 以下であることを確認する。 残りの要素が監視可能であることを確認する。	点検前 ^{※5} その後、毎日 1 回 点検前 ^{※5} その後、毎日 1 回	常設設備である使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラの所要数は 1 チャンネルであり予備がないことから、点検時は第 7 4 条を適用する。また、適用時期については、使用済燃料を貯蔵している期間において、その必要性が変わるものではないことから、「使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間」とする。 定事検停止前の燃料プールの使用済燃料の崩壊熱が低い状態で点検を計画予定。
第 6 6 条 (6 6 - 1 2 - 3)	号炉間電力融通ケーブル (常設) 号炉間電力融通ケーブル (可搬型)	低温停止 燃料交換	所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認 ^{※6} する。 常設代替交流電源設備が動作可能であることを確認する。	点検前 ^{※5} 点検期間が完了時間 (1 0 日) を超えて点検を実施する場合は、その後、1 ヶ月に 1 回	所要数はそれぞれ 1 組としているが、予備のケーブルがないことから、点検時は第 7 4 条を適用する。また、適用時期については、号炉間電力融通ケーブルからの給電が必要となる負荷が少ない「低温停止及び燃料交換」とする。
第 6 6 条 (6 6 - 1 2 - 4)	直流 1 2 5 V 充電器 A 直流 1 2 5 V 蓄電池 A 直流 1 2 5 V 充電器 A - 2 直流 1 2 5 V 蓄電池 A - 2 A M 用直流 1 2 5 V 充電器 A M 用直流 1 2 5 V 蓄電池	低温停止 燃料交換 低温停止 燃料交換 低温停止 燃料交換	A M 用蓄電池・充電器及び蓄電池・充電器 A - 2 が健全であることを確認する。 A M 用蓄電池・充電器及び蓄電池・充電器 A が健全であることを確認する。 蓄電池 A、A - 2 及び充電器 A、A - 2 が健全であることを確認する。	点検前 ^{※5} その後、1 週間に 1 回 点検前 ^{※5} その後、1 週間に 1 回 点検前 ^{※5} その後、1 週間に 1 回	常設設備である直流 1 2 5 V 充電器 A の所要数 1 個及び直流 1 2 5 V 蓄電池 A の所要数 1 組であり予備はないことから、点検時は第 7 4 条を適用する。なお、点検により直流 1 2 5 V 充電器・蓄電池 A の負荷へ給電ができない場合は負荷側も要求される措置を行う。 常設設備である直流 1 2 5 V 充電器 A - 2 の所要数 1 個及び直流 1 2 5 V 蓄電池 A - 2 の所要数 1 組であり予備はないことから、点検時は第 7 4 条を適用する。なお、点検により直流 1 2 5 V 充電器・蓄電池 A - 2 の負荷へ給電ができない場合も負荷側の要求される措置を行う。 常設設備である A M 用直流 1 2 5 V 充電器の所要数 1 個及び A M 用直流 1 2 5 V 蓄電池の所要数 1 組であり予備はないことから、点検時は第 7 4 条を適用する。なお、点検により A M 用直流 1 2 5 V 充電器・蓄電池の負荷へ給電ができない場合は負荷側も要求される措置を行う。
第 6 6 条 (6 6 - 1 2 - 6)	A M 用 M C C A M 用切替盤 A M 用動力変圧器 緊急用断路器 緊急用電源切替箱接続装置 緊急用電源切替箱断路器	低温停止 燃料交換	所要の非常用ディーゼル発電機が動作可能であることを確認 ^{※6} する。	点検前 ^{※5} 点検期間が完了時間 (3 日) を超えて点検を実施する場合は、その後、1 週間に 1 回	代替所内電気設備は、予備がないことから、点検時は第 7 4 条を適用する。また、適用時期については、代替所内電気設備からの給電が必要となる負荷が少ない「低温停止及び燃料交換」とする。
第 6 6 条 (6 6 - 1 4 - 1)	中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ポンペ)	運転 起動 高温停止 低温停止 燃料交換	6 号炉及び 7 号炉の中央制御室換気空調系 1 系列が動作可能であることを確認する。 カードル式空気ポンペユニットによる中央制御室待避室の加圧ができることを確認する。	点検前 ^{※5} その後、10 日に 1 回	空気ポンペは 3 か月に 1 度規定圧力であることを確認しているが、ポンペ元弁を開運用にしていることから経年リークし圧力が低下していくことが考えられる。これは、故障、損傷の兆候とは関係ないことから点検時は第 7 4 条を適用する。また、適用時期については、ブルームの発生する可能性の少ない「低温停止及び燃料交換」で点検を計画予定。

別紙 1

第 6 6 条 (6 6 - 1 5 - 1)	モニタリングポスト用発電機	冷温停止 燃料交換	代替品を確保する。	点検前	所要数を 3 台としているが、予備がないことから、点検時は第 7 4 条を適用する。点検は、重大事故等が起こりにくい「冷温停止及び燃料交換」に計画する。
第 6 6 条 (6 6 - 1 6 - 1)	5 号炉原子炉建屋緊急時対策所 (対策本部) 陽圧化装置 (空気ポンペ)	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	5 号炉原子炉建屋緊急時対策所 (対策本部) 可搬型外気取入送風機及び可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であることを確認する。	点検前 ^{※5} その後、10 日に 1 回	空気ポンペは 3 か月に 1 度規定圧力であることを確認しているが、ポンペ元弁を開運用にしていることから経年リークし圧力が低下していくことが考えられる。これは、故障、損傷の兆候とは関係ないことから点検時は第 7 4 条を適用する。また、適用時期については、ブルームの発生する可能性の少ない「冷温停止及び燃料交換」で点検を計画予定。
第 6 6 条 (6 6 - 1 6 - 2)	5 号炉原子炉建屋緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ポンペ)	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	5 号炉原子炉建屋緊急時対策所 (待機場所) 可搬型陽圧化空調機による加圧系が動作可能であることを確認する。	点検前 ^{※5} その後、10 日に 1 回	空気ポンペは 3 か月に 1 度規定圧力であることを確認しているが、ポンペ元弁を開運用にしていることから経年リークし圧力が低下していくことが考えられる。これは、故障、損傷の兆候とは関係ないことから点検時は第 7 4 条を適用する。また、適用時期については、ブルームの発生する可能性の少ない「冷温停止及び燃料交換」で点検を計画予定。
第 6 6 条 (6 6 - 1 6 - 3)	交流分電盤 負荷変圧器	運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換	代替品を確保する。	点検前	交流分電盤 3 台、負荷変圧器 1 台を所要数としているが、予備がないことから、点検時は第 7 4 条を適用する。点検は、発電所内で緊急時対策所の代替電源設備を使用するリスクの低い状態で計画をする。

※ 4 : 6 号炉及び 7 号炉の中央制御室非常用換気空調系の中央制御室バウンダリを構成する隔離弁及びダクト (外気の取入、排気のライン) 等をいう。

※ 5 : 運転上の制限外に移行する前に順次実施し、その全てが終了した時点から 2 4 時間以内に運転上の制限外に移行する。なお、移行前に実施した措置については、移行時点で完了したものとみなす。

※ 6 : 「動作可能であることを確認」とは、原子炉の状態が運転、起動及び高温停止の場合、非常用ディーゼル発電機 3 台を起動し、冷温停止及び燃料交換の場合は、非常用ディーゼル発電機 2 台※ 7 を起動し動作可能であることを確認する。

※ 7 : 非常用ディーゼル発電機に非常用発電機 1 台を含めることができる。

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-37 (改訂2)
提出年月日	令和2年7月30日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

新規制基準適用後の保守管理について

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. 新規制基準適用後の保守管理活動について
2. 新規制基準関連設備・資機材の分類と保全対象の考え方について
3. 新規制基準関連設備・資機材配備の記載の考え方について
4. サーベランス頻度の設定について
5. 柏崎刈羽原子力発電所7号炉におけるサーベランス頻度の設定

1. 新規制基準適用後の保守管理活動について

「保安規定変更に係る基本方針」に示した内容を保安規定に反映し、以下のとおり運用する。

1. 保全対象範囲の策定（第107条4.）

保全対象範囲に、新規制基準を踏まえ、原子炉設置（変更）許可申請書及び設計及び工事計画認可申請書で保管又は設置要求があり、許可又は認可を得た設備、自主対策設備等を追加する。

また、これらの機器については、予防保全を基本として、時間基準保全、状態基準保全、事後保全の中から適切な保全方式を選定し、点検の方法並びにそれらの実施頻度及び実施時期を定めた点検計画を策定のうえ、策定した点検計画に基づき保全を実施する。

2. 施設管理の重要度の設定（第107条5.）

組織は、4. の保全対象範囲について系統毎の範囲と機能を明確にした上で、構築物、系統及び機器の施設管理の重要度として点検に用いる重要度（以下「保全重要度」という。）と設計及び工事に用いる重要度を設定する。

- (1) 系統の保全重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重大事故等対処設備（7号炉）に該当すること及び重要度分類指針の重要度に基づき、確率論的リスク評価から得られるリスク情報を考慮して設定する。
- (2) 機器の保全重要度は、当該機器が属する系統の保全重要度と整合するよう設定する。なお、この際、機器が故障した場合の系統機能への影響、確率論的リスク評価から得られるリスク情報、運転経験等を考慮することができる。
- (3) 構築物の保全重要度は、(1) 又は (2) に基づき設定する。
- (4) 設計及び工事に用いる重要度は、原子炉施設の安全性を確保するため、重大事故等対処設備（7号炉）の該当有無、重要度分類指針の重要度等を組み合わせて設定する。
- (5) 次項以降の保全活動は重要度に応じた管理を行う。

従前の保安規定では、「重要度分類指針の重要度に基づき、PRAから得られるリスク情報を考慮して設定する」としていた。新規制基準適合の保安規定では、上記に加えて、重大事故等対処設備を保全重要度が高い設備と位置付けて保全重要度を設定する。

保全対象範囲

保全対象範囲は、以下の保安規定第107条4. に定めている。(下線：本申請における変更対象箇所)

第107条 4. 保全対象範囲の策定

組織は、原子炉施設の中から、各号炉毎に保全を行うべき対象範囲として次の各項の設備を選定する。

- (1) 重要度分類指針において、一般の産業施設よりも更に高度な信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備
- (2) 重要度分類指針において、一般の産業施設と同等以上の信頼性の確保及び維持が要求される機能を有する設備
- (3) 原子炉設置(変更)許可申請書及び設計及び工事計画認可申請書で保管又は設置要求があり、許可又は認可を得た設備
- (4) 自主対策設備^{※1}(7号炉)
- (5) 炉心損傷又は格納容器機能喪失を防止するために必要な機能を有する設備
- (6) その他自ら定める設備

※1：自主対策設備とは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備をいう。

- (1)(2)については、J E A C 4 2 0 9 - 2 0 0 7に基づく規定であり、本申請において変更はない。
- (3)については、原子炉設置(変更)許可申請書の仕様表及び設計方針並びに設計及び工事計画認可申請書の要目表及び基本設計方針に保管又は設置要求のある設備を全て対象とする。
- (4)については、技術基準要求を全て満たすものではないが、原子炉設置(変更)許可申請書の添付十追補に記載しており、プラントの状況によっては事故対応に有効と考えられる設備であるため対象とする。
- (5)については、リスク評価を行いリスク重要度の高い設備を対象とする。基本的には(1)～(4)に含まれるが、今後のリスク評価により追加となる設備も対象とする。
- 大規模損壊時の対応に使用する設備のうち(3)及び(4)以外の設備については、原子炉施設の安全性向上に資する設備として(6)のその他自ら定める設備に整理する。

2. 新規制基準関連設備・資機材の分類と保全対象の考え方について

(1) 保全対象設備の分類

前出の保全対象範囲で選定された設備のうち、新規制基準関連設備は次の分類に整理される。

- ・ SA設備：保全対象範囲（保安規定107条4.（3）に該当）
- ・ 自主対策設備：保全対象範囲（保安規定107条4.（4）に該当）
- ・ 大規模損壊設備：保全対象範囲（保安規定107条4.（3）に該当）
- ・ 火災，内部溢水，自然災害等に対する設備：保全対象範囲（保安規定107条4.（3）に該当）
- ・ その他資機材^{※2}：保全対象範囲外（資機材として管理）

なお，その他資機材については，「原子力防災資機材等の管理に係る運用ガイド」に基づき管理する。

※2：その他資機材とは，JEAC4209 に定める資機材の定義に当てはまるものの内，原子炉設置（変更）許可申請書及び設計及び工事計画認可申請書で保管又は設置要求があり，許可又は認可を得た設備から外れるものをいう。

「JEAC4209 でいう資機材とは，保全によって機能を維持又は向上させるものではなく，定期的な交換等を前提とする消耗品（マスク，乾電池，通信設備の子機等），工具等をいう。」

(2) 点検計画の策定について

- ・ 常設設備：「重要度分類・保全方式策定マニュアル」に基づき，環境に応じた部品レベルの劣化を考慮し，分解点検等による劣化修復を主とした保全の内容・周期を設定する。
- ・ 可搬設備：一般産業品を適用しているため，分解点検による劣化修復は適さないものが多いことから，「重要度分類・保全方式策定マニュアル」に基づき，交換を前提とした保全を主として設定する。

なお，上記は原則的な考え方であり，全ての設備に当てはまるわけではない。「重要度分類・保全方式策定マニュアル」に基づき，SRCM（信頼性重視保全）評価を実施し，設備個々に適切な保全を設定する。

3. 新規制基準関連設備・資機材配備の記載の考え方について

(1) 火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応に係る設備・資機材配備の記載の考え方について

火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応における設備・資機材は以下のとおり配備する。(火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)参照)

【設備・資機材リスト項目の凡例】

項目	記載の考え方
条文	対応する保安規定条文番号を記載する。
項目	対象となる事象の名称を記載する。
設備・資機材名称	設備・資機材の名称。 ・同じ名称の資機材であっても保管場所，所管箇所が違う場合は，区別する。
数量	設備・資機材の配備数を記載する。
設置場所	設備・資機材の設置場所を記載する。
所管箇所	設備・資機材の設備所管(グループ)を記載する。
保全対象範囲	保全対象範囲に「○」を記載する。
点検及び試験の項目	点検及び試験の項目を記載する。 主な点検及び試験の項目 ・機器点検：消防法で定義される点検 (外観又は簡易な操作による確認をする点検) ・総合点検：消防法で定義される点検 (実際に消防設備を作動させ、総合的な機能を確認する点検) ・法定点検(車両)：道路運送車両法で定義される点検 ・分解点検：JEAG4210で定義される点検・試験 ・開放点検：JEAG4210で定義される点検・試験 ・外観点検：JEAG4210で定義される点検・試験 ・機能・性能試験：JEAG4210で定義される点検・試験 ・特性試験：JEAG4210で定義される点検・試験
頻度	点検及び試験の頻度を記載する。 ・C(サイクル管理)：保全サイクルで管理 ・M(暦月管理)：暦月で管理 ・Y(暦年管理)：暦年で管理 ・FY(年度管理)：年度で管理

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	
17条	火災	小空間固定式消火設備	89	原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋	原子炉	○	機器点検 総合点検	6M 1Y	
		SLCポンプ・CRDポンプ局所消火設備	4	原子炉建屋	原子炉	○	機器点検 総合点検	6M 1Y	
		電源盤・制御盤消火設備	5	原子炉建屋	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y	
		ケーブルトレイ消火設備	105	原子炉建屋	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y	
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備	2	緊急時対策所	原子炉	○	機器点検 総合点検	6M 1Y	
		中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備	1	コントロール建屋	原子炉	○	機器点検 総合点検	6M 1Y	
		配管貫通部(モルタル充填構造)	一式	—	原子炉 タービン	電気機器 計測制御 建築 環境施設	○	外観点検	10C
		配管貫通部(ロスリム+ファインフレックス)	一式	—	電気機器		○	外観点検	10C
		防火ダンパ(建屋内)	一式	—	建築		○	分解点検	10Y
		防火ダンパ(外気接触)	一式	—	建築		○	分解点検	6M
		防火ダンパ(ガス圧ダンパ・ヒューズ有・建屋内)	一式	—	建築		○	分解点検	10Y
		防火ダンパ(ガス圧ダンパ・ヒューズ有・外気接触)	一式	—	建築		○	外観点検 分解点検	6M 10Y
		防火ダンパ(ガス圧ダンパ・ヒューズ無・建屋内)	一式	—	建築		○	分解点検	10Y
		防火扉	一式	原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋 K5原子炉建屋	建築		○	外観点検	1Y
		天井デッキスラブ	一式	原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋 K5原子炉建屋	建築		○	外観点検	1Y
MO弁用耐火間仕切り ・RHR(A)注入弁 ・RCW RHRHx(A)冷却水出口弁	2	—	原子炉	○	外観点検	130M (弁の点検に合わせ て実施)			
ケーブルトレイ貫通部(ロックウール+ハイシールorエコシール)	一式	—	電気機器	○	外観点検	10C			

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条	火災	電線管貫通部(難燃性パテ材)	一式	—	電気機器	○	外観点検	10C
		原子炉建屋 火災区画(隔壁)	111	原子炉建屋	建築	○	外観点検	2Y
		タービン建屋 火災区画(隔壁)	15	タービン建屋	建築	○	外観点検	2Y
		コントロール建屋 火災区画(隔壁)	28	コントロール建屋	建築 電気機器	○	外観点検	2Y
		廃棄物処理建屋 火災区画(隔壁)	12	廃棄物処理建屋	建築	○	外観点検	2Y
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所 火災区画(隔壁)	9	緊急時対策所	建築	○	外観点検	2Y
		水系消火設備主配管	一式	給水建屋 大湊側D/Dポンプ建屋 K5, 6, 7周り	タービン 環境施設 原子炉	○	分解点検	10Y
		二酸化炭素消火設備主配管	一式	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	120M
		小空間固定式消火設備主配管	一式	原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋	原子炉	○	外観点検	120M
		SLCポンプ・CRDポンプ局所消火設備主配管	一式	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	120M
		電源盤・制御盤消火設備主配管	一式	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	120M
		ケーブルトレイ消火設備ハロゲン化物主配管	一式	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	120M
		中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備主配管	一式	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	120M
		5号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備主配管	一式	K5原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	120M
		二酸化炭素消火設備	2	原子炉建屋	原子炉	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		火災受信機盤	一式	コントロール建屋	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		アナログ式熱感知器	一式	原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋 K5原子炉建屋 屋外SA設備設置エリア	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条	火災	アナログ式煙感知器	一式	原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋 K5原子炉建屋	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		非アナログ式炎感知器	一式	原子炉建屋 屋外SA設備設置エリア	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		光電分離型煙感知器	一式	原子炉建屋	計測制御	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		煙吸引式検出設備	一式	原子炉建屋 屋外SA設備設置エリア	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		光ファイバケーブル式熱感知器	一式	屋外SA設備設置エリア	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		熱感知カメラ	一式	屋外SA設備設置エリア	建築	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		非アナログ式防爆型煙感知器	一式	原子炉建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		非アナログ式防爆型熱感知器	一式	原子炉建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		非アナログ式熱感知器	一式	原子炉建屋	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		水素濃度検出器	7	原子炉建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋	計測制御	○	特性試験	13M
		消火栓(屋外消火栓, 屋内消火栓)	屋内155 屋外5	原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋 K5原子炉建屋 屋外SA設備設置エリア	建築	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		消火器	194	原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋	建築	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		消火器	63	重要設備近傍	原子炉	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
蓄電池を内蔵する照明	一式	—	電気機器	—	—	—		

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条	火災	高感度煙検出設備	一式	コントロール建屋	計測制御	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		分離板	一式	コントロール建屋	電気機器	○	外観点検	10Y
		煙等流入防止装置	一式	—	原子炉 タービン	○	分解点検	13M~130M
		排煙設備	14	コントロール建屋	建築	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
		ろ過水タンク	2	給水建屋脇	環境施設	○	開放点検	131M
		電動機駆動消火ポンプ	1	給水建屋	タービン	○	分解点検	6FY
		ディーゼル駆動消火ポンプ	2	大湊側D/Dポンプ建屋	タービン	○	分解点検	5FY
		ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク	2	大湊側D/Dポンプ建屋	タービン	○	開放点検	2Y
		消火系 ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク~ ディーゼル駆動消火ポンプ	一式	大湊側D/Dポンプ建屋	タービン	○	外観点検	10Y
		非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板	2	軽油タンクエリア	土木	○	外観点検	10Y
		消防署直通電話	6	中央制御室当直長席	総務	—	—	—
		化学消防自動車	2	自衛消防隊建屋	モバイル設備管理	○	法定点検(車両) 外観点検 機能・性能試験	3M, 6M, 12M 6M 6M
		化学消防自動車	1	荒浜側高台保管場所	モバイル設備管理	○	法定点検(車両) 外観点検 機能・性能試験	3M, 6M, 12M 6M 6M
		合成界面活性剤泡消火薬剤	1000L	荒浜側高台保管場所	モバイル設備管理	—	—	—
		薬剤備蓄車	1	自衛消防隊建屋	モバイル設備管理	○	法定点検(車両)	6M
		水槽付消防自動車	1	自衛消防隊建屋	モバイル設備管理	○	法定点検(車両) 外観点検 機能・性能試験	3M, 6M, 12M 6M 6M

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
		消防ポンプ自動車	1	自衛消防隊建屋	モバイル設備管理	○	法定点検(車両) 外観点検 機能・性能試験	3M, 6M, 12M 12M 12M
17条	火災	サーモグラフィカメラ	1	中央制御室	発電	—	—	—
		耐熱服一式	7	自衛消防隊建屋	防災安全	—	—	—
		防火服一式	11	自衛消防隊建屋	防災安全	—	—	—
		防火服一式	26	各中央制御室ロッカー室他	防災安全	—	—	—
		初期消火要員PHS	6	当直員各自	総務	—	—	—
		携帯無線機	6	自衛消防隊建屋	防災安全	—	—	—
		セルフエアセット	4	中央制御室	放射線安全	○	耐圧試験 総合点検	3Y 1Y
		セルフエアセット	8	管理区域出入口	放射線安全	○	耐圧試験 総合点検	3Y 1Y
		可搬型排煙機	1	サービス建屋	防災安全	—	—	—

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の2	内部溢水	タービン建屋地下2階北西階段室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉1	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉2	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉3	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		建屋間連絡水密扉(タービン建屋地下2階～配管トレンチ)	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		原子炉補機冷却水系(C系)熱交換器・ポンプ室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		循環水配管, 電解鉄イオン供給装置室 水密扉1	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		循環水配管, 電解鉄イオン供給装置室 水密扉2	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		タービン建屋地下中2階南西階段室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		タービン建屋地下中2階北西階段室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		計装用圧縮空気系・所内用圧縮空気系空気圧縮機室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		循環水配管メンテナンス室 水密扉1	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		循環水配管メンテナンス室 水密扉2	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		タービン建屋地下1階南西階段室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		タービン建屋地下1階北階段室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		タービン建屋地下1階北西階段室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		建屋間連絡水密扉(原子炉建屋地下1階～タービン建屋地下1階)	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		原子炉補機冷却水系(B系)熱交換器・ポンプ室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		原子炉補機冷却海水系(C系)ポンプ室 水密扉1	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		原子炉補機冷却海水系(C系)ポンプ室 水密扉2	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の2	内部溢水	原子炉補機冷却水系(A系)熱交換器・ポンプ室 水密扉2	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		タービン建屋1階北西階段室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		建屋間連絡水密扉(タービン建屋地上1階～廃棄物処理建屋地上1階)	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		建屋間連絡水密扉(原子炉建屋地上1階～タービン建屋地上1階)	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		非常用電気品室(A系) 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		高圧炉心注水系(B)ポンプ室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		高圧炉心注水系(C)ポンプ室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		残留熱除去系(A)ポンプ・熱交換器室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		残留熱除去系(B)ポンプ・熱交換器室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		残留熱除去系(C)ポンプ・熱交換器室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		水圧制御ユニット室, 計装ラック, 制御棒駆動機構マスターコントロール室 水密扉1	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		水圧制御ユニット室, 計装ラック, 制御棒駆動機構マスターコントロール室 水密扉2	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		水圧制御ユニット室, 計装ラック室 水密扉1	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		水圧制御ユニット室, 計装ラック室 水密扉2	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		炉心流量(DIV-I)計装ラック, 感震器(A)室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		炉心流量(DIV-II)計装ラック, 感震器(B)室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		炉心流量(DIV-III)計装ラック, 感震器(C), 制御棒駆動機構マスターコントロール室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		炉心流量(DIV-IV)計装ラック, 感震器(D)室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		高圧代替注水系ポンプ室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		残留熱除去系(A)ポンプハッチ室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
A系非常用電気品室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y		
B系非常用電気品室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y		

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の2	内部溢水	C系非常用電気品室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		多重伝送盤室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		中央制御室外原子炉停止装置盤室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		原子炉建屋地上1階北階段室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		非常用ディーゼル発電機(A)室 水密扉1	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		非常用ディーゼル発電機(A)室 水密扉2	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		非常用ディーゼル発電機(B)室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		非常用ディーゼル発電機(C)室 水密扉1	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		非常用ディーゼル発電機(C)室 水密扉2	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		可燃性ガス濃度制御系再結合装置室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		原子炉建屋北搬出入口 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		大物搬出入口建屋 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		燃料プール冷却浄化系弁室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		原子炉建屋地上4階トレイ室 水密扉	1	原子炉建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		7号機換気空調補機非常用冷却水ポンプ・冷凍機(B)(D)室 水密扉	1	コントロール建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		7号機計測制御電源盤区域(A)送風機室 水密扉	1	コントロール建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		7号機区分 I 計測制御用電源盤室 水密扉	1	コントロール建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		建屋間連絡水密扉(コントロール建屋地下1階～サービス建屋地下1階)	1	コントロール建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		7号機計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 水密扉1	1	コントロール建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		7号機中央制御室再循環フィルタ装置室 水密扉	1	コントロール建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
7号機コントロール建屋大物搬出入口 水密扉	1	コントロール建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y		
7号機計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 水密扉	1	コントロール建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y		
建屋間連絡水密扉(コントロール建屋地下2階～廃棄物処理建屋地下3階)1	1	廃棄物処理建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y		

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の2	内部溢水	建屋間連絡水密扉(コントロール建屋地下2階～廃棄物処理建屋地下3階)2	1	廃棄物処理建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		建屋間連絡水密扉(廃棄物処理建屋地下2階～配管トレンチ)	1	廃棄物処理建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		建屋間連絡水密扉(コントロール建屋地下1階～廃棄物処理建屋地下1階)	1	廃棄物処理建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		原子炉補機冷却水系(A系)熱交換器・ポンプ室 水密扉1	1	廃棄物処理建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		燃料移送ポンプエリア(A系) 水密扉	1	燃料移送ポンプエリア	土木	○	機能・性能試験	2Y
		燃料移送ポンプエリア(B系) 水密扉	1	燃料移送ポンプエリア	土木	○	機能・性能試験	2Y
		燃料移送ポンプエリア(C系) 水密扉	1	燃料移送ポンプエリア	土木	○	機能・性能試験	2Y
		フィルタベントエリア 水密扉	1	フィルタベント廻り	建築	○	機能・性能試験	1Y
		床ドレンライン	一式	原子炉建屋 コントロール建屋	原子炉	○	通水確認	1C
		7号機地下水排水設備	一式	屋外	建築	○	機能・性能試験	1Y
		保護カバー(蒸気防護カバー)	2	タービン建屋	計測制御	○	外観点検	1C
		循環水系隔離システム	一式	タービン建屋	計測制御	○	特性試験	13M
		タービン補機冷却海水系隔離システム	一式	タービン建屋	計測制御	○	特性試験	13M
		燃料取替床ブローアウトパネル	4	原子炉建屋	建築	○	外観点検	2Y
		主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル	一式	原子炉建屋	建築	○	外観点検	2Y
		タービン建屋地上1階(T4-TBTC) 水密扉付止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上1階(T7-TBTC) 水密扉付止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上4階(R5R6-RFRG) 水密扉付止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地下1階(T7T8-TBTC)原子炉補機冷却系(A系)熱交換器・ポンプ室 止水堰	1	タービン建屋	タービン	○	外観点検	10C
		タービン建屋地下1階(T7T8-TCTD)原子炉補機冷却系(A系)熱交換器・ポンプ室 止水堰	1	タービン建屋	タービン	○	外観点検	10C
		タービン建屋地上1階(T1T2-TATB)大物搬出入口 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
タービン建屋地上1階(T2T3-TATB)レイダウンスペース 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y		
タービン建屋地上1階(T2T3-TBTC)海水熱交換器区域給気エアフィルタ室 止水堰1	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y		

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の2	内部溢水	タービン建屋地上1階(T2T3-TBTC)海水熱交換器区域給気エアフィルタ室 止水堰2	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上1階(T2T3-TBTC)海水熱交換器区域冷却加熱コイル室 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上1階(T3T4-TATB)レイダウンスペース 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上1階(T3T4-TCTD)南階段室 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上1階(T7T8-TATB)レイダウンスペース 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上1階(T7T9-TATB)レイダウンスペース 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上1階(T8T9-TATB)北階段室 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上1階(T8T9-TBTC)レイダウンスペース 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上1階(T1T2-TCTD)南西階段室 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上1階(T2T3-TCTD)南西階段室 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上2階(T7T8-TDTE)北西階段室 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		タービン建屋地上2階(T2T3-TCTD)南西階段室 止水堰	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地下2階(R1R2-RDRE)通路 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地下2階(R2R3-RERF)通路 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地下2階(R3R4-RERF)通路 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地下2階(R4R5-RERF)通路 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地下2階(R5R6-RERF)通路 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地下2階(R6R7-RDRE)通路 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地下1階(R1R2-RCRD)原子炉系(DIV-IV)計装ラック室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地下1階(R1R2-RDRE)原子炉系(DIV-II)計装ラック室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地下1階(R6R7-RBRC)残留熱除去系(A)配管室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
原子炉建屋地下1階(R6R7-RCRD)原子炉系(DIV-I)計装ラック室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y		
原子炉建屋地下1階(R6R7-RDRE)原子炉系(DIV-III)計装ラック室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y		

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の2	内部溢水	原子炉建屋地下中1階(R5R6-RBRC)残留熱除去系(A)配管室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上1階(R1R2-RARB)通路 止水堰	1	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上1階(R1R2-RBRC)ほう酸水注入系ペネ, 電気ペネ室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上1階(R3R4-RFRG)電気ペネ室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上1階(R4R5-RFRG)可燃性ガス濃度制御系再結合装置室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上1階(R5R6-RARB)通路 止水堰1	1	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上1階(R5R6-RARB)通路 止水堰2	1	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上1階(R5R6-RBRC)原子炉補機冷却水系・不活性ガス系・電気ペネ室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上1階(R5R6-RFRG)通路 止水堰	1	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上2階(R2R3-RFRG)通路 止水堰1	1	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上2階(R2R3-RFRG)通路 止水堰2	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上2階(R5R6-RARB)主蒸気系トンネル室, 配管ペネ室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上2階(R5R6-RARB)通路 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上2階(R5R6-RCRD)電気ペネ室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上2階(R6R7-RBRC)通路 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上2階(R6R7-RERF)通路 止水堰	1	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上2階(R2R3-RARB)燃料プール冷却浄化系熱交換器室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上2階(R5R6-RCRD)通路 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上3階(R2R3-RBRC)非常用ガス処理系室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上3階(R2R3-RCRD)非常用ガス処理系室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
原子炉建屋地上3階(R3R4-RARB)通路 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C		
原子炉建屋地上3階(R4R5-RARB)通路 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C		
原子炉建屋地上3階(R5R6-RBRC)主蒸気隔離弁・逃がし安全弁ラッピング室 止水堰1	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y		

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の2	内部溢水	原子炉建屋地上3階(R5R6-RERF)主蒸気隔離弁・逃がし安全弁ラッピング室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上3階(R2R3-RARB)通路 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上3階(R6R7-RERF)非常用ディーゼル発電機(C)補機室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上中3階(R6R7-RCRD)北側改良型制御棒駆動機構制御盤室 止水堰1	1	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上中3階(R6R7-RCRD)北側改良型制御棒駆動機構制御盤室 止水堰2	1	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上4階(R2R3-RARB)オペレーティングフロア 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上4階(R2R3-RDRE)オペレーティングフロア 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上4階(R2R3-RFRG)オペレーティングフロア 止水堰	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上4階(R6R7-RFRG)非常用ディーゼル発電機(C)区域排風機室, 給気ルーバ室 止水堰	1	原子炉建屋	建築	○	外観点検	1Y
		原子炉建屋地上4階(R6R7-RERF)通路 止水堰1	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上4階(R6R7-RERF)通路 止水堰2	1	原子炉建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		原子炉建屋地上4階(R6R7-RERF)通路 止水堰3	1	原子炉建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下2階(C1C2-CCCD)常用電気品室 止水堰	1	コントロール建屋	建築	○	外観点検	1Y
		7号機コントロール建屋地下中2階(C1C2-CACB)常用電気品区域送・排風機室 止水堰1	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下中2階(C1C2-CBCC)常用電気品区域送・排風機室 止水堰	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下中2階(C2C3-CACB)計測制御電源盤区域(A)送風機室 止水堰	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下中2階(C2C3-CBCC)計測制御電源盤区域(A)送風機室 止水堰	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下1階(C1C2-CACB)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰1	1	コントロール建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下1階(C1C2-CACB)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰2	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰1	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰2	1	コントロール建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰3	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CACB)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰	1	コントロール建屋	建築	○	外観点検	1Y

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の2	内部溢水	7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰1	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰2	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰3	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CCCD)区分Ⅰ計測制御用電源盤室 止水堰	1	コントロール建屋	建築	○	外観点検	1Y
		7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CDCE)区分Ⅳ計測制御用電源盤室 止水堰	1	コントロール建屋	建築	○	外観点検	1Y
		7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CECF)区分Ⅱ計測制御用電源盤室 止水堰	1	コントロール建屋	建築	○	外観点検	1Y
		7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CFCG)区分Ⅲ計測制御用電源盤室 止水堰	1	コントロール建屋	建築	○	外観点検	1Y
		7号機コントロール建屋地上1階(C1C2-CACB)計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 止水堰	1	コントロール建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地上1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 止水堰1	1	コントロール建屋	原子炉	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地上1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 止水堰2	1	コントロール建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地上1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 止水堰3	1	コントロール建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		7号機コントロール建屋地上1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 止水堰4	1	コントロール建屋	建築	○	外観点検	1Y
		7号機コントロール建屋地上1階脇トレンチ(C1-CACB)止水堰	1	コントロール建屋	電気機器	○	外観点検	10C
		廃棄物処理建屋1階トラック室出入口(6号機設備, 5,6,7号機共用)	1	廃棄物処理建屋	建築	○	外観点検	1Y
		配管貫通部(常温ラバーブーツ構造)	一式	屋外 原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋	原子炉 タービン 環境施設	○	分解点検	65M
		配管貫通部(高温ラバーブーツ構造(六菱ゴム製))	一式			○	分解点検	26M
		配管貫通部(高温ラバーブーツ構造(ニチアス製))	一式			○	分解点検	65M
		配管貫通部(シリコン充填構造)	一式			○	外観点検 分解点検	5C 240M
		配管貫通部(モルタル充填構造)	一式			○	外観点検	10C
		配管貫通部(閉止構造(鉄板))	一式			○	外観点検	10C
遮煙機能付逆流防止弁(ファンネル治具)	一式	原子炉建屋 タービン建屋	原子炉 タービン 環境施設			○	分解点検	13M~130M
フロート式逆流防止弁(ファンネル治具)	一式	コントロール建屋 廃棄物処理建屋		○	分解点検	13M~130M		
閉止キャップ(ファンネル治具)	一式			○	分解点検	130M		

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の2	内部溢水	胴付長靴	2	中央制御室	放射線安全	—	—	—
17条の3	火山	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板	2	軽油タンクエリア	土木	○	外観点検	10Y
		非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板	4	軽油タンクエリア	原子炉	○	外観点検	120M
		改良型フィルタ	88	D/G排気管室	原子炉	—	—	—
		マスク	4500	緊急時対策所	総務	—	—	—
		ゴーグル	1000	緊急時対策所	総務	—	—	—
		長靴	100	サービス建屋 事務本館 緊急時対策所(5号 機原子炉建屋)	総務	—	—	—
		手袋	2000	緊急時対策所	総務	—	—	—
		角シャベル	104	自主保安倉庫 荒浜側高台 大湊側高台 サービス建屋 事務本館	総務	—	—	—
		一輪車	2	自主保安倉庫	総務	—	—	—
		ホース	3	自主保安倉庫	総務	—	—	—
		フレコンパック	3640	自主保安倉庫	総務	—	—	—

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	
17条の4	その他自然災害	地震	—	—	—	—	—	—	
		津波	タービン補機冷却用海水取水槽 閉止板	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
			補機冷却用海水取水槽(A) 閉止板	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
			補機冷却用海水取水槽(B) 閉止板	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
			補機冷却用海水取水槽(C) 閉止板	1	タービン建屋	建築	○	外観点検	1Y
			海水貯留堰	1	7号取水口	土木	○	外観点検	1FY
			海水貯留堰	1	6号取水口	土木	○	外観点検	1FY
			配管貫通部(常温ラバーブーツ構造)	一式	屋外 原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋	原子炉 タービン 環境施設	○	分解点検	65M
			配管貫通部(高温ラバーブーツ構造(六菱ゴム製))	一式			○	分解点検	26M
			配管貫通部(高温ラバーブーツ構造(ニチアス製))	一式			○	分解点検	65M
			配管貫通部(シリコン充填構造)	一式			○	外観点検 分解点検	5C 240M
			配管貫通部(モルタル充填構造)	一式			○	外観点検	10C
			配管貫通部(閉止構造(鉄板))	一式			○	外観点検	10C
			遮煙機能付逆流防止弁(ファンネル治具)	一式			原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋 廃棄物処理建屋	原子炉 タービン 環境施設	○
			フロート式逆流防止弁(ファンネル治具)	一式	○	分解点検			13M~130M
			閉止キャップ(ファンネル治具)	一式	○	分解点検			130M
			取水槽水位計	1	タービン建屋	計測制御	○	特性試験	13M
			津波監視カメラ	2	排気筒	計測制御	○	機能・性能試験	13M
			タービン建屋地下2階北西階段室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉1	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉2	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
		タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉3	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y	
		建屋間連絡水密扉(タービン建屋地下2階~配管トレンチ)	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y	

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	
17条の4	その他自然災害	津波	原子炉補機冷却水系(C系)熱交換器・ポンプ室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			循環水配管, 電解鉄イオン供給装置室 水密扉1	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			循環水配管, 電解鉄イオン供給装置室 水密扉2	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			タービン建屋地下中2階南西階段室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			タービン建屋地下中2階北西階段室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			計装用圧縮空気系・所内用圧縮空気系空気圧縮機室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			循環水配管メンテナンス室 水密扉1	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			循環水配管メンテナンス室 水密扉2	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			原子炉補機冷却水系(B系)熱交換器・ポンプ室 水密扉	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y
			原子炉補機冷却水系(A系)熱交換器・ポンプ室 水密扉2	1	タービン建屋	建築	○	機能・性能試験	1Y

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	
17条の4	その他自然災害	竜巻	竜巻防護ネット (建屋開口部竜巻防護ネット)	9	原子炉建屋 (屋外開口部/屋内 開口部)	原子炉	○	外観点検	120M
			竜巻防護フード (建屋開口部竜巻防護鋼製フード)	4	原子炉建屋外壁	原子炉	○	外観点検	120M
			竜巻防護フード (建屋開口部竜巻防護コンクリート製フード)	1	コントロール建屋外 壁	建築	○	外観点検	2Y
			竜巻防護扉	21	原子炉建屋 タービン建屋 コントロール建屋	建築	○	外観点検	2Y
			竜巻防護鋼板 (換気空調系ダクト防護壁)	4	原子炉建屋内 タービン建屋内 コントロール建屋屋 上ペントハウス内	原子炉 タービン	○	外観点検	120M
			竜巻防護鋼板 (原子炉補機冷却海水系配管防護壁)	2	タービン建屋内 Hx エリア1F	原子炉	○	外観点検	120M
			竜巻防護鋼板 (非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板)	2	軽油タンクエリア	土木	○	外観点検	10Y
			竜巻防護鋼板 (非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板)	4	軽油タンクエリア	原子炉	○	外観点検	120M
			第一ガスタービン発電機車・制御車固縛装置	一式	7号機タービン建屋 南側保管場所	電気機器	○	外観点検	1Y
			タンクローリ(4kL)固縛装置	16	5号機東側第二保管 場所	タービン	○	外観点検	1Y
			可搬型代替注水ポンプ(A-2級)固縛装置	48	5号機東側第二保管 場所	タービン	○	外観点検	1Y
			資機材車固縛装置	8	5号機東側第二保管 場所	タービン	—	—	—
			仮設物固縛用資機材	仮設物に よる	管理範囲内	保全総括	—	—	—

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の5	有毒ガス	酸素呼吸器	5	中央制御室	放射線安全	—	—	—
		酸素呼吸器	13	サービス建屋	放射線安全	—	—	—
		酸素呼吸器	4	緊急時対策所	放射線安全	—	—	—
		酸素呼吸器	22	エネルギーホール	放射線安全	—	—	—
		酸素ポンベ	18	サービス建屋	放射線安全	—	—	—
		酸素ポンベ	4	緊急時対策所	放射線安全	—	—	—
		酸素ポンベ	22	エネルギーホール	放射線安全	—	—	—
17条の6	安全避難通路	安全避難通路	一式	—	建築	○	巡視点検	3M
		避難用及び事故対策用照明	非常灯	一式	—	電気機器	○	機器点検 総合点検
	誘導灯		1089	—	建築	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
	非常用照明		一式	—	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
	直流非常灯		一式	—	電気機器	○	機器点検 総合点検	6M 1Y
	蓄電池内蔵型照明		一式	—	電気機器	○	機能・性能試験	12M
	乾電池内蔵型照明(ヘッドライト)		10	—	防災安全	—	—	—
	乾電池内蔵型照明(ヘッドライト)		10	中央制御室	発電	—	—	—
	可搬型照明 ※第17条の7 及び第17条の 8で兼ねる		可搬型蓄電池内蔵型照明	一式	コントロール建屋	電気機器	○	機能・性能試験
	警報装置	送受話器(ページング)(警報装置)	ハンド セット259 スピーカ 671	中央制御室 原子炉建屋 タービン建屋 緊急時対策所 コントロール建屋 廃棄物処理建屋 サービス建屋 屋外	電気機器	○	機能・性能試験	1Y

火災, 内部溢水, 火山影響等, その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目		設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度
17条の6	資機材	警報装置	送受信器(ページング)	ハンド セット259 スピーカ 671	中央制御室 原子炉建屋 タービン建屋 緊急時対策所 コントロール建屋 廃棄物処理建屋 サービス建屋 屋外	電気機器	○	機能・性能試験	1Y
			衛星電話設備(常設)	6	コントロール建屋 緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M
			無線連絡設備(常設)	5	コントロール建屋 緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M
			携帯型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出電話機)	3	中央制御室	発電	○	外観点検	12M
			携帯型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出電話機)	2	緊急時対策所	電子通信	○	外観点検	12M
			衛星電話設備(可搬型)	4	緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M
			無線連絡設備(可搬型)	29	緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M
			5号機屋外緊急連絡用インターフォン(インターフォン)	子機:6 親機:2 増設親 機:2	緊急時対策所	電気機器	○	機能・性能試験	1Y

火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	項目	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	
17条の6	資機材	専用通信回線	電力保安通信用電話設備(固定電話機、PHS端末及びFAX)	固定電話機74 PHS端末215 FAX2	中央制御室 原子炉建屋 タービン建屋 緊急時対策所 コントロール建屋 廃棄物処理建屋 サービス建屋 屋外(事務本館を含む)	電子通信 総務	○	外観点検 機能確認	6M
			通信事業者回線(有線系、衛星系回線)	有線系1 衛星系1	緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M
			統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX)	TV会議1 IP-電話機6 IP-FAX2	緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M
			テレビ会議システム(テレビ会議システム(社内向))	1	緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M
			専用電話設備(専用電話設備(ホットライン)(地方公共団体他向))	7	緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M
			衛星電話設備(社内向)(テレビ会議システム(社内向)及び衛星社内電話機)	TV会議1 電話機4	緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M
	データ伝送設備	安全パラメータ表示システム(SPDS)	一式	コントロール建屋 緊急時対策所	計測制御	○	特性試験	13M	
		データ伝送設備	一式	緊急時対策所	計測制御	○	特性試験	13M	

(2) 重大事故等及び大規模損壊対応に係る設備・資機材配備の記載の考え方について

重大事故等及び大規模損壊対応における設備・資機材は以下のとおり配備する。(重大事故等および大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)参照)

【設備・資機材リスト項目の凡例】

項目	記載の考え方
条文	対応する保安規定条文番号を記載する。
対処設備	設備・資機材の区分を記載する。 <ul style="list-style-type: none"> ・SA設備：重大事故等対処設備※(運転上の制限に含まれる資機材を含む) ・自主対策設備：自主対策設備 ・大規模損壊設備：大規模損壊時に使用する設備(SA設備以外) ・その他資機材：工具、運搬車両、消耗品等の一般汎用品の内、SA設備、自主対策設備、大規模損壊設備から外れるもの <p>※：重大事故等時のみ使用する常設SA設備、可搬式SA設備を記載(設計基準事故対処設備と兼用する常設SA設備は除く)</p>
設備・資機材名称	設備・資機材の名称を記載する。 <ul style="list-style-type: none"> ・同じ名称の資機材であっても保管場所、所管箇所が異なる場合は区別する。 ・技術的能力において直接要求がある設備・資機材に加え、社内手順書にて使用する資機材を記載する。
数量	設備・資機材の配備数を記載。
設置場所	設備・資機材の設置場所を記載する。
所管箇所	設備・資機材の設備所管(グループ)を記載する。
保全対象範囲	保全対象範囲に「○」を記載する。 <ul style="list-style-type: none"> ・JEAC4209に定める資機材の定義に当てはまるものの内、SA設備、自主対策設備、大規模損壊設備から外れるものは保全の対象範囲外とする。 <p>「JEAC4209でいう資機材とは、保全によって機能を維持又は向上させるものではなく、定期的な交換等を前提とする消耗品(マスク、乾電池、通信設備の子機等)、工具等をいう。」</p>
点検及び試験の項目	点検及び試験の項目を記載する。 主な点検及び試験の項目 <ul style="list-style-type: none"> ・法定点検(車両)：道路運送車両法で定義される点検 ・分解点検：JEAG4210で定義される点検・試験 ・開放点検：JEAG4210で定義される点検・試験 ・外観点検：JEAG4210で定義される点検・試験 ・機能・性能試験：JEAG4210で定義される点検・試験 ・特性試験：JEAG4210で定義される点検・試験
頻度	点検及び試験の頻度を記載する。 <ul style="list-style-type: none"> ・C(サイクル管理)：保全サイクルで管理 ・M(暦月管理)：暦月で管理 ・Y(暦年管理)：暦年で管理 ・FY(年度管理)：年度で管理
技術的能力	技術的能力の条文番号を記載する。

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	第一ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁	2	第一GTGエリア	タービン	○	気密試験	3Y	1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.16 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	2	第一GTGエリア	タービン	○	気密試験 交換	3Y 10Y	1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.16 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	第一ガスタービン発電機用燃料タンク	2	第一GTGエリア	タービン	○	気密試験	3Y	1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.16 1.19

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	第一ガスタービン発電機	1	第一GTGエリア	電気機器	○	本格点検	1Y、3Y、9Y	1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.16 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	電源車(高圧ケーブル、高圧引下げケーブル、中間接続体、中間接続体収納ケース含む)	3	大湊側高台保管場所	電気機器	○	法定点検(車両) 起動確認 精密点検	6M、12M 1M 60M	1.2 1.3 1.4 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	電源車(高圧ケーブル、高圧引下げケーブル、中間接続体、中間接続体収納ケース含む)	2	荒浜側高台保管場所	電気機器	○	法定点検(車両) 起動確認 精密点検	6M、12M 1M 60M	1.2 1.3 1.4 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	AM用直流125V充電器	1	7号機 R/B 4階	電気機器	○	簡易点検(充電器)	51M	1.2 1.3 1.5 1.7 1.9 1.10
17条の7	重大事故等対処設備	AM用直流125V蓄電池	1	7号機 R/B 4階	電気機器	○	簡易点検(蓄電池)	6M	1.2 1.3 1.5 1.7 1.9 1.10

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	タンクローリ(4kL)	1	荒浜側高台保管場所	保全総括		法定点検(車両) 法定点検(移動タンク貯蔵所) 安全弁点検	6M, 12M 12M, 60M 2M	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.10 1.11 1.12 1.13 1.14 1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	タンクローリ(4kL)	1	大湊側高台保管場所	保全総括		法定点検(車両) 法定点検(移動タンク貯蔵所) 安全弁点検	6M, 12M 12M, 60M 2M	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.10 1.11 1.12 1.13 1.14 1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	タンクローリ(4kL)	2	5号機東側第二保管場所	保全総括		法定点検(車両) 法定点検(移動タンク貯蔵所) 安全弁点検	6M, 12M 12M, 60M 2M	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.10 1.11 1.12 1.13 1.14 1.18 1.19

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	タンクローリ(16kL)	1	荒浜側高台保管場所	保全総括		法定点検(車両) 法定点検(移動タンク貯蔵所) 安全弁点検	6M, 12M 12M, 60M 2M	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.10 1.11 1.12 1.13 1.14 1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	タンクローリ(16kL)	1	大湊側高台保管場所	保全総括		法定点検(車両) 法定点検(移動タンク貯蔵所) 安全弁点検	6M, 12M 12M, 60M 2M	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.10 1.11 1.12 1.13 1.14 1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	D/G軽油タンク移送用ホース(20m)	1	荒浜側高台保管場所	保全総括		外観点検	24M	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.10 1.11 1.12 1.14 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	逃がし安全弁用可搬型蓄電池(DC用)	2	・7号機 R/B地下1階南側(非管理区域) RIPASD制御盤近傍 ・7号機 R/B地下1階北側(非管理区域) RIPASD制御盤近傍	計測制御		外観点検 機能・性能試験 バッテリーバック交換	6M 12M 60M	1.3
17条の7	重大事故等対処設備	高圧窒素ガスポンペ	25	7号機 R/B 4階	発電		外観点検	17M	1.3
17条の7	重大事故等対処設備	タンクローリ給排用バルブアタッチメント D/G軽油タンクドレンノズル用フランジ(50A)	1	高台資機材倉庫	保全総括		外観点検	24M	1.4 1.14

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	電源ケーブル 15m	6	資機材車内	原子炉	○	外観点検 絶縁劣化試験	1Y 6Y	1.4 1.5 1.6 1.7 1.11
17条の7	重大事故等対処設備	AM用切替盤	2	7号機 R/B	電気機器	○	外観点検	68M	1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9
17条の7	重大事故等対処設備	AM用MCC	4	7号機 R/B	電気機器	○	外観点検	106M	1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9
17条の7	重大事故等対処設備	AM用操作盤	2	7号機 R/B	電気機器	○	外観点検	68M	1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9
17条の7	重大事故等対処設備	AM用動力変圧器	1	7号機 R/B	電気機器	○	外観点検	68M	1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9
17条の7	重大事故等対処設備	緊急用断路器	2	7号機 T/B 南	電気機器	○	外観点検	68M	1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9
17条の7	重大事故等対処設備	緊急用電源切替箱接続装置	2	7号機 R/B	電気機器	○	外観点検	68M	1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9
17条の7	重大事故等対処設備	緊急用電源切替箱断路器	1	6/7号機 C/B	電気機器	○	外観点検	68M	1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	トランシーバ ※トランシーバ用充電器及びトランシーバ用予備充電電池を含む	58	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.4 1.5 1.6 1.8 1.10 1.11 1.12 1.14 1.15 1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ(A-II級)	5	5号機東側第二保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 外観点検 分解点検	3M、12M 12M 120M	1.4 1.6
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ(A-II級)	6	大湊側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 外観点検 分解点検	3M、12M 12M 120M	1.4 1.6 1.7 1.8 1.10 1.11 1.13
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ(A-II級)	6	荒浜側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 外観点検 分解点検	3M、12M 12M 120M	1.4 1.6 1.7 1.8 1.10 1.11 1.13
17条の7	重大事故等対処設備	代替熱交換器ユニット	1	荒浜側高台保管場所	原子炉	○	外観点検(ポンプ) 外観点検(熱交、ストレナ) 分解点検	1M 12M 120M	1.5
17条の7	重大事故等対処設備	代替熱交換器ユニット	2	大湊側高台保管場所	原子炉	○	外観点検(ポンプ) 外観点検(熱交、ストレナ) 分解点検	1M 12M 120M	1.5
17条の7	重大事故等対処設備	電源車 500KVA・6.6kV	1	荒浜側高台保管場所	原子炉	○	法定点検(車両) 起動確認 精密点検	6M、12M 1M 60M	1.5
17条の7	重大事故等対処設備	電源車 500KVA・6.6kV	2	大湊側高台保管場所	原子炉	○	法定点検(車両) 起動確認 精密点検	6M、12M 1M 60M	1.5

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	大容量送水車(熱交換器ユニット用)	1	荒浜側高台保管場所	原子炉	○	法定点検(車両) 法定点検(移動式クレーン) 簡易点検 分解点検	3M, 6M 1M, 12M 1M 120M	1.5
17条の7	重大事故等対処設備	大容量送水車(熱交換器ユニット用)	2	大湊側高台保管場所	原子炉	○	法定点検(車両) 法定点検(移動式クレーン) 簡易点検 分解点検	3M, 6M 1M, 12M 1M 120M	1.5
17条の7	重大事故等対処設備	代替RSWストレナー	2	トレーラ内	原子炉	○	外観点検 分解点検 ※熱交換器ユニットに含む	12M 120M	1.5
17条の7	重大事故等対処設備	淡水用ホース 250A×5m	8	ホース展張車内	原子炉	○	外観点検	12M	1.5
17条の7	重大事故等対処設備	海水用ホース 300A×10m	3	ホース展張車内	原子炉	○	外観点検	12M	1.5
17条の7	重大事故等対処設備	海水用ホース 300A×25m	4	ホース展張車内	原子炉	○	外観点検	12M	1.5
17条の7	重大事故等対処設備	海水用ホース 300A×50m	6	ホース展張車内	原子炉	○	外観点検	12M	1.5
17条の7	重大事故等対処設備	遠隔空気駆動弁操作ポンベ	2	7号機 R/B 地下1階	発電	○	外観点検	17M	1.5 1.7
17条の7	重大事故等対処設備	遠隔空気駆動弁操作ポンベ	6	7号機 R/B 2階	発電	○	外観点検	17M	1.5 1.7
17条の7	重大事故等対処設備	スクラバ水pH制御設備	2	大湊側高台保管場所	原子炉	○	外観点検 分解点検	3M 120M	1.7
17条の7	重大事故等対処設備	スクラバ水pH制御設備	1	荒浜側高台保管場所	原子炉	○	外観点検 分解点検	3M 120M	1.7
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型窒素供給装置ホース	5	車載	原子炉	○	外観点検	3M	1.7 1.9
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型窒素供給装置送気ホース	5	車載	原子炉	○	外観点検	3M	1.7 1.9
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型窒素供給装置	2	大湊側高台保管場所	原子炉	○	法定点検(第二種圧力容器) 法定点検(車両) 外観点検、動作確認 本格点検	12M 3M, 12M 3M 12M	1.7 1.9
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型窒素供給装置	1	荒浜側高台保管場所	原子炉	○	法定点検(第二種圧力容器) 法定点検(車両) 外観点検、動作確認 本格点検	12M 3M, 12M 3M 12M	1.7 1.9

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	放水砲(泡原液搬送車にてけん引)	1	荒浜側高台保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.10 1.11 1.12
17条の7	重大事故等対処設備	放水砲(泡原液搬送車にてけん引)	1	大湊側高台保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.10 1.11 1.12
17条の7	重大事故等対処設備	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	1	荒浜側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 法定点検(移動式クレーン) 艀装部点検 分解点検	3M, 12M 1M, 12M 12M 120M	1.10 1.11 1.12
17条の7	重大事故等対処設備	大容量送水車(原子炉建屋放水設備用)	1	大湊側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 法定点検(移動式クレーン) 艀装部点検 分解点検	3M, 12M 1M, 12M 12M 120M	1.10 1.11 1.12
17条の7	重大事故等対処設備	300Aホース 大容量送水車吐出放水砲用5m,10m,50mホース	1式	大湊側高台保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.10 1.11 1.12
17条の7	重大事故等対処設備	300Aホース 大容量送水車吐出放水砲用5m,10m,50mホース	1式	荒浜側高台保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.10 1.11 1.12
17条の7	重大事故等対処設備	150Aホース 大容量送水車吸込20mホース	1式	大湊側高台保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.10 1.11 1.12
17条の7	重大事故等対処設備	150Aホース 大容量送水車吸込20mホース	1式	荒浜側高台保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.10 1.11 1.12
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ(A-I級)	1	荒浜側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 外観点検 分解点検	3M, 12M 12M 120M	1.11
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ(A-I級)	1	大湊側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 外観点検 分解点検	3M, 12M 12M 120M	1.11
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型スプレィヘッド	1	7号機 R/B 3階	発電	○	外観点検	3M	1.11
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型スプレィヘッド	1	6号機 R/B 3階	発電	○	外観点検	3M	1.11
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ屋内用20mホース	16	7号機 R/B 3階	発電	○	外観点検	12M	1.11
17条の7	重大事故等対処設備	放射性物質吸着材	7	大湊側高台保管場所	直営	○	外観点検 機能・性能確認	3M 18M	1.12
17条の7	重大事故等対処設備	汚濁防止膜(シルトフェンス(A))	16	大湊側高台保管場所	計測制御	○	外観点検	12M	1.12

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	汚濁防止膜(シルトフェンス(A))	18	荒浜側高台保管場所	計測制御	○	外観点検	12M	1.12
17条の7	重大事故等対処設備	汚濁防止膜(シルトフェンス(B))	30	大湊側高台保管場所	計測制御	○	外観点検	12M	1.12
17条の7	重大事故等対処設備	汚濁防止膜(シルトフェンス(B))	51	荒浜側高台保管場所	計測制御	○	外観点検	12M	1.12
17条の7	重大事故等対処設備	小型船舶(ゴムボート)	2	大湊側高台保管場所	計測制御	○	外観点検	12M	1.12
17条の7	重大事故等対処設備	小型船舶(ゴムボート)	2	荒浜側高台保管場所	計測制御	○	外観点検	12M	1.12
17条の7	重大事故等対処設備	泡原液混合装置	1	荒浜側高台保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.12
17条の7	重大事故等対処設備	泡原液混合装置	1	大湊側高台保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.12
17条の7	重大事故等対処設備	泡原液搬送車	1	荒浜側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 艀装部点検 分解点検	3M, 12M 12M 120M	1.12
17条の7	重大事故等対処設備	泡原液搬送車	1	大湊側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 艀装部点検 分解点検	3M, 12M 12M 120M	1.12
17条の7	重大事故等対処設備	大容量送水車(海水取水用)	1	荒浜側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 法定点検(移動式クレーン) 艀装部点検 分解点検	3M, 12M 1M, 12M 12M 120M	1.13
17条の7	重大事故等対処設備	大容量送水車(海水取水用)	2	大湊側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 法定点検(移動式クレーン) 艀装部点検 分解点検	3M, 12M 1M, 12M 12M 120M	1.13
17条の7	重大事故等対処設備	電源車～動力変圧器C系～非常用高圧母線C系及びD系電路	1	大湊側高台～非常用高圧母線C系及びD系	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	電源車～代替原子炉補機冷却系電路	1	大湊側高台～代替原子炉補機冷却系	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	電源車～緊急用電源切替箱接続装置～非常用高圧母線C系及びD系電路	1	大湊側高台～非常用高圧母線C系及びD系	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM用直流126V充電器～直流母線電路	1	大湊側高台～直流母線	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	電源車～緊急用電源切替箱接続装置～AM用MCC電路	1	大湊側高台～AM用MCC	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	電源車～AM用動力変圧器～AM用直流126V充電器～直流母線電路	1	大湊側高台～直流母線	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	電源車～AM用動力変圧器～AM用MCC電路	1	大湊側高台～AM用MCC	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	第一ガスタービン発電機～非常用高圧母線C系及びD系電路	1	第一GTGエリア～非常用高圧母線C系及びD系	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	第一ガスタービン発電機～AM用MCC電路	1	第一GTGエリア～AM用MCC	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	号炉間電力融通ケーブル(可搬型)～非常用高圧母線C系及びD系電路	1	大湊側高台～非常用高圧母線C系及びD系	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	号炉間電力融通ケーブル(可搬)	1組	荒浜側高台保管場所	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	6M 72M	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	移送ホース他資機材運搬車両	1	緊急時対策本部	保全総括	○	法定点検(車両)	3M, 12M	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	電源車用ケーブル接続金具 ※第2ルート布設時使用	3	緊急時対策本部	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	1Y 6Y	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	ジャンパー線 (電源車用高圧ケーブル収納箱内に収納)	1	7号機 R/B 2階北側通路	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	6M 72M	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	仮設ケーブル(R/B AM用直流125V蓄電池室排風機(A)用) (電源車用高圧ケーブル収納箱内に収納)	1	7号機 R/B 2階北側通路	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	6M 72M	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	D/G軽油タンク予備ノズル用レギュレーサ(65A)	1	荒浜側高台保管場所	保全総括	○	外観点検	24M	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	D/G軽油タンクドレンノズル用フランジ(50A)	1	荒浜側高台保管場所	保全総括	○	外観点検	24M	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	CVTケーブル(高圧)(電源車～P/C動変用)(150m) ※第2ルート布設時使用	1	7号機 R/B 4階南側通路	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	6M 72M	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	CVTケーブル(高圧)(電源車～AM用動力変圧器用)(150m)	1	7号機 R/B 2階北側通路	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	6M 72M	1.14
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型計測器	48	中央制御室	計測制御	○	特性試験	12M	1.15
17条の7	重大事故等対処設備	中央制御室待避室陽圧化装置(空気ポンペ)(6, 7号機共用)	194	6/7号機 C/B RW/B	タービン	○	外観点検	12M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	中央制御室可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト	1	中央制御室	原子炉	○	外観点検	17M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	酸素濃度・二酸化炭素濃度計	2	中央制御室均圧室床下	発電	○	特性試験	17M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	モバイルシールド本体	1	中央制御室待避所	放射線管理	○	外観点検	12M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	軟鉛製遮蔽板	18	中央制御室待避所	放射線管理	○	外観点検	12M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	中央制御室待避室陽圧化装置(配管)ポンペ接続管(6, 7号機共用)	194	6/7号機 C/B RW/B	タービン	○	外観点検	12M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	データ表示装置(待避室)	1	5号機緊急時対策所	計測制御	○	機能・性能試験	13M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型蓄電池内蔵型照明	4	中央制御室	電気機器	○	機能・性能試験	12M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	MCR待避室差圧	1	中央制御室 待機所	計測制御	○	外観点検 特性試験	1Y 1Y	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	MCR差圧計	1	中央制御室 待機所	計測制御	○	外観点検 特性試験	1Y 1Y	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	差圧計(予備)	1	中央制御室	計測制御	○	外観点検 特性試験	1Y 1Y	1.16

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型陽圧化空調機ブローユニット	2	7号機計測制御電源盤区域(B)送・排風機	原子炉	○	外観点検 動作確認	17M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型陽圧化空調機フィルタユニット	1	7号機計測制御電源盤区域(B)送・排風機	原子炉	○	外観点検	17M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型陽圧化空調機ブローユニット	2	6号機計測制御電源盤区域(B)送・排風機	原子炉	○	外観点検 動作確認	17M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型陽圧化空調機フィルタユニット	1	6号機計測制御電源盤区域(B)送・排風機	原子炉	○	外観点検	17M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	緊急時対策所可搬型陽圧化空調機	9	5号機 R/B 3F 北西エリア(常設機) 5号機 R/B 3F A系計測用電源室(予備機)	化学管理	○	外観点検 動作確認	17M	1.16 1.18
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型エリアモニタ(待機場所)	1	5号機緊急時対策所	放射線安全	○	・外部点検 ・内部点検 ・電圧電圧測定 ・DPIスイッチ確認 ・照射試験 ・チェック線源指示値測定	13M	1.16 1.18
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型エリアモニタ(対策本部)	1	5号機緊急時対策所	放射線安全	○	・外部点検 ・内部点検 ・電池電圧測定 ・DPIスイッチ確認 ・照射試験 ・チェック線源指示値測定	13M	1.16 1.18
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型エリアモニタ	3	中央制御室	放射線安全	○	・外部点検 ・内部点検 ・電池電圧測定 ・DPIスイッチ確認 ・照射試験 ・チェック線源指示値測定	13M	1.16 1.18
17条の7	重大事故等対処設備	衛星電話設備(常設)	1	中央制御室	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.16 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	携帯型音声呼出電話設備(携帯型音声呼出電話機)	3	中央制御室	発電	○	機能確認	12M	1.15 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	小型船舶(海上モニタリング用)	1	荒浜側高台保管場所	放射線安全	○	外観点検	12M	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	小型船舶(海上モニタリング用)	1	大湊側高台保管場所	放射線安全	○	外観点検	12M	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型気象観測装置	1	環境管理棟	放射線安全	○	・外観点検 ・各部動作確認 ・総合動作試験	1Y	1.17

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型気象観測装置	1	環境管理棟	放射線安全	○	・外観点検 ・各部動作確認 ・総合動作試験	1Y	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型ダスト・よう素サンプラ	2	5号機緊急時対策所	放射線安全	○	・外部点検 ・積算流量 ・タイマー機能確認 ・流量率	13M	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	モニタリングポスト用発電機	1	MP-5周辺	放射線安全	○	外観点検、動作確認	1Y	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	モニタリングポスト用発電機	1	MP-8周辺	放射線安全	○	外観点検、動作確認	1Y	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	モニタリングポスト用発電機	1	MP-2周辺	放射線安全	○	外観点検、動作確認	1Y	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	データ処理装置	1	5号機緊急時対策所	放射線安全	○	・外観点検 ・各部動作確認 ・テストプログラムによる動作確認	1Y	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	ZnSシンチレーションサーベイメータ	1	5号機緊急時対策所	放射線安全	○	・外部・内部点検 ・各種測定及び動作確認 ・プラトー測定 ・機器効率測定	13M	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	NaIシンチレーションサーベイメータ	2	5号機緊急時対策所	放射線安全	○	・外部・内部点検 ・各種測定及び動作確認 ・校正(照射試験) ・チェック線源指示値確認	13M	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	GM汚染サーベイメータ	3	5号機緊急時対策所	放射線安全	○	・外部・内部点検 ・各種測定及び動作確認 ・プラトー測定 ・機器効率測定	13M	1.17
17条の7	重大事故等対処設備	電離箱サーベイメータ	2	5号機緊急時対策所	放射線安全	○	・外部・内部点検 ・校正	13M	1.17 1.18
17条の7	重大事故等対処設備	GM汚染サーベイメータ	3	中央制御室	放射線安全	○	・外部・内部点検 ・各種測定及び動作確認 ・プラトー測定 ・機器効率測定	13M	1.16
17条の7	重大事故等対処設備	電離箱サーベイメータ	2	中央制御室	放射線安全	○	・外部・内部点検 ・校正	13M	1.16

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型モニタリングポスト	8	荒浜側高台保管場所	放射線安全	○	・外観点検 ・各部動作確認 ・総合動作試験	1Y	1.17 1.18
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型モニタリングポスト	7	大湊側高台保管場所	放射線安全	○	・外観点検 ・各部動作確認 ・総合動作試験	1Y	1.17 1.18
17条の7	重大事故等対処設備	可搬型モニタリングポスト(対策本部)	1	5号機緊急時対策所	放射線安全	○	・外観点検 ・各部動作確認 ・総合動作試験	1Y	1.17 1.18
17条の7	重大事故等対処設備	二酸化炭素濃度計(待機場所)	1	5号機緊急時対策所	発電	○	特性試験	12M	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	二酸化炭素濃度計(対策本部)	1	5号機緊急時対策所	発電	○	特性試験	12M	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	酸素濃度計(対策本部)	1	5号機緊急時対策所	発電	○	特性試験	12M	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	酸素濃度計(待機場所)	1	5号機緊急時対策所	発電	○	特性試験	12M	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	無線連絡設備(常設)	5	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	無線連絡設備(常設)	1	7号機中央制御室	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	差圧計(対策本部)	2	5号機緊急時対策所	計測制御	○	外観点検 特性試験	1Y 1Y	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	差圧計(待機場所)	2	5号機緊急時対策所	計測制御	○	外観点検 特性試験	1Y 1Y	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	5号機原子炉建屋内緊急時対策所可搬型外気取入送風機	3	5号機緊急時対策所 北西階段前室	化学管理	○	外観点検 動作確認	17M	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 可搬型陽圧化空調機	2	5号機緊急時対策所	原子炉	○	外観点検 動作確認	17M	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(待機場所) 可搬型陽圧化空調機	4	5号機緊急時対策所	原子炉	○	外観点検 動作確認	17M	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部) 可搬型陽圧化空調機用仮設ダクト	1	5号機緊急時対策所	原子炉	○	外観点検	12M	1.18
17条の7	重大事故等対処設備	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備	9	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	可搬ケーブル	21	大湊側高台保管場所 5号機東側保管場所	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	1Y 6Y	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	可搬ケーブル	2	5号機 R/B	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	1Y 6Y	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	衛星無線通信装置(常設)	1	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	携帯型音声呼出電話機	4	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	5号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	3 2	大湊側高台保管場所 5号機東側保管場所	電気機器	○	法定点検(車両) 起動確認 精密点検	6M, 12M 1M 60M	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	5号機TSC用負荷変圧器	1	5号機 R/B 3階	電気機器	○	外観点検	68M	1.18 1.19

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	重大事故等対処設備	5号機TSC用交流110V分電盤1	1	5号機緊急時対策所	電気機器	○	外観点検	68M	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	5号機TSC用交流110V分電盤2	1	5号機緊急時対策所	電気機器	○	外観点検	68M	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	5号機TSC用交流110V分電盤3	1	5号機緊急時対策所	電気機器	○	外観点検	68M	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	2	5号機緊急時対策所	電気機器	○	外観点検	1Y	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	2	5号機中央制御室	電気機器	○	外観点検	1Y	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	5号炉屋外緊急連絡用インターフォン	6	5号機 R/B 屋外	電気機器	○	外観点検	1Y	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	衛星携帯電話 ※衛星携帯電話用充電器及び衛星携帯電話用充電器予備を含む	8	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18 1.19
17条の7	重大事故等対処設備	衛星電話設備(常設)	5	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.19
17条の7	重大事故等対処設備	データ伝送装置 緊急時対策支援システム伝送装置 SPDS表示装置	1式	5号機緊急時対策所	計測制御	○	機能・性能試験	13M	1.19
17条の7	自主対策設備	可搬式蓄電池	2	7号機 R/B 地下1階北側EV前(管理区)	計測制御	○	外観点検 補充電	1Y 1Y	1.2
17条の7	自主対策設備	可搬式原子炉水位計(広帯域)	1	7号機 R/B 地下1階北側EV前(管理区)	計測制御	○	外観点検 動作確認	1Y 1Y	1.2
17条の7	自主対策設備	可搬式原子炉水位計(燃料域)	1	7号機 R/B 地下1階北側EV前(管理区)	計測制御	○	外観点検 動作確認	1Y 1Y	1.2
17条の7	自主対策設備	発電機	1	大湊側高台保管場所	原子炉	○	外観点検 動作確認	1Y	1.2
17条の7	自主対策設備	水中ポンプ	1	大湊側高台保管場所	原子炉	○	外観点検 動作確認	12M	1.2
17条の7	自主対策設備	ホース(水中ポンプ用)	4	大湊側高台保管場所	原子炉	○	外観点検	12M	1.2
17条の7	自主対策設備	可搬型回転計	1	中央制御室 安全対策資材ラック	発電	○	特性試験	17M	1.2
17条の7	自主対策設備	発電機	1	大湊側高台保管場所	原子炉	○	外観点検 動作確認	1Y	1.2
17条の7	自主対策設備	低圧両端末ケーブル(50m×4本)	2	新保全部倉庫	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	6M 72M	1.2 1.3 1.14
17条の7	自主対策設備	低圧両端末ケーブル(25m×4本)	2	新保全部倉庫	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	6M 72M	1.2 1.3 1.14

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	自主対策設備	直流給電車	1	大湊側高台保管場所	電気機器	○	通常点検 精密点検	1M, 6M 4Y	1.2 1.3 1.14
17条の7	自主対策設備	ユニック車(資機材運搬用)	1	大湊側高台保管場所	電気機器	○	法定点検(車両) 法定点検(クレーン)	3M, 12M 1M, 12M	1.2 1.3 1.14
17条の7	自主対策設備	第二ガスタービン発電機用燃料移送系配管・弁	2	第二GTGエリア	タービン	○	気密試験	3Y	1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.16
17条の7	自主対策設備	第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	2	第二GTGエリア	タービン	○	気密試験 交換	3Y 10Y	1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.16
17条の7	自主対策設備	第二ガスタービン発電機用燃料タンク	2	第二GTGエリア	タービン	○	気密試験	3Y	1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.16

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	自主対策設備	第二ガスタービン発電機	2	第一GTGエリア	電気機器	○	本格点検	1Y、3Y、9Y	1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.16
17条の7	自主対策設備	代替RSWポンプ	2	資機材車内	原子炉	○	外観点検 分解点検	1M 10Y	1.4 1.5 1.6 1.7 1.11
17条の7	自主対策設備	代替RSWポンプ用制御盤	2	資機材車内	原子炉	○	外観点検	1Y	1.4 1.5 1.6 1.7 1.11
17条の7	自主対策設備	75Aホース	1096	大湊側高台保管場所 荒浜側高台保管場所 5号機東側第二保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.4 1.6 1.8 1.10 1.11 1.13
17条の7	自主対策設備	移動式変圧器盤 750kVA・420V	1	資機材車内	原子炉	○	※熱交換器ユニットを含む	※熱交換器ユニットを含む	1.5
17条の7	自主対策設備	トラクタ	1	荒浜側高台保管場所	原子炉	○	法定点検(車両)	3M, 12M	1.5
17条の7	自主対策設備	トラクタ	1	大湊側高台保管場所	原子炉	○	法定点検(車両)	3M, 12M	1.5
17条の7	自主対策設備	ホース展張車	1	荒浜側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 艀装部点検	3M, 12M 12M	1.5 1.10 1.11 1.12
17条の7	自主対策設備	ホース展張車	1	大湊側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 艀装部点検	3M, 12M 12M	1.5 1.10 1.11 1.12
17条の7	自主対策設備	格納容器pH制御設備(タンク)	1	7号機 Rw/B 3階	原子炉	○	開放点検	170M	1.7
17条の7	自主対策設備	格納容器pH制御設備(弁)	19	7号機 Rw/B 2階,1階, 地下3階	原子炉	○	分解点検	170M	1.7
17条の7	自主対策設備	格納容器pH制御設備(ヒーター)	24	7号機 Rw/B 3階	電気機器	○	外観点検 絶縁抵抗測定	17M 17M	1.7

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	自主対策設備	格納容器pH制御設備(計器)	1式	7号機 Rw/B 3階	計測制御	○	特性試験	17M	1.7
17条の7	自主対策設備	格納容器pH制御設備(サンプリング設備)	1式	7号機 R/B 地下3階	計測制御	○	外観点検 機能・性能試験	17M 17M	1.7
17条の7	自主対策設備	可搬型格納容器窒素供給設備	2	大湊側高台保管場所	原子炉	○	法定点検(第二種 圧力容器) 法定点検(車両) 外観点検、動作 確認 本格点検	12M 3M, 12M 3M 12M	1.7 1.9
17条の7	自主対策設備	可搬型格納容器窒素供給設備	1	荒浜側高台保管場所	原子炉	○	法定点検(第二種 圧力容器) 法定点検(車両) 外観点検、動作 確認 本格点検	12M 3M, 12M 3M 12M	1.7 1.9
17条の7	自主対策設備	ホース展張回収車	1	大湊側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 艀装部点検	3M, 12M 12M	1.10 1.11 1.12
17条の7	自主対策設備	吊り降ろしロープ	2	7号機 R/B 4階	発電	○	外観点検	12M	1.11
17条の7	自主対策設備	ステンレス鋼板	1	7号機 R/B 4階	発電	○	外観点検	12M	1.11
17条の7	自主対策設備	シール材(接着剤)	2	7号機 R/B 4階	発電	○	外観点検	12M	1.11
17条の7	自主対策設備	高所放水車	1	大湊側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 艀装部点検	3M, 12M 12M	1.12
17条の7	自主対策設備	サーモグラフィカメラ	2	5号機緊急時対策所	タービン	○	校正	13M	1.12
17条の7	自主対策設備	ガンマカメラ	2	5号機緊急時対策所	放射線安全	○	校正	13M	1.12
17条の7	自主対策設備	電源車～直流給電車～直流母線電路	1	大湊側高台～直流母線	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	自主対策設備	電源車～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線C系及びD系電路	1	大湊側高台～非常用高圧母線C系及びD系	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	自主対策設備	電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM用直流	1	大湊側高台～AM用直流電路	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	自主対策設備	電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM用MCC電路	1	大湊側高台～AM用MCC	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	自主対策設備	第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～非常用高圧母線C系及びD系電路	1	第二GTGエリア～非常用高圧母線C系及びD系	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	自主対策設備	第二ガスタービン発電機～大湊側緊急用高圧母線～AM用MCC電路	1	第二GTGエリア～AM用MCC	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	自主対策設備	第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～非常用高圧母線C系及びD系電路	1	第二GTGエリア～非常用高圧母線C系及びD系	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14
17条の7	自主対策設備	第二ガスタービン発電機～荒浜側緊急用高圧母線～AM用MCC電路	1	第二GTGエリア～AM用MCC	電気機器	○	設備個々に定める	設備個々に定める	1.14

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	自主対策設備	中央制御室待避室・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)カード式空気ポンプユニット	MCR:5	荒浜側高台保管場所	原子炉	○	外観点検	12M	1.16
17条の7	自主対策設備	中央制御室待避室・5号機原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)カード式空気ポンプユニット	TSC:3	荒浜側高台保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.16
17条の7	自主対策設備	ダスト・ヨウ素サンブラ(放射能観測車に搭載)	1	荒浜側高台保管場所	放射線安全	○	・外部点検 ・積算流量 ・タイマー機能確認 ・流量率	13M	1.17
17条の7	自主対策設備	可搬型Geガンマ線多重波高分分析装置	1	免震重要棟	化学管理	○	・分解能 ・ピーク対コンプトン比 ・エネルギー校正 ・相対効率 ・総合動作	13M	1.17
17条の7	自主対策設備	ガスフロー測定装置	1	5号機化学用カウンティング室	化学管理	○	・出力電圧測定 ・ディスクリ測定 ・PT, PC動作 ・プリンタ動作 ・プラトー測定 ・計数効率校正or計数値 ・総合動作	13M	1.17
17条の7	自主対策設備	GM計数装置	1	荒浜側高台保管場所	放射線安全	○	・外観点検 ・プラトー特性確認 ・各部動作確認 ・総合動作試験	1Y	1.17
17条の7	自主対策設備	Geガンマ線多重波高分分析装置	3	6/7号機化学用計測室	化学管理	○	・分解能 ・ピーク対コンプトン比 ・エネルギー校正 ・相対効率 ・総合動作	13M	1.17
17条の7	自主対策設備	テレビ会議システム(社内向)	1	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18
17条の7	自主対策設備	テレビ会議システム	1	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18
17条の7	自主対策設備	よう素測定器装置(放射能観測車に搭載)	1	荒浜側高台保管場所	放射線安全	○	・外観点検 ・エネルギー分解能測定 ・各部動作確認 ・総合動作試験	1Y	1.17
17条の7	自主対策設備	無停電電源装置	9	MP-1~9局舎;各1台	放射線安全	○	・外観点検 ・各部動作確認 ・総合動作試験	1M 1Y	1.17

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	自主対策設備	放射能観測車	1	荒浜側高台保管場所	放射線安全	○	法定点検(車両)	6M, 12M	1.17
17条の7	自主対策設備	移動式待機所	2	荒浜側高台保管場所	タービン	○	法定点検(車両) 外観点検	3M 12M	1.18
17条の7	自主対策設備	ハンドセット スピーカ	259 671	5号機緊急時対策所 各建屋 屋外	電気機器	○	外観点検	1Y	1.18
17条の7	自主対策設備	カードル式空気ポンプユニット	1	荒浜側高台保管場所	タービン	○	外観点検	12M	1.18
17条の7	自主対策設備	電力保安通信用電話設備 固定電話機	75	7号機 R/B T/B C/B 5号機緊急時対策所 中央制御室	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18 1.19
17条の7	自主対策設備	電力保安通信用電話設備 PHS	215	7号機 R/B T/B C/B 5号機緊急時対策所 中央制御室	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18 1.19
17条の7	自主対策設備	電力保安通信用電話設備 FAX	2	5号機緊急時対策所 中央制御室	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18 1.19
17条の7	自主対策設備	衛星電話設備(社内向)	5	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18 1.19
17条の7	自主対策設備	専用電話設備(ホットライン)	7	5号機緊急時対策所	電子通信	○	外観点検 機能確認	6M	1.18 1.19
17条の7	資機材	電源ケーブル(発電機～制御盤用 40m)	3	大湊側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2
17条の7	資機材	電源ケーブル(制御盤～水中ポンプ 45m)	3	大湊側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2
17条の7	資機材	吊り具(吊ワイヤー)	1	大湊側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2
17条の7	資機材	制御盤(発電機及びポンプ接続用)	1	大湊側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2
17条の7	資機材	固縛用ヒモ	6	大湊側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2
17条の7	資機材	耐熱服	4	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.3 1.13
17条の7	資機材	酸素呼吸器	18	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.3 1.13
17条の7	資機材	不織布カバーオール	1890	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.18
17条の7	資機材	不織布カバーオール	420	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.16

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	綿手袋	1890	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.18
17条の7	資機材	綿手袋	420	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.16
17条の7	資機材	ゴム手袋	3780	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.12 1.14 1.18
17条の7	資機材	ゴム手袋	840	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.12 1.14 1.16
17条の7	資機材	チャコールフィルタ	3780	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.18
17条の7	資機材	チャコールフィルタ	420	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.16
17条の7	資機材	アノラック	945	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.18

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	アノラック	420	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.16
17条の7	資機材	タングステンベスト	14	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.18
17条の7	資機材	全面マスク	810	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.12 1.14 1.18
17条の7	資機材	全面マスク	280	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.12 1.14 1.16
17条の7	資機材	セルフエアセット	4	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.18
17条の7	資機材	セルフエアセット	4	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.16

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	個人線量計	180	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.12 1.14 1.18
17条の7	資機材	個人線量計	70	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.12 1.14 1.16
17条の7	資機材	電動ファン付き全面マスク(ろ過式呼吸用保護具用)	80	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.4 1.5 1.6 1.8 1.10 1.11 1.12 1.14 1.15 1.18
17条の7	資機材	チャコールフィルタ(電動ファン付き全面マスク用)	560	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.18
17条の7	資機材	電動ファン付き全面マスク(ろ過式呼吸用保護具用)	20	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	チャコールフィルタ(電動ファン付き全面マスク用)	140	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	メガー(1000V/500V/250V)	1	5号機緊急時対策所または中央制御室	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.5
17条の7	資機材	緊急用工具袋(ピンクバック)	1	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.14
17条の7	資機材	養生シート、固縛紐	1	大湊側高台保管場所(電源車内に収納)	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.14
17条の7	資機材	メガー(1000V/500V/250V)	1	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.14

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	テスター	1	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.14
17条の7	資機材	接地棒	1	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.14
17条の7	資機材	絶縁マット	1	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.14
17条の7	資機材	絶縁ゴム長靴	1	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.14
17条の7	資機材	絶縁ゴム手袋	1	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.14
17条の7	資機材	工具セット(ドライバー、レンチ、ペンチ、ニッパー、電工ナイフ、 圧着工具、ハンマー、ボルト、ナット、金へら、レガテープ、エン パイヤクロス、エフコテープ、ビニルテープ)	1	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.14
17条の7	資機材	平編導線	1	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.4
17条の7	資機材	ヨウ素剤	1440	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.18
17条の7	資機材	ヨウ素剤	320	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	水(1.5L)	2520	5号機緊急時対策所	労務人事	—	資機材管理による	資機材管理による	1.18
17条の7	資機材	水(1.5L)	280	中央制御室	労務人事	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	食料	3780	5号機緊急時対策所	労務人事	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	食料	420	中央制御室	労務人事	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ホースブリッジ	64	車載	タービン	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.6
17条の7	資機材	ホースバンド	30	車載	タービン	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.6
17条の7	資機材	懐中電灯	6	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.6 1.8 1.0 1.11 1.14
17条の7	資機材	ボルトカッター	1	車載	タービン	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.6 1.8 1.10 1.11

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	電離箱式サーベイメータ	8	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.17 1.18
17条の7	資機材	電離箱式サーベイメータ	2	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16 1.17
17条の7	資機材	ユニック車	1	大湊側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5
17条の7	資機材	ユニック車	1	荒浜側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5
17条の7	資機材	トラクタ	1	大湊側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5
17条の7	資機材	トラクタ	1	荒浜側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5
17条の7	資機材	資機材トレーラー	1	大湊側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5
17条の7	資機材	工具・治具	1	資機材トレーラー内	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5
17条の7	資機材	吊り具(吊ワイヤー, シャックル, チェンブロック)	1	荒浜側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.15
17条の7	資機材	可搬型格納容器窒素供給設備ホース	8	資機材置場	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.7 1.9
17条の7	資機材	ホースバンド	2	車載	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.7 1.9
17条の7	資機材	靴下	1890	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.18
17条の7	資機材	靴下	420	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.16
17条の7	資機材	帽子	1890	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.18
17条の7	資機材	帽子	420	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5 1.7 1.9 1.16
17条の7	資機材	汚染区域用靴	40	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.7 1.9 1.18
17条の7	資機材	レバーブロック	2	7号機 R/B 屋上出入口(北側)	建築	—	資機材管理による	資機材管理による	1.10

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	コンテナ	61	大湊側高台保管場所 荒浜側高台保管場所	タービン	—	資機材管理による	資機材管理による	1.10 1.11 1.12
17条の7	資機材	懐中電灯	8	5号機緊急時対策所	タービン	—	資機材管理による	資機材管理による	1.11 1.12
17条の7	資機材	懐中電灯	6	5号機緊急時対策所	防災安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.12
17条の7	資機材	帯電防止袋	1	ローリ車載	保全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	充電レシブソー	1	荒浜側高台保管場所	保全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	充電インパクトドライバー	1	荒浜側高台保管場所	保全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	給油用アタッチメント(免震棟地下軽油タンク用)	1	ローリ車載	保全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	給油用アタッチメント(GTG地下軽油タンク用)	1	ローリ車載	保全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	懐中電灯	2	5号機緊急時対策所	保全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	ユニック昇降用階段	2	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	長靴(現場状況により使用)	6	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	トルクレンチ(ソケット含む)	1	ローリ車載	保全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	低圧ゴム手袋(専用バッグに収納)	2	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	絶縁抵抗計(専用バッグに収納)	1	非常用物品庫	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	サンダーバフ	1	荒浜側高台保管場所	保全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	検電器(高圧用検電器)	1	5号機緊急時対策所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	ケーブルドラムジャッキ	1	大湊側高台保管場所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	かんざし	1	大湊側高台保管場所	電気機器	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	オイル吸着シート	1	ローリ車載	保全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	GTG地下軽油タンク給油口南京錠のカギ	1	5号機緊急時対策所	保全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	低圧絶縁ゴム手袋[中操]	2	中央制御室	計測制御	—	資機材管理による	資機材管理による	1.15
17条の7	資機材	接続ケーブル[中操]	23	中央制御室	計測制御	—	資機材管理による	資機材管理による	1.15
17条の7	資機材	プラスドライバー[中操]	2	中央制御室	計測制御	—	資機材管理による	資機材管理による	1.15
17条の7	資機材	ランタン	4	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ランタン	4	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	養生シート	3	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	養生シート	2	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	マジック	2	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	マジック	2	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ボンベトラック車(5台)	5	荒浜側高台保管場所	原子炉	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ポリ袋	25	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ポリ袋	20	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ホースキャップ	2	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ホースキャップ	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ヘルメット掛け	1	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ヘルメット掛け	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	フェンス	28	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	フェンス	4	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	微粒子フィルタ	3	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	微粒子フィルタ	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	バリア	4	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	バリア	2	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	はさみ	6	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	はさみ	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	バケツ	2	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	バケツ	2	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	粘着マット	2	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	粘着マット	2	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	トレイ	1	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	トレイ	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	電動送風機	2	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	電動送風機	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	テープ	5	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	送風ユニットBOX	2	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	送風ユニットBOX	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	送風ホース	2	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	送風ホース	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	蛇腹ホース	3	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	蛇腹ホース	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	簡易タンク	1	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	簡易シャワー	1	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	可搬型空気浄化装置	3	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	可搬型空気浄化装置	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	活性炭フィルタ	3	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	エアータント	4	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ウェットティッシュ	10	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ウエス	2	5号機 R/B 3階	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	乾電池内蔵型照明	4	中央制御室	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	乾電池内蔵型照明	7	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.18
17条の7	資機材	テープ	3	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	簡易タンク	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	簡易シャワー	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	活性炭フィルタ	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	エアータント	2	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ウェットティッシュ	2	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	ウエス	1	6号機 C/B B1F クリーンアクセス通路	放射線管理	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	汚染防護服	1890	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16 1.18
17条の7	資機材	個人線量計	180	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16 1.18
17条の7	資機材	全面マスク	810	5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16 1.18

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	養生シート	30	大湊側高台保管場所 荒浜側高台保管場所 5号機緊急時対策所	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.17
17条の7	資機材	遮蔽材	9	MP-1～9	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.17
17条の7	資機材	検出器保護カバー	18	MP-1～9局舎;各2個	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.17
17条の7	資機材	風向風速計	1	構内車庫	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.17
17条の7	資機材	風向風速計	1	免震重要棟	放射線安全	—	資機材管理による	資機材管理による	1.17
17条の7	資機材	簡易トイレ	3	5号機緊急時対策所	総務	—	資機材管理による	資機材管理による	1.18
17条の7	資機材	一般テレビ(回線, 機器)	1式	5号機緊急時対策所	労務人事	—	資機材管理による	資機材管理による	1.18
17条の7	資機材	社内パソコン(回線, 機器)	84	5号機緊急時対策所	業務システム	—	資機材管理による	資機材管理による	1.18
17条の7	資機材	設備図書	1	5号機緊急時対策所	安全総括	—	資機材管理による	資機材管理による	1.18
17条の7	資機材	検相器	1	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	高圧用検電器	1	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	低圧用検電器	1	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	デジタルテスタ	2	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2
17条の7	資機材	懐中電灯	10	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.14 1.15 1.16
17条の7	資機材	乾電池内蔵型照明(三脚タイプ)	4	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	乾電池内蔵型照明(ランタンタイプ)	17	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16
17条の7	資機材	革手袋	2	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5
17条の7	資機材	高圧絶縁ゴム手袋	1	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	低圧絶縁ゴム手袋	2	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.3 1.5 1.7 1.9 1.14 1.15
17条の7	資機材	絶縁長靴	1	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	絶縁マット	1	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	接地棒	1	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	偏平導線	1	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.14
17条の7	資機材	ウィルキー	7	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.10 1.11 1.16
17条の7	資機材	スパナ	8	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.3 1.4 1.5 1.6 1.7 1.8 1.14
17条の7	資機材	トルクレンチ	1	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.4 1.6 1.7 1.8
17条の7	資機材	モンキーレンチ	1	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.5
17条の7	資機材	ラチェットレンチ	2	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.3 1.14
17条の7	資機材	六角レンチ	2	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.16

重大事故等及び大規模損壊対応に必要な設備・資機材一覧表(案)

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
17条の7	資機材	ブラスドライバー	2	中央制御室	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.3 1.5 1.6 1.7 1.8 1.9 1.15
17条の7	資機材	ポンベ運搬台車	1	7号機 R/B 4階	発電	—	資機材管理による	資機材管理による	1.3
17条の8	大規模損壊設備	水槽付消防ポンプ自動車(A-II級)	1	自衛消防隊建屋	モバイル設備管理	○	法定点検(車両) 外観点検 分解点検	3M、12M 12M 120M	1.12
17条の8	大規模損壊設備	化学消防自動車(A-II級)	1	自衛消防隊建屋	モバイル設備管理	○	法定点検(車両) 外観点検 分解点検	3M、12M 12M 120M	1.12
17条の8	大規模損壊設備	化学消防自動車(A-II級)	1	荒浜側高台保管場所	モバイル設備管理	○	法定点検(車両) 外観点検 分解点検	3M、12M 12M 120M	1.12
17条の8	大規模損壊設備	大型化学高所放水車	1	荒浜側高台保管場所	モバイル設備管理	○	法定点検(車両) 艀装部点検	3M、12M 12M	1.12

4 . サーベランス頻度の設定について

BWR 6 社で作成した「保安規定変更に係る基本方針」(令和元 年 8 月 1 日 改訂 3) (以下, 「基本方針」という。) では, 運転上の制限を設定している設備に対する定期的に運転上の制限を満足しているかの確認 (以下, 「サーベランス」という。) を実施する頻度について, 以下のとおり整理している。[記載箇所: 4 . 2 - 2 頁]

4 . 2 サーベランスの設定方針

(2) サーベランス頻度

b . 重大事故等対処設備のサーベランス頻度の設定

重大事故等対処設備には常設設備と可搬設備があり, 常設設備は系統に接続されているか, 容易に接続可能な状態となっており, 可搬設備については系統と切り離して保管された状態となっている。この可搬設備のサーベランス頻度は, 運用管理の観点から当面, 保守管理計画に定める点検計画の点検頻度のうち最も短い 3 ヶ月毎を上限とする。常設設備については, 保守管理計画に定める点検計画の点検・補修の実施頻度以内で設定する。

5 . 柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉におけるサーベランス頻度の設定

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉に整備する常設及び可搬設備の重大事故等対処設備の点検計画 (案) と, 柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請 (補正) に記載しているサーベランスの内容および頻度について, 別紙のとおり整理し, すべての重大事故等対処設備について, 点検計画実施頻度以内にサーベランスを規定することを確認する。

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
代替制御棒挿入機能	66-1-1	機能検査を実施する。	定事検停止時	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	1.機能・性能試験	1 C
原子炉圧力高	66-1-1	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。 論理回路機能検査を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時 定事検停止時	原子炉圧力 (B21-PT012A～C)	1.特性試験	1 3 M
原子炉水位異常低（レベル2）	66-1-1	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。 論理回路機能検査を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時 定事検停止時	原子炉水位（広帯域） (B21-LT023A～D)	1.特性試験	1 3 M
手動ARI	66-1-1	論理回路機能検査を実施する。	定事検停止時	手動ARI	1.機能・性能試験	1 C
代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	66-1-2	機能検査を実施する。	定事検停止時	ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	1.機能・性能試験	1 C
原子炉圧力高	66-1-2	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。 論理回路機能検査を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時 定事検停止時	原子炉圧力 (B21-PT012A～C)	1.特性試験	1 3 M
原子炉水位低（レベル3）	66-1-2	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。 論理回路機能検査を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時 定事検停止時	原子炉水位（狭帯域） (B21-LT022A～C)	1.特性試験	1 3 M
原子炉水位異常低（レベル2）	66-1-2	原子炉の状態が運転及び起動において、動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。 論理回路機能検査を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時 定事検停止時	原子炉水位（広帯域） (B21-LT023A～C)	1.特性試験	1 3 M

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
RIP-ASD 手動スイッチ	66-1-2	論理回路機能検査を実施する。	定事検停止時	RIP-ASD手動スイッチ	1.機能・性能試験	1C
高圧代替注水 系ポンプ	66-2-1	高圧代替注水系ポンプが動作可能であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	待機状態となる前に1回	高圧代替注水系ポンプ (E61-C001)	1.機能・性能試験	1C
	66-2-1	原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系ポンプの流量が図66-2-1に定める領域内にあることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回			
	66-2-1		1ヶ月に1回			
高圧代替注水 系注入弁	66-2-1	高圧代替注水系における注入弁が開すること及び原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁が動作可能（中操全閉）であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	待機状態となる前に1回	高圧代替注水系注入弁 (E61-F004)	1.分解点検	130M
	66-2-1	高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止後の原子炉起動中に1回			
	66-2-1	原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上において、高圧代替注水系における注入弁が開することを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回			
原子炉隔離時 冷却系過酷事 故時蒸気止め 弁	66-2-1	高圧代替注水系における注入弁が開すること及び原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁が動作可能（中操全閉）であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	待機状態となる前に1回	原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め弁 (E51-F034)	1.分解点検	130M
高圧代替注水 系及び原子炉 隔離時冷却系 (現場起動)	66-2-2	適用される原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、高圧代替注水系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作レバー及びハンドルが取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	左記サーベランスは、資機材等の確認により運転上の制限を担保するためのものではない。		
	66-2-2	適用される原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上）において、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作レバー及びハンドルが取り付けられていることを確認する。	1ヶ月に1回	左記サーベランスは、資機材等の確認により運転上の制限を担保するためのものではない。		

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
ほう酸水注入 系ポンプ	66-2-3	定事検停止時に、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認する。	定事検停止時	ほう酸水注入ポンプ (C41-C001A,B)	1.機能・性能試験	1C
	66-2-3	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水注入ポンプの吐出圧力が8.43MPa[gage]以上であることを確認する。また、ポンプの運転確認後、ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。	1ヶ月に1回			
ほう酸水注入 系貯蔵タンク	66-2-3	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、ほう酸水貯蔵タンクの液位及び温度が図24-1,2の範囲内であることを確認する。	毎日1回	左記サーベランスは、水量、濃度等の確認により運転上の制限を担保するためのものであり、点検計画における「点検及び試験の項目」等に準拠するものではない。		
代替自動減圧 機能	66-3-1	機能検査を実施する。	定事検停止時	代替自動減圧機能	1.機能・性能試験	1C
原子炉水位異 常低（レベル 1）	66-3-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。 論理回路機能検査を実施する。	1ヶ月に1回	原子炉水位（広帯域） (B21-LT003E~G)	1.特性試験	13M
			定事検停止時			
			定事検停止時			
残留熱除去系 ポンプ吐出圧 力高	66-3-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止（原子炉圧力が1.03MPa[gage]以上の場合）において、動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。 論理回路機能検査を実施する。	1ヶ月に1回	RHRポンプ吐出圧力 (E11-PT003A-1,B-1,C-1)	1.特性試験	13M
			定事検停止時			
			定事検停止時			
始動タイマ	66-3-1	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	限時継電器 (B21-T463A,B)	1.特性試験	13M
自動減圧系の 起動阻止スイ ッチ	66-3-1	論理回路機能検査を実施する。	定事検停止時	自動減圧系の起動阻止スイッチ	1.機能・性能試験	1C
主蒸気逃がし 安全弁（手動 減圧）	66-3-2	主蒸気逃がし安全弁の性能検査を実施する。	定事検停止時	主蒸気逃がし安全弁	1.機能・性能試験	1C
AM用切替装 置（SRV）	66-3-3	原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、AM用切替装置（SRV）が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	AM用切替装置（SRV）	1.機能・性能試験	1C

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
逃がし安全弁 用可搬型蓄電池	66-3-3	逃がし安全弁用可搬型蓄電池の蓄電池電圧が131V以上であることを確認する。	定事検停止時	逃がし安全弁用可搬型蓄電池（DC用） （Z13-K7E/S-001, 13-K7E/S-007）	1.機能・性能試験	1C
		原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、逃がし安全弁用可搬型蓄電池が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
非常用窒素ガス供給弁 常用・非常用窒素ガス連絡弁 常用窒素ガス供給止め弁	66-3-3	高圧窒素ガス供給系A系及びB系の供給圧力の設定値が [] MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに、非常用窒素ガス供給弁、常用・非常用窒素ガス連絡弁及び常用窒素ガス供給止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	HPIN非常用窒素ガス供給弁 （P54-MO-F003A,B） HPIN常用・非常用窒素ガス連絡弁 （P54-MO-F012A,B） HPIN常用窒素ガス供給止弁 （P54-MO-F203）	1.分解点検	130M
高圧窒素ガスポンベ	66-3-3	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、高圧窒素ガスポンベの外観点検、規定圧力を確認し、使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ	1.外観点検	1C
復水移送ポンプ	66-4-1	復水移送ポンプ1台運転にて、揚程が [] m以上、流量が [] m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台で流量が [] m ³ /h以上、復水移送ポンプ1台で流量が [] m ³ /h以上確保可能であることを確認する。	定事検停止時	復水移送ポンプ （P13-C001A,B,C）	1.機能・性能試験	1C
	66-4-1	原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換において、復水移送ポンプ2台が動作可能であること、冷温停止及び燃料交換※においては、復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回			
復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	66-4-1	復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	MUWC T/B負荷遮断弁 （P13-MO-F029）	1.分解点検	130M
低圧注水系注入隔離弁及び洗浄水弁	66-4-1	原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	RHR注入弁 （E11-MO-F005A,B） RHR注入ライン洗浄水止め弁 （E11-MO-F032A,B）	1.分解点検	130M
—	66-4-2	—	—	—	—	—
よう素フィルタ	66-5-1	よう素フィルタの性能検査を実施する。	定事検停止時	FVヨウ素除去フィルタ （T61-D008A,B）	1.機能・性能試験	1C

※：原子炉の状態が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
フィルタ装置	66-5-1	フィルタ装置の性能検査を実施する。	定事検停止時	原子炉格納容器フィルタベント装置 (T61-D005)	1.機能・性能試験	1C
		原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器圧力逃がし装置が使用可能であることを確認する。また、系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	1ヶ月に1回			
		フィルタ装置のスクラバ水の水酸化ナトリウムの濃度が <input type="text"/> wt%以上であること及びpHが <input type="text"/> 以上であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動前に1回			
		原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、フィルタ装置のスクラバ水位が500mm以上及び2200mm以下であることを確認する。	1ヶ月に1回			
ドレン移送ポンプ	66-5-1	ドレン移送ポンプの流量が9.1m ³ /h、揚程が14.3m以上であることを確認する。	定事検停止時	FV容器ドレン移送ポンプ (T61-C002A,B)	1.機能・性能試験	1C
電動駆動弁、 空気駆動弁及び遠隔手動操作設備	66-5-1	必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備 (T61-AO-F001) (T31-AO-F019,F022) (T31-MO-F070,F072)	1.分解点検	65M
スクラバ水pH制御装置	66-5-1	スクラバ水pH制御装置の性能検査を実施する。	定事検停止時	スクラバ水pH制御設備（可搬型） (6,7号機共用)	1.分解点検	91M
	66-5-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、スクラバ水pH制御装置が動作可能であることを確認する。また、水酸化ナトリウムの保有量が <input type="text"/> L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回			
遠隔空気駆動弁操作作用ポンプ	66-5-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作作用ポンプが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	・PCVフィルタベント容器側隔離弁操作作用空気ボンベ ・PCVベントライン排気筒側隔離弁操作作用空気ボンベ	1.外観点検	1C
電動駆動弁、 空気駆動弁及び遠隔手動操作設備	66-5-2	必要な電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動操作設備を用いた弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	電動駆動弁、空気駆動弁及び遠隔手動弁操作設備 (T61-AO-F002) (T31-AO-F019,F022) (T31-MO-F070,F072)	1.分解点検	65M
耐圧強化ベント系	66-5-2	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、耐圧強化ベント系が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回			

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
遠隔空気駆動 弁操作用ポン ペ	66-5-2	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、遠隔空気駆動弁操作用ポンペが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	・PCVフィルタベント容器側隔離 弁操作用空気ポンペ ・PCVベントライン排気筒側隔離 弁操作用空気ポンペ	1.外観点検	1C
可搬型窒素供 給装置	66-5-3	可搬型窒素供給装置の吐出圧力が0.5MPa、流量が70Nm ³ /h（窒素純度99%以上※ ² にて）であることを確認する。 ※2：酸素濃度1%未満であることをもって確認する。	定事検停止時	可搬型窒素供給装置（6,7号機共用）	1.外観点検	1C
	66-5-3	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、可搬型窒素供給装置が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
熱交換器ユニ ット	66-5-4	熱交換器ユニット（P27-D2000,D3000,D4000）の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が650m ³ /h以上で揚程が65m以上。 ・流量が680m ³ /h以上で揚程が56m以上。 ・流量が700m ³ /h以上で揚程が53m以上。	2年に1回	・熱交換器ユニット（東芝製） （6,7号機共用）（P27- D2000,D3000,D4000） ・熱交換器ユニット（日立製） （6,7号機共用） （P27-D1000,D5000）	1.分解点検	10Y
	66-5-4	熱交換器ユニット（P27-D1000,D5000）の代替原子炉補機冷却水ポンプの流量及び揚程が以下を満足していることを確認する。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で揚程が <input type="text"/> m以上。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で揚程が <input type="text"/> m以上。 ・流量が <input type="text"/> m ³ /h以上で揚程が <input type="text"/> m以上。	2年に1回			
	66-5-4	熱交換器ユニットが動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
大容量送水車 （熱交換器ユニ ット用）	66-5-4	大容量送水車（熱交換器ユニット用）の流量が1100m ³ /h以上で吐出圧力が0.61MPa以上であることを確認する。	1年に1回	大容量送水車（熱交換器ユニット 用）（6,7号機共用）	1.分解点検	10Y
	66-5-4	大容量送水車（熱交換器ユニット用）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回		2.外観点検	1Y
常用冷却水供 給側分離弁及 び常用冷却水 戻り側分離弁	66-5-4	原子炉補機冷却水系における常用冷却水供給側分離弁及び常用冷却水戻り側分離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	RCW常用冷却水供給側分離弁 （P21-MO-F016A,B,C） RCW常用冷却水戻り側分離弁 （P21-MO-F037A,B,C）	1.分解点検	130M

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
残留熱除去系 熱交換器冷却 水止め弁	66-5-4	原子炉補機冷却系における残留熱除去系熱交換器冷却水止め弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	RCW RHR熱交換器冷却水出口弁 (P21-MO-F042A,B,C)	1.分解点検	130M
復水移送ポン プ	66-5-5	復水移送ポンプ1台運転にて揚程が [] m以上、流量が [] m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポンプ2台運転で、流量が [] m ³ /h以上確保可能以上であることを確認する。	定事検停止時	復水移送ポンプ (P13-C001A,B,C)	1.機能・性能試験	1C
	66-5-5	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、復水移送ポンプ2台が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回			
残留熱除去系 高圧炉心注水 系第一止め弁 残留熱除去系 高圧炉心注水 系第二止め弁 下部ドライウ ェル注水ライ ン隔離弁 下部ドライウ ェル注水流量 調節動弁	66-5-5	残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁及び残留熱除去系高圧炉心注水系第二止め弁、下部ドライウエル注水ライン隔離弁及び下部ドライウエル注水流量調節弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	RHR系HPCF系第一止め弁 (E11-MO-F061) RHR系HPCF系第二止め弁 (E11-MO-F062) MUWC下部ドライウエル注水ライン隔離弁 (P13-MO-F095) MUWC下部ドライウエル注水流量調節弁 (P13-MO-F094)	1.分解点検	130M
復水補給水系 タービン建屋 負荷遮断弁	66-5-5	復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	MUWC T/B負荷遮断弁 (P13-MO-F029)	1.分解点検	130M
低圧注水系A 系及びB系 注入隔離弁 洗浄水弁	66-5-5	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、低圧注水系A系及びB系における注入隔離弁及び洗浄水弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	RHR注入弁 (E11-MO-F005A,B) RHR注入ライン洗浄水止め弁 (E11-MO-F032A,B)	1.分解点検	130M

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
格納容器スプレ イ冷却系B 系 洗浄水弁 格納容器冷却 ライン隔離弁 格納容器冷却 流量調節弁 圧力抑制室ス プレイ注入隔 離弁	66-5-5	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、格納容器スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレイ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1ヶ月に1回	RHR注入ライン洗浄水止め弁 (E11-MO-F032B) RHR格納容器冷却ライン隔離弁 (E11-MO-F018B) RHR格納容器冷却流量調節弁 (E11-MO-F017B) RHR S/Pスプレイ注入隔離 弁 (E11-MO-F019B)	1.分解点検	130M
—	66-5-6	—	—	—	—	—
復水移送ポン プ	66-6-1	復水移送ポンプ1台運転にて揚程が□m以上、流量が□ □m ³ /h以上であることを確認することで、復水移送ポ ンプ2台で流量が□m ³ /h以上確保可能であるこ とを確認する。	定事検停止時	復水移送ポンプ (P13-C001A,B,C)	1.機能・性能試験	1C
	66-6-1	原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、復水移送 ポンプ2台が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回			
タービン建屋 負荷遮断弁	66-6-1	復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可 能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に 際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	MUWC T/B負荷遮断弁 (P13-MO-F029)	1.分解点検	130M
格納容器スプレ イ冷却系B 系における洗 浄水弁、格納 容器冷却ライ ン隔離弁、格 納容器冷却流 量調節弁及び 圧力抑制室ス プレイ注入隔 離弁	66-6-1	原子炉の状態が運転、起動、高温停止において、格納容器 スプレイ冷却系B系における洗浄水弁、格納容器冷却ライ ン隔離弁、格納容器冷却流量調節弁及び圧力抑制室スプレ イ注入隔離弁が動作可能であることを確認する。また、動 作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認 する。	1ヶ月に1回	RHR注入ライン洗浄水止め弁 (E11-MO-F032B) RHR格納容器冷却ライン隔離弁 (E11-MO-F018B) RHR格納容器冷却流量調節弁 (E11-MO-F017B) RHR S/Pスプレイ注入隔離 弁 (E11-MO-F019B)	1.分解点検	130M
—	66-6-2	—	—	—	—	—

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
復水移送ポン プ	66-7-1	復水移送ポンプ1台運転にて揚程が <input type="text"/> m, 流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上であることを確認する。	定事検停止時	復水移送ポンプ (P13-C001A,B,C)	1.機能・性能試験	1C
	66-7-1	原子炉の状態が運転, 起動及び高温停止において, 復水移送ポンプ1台が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回			
下部ドライウ ェル注水流量 調節弁及び下 部ドライウエ ル注水ライン 隔離弁	66-7-1	復水補給水系における下部ドライウエル注水流量調節弁及び下部ドライウエル注水ライン隔離弁が動作可能であることを確認する。また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する	定事検停止時	MUWC 下部ドライウエル注水流量調節弁 (P13-MO-F094) MUWC 下部ドライウエル注水ライン隔離弁 (P13-MO-F095)	1.分解点検	130M
タービン建屋 負荷遮断弁	66-7-1	復水補給水系におけるタービン建屋負荷遮断弁が動作可能であることを確認する。また, 動作確認後, 動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	MUWC T/B 負荷遮断弁 (P13-MO-F029)	1.分解点検	130M
—	66-7-2	—	—	—	—	—
静的触媒式水 素再結合器	66-8-1	静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを確認する。	定事検停止時	静的触媒式水素再結合器 (T71-D001-1~56)	1.機能・性能試験	1C
	66-8-1	原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換 [*] において, 所要数の静的触媒式水素再結合器が動作可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回			
原子炉建屋水 素濃度	66-8-2	原子炉の状態が運転, 起動, 高温停止, 冷温停止及び燃料交換 [*] において, 動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回	R/B オペフロ水素濃度 (P91-H2E001A,B,C) 原子炉建屋水素濃度 (P91-H2E003A,B,C,D,E)	1.特性試験	13M
	66-8-2	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時			
可搬型代替注 水ポンプ (A -1級)	66-9-1	可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を起動し, 可搬型代替注水ポンプ (A-1級) の流量が <input type="text"/> m ³ /h 以上で, 吐出圧力が <input type="text"/> MPa [gage] 以上であることを確認する。	1年に1回	可搬型代替注水ポンプ A 1	1.分解点検	10Y
	66-9-1	可搬型代替注水ポンプ (A-1級) 及び可搬型代替注水ポンプ (A-2級) を起動し, 可搬型代替注水ポンプ (A-1級) が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回		2.外観点検	1Y
可搬型スプレ イヘッド	66-9-1	可搬型スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回	可搬型スプレイヘッド	1.外観点検	1Y
常設スプレ イヘッド	66-9-1	常設スプレイヘッドが使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	SFP 常設スプレイヘッド	1.外観点検	1C

※：原子炉の状態が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で, かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され, かつプールゲートが開の場合

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
燃料プール冷却浄化系ポンプ	66-9-2	燃料プール冷却浄化系ポンプの流量が \square m ³ /h 以上で、全揚程が \square m 以上であることを確認する。	1年に1回	燃料プール冷却浄化系ポンプ (G41-C001A,B)	1.機能・性能試験	1C
	66-9-2	燃料プール冷却浄化系ポンプが起動することを確認する。	1ヶ月に1回			
FPCろ過脱塩器第一入口弁、FPCろ過脱塩器第二入口弁、FPCろ過脱塩器出口弁及びFPCろ過脱塩器バイパス弁	66-9-2	FPCろ過脱塩器第一入口弁、FPCろ過脱塩器第二入口弁、FPCろ過脱塩器出口弁及びFPCろ過脱塩器バイパス弁が動作可能であることを確認する。また、動作確認後、動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	1年に1回	FPC F/D第一入口弁 (G41-MO-F005A) FPC F/D第二入口弁 (G41-MO-F005B) FPC F/D出口弁 (G41-MO-F013) FPC F/Dバイパス弁 (G41-MO-F021A,B)	1.分解点検	130M
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA広域）	66-9-3	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	使用済燃料貯蔵プール（広域）水位／温度 (G41-L/TE101,102,104,106,108 110,111,112,113,114,115,116 118,119) (G41-TE120)	1.特性試験	13M
		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回			
使用済燃料貯蔵プール水位・温度（SA）	66-9-3	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	使用済燃料貯蔵プール温度 (G41-TE102-1~8) 使用済燃料貯蔵プールエリア雰囲気温度 (G41-TE103)	1.特性試験	13M
		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回			
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	66-9-3	チャンネル校正を実施する。	定事検停止時	使用済燃料プール放射線モニタ（高レンジ） (D21-RE036) 使用済燃料プール放射線モニタ（低レンジ） (D21-RE035)	1.特性試験	13M
		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作不能でないことを指示により確認する。	1ヶ月に1回			
使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	66-9-3	機能検査を実施する。	定事検停止時	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ (U51-ITVNO.IRSFP) SFPカメラ空冷装置 (U51-D-001,002,003)	1.機能・性能試験	1C
		使用済燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回			

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
大容量送水車 （原子炉建屋 放水設備用）	66-10-1	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を起動し、吐出圧力 <input type="text"/> MPa[gage]以上、流量が <input type="text"/> m ³ /h以上であることを確認する。	1年に1回	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）	1.分解点検	10Y
	66-10-1	大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回		2.外観点検	1Y
放水砲	66-10-1	放水砲が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放水砲	1.外観点検	1Y
泡原液混合装置	66-10-1	泡原液混合装置が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	泡原液混合装置	1.外観点検	1Y
泡原液搬送車	66-10-1	泡原液搬送車が使用可能であること及び泡消火薬剤の備蓄量が646L以上あることを確認する。	3ヶ月に1回	泡原液搬送車	1.外観点検	1Y
汚濁防止膜	66-10-2	汚濁防止膜について、所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	汚濁防止膜（大湊側放水口（A3）用シルトフェンス）（Y22-D-003A-1） 汚濁防止膜（大湊側取水口（B8）用シルトフェンス）（Y22-D-008B-1） 汚濁防止膜（大湊側取水口（B7）用シルトフェンス）（Y22-D-007B-1） 汚濁防止膜（大湊側取水口（B6）用シルトフェンス）（Y22-D-006B-1）	1.外観点検	1Y
小型船舶（汚濁防止膜設置用）	66-10-2	小型船舶（汚濁防止膜設置用）について、所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	小型船舶（汚濁防止膜設置用）（大湊側）（Y22-E-001）	1.外観点検	1Y
放射性物質吸着材	66-10-2	放射性物質吸着材について、所要数が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	放射性物質吸着剤（5号炉雨水集水柙用） 放射性物質吸着剤（7号炉雨水集水柙用） 放射性物質吸着剤（フラップゲート用）	1.機能・性能試験	1.5Y
復水貯蔵槽	66-11-1	原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換 [*] において、復水貯蔵槽の水位を確認する。	24時間に1回	左記サーベランスは、水量、濃度等の確認により運転上の制限を担保するためのものであり、点検計画における「点検及び試験の項目」等に準拠するものではない。		

※：原子炉の状態が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが閉の場合

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
—	66-11-2	—	—	—	—	—
大容量送水車 （海水取水 用）	66-11-3	大容量送水車（海水取水用）を起動し、流量が [] m ³ /h以上で、吐出圧力が [] MPa[gage]以上であることを確認する。	1年に1回	大容量送水車（海水取水用）	1.分解点検	10Y
	66-11-3	大容量送水車（海水取水用）を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回		2.外観点検	1Y
第一ガスター ビン発電機	66-12-1	第一ガスタービン発電機を起動し、運転状態（電圧等）、に異常のないことを確認する。	定事検停止時	第一ガスタービン発電機	1.機能・性能試験	1C
	66-12-1	第一ガスタービン発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回			
第一ガスター ビン発電機用 燃料タンク	66-12-1	第一ガスタービン発電機用燃料タンクの油量が20kL以上であることを確認する。ただし、第一ガスタービン発電機の運転中及び運転終了後12時間を除く。	1ヶ月に1回	左記サーベランスは、水量、濃度等の確認により運転上の制限を担保するためのものであり、点検計画における「点検及び試験の項目」等に準拠するものではない。		
第一ガスター ビン発電機用 燃料移送ポン プ	66-12-1	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプを起動し、動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ (R53-C102A,B)	1.機能・性能試験	3Y
電源車	66-12-2	電源車を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	2年に1回	電源車	1.分解点検	5Y
	66-12-2	電源車を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
号炉間電力融 通ケーブル （常設）	66-12-3	号炉間電力融通ケーブル（常設）が使用可能であることを確認する。	1ヶ月に1回	号炉間電力融通ケーブル（常設） (6,7号機共用)	1.機能・性能試験	6M
号炉間電力融 通ケーブル （可搬型）	66-12-3	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	号炉間電力融通ケーブル（可搬）	1.外観点検	6M
所内蓄電式直 流電源設備及 び常設代替直 流電源設備	66-12-4	所内蓄電式直流電源設備及び常設代替直流電源設備（蓄電池及び充電器）の機能を確認する。	定事検停止時	所内蓄電式直流電源設備	1.機能・性能試験 （蓄電池）	1C
					1.特性試験 （充電器）	39M
直流125V 蓄電池A	66-12-4	原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※において、直流125V蓄電池Aの浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	直流125V蓄電池（7A） (R42-J002A)	1.機能・性能試験 （蓄電池）	6M

※：原子炉の状態が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが開の場合

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
直流125V 蓄電池A-2	66-12-4	原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※において、直流125V蓄電池A-2の浮動充電時の蓄電池電圧が126V以上であることを確認する。	1週間に1回	直流125V蓄電池（7A-2） （R42-J002A-2）	1.機能・性能試験 （蓄電池）	6M
AM用直流125V蓄電池	66-12-4	AM用直流125V蓄電池について、浮動充電時の蓄電池電圧が128V以上であることを確認する。	1週間に1回	AM用直流125V蓄電池 （R42-J002）	1.機能・性能試験 （蓄電池）	6M
直流125V 充電器A及び 直流125V 充電器A-2	66-12-4	原子炉の状態が運転、起動、高温停止、冷温停止及び燃料交換※において、直流125V充電器A及び直流125V充電器A-2の出力電圧を確認する。	1週間に1回	直流125V充電器盤 7A （R42-P006A） 直流125V充電器盤 7A-2 （R42-P006A-2）	1.特性試験 （充電器）	39M
AM用直流125V充電器	66-12-4	AM用直流125V充電器の出力電圧を確認する。	1週間に1回	AM用直流125V充電器盤 （R42-P006）	1.特性試験 （充電器）	39M
—	66-12-5	—	—	—	—	—
代替所内電気 設備	66-12-6	代替所内電気設備からの給電系が使用可能であることを外観点検により確認する。	1ヶ月に1回	AM用MCC （7B-1A,7B-1B,7B-1C,7B-1D）	1.機能・性能試験	106M
				AM用切替盤 AM用操作盤（7A,7B,7C） AM用動力変圧器 緊急用断路器（6,7号機共用） 緊急用電源切替箱接続装置 緊急用電源切替箱断路器	1.機能・性能試験	52M
軽油タンク	66-12-7	6号炉及び7号炉の軽油タンク4基のうち1基以上が第61条で定める軽油タンクレベルを満足していることを確認する。	1ヶ月に1回	左記サーベランスは、水量、濃度等の確認により運転上の制限を担保するためのものであり、点検計画における「点検及び試験の項目」等に準拠するものではない。		
タンクローリ （4kL）	66-12-7	タンクローリ（4kL）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	4KLタンクローリ車	1.外観点検	1Y
タンクローリ （16kL）	66-12-7	タンクローリ（16kL）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	16KLタンクローリ車	1.外観点検	1Y
原子炉圧力容 器温度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	RPV下鏡上部温度 （B21-TE022C） RPV下鏡下部温度 （B21-TE023C）	1.特性試験	13M
原子炉圧力	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	原子炉圧力 （B21-PT007A～D）	1.特性試験	13M
原子炉圧力 （SA）	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	原子炉圧力 （B21-PT012A～C）	1.特性試験	13M

※：原子炉の状態が次に示す状態となった場合は適用しない。

- (1) 原子炉水位がオーバーフロー水位付近で、かつプールゲートが開の場合
- (2) 原子炉内から全燃料が取出され、かつプールゲートが開の場合

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
原子炉水位 (広帯域)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	原子炉水位（広帯域） (B21-LT003A~H)	1.特性試験	1 3 M
原子炉水位 (燃料域)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	原子炉水位（燃料域） (B21-LT006A,B)	1.特性試験	1 3 M
原子炉水位 (SA)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	HPAC 原子炉水位（ナロー） (E61-LT021) HPAC 原子炉水位（ワイド） (E61-LT022)	1.特性試験	1 3 M
高圧代替注水系 系統流量	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	HPAC 系統流量 (E61-FT006)	1.特性試験	1 3 M
原子炉隔離時 冷却系系統流 量	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	R C I C 系統流量 (E51-FT006)	1.特性試験	1 3 M
高圧炉心注水系 系統流量	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	H P C F 系統流量 (E22-FT007B-2,C-2)	1.特性試験	1 3 M
復水補給水系 流量（RHR A 系代替注水流 量）	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	R H R（A）注入配管流量 (E11-FT013A)	1.特性試験	1 3 M
復水補給水系 流量（RHR B 系代替注水流 量）	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	R H R（B）注入配管流量 (E11-FT013B)	1.特性試験	1 3 M
残留熱除去系 系統流量	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	R H R 系統流量 (E11-FT008A-2,B-2,C-2)	1.特性試験	1 3 M
復水補給水系 流量（RHR B 系代替注水流 量）	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	R H R（B）注入配管流量 (E11-FT013B)	1.特性試験	1 3 M
復水補給水系 流量（格納容 器下部注水流 量）	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	下部D/W注水流量 (P13-FT025)	1.特性試験	1 3 M
ドライウェル 雰囲気温度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	上部D/W内雰囲気温度 (T31-TE029A) 下部D/W内雰囲気温度 (T31-TE029K)	1.特性試験	1 3 M

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
サブプレッショ ン・チェンバ 気体温度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	S/C温度 (T31-TE019S)	1.特性試験	13M
サブプレッショ ン・チェンバ・ プール水温度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	サブプレッションプール水温度 (T53-TE002F,K,P)	1.特性試験	13M
格納容器内圧 力 (D/W)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	D/W圧力 (T31-PT034)	1.特性試験	13M
格納容器内圧 力 (S/C)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	S/C圧力 (T31-PT030)	1.特性試験	13M
サブプレッショ ン・チェンバ・ プール水位	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	S/P水位 (T31-LT033)	1.特性試験	13M
格納容器下部 水位	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	ペDESTAL水位 (T31-L/TE036-1,2,3)	1.特性試験	13M
格納容器内水 素濃度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	P C V内水素濃度 (D23-H2E-001A,B)	1.特性試験	13M
格納容器内水 素濃度 (SA)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	水素濃度 (D/W) (D23-H2E041) 水素濃度 (S/C) (D23-H2E042)	1.特性試験	13M
格納容器内雰 囲気放射線レ ベル (D/W)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	格納容器内雰囲気放射線モニタド ライウエル (D23-RE005A,B)	1.特性試験	13M
格納容器内雰 囲気放射線レ ベル (S/C)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	格納容器内雰囲気放射線モニタサ プレッションチェンバ (D23-RE006A,B)	1.特性試験	13M
起動領域モニ タ	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	S R N M (検出器) 10個 (C51-SRNM)	1.特性試験	13M
平均出力領域 モニタ	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	L P R M (検出器) 208個 (C51-LPRM)	1.特性試験	13M
〔制御棒操作 監視系〕	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	制御棒操作監視系	1.機能・性能試験	1C
サブプレッショ ン・チェンバ・ プール水温度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	サブプレッションプール水温度 (T53-TE001A~TE006P)	1.特性試験	13M

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
復水補給水系 温度（代替循環冷却）	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	MUWC 温度（代替循環冷却） (E11-TE-009B)	1.特性試験	13M
復水補給水系 流量（RHR A 系代替注水流量）	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	RHR（A）注入配管流量 (E11-FT013A)	1.特性試験	13M
復水補給水系 流量（RHR B 系代替注水流量）	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	RHR（B）注入配管流量 (E11-FT013B)	1.特性試験	13M
復水補給水系 流量（格納容 器下部注水流量）	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	下部D/W注水流量 (P13-FT025)	1.特性試験	13M
フィルタ装置 水位	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	FCVSフィルタ装置水位 (T61-LT-002A,B)	1.特性試験	13M
フィルタ装置 入口圧力	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	FCVSフィルタ装置入口圧力 (T61-PT-001)	1.特性試験	13M
フィルタ装置 出口放射線モ ニタ	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	FCVSフィルタ装置出口放射線 モニタ (D11-RE-099A,B)	1.特性試験	13M
フィルタ装置 水素濃度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	FCVSフィルタ装置入口水素濃 度 (T61-H2E-104) FCVSフィルタ装置出口水素濃 度 (T61-H2E-134)	1.特性試験	13M
フィルタ装置 金属フィルタ 差圧	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	FCVS金属フィルタ差圧 (T61-DPT-005A,B)	1.特性試験	13M
フィルタ装置 スクラバ水 pH	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	FCVSフィルタ装置スクラバ水 pH (T61-PHE-173)	1.特性試験	13M

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
耐圧強化ベント系放射線モニタ	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	耐圧強化ベント放射線モニタ (D11-RE-091A,B)	1.特性試験	1 3 M
フィルタ装置 水素濃度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	F C V S フィルタ装置入口水素濃度 (T61-H2E-104) F C V S フィルタ装置出口水素濃度 (T61-H2E-134)	1.特性試験	1 3 M
残留熱除去系 熱交換器入口 温度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	R H R 熱交換器入口温度 (E11-TE006A,B,C)	1.特性試験	1 3 M
残留熱除去系 熱交換器出口 温度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	R H R 熱交換器出口温度 (E11-TE007A,B,C)	1.特性試験	1 3 M
残留熱除去系 系統流量	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	R H R 系統流量 (E11-FT008A-2,B-2,C-2)	1.特性試験	1 3 M
原子炉水位 (広帯域)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	原子炉水位（広帯域） (B21-LT003A~H)	1.特性試験	1 3 M
原子炉水位 (燃料域)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	原子炉水位（燃料域） B21-LT006A,B	1.特性試験	1 3 M
原子炉水位 (SA)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	HPAC 原子炉水位（ナロー） (E61-LT021) HPAC 原子炉水位（ワイド） (E61-LT022)	1.特性試験	1 3 M
原子炉圧力	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	原子炉圧力 (B21-PT007A~D)	1.特性試験	1 3 M
原子炉圧力 (SA)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	原子炉圧力 (B21-PT012A~C)	1.特性試験	1 3 M
ドライウェル 雰囲気温度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	上部D/W内雰囲気温度 (T31-TE029A) 下部D/W内雰囲気温度 (T31-TE029K)	1.特性試験	1 3 M
格納容器内圧 力 (D/W)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	D/W圧力 (T31-PT034)	1.特性試験	1 3 M

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	HPCFポンプ吐出圧力 (E22-PT004B,C)	1.特性試験	13M
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	RHRポンプ吐出圧力 (E11-PT005A,B,C)	1.特性試験	13M
復水貯蔵槽水位 (SA)	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	復水貯蔵槽水位 (HPAC) (E61-LT025)	1.特性試験	13M
サプレッション・チェンバ・プール水位	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	S/P水位 (T31-LT033)	1.特性試験	13M
格納容器内酸素濃度	66-13-1	動作不能でないことを指示により確認する。 チャンネル校正を実施する。	1ヶ月に1回 定事検停止時	PCV内酸素濃度 (D23-O2E-003A,B)	1.特性試験	13M
M/C C電圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	M/C 7C母線電圧TRD (R22-VT641R,S,T)	1.特性試験	13M
M/C D電圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	M/C 7D母線電圧TRD (R22-VT651R,S,T)	1.特性試験	13M
M/C E電圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	M/C 7E母線電圧TRD (R22-VT661R,S,T)	1.特性試験	13M
P/C C-1電圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	P/C 7C-1母線電圧TRD (R23-VT641R,S,T)	1.特性試験	13M
P/C D-1電圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	P/C 7D-1母線電圧TRD (R23-VT661R,S,T)	1.特性試験	13M
P/C E-1電圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	P/C 7E-1母線電圧TRD (R23-VT681R,S,T)	1.特性試験	13M

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
直流125V 主母線盤A電 圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	DC125V主母線盤7A電圧計 (R42-VI602A)	1.特性試験	13M
直流125V 主母線盤B電 圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	DC125V主母線盤7B電圧計 (R42-VI602B)	1.特性試験	13M
直流125V 主母線盤C電 圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	DC125V主母線盤7C電圧計 (R42-VI602C)	1.特性試験	13M
直流125V 充電器盤A- 2蓄電池電圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	直流125V充電器盤A-2蓄電 池電圧	1.特性試験	13M
AM用直流1 25V充電器 盤蓄電池電圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	AM用直流125V充電器盤蓄電 池電圧 (R42-VI041)	1.特性試験	13M
非常用D/G 発電機電圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	D/G非常用電圧変換器 (R43-VT601A-1R,S,T R43-VT601B-1R,S,T R43-VT601C-1R,S,T)	1.特性試験	13M
非常用D/G 発電機周波数	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	D/G周波数変換器 (R43-HZT601A,B,C)	1.特性試験	13M
非常用D/G 発電機電力	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	D/G非常用電力変換器 (R43-WT603A-1,B-1,C-1) D/G電力計 (R43-WI603A,B,C)	1.特性試験	13M
第一GTG発 電機電圧	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	第一GTG発電機電圧 (R53-VI601-RS,ST,TR)	1.特性試験	13M

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
第一GTG発電機周波数	66-13-2	補助パラメータ（電源関係）を監視する計器の機能を確認する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	第一GTG発電機周波数 (R53-HZI602)	1.特性試験	13M
高圧窒素ガス供給系ADS入口圧力	66-13-2	補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	HPIN ADS入口圧力 (P54-PT002A,B)	1.特性試験	13M
高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力	66-13-2	補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	窒素ガスポンベ出口圧力 (P54-PIS001A,B)	1.特性試験	13M
格納容器圧力逃がし装置ドレンタンク水位	66-13-2	補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	FCVSドレンタンク水位 (T61-LS-010-1,2,3,4)	1.特性試験	13M
格納容器圧力逃がし装置・耐圧強化ベント系遠隔空気駆動弁操作ボンベ出口圧力	66-13-2	補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	PCVベントラインフィルタ装置側隔離弁空気供給ポンベ出口圧力 (T61-PI-090) PCVベントライン排気筒側隔離弁空気供給ポンベ出口圧力 (T61-PI-092)	1.特性試験	13M
RCWサージタンク水位	66-13-2	補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	RCWサージタンク水位 (P21-LI024A,B,C)	1.特性試験	13M
原子炉補機冷却水系熱交換器出口冷却水温度	66-13-2	補助パラメータ（その他）を監視する計器のチャンネル校正を実施する。 補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数を除く）を監視する計器が健全であることを確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	RCW熱交換器出口冷却水温度 (P21-TE008A,B,C)	1.特性試験	13M
電源車電圧及び電源車周波数	66-13-2	補助パラメータ（電源車電圧及び電源車周波数）を監視する計器が健全であることを確認する。	3ヶ月に1回	電源車電圧 電源車周波数	1.特性試験	5Y
可搬型計測器	66-13-3	所要数の可搬型計測器の機能検査を実施する。	1年に1回	可搬型計測器	1.特性試験	1Y
	66-13-3	所要数の可搬型計測器が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
—	66-13-4	—	—	—	—	—
中央制御室可 搬型陽圧化空 調機（ブロウ ユニット）	66-14-1	中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）の性能確認を実施する。	定事検停止時	可搬型陽圧化空調機ブロアユニット(K6 U41-C605A,B) 可搬型陽圧化空調機ブロアユニット(K7 U41-C605A,B)	1.機能・性能試験	1 C
	66-14-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、中央制御室可搬型陽圧化空調機（ブロウユニット）を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
中央制御室可 搬型陽圧化空 調機（フィル タユニット）	66-14-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	可搬型陽圧化空調機フィルタユニット(K6 U41-D541) 可搬型陽圧化空調機フィルタユニット(K7 U41-D541)	1.外観点検	1 C
MCR排気隔 離ダンパ、M CR通常時外 気取入隔離ダ ンパ及びMC R非常時外気 取入隔離ダン パ	66-14-1	MCR排気隔離ダンパ、MCR通常時外気取入隔離ダンパ及びMCR非常時外気取入隔離ダンパが閉することを確認する。	1ヶ月に1回	MCR排気隔離ダンパ (U41-MO-F002A,B) MCR通常時外気取入隔離ダンパ (U41-MO-F001A,B) MCR非常時外気取入隔離ダンパ (U41-MO-F003A,B)	1.分解点検	1 3 0 M
中央制御室待 避室陽圧化装 置（空気ボン ベ）	66-14-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、所要数の中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	左記サーベランスは、圧力等の確認により運転上の制限を担保するためのものであり、点検計画における「点検及び試験の項目」等に準拠するものではない。		
可搬型蓄電池 内蔵型照明	66-14-1	可搬型蓄電池内蔵型照明の点灯確認を行い、使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	可搬型蓄電池内蔵型照明 (Z13-K7 チェンジングエリアランタン1)	1.機能・性能試験	1 Y
差圧計	66-14-1	差圧計が健全であることを確認する。	定事検停止時	差圧計	1.特性試験	1 3 M
	66-14-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、差圧計が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回			
酸素濃度・二 酸化炭素濃度 計	66-14-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、酸素濃度・二酸化炭素濃度計が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	酸素濃度・二酸化炭素濃度計 (6/7号機共用) (Z13-O2/CO2I-1,2,3,4)	1.特性試験	1 3 M
	66-14-1	酸素濃度・二酸化炭素濃度計の計器校正を実施する。	定事検停止時			
データ表示装 置（待避室）	66-14-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、データ表示装置（待避室）の伝送確認を実施する。	3ヶ月に1回	データ表示装置（待避室）	1.機能・性能試験	1 C

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
中央制御室待 避室遮蔽（可 搬型）	66-14-1	原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，中央制 御室待避室遮蔽（可搬型）が使用可能であることを確認す る。	3ヶ月に1回	中央制御室待避室遮蔽（可搬型） （Z13-カンジヤハイ-モバイルシールド）	1.外観点検	1 Y
燃料取替床ブ ローアウトパ ネル閉止装置	66-14-2	燃料取替床ブローアウトパネル閉止装置の性能検査を実施する。	定事検停止時	燃料取替床ブローアウトパネル閉 止装置	1.機能・性能試験	1 C
	66-14-2	原子炉の状態が運転，起動及び高温停止において，燃料取 替床ブローアウトパネル閉止装置の機能が健全であること を確認する。	1ヶ月に1回			
可搬型ダスト・よう素サ ンプラ	66-15-1	所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラの機能確認を実施 する。	1年に1回	可搬型ダスト・よう素サンプラ	1.特性試験	1 Y
	66-15-1	所要数の可搬型ダスト・よう素サンプラが動作可能である ことを確認する。	3ヶ月に1回			
NaIシンチ レーションサ ーバイメータ	66-15-1	所要数のNaIシンチレーションサーバイメータの機能 確認を実施する。	1年に1回	NaIシンチレーションサーバイ メータ	1.特性試験	1 Y
	66-15-1	所要数のNaIシンチレーションサーバイメータが動作 可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
GM汚染サー バイメータ	66-15-1	所要数のGM汚染サーバイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	GM汚染サーバイメータ	1.特性試験	1 Y
	66-15-1	所要数のGM汚染サーバイメータが動作可能であること を確認する。	3ヶ月に1回			
電離箱サー バイメータ	66-15-1	所要数の電離箱サーバイメータの機能確認を実施する。	1年に1回	電離箱サーバイメータ	1.特性試験	1 Y
	66-15-1	所要数の電離箱サーバイメータが動作可能であること を確認する。	3ヶ月に1回			
ZnSシンチ レーションサ ーバイメータ	66-15-1	所要数のZnSシンチレーションサーバイメータの機能 確認を実施する。	1年に1回	ZnSシンチレーションサーバイ メータ	1.特性試験	1 Y
	66-15-1	所要数のZnSシンチレーションサーバイメータが動作 可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
可搬型モニタ リングポスト	66-15-1	所要数の可搬型モニタリングポストの機能確認を実施す る。	1年に1回	可搬型モニタリングポスト	1.特性試験	1 Y
	66-15-1	所要数の可搬型モニタリングポストが動作可能であるこ とを確認する。	3ヶ月に1回			
小型船舶（海 上モニタリ ング用）	66-15-1	所要数の小型船舶（海上モニタリング用）が使用可能であ ることを確認する。	3ヶ月に1回	小型船舶（海上モニタリング用）【汽 船荒浜】 （D31-24469,D31-24470）	1.外観点検	1 Y

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
可搬型気象観測装置	66-15-1	所要数の可搬型気象観測装置の機能確認を実施する。	1年に1回	可搬型気象観測装置	1.機能・性能試験	1 Y
	66-15-1	所要数の可搬型気象観測装置が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
モニタリング ポスト用発電機	66-15-1	所要数のモニタリングポスト用発電機の機能確認を実施する。	1年に1回	MP 発電機 (K1 D31-GE-CVCF-1 K1 D31-GE-MP-5 K1 D31-GE-MP-8)	1.機能・性能試験	1 Y
		所要数のモニタリングポスト用発電機が動作可能であることを確認する。	1ヶ月に1回			
5号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所（対策 本部）可搬型 陽圧化空調機	66-16-1	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機 （対策本部）	1.機能・性能試験	1 C
	66-16-1	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	定事検停止時			
	66-16-1	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
5号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所（対策 本部）可搬型 外気取入送風機	66-16-1	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機の性能確認を実施する。	定事検停止時	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型外気取入送風機（対策本部） (Z13-B003A,B,C)	1.機能・性能試験	1 C
	66-16-1	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）可搬型外気取入送風機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
5号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所（対策 本部）陽圧化 装置（空気ボ ンベ）	66-16-1	原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）陽圧化装置（空気ボンベ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	左記サーバランスは、圧力等の確認により運転上の制限を担保するためのものであり、点検計画における「点検及び試験の項目」等に準拠するものではない。		
5号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所（対策 本部）二酸化 炭素吸収装置	66-16-1	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置の性能が維持されていることを確認する。 原子炉の状態が運転、起動及び高温停止において、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）二酸化炭素吸収装置が動作可能であることを外観点検により確認する。	定事検停止時 1ヶ月に1回	二酸化炭素吸収装置 (K5 U41-C801A,B)	1.機能・性能試験	1 C
可搬型エリア モニタ（対策 本部）	66-16-1	可搬型エリアモニタ（対策本部）の機能確認を実施する。	1年に1回	可搬型エリアモニタ（対策本部）	1.特性試験	1 Y
	66-16-1	可搬型エリアモニタ（対策本部）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
酸素濃度計 （対策本部）	66-16-1	酸素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。	1年に1回	酸素濃度計（対策本部）（6号及び7号炉共用）	1.特性試験	1 Y
	66-16-1	酸素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
二酸化炭素濃度計（対策本部）	66-16-1	二酸化炭素濃度計（対策本部）の計器校正を実施する。	1年に1回	二酸化炭素濃度計（対策本部）（6号及び7号炉共用）	1.特性試験	1 Y
	66-16-1	二酸化炭素濃度計（対策本部）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
差圧計（対策本部）	66-16-1	差圧計（対策本部）が健全であることを確認する。	1年に1回	差圧計（対策本部）	1.特性試験	1 Y
	66-16-1	差圧計（対策本部）が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回			
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機	66-16-2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の活性炭フィルタが使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機	1.機能・性能試験	1 Y
	66-16-2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機の性能確認を実施する。	1年に1回			
	66-16-2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）可搬型陽圧化空調機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）	66-16-2	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）陽圧化装置（空気ポンプ）が規定圧力であることを確認する。	3ヶ月に1回	左記サーベランスは、圧力等の確認により運転上の制限を担保するためのものであり、点検計画における「点検及び試験の項目」等に準拠するものではない。		
可搬型エリアモニタ（待機場所）	66-16-2	可搬型エリアモニタ（待機場所）の機能確認を実施する。	1年に1回	可搬型エリアモニタ（待機場所）	1.特性試験	1 Y
	66-16-2	可搬型エリアモニタ（待機場所）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
酸素濃度計（待機場所）	66-16-2	酸素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	酸素濃度計（待機場所）	1.特性試験	1 Y
	66-16-2	酸素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
二酸化炭素濃度計（待機場所）	66-16-2	二酸化炭素濃度計（待機場所）の計器校正を実施する。	1年に1回	二酸化炭素濃度計（待機場所）	1.特性試験	1 Y
	66-16-2	二酸化炭素濃度計（待機場所）が使用可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
差圧計（待機 場所）	66-16-2	差圧計（待機場所）が健全であることを確認する。	1年に1回	差圧計（待機場所）	1.特性試験	1 Y
	66-16-2	差圧計（待機場所）が使用可能であることを外観点検により確認する。	3ヶ月に1回			
5号炉原子炉 建屋内緊急時 対策所用可搬 型電源設備	66-16-3	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し、運転状態（電圧等）に異常のないことを確認する。	2年に1回	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備	1.機能・性能試験	5 Y
	66-16-3	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の発電機を起動し、動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回			
負荷変圧器	66-16-3	負荷変圧器が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1ヶ月に1回	5号機TSC用主母線盤 (K5_H21-P552:負荷変圧器内蔵)	1.外観点検	5 2 M
交流分電盤	66-16-3	交流分電盤が使用可能であることを外観点検にて確認する。	1ヶ月に1回	5号機TSC用交流110V分電盤 (K5_H21-P554,555,556)	1.外観点検	5 2 M
可搬ケーブル	66-16-3	可搬ケーブルが使用可能であることを外観点検にて確認する。	3ヶ月に1回	可搬ケーブル	1.外観点検	1 Y
緊急時対策支 援システム伝 送装置	66-17-1	緊急時対策支援システム伝送装置、データ伝送装置及びSPDS表示装置の伝送機能を確認する。また、データの記録機能を確認する。	1ヶ月に1回	K5 安全パラメータ表示システム (SPDS) (緊急時対策支援システム 伝送装置)	1.機能・性能試験	1 3 M
データ伝送装 置	66-17-1			K7 安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ伝送装置)	1.機能・性能試験	1 3 M
S P D S 表 示 装置	66-17-1			K5 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 表示装置)	1.機能・性能試験	1 3 M
テレビ会議シ ステム	66-17-1	統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備(テレビ会議システム、IP-電話機及びIP-FAX)の通話及び通信機能を確認する。	1ヶ月に1回	工事計画書において仕様が記載されていない設備について、日常の管理の中で健全性が確認でき、かつ取替が可能な一般産業品等を、点検計画の対象外とする。		
I P - 電 話 機	66-17-1					
I P - F A X	66-17-1					
衛星電話設備 (常設)	66-17-1	衛星電話設備（常設）の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	工事計画書において仕様が記載されていない設備について、日常の管理の中で健全性が確認でき、かつ取替が可能な一般産業品等を、点検計画の対象外とする。		
衛星電話設備 (可搬型)	66-17-1	衛星電話設備（可搬型）の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回	工事計画書において仕様が記載されていない設備について、日常の管理の中で健全性が確認でき、かつ取替が可能な一般産業品等を、点検計画の対象外とする。		
無線連絡設備 (常設)	66-17-1	無線連絡設備（常設）の通話機能を確認する。	1ヶ月に1回	工事計画書において仕様が記載されていない設備について、日常の管理の中で健全性が確認でき、かつ取替が可能な一般産業品等を、点検計画の対象外とする。		

柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定変更認可申請（補正）				点検計画（案）		
SA 設備名称	保安規定 条文番号	確認事項	頻度	機器	点検及び試験 の項目	頻度
無線連絡設備 （可搬型）	66-17-1	無線連絡設備（可搬型）の通話機能を確認する。	3ヶ月に1回			
携帯型音声呼 出電話機	66-17-1	携帯型音声呼出電話機の通話確認を実施する。	3ヶ月に1回			
5号炉屋外緊 急連絡用イン ターフォン	66-17-1	5号炉屋外緊急連絡用インターフォンの通話機能を確認する。	1ヶ月に1回			
ホイールロー ダ	66-18-1	ホイールローダについて、所要数が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回	ホイールローダ	1.外観点検	1 Y
可搬型代替注 水ポンプ（A -2級）	66-19-1	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の以下の性能確認を実施する。 ・吐出圧力が1. 29MPa[gage]以上、流量が147m ³ ／h／台以上。 ・吐出圧力が1. 63MPa[gage]以上、流量が120m ³ ／h／台以上。 ・吐出圧力が1. 67MPa[gage]以上、流量が90m ³ ／h／台以上。	1年に1回	可搬型代替注水ポンプA2	1.分解点検	10 Y
	66-19-1	可搬型代替注水ポンプ（A-2級）が動作可能であることを確認する。	3ヶ月に1回		2.外観点検	1 Y

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-38 (改訂1)
提出年月日	令和2年7月30日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉
燃料管理に関する保安規定上の記載について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 燃料管理に関する保安規定上の記載の考え方

BWR 6 社で作成した「保安規定変更に係る基本方針」（令和元年 8 月）（以下、「基本方針」という。）では、保安規定に記載すべき事項として以下のとおり整理している。

[記載箇所：2-2 頁]

2.2.1 保安規定に記載すべき事項について

原子炉設置者は従来から、原子炉等規制法、実用炉規則、発電用原子力設備に関する技術基準等（以下、「法令等」という。）の要求事項及び法令等へ適合することを確認した内容（保安管理に係るものに限る。以下、同じ。）については、保安規定第 1 条（目的）で定める「核燃料物質等又は原子炉による災害の防止を図る」ため原子炉設置者の保安活動として必須の事項であり、原子力発電所の安全性を継続的に確保するうえで原子炉設置者の組織として担保すべき事項であることから、その内容を実施する行為者とその行為内容を保安規定へ記載することとしている。

新規制基準施行に伴い、原子炉等規制法、実用炉規則、発電用原子力設備に関する技術基準等が改正、新規制定されたことから、これらに基づき柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉設置変更許可、工事計画認可を申請した。

このため、基本方針に従い、柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉設置変更許可、工事計画認可を申請した事項のうち保安管理に関する事項について、保安規定に記載する。

柏崎刈羽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 5 章 燃料管理」では、核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害の防止の観点から、新燃料を発電所構内に搬入してから使用済燃料を発電所構外に搬出するまでの燃料の取扱上の保安管理措置の他、燃料の検査及び燃料取替時の未臨界性の維持、炉心の安全性の確保といった保安管理措置を規定していることから、柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉設置変更許可、工事計画認可を申請した事項のうち燃料管理に関する事項については、「第 5 章 燃料管理」に記載する。

2. 保安規定条文への反映

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉設置変更許可、工事計画認可を申請した事項のうち燃料管理に関する事項について、次項以降のとおり保安規定に記載する。

保安規定 条文	記載内容の説明
<p>(新燃料の貯蔵)</p> <p>第80条 燃料GMは、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 新燃料貯蔵庫又は使用済燃料プール（以下「貯蔵施設」という。）に貯蔵すること。ただし、MOX燃料は、使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 貯蔵施設の目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 原子炉建屋クレーン又は燃料取替機を使用すること。</p> <p>(4) 貯蔵施設において新燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p><u>(5) 使用済燃料プールに貯蔵する場合は、原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料プールに1炉心以上の使用済燃料貯蔵ラックの空き容量を確保すること（7号炉）。</u> ①</p>	<p>①</p> <p>設置変更許可添付書類八（4.1 燃料体等の取扱設備及び貯蔵設備）に記載した下記事項に基づき、保安規定に記載する。</p> <p>「使用済燃料プールは、使用済燃料を計画通りに貯蔵した後も、炉心内の全燃料を使用済燃料プールに移すことができるような貯蔵能力を有した設計とする。」</p> <p>設置変更許可の記載事項について運用上、明確化するため、</p> <p>「使用済燃料を計画通りに貯蔵した後」として「原子炉に全ての燃料が装荷されている状態」</p> <p>「炉心内の全燃料」として「1炉心以上」と表現し、保安規定に記載する。</p>

保安規定 条文	記載内容の説明
<p>(燃料の検査)</p> <p>第81条 燃料GMは、定期検査時に、装荷予定の照射された燃料のうちから燃料集合体外観検査を行う燃料を選定し、健全性に異常のないことを確認する。</p> <p>2. 燃料GMは、定期検査を行うために原子炉を停止する場合の原子炉冷却材中のよう素131の増加量の測定結果から、シッピング検査を行い、燃料の使用の可否を判断する。なお、漏えい又は漏えいの疑い有り判断した燃料については、あわせて燃料集合体外観検査を行う。</p> <p>3. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査の結果、使用しないと判断した燃料のうち使用済燃料貯蔵ラックに収納することが適切ではないと判断した燃料については、破損燃料容器に収納する等の措置を講じる。</p> <p>4. 燃料GMは、第1項又は第2項の検査を実施するために燃料を移動する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(2) 燃料取替機使用時の吊荷の荷重を監視すること(7号炉)。 ②</p>	<p>②</p> <p>工事計画(1. 燃料取扱設備)に記載した、「燃料取替機は燃料体等の取扱中に過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを設けるとともに荷重監視を行うことにより、過荷重による燃料体等の落下を防止できる設計とする。」に基づき、保安規定に燃料取替機使用時の吊荷の荷重を監視することを記載していたが、過荷重となった場合に上昇を阻止するインターロックを備えた燃料取替機を使用することで、落下防止に係る技術基準を満足することができることから、荷重の監視は下部規定へ記載する。</p>

保安規定 条文	記載内容の説明												
<p>(燃料移動)</p> <p>第84条 当直長は、第83条の燃料移動手順に従い、燃料取替機を使用して燃料移動を行う。</p> <ol style="list-style-type: none"> 2. 当直長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表84-1-aについて確認する。 3. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表84-2-aの措置を講じる。 4. 当直長は、燃料移動時に制御棒引き抜きを伴う場合は、表84-1-bについて確認する。 5. 当直長は、前項の確認ができない場合は、表84-2-bの措置を講じる。 6. 当直長は、第2項から第5項の実施にあたっては、第72～75条に準拠する 7. 当直長は、燃料取替機使用時の吊荷の荷重を監視すること(7号炉)。 ② <p>表84-1-a</p> <table border="1" data-bbox="189 625 1299 1310"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1)制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2)燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。</td> <td>燃料移動開始前^{※1}</td> </tr> <tr> <td>2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック(引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと)が作動していることを確認する。</td> <td>燃料移動開始前^{※1}</td> </tr> <tr> <td>3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。</td> <td>毎日1回</td> </tr> <tr> <td>4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。</td> <td>24時間に1回</td> </tr> <tr> <td>5. 未臨界であることを確認する。</td> <td>燃料を移動する都度</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：燃料移動開始前とは、燃料取り出しの工程の前をいう。</p>	項目	頻度	1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1)制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2)燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 ^{※1}	2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック(引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと)が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 ^{※1}	3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回	4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回	5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度	
項目	頻度												
1. 次の燃料取替機インターロックが作動することを管理的手段で確認する。 (1)制御棒が引き抜かれている場合は、燃料を吊った燃料取替機が炉心上に移動できないこと及び燃料取替機が炉心上での燃料取替の操作ができないこと。 (2)燃料を吊った燃料取替機が炉心上にある場合は、制御棒が引き抜けないこと。	燃料移動開始前 ^{※1}												
2. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置において1本制御棒引抜インターロック(引き抜かれた制御棒がある場合には、2本目の引抜対象制御棒が選択できないこと)が作動していることを確認する。	燃料移動開始前 ^{※1}												
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で施錠されていることを確認する。	毎日1回												
4. 全制御棒が全挿入であることを確認する。	24時間に1回												
5. 未臨界であることを確認する。	燃料を移動する都度												

保安規定 条文	記載内容の説明																
<p>(使用済燃料の貯蔵)</p> <p>第85条 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 各号炉の使用済燃料を表85に定める使用済燃料プールに貯蔵すること。</p> <p>(2) 使用済燃料プールの目につきやすい場所に貯蔵上の注意事項を掲示すること。</p> <p>(3) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(4) 使用済燃料プールにおいて燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>(5) 燃料取替機使用時の吊荷の荷重を監視すること(7号炉)。 ②</p> <p>(6) 5) 原子炉に全ての燃料が装荷されている状態で、使用済燃料プールに1炉心以上の使用済燃料貯蔵ラックの空き容量を確保すること(7号炉)。 ①</p> <p>2. 燃料GMは、使用済燃料中間貯蔵施設で使用する貯蔵容器に使用済燃料を収納する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p>(1) 実用炉規則第89条第2項第2号に基づき、使用済燃料を選定すること。</p> <p>(2) 使用済燃料について、貯蔵の終了まで密封し、健全性を維持するよう容器に封入すること。</p> <p><u>3. 各GMは、使用済燃料プール周辺に設置する設備について、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は、落下を防止する措置を講じること(7号炉)。</u> ③</p> <p>表85</p> <table border="1" data-bbox="201 1083 1264 1413"> <thead> <tr> <th>各号炉の使用済燃料</th> <th>貯蔵可能な使用済燃料プール</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1号炉</td> <td>1号炉, 3号炉^{※1}, 4号炉^{※1}, 6号炉^{※1}又は7号炉^{※1}</td> </tr> <tr> <td>2号炉</td> <td>2号炉, 3号炉^{※1}, 4号炉^{※1}, 6号炉^{※1}又は7号炉^{※1}</td> </tr> <tr> <td>3号炉</td> <td>3号炉</td> </tr> <tr> <td>4号炉</td> <td>4号炉</td> </tr> <tr> <td>5号炉</td> <td>3号炉^{※1}, 4号炉^{※1}, 5号炉, 6号炉^{※1}又は7号炉^{※1}</td> </tr> <tr> <td>6号炉</td> <td>6号炉</td> </tr> <tr> <td>7号炉</td> <td>7号炉</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1： 使用済燃料プールで35ヶ月以上冷却した燃料を貯蔵する。</p>	各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール	1号炉	1号炉, 3号炉 ^{※1} , 4号炉 ^{※1} , 6号炉 ^{※1} 又は7号炉 ^{※1}	2号炉	2号炉, 3号炉 ^{※1} , 4号炉 ^{※1} , 6号炉 ^{※1} 又は7号炉 ^{※1}	3号炉	3号炉	4号炉	4号炉	5号炉	3号炉 ^{※1} , 4号炉 ^{※1} , 5号炉, 6号炉 ^{※1} 又は7号炉 ^{※1}	6号炉	6号炉	7号炉	7号炉	<p>③</p> <p>設置変更許可添付書類八(4.1.1.6 手順等)に記載した下記事項に基づき、保安規定に記載する。</p> <p>(1) 使用済燃料プールへの重量物落下防止対策</p> <p>a. 使用済燃料プール周辺に設置する設備、取扱う吊荷等については、あらかじめ定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料プールに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。</p> <p>本事項については、各GMが実施する必要があるため第3項として記載し、使用済燃料貯蔵施設に関連する事項であることから、85条に記載する。</p>
各号炉の使用済燃料	貯蔵可能な使用済燃料プール																
1号炉	1号炉, 3号炉 ^{※1} , 4号炉 ^{※1} , 6号炉 ^{※1} 又は7号炉 ^{※1}																
2号炉	2号炉, 3号炉 ^{※1} , 4号炉 ^{※1} , 6号炉 ^{※1} 又は7号炉 ^{※1}																
3号炉	3号炉																
4号炉	4号炉																
5号炉	3号炉 ^{※1} , 4号炉 ^{※1} , 5号炉, 6号炉 ^{※1} 又は7号炉 ^{※1}																
6号炉	6号炉																
7号炉	7号炉																

保安規定 条文	記載内容の説明
<p>(使用済燃料の運搬)</p> <p>第8条 燃料GMは、使用済燃料輸送容器から使用済燃料を取り出す場合は、使用済燃料プールにおいて、燃料取替機を使用する。</p> <p>2. 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を運搬する場合は、次の事項を遵守し、使用済燃料プールにおいて、使用済燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器を使用すること。</p> <p>(2) 燃料取替機を使用すること。</p> <p>(3) 使用済燃料が臨界に達しない措置を講じること。</p> <p>(4) 収納する使用済燃料のタイプ及び冷却期間が、容器の収納条件に適合していること。</p> <p>(5) 燃料取替機使用時の吊荷の荷重を監視すること(7号炉)。 ②</p> <p><u>(6) 原子炉建屋クレーンにより使用済燃料輸送容器を使用済燃料プール上で取り扱う場合は、キャスクピットゲートを閉止すること及び使用済燃料輸送容器の移動範囲や移動速度を制限すること(7号炉)。</u> ④</p> <p>3. 燃料GMは、発電所内において、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を運搬する場合は、次の事項を遵守する。ただし、管理区域内で運搬する場合については、(3)から(6)の適用を除く。</p> <p>(1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限するとともに、必要な箇所に見張り人を配置すること。</p> <p>(4) 車両を徐行させること。</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>(6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識をつけること。</p> <p>4. 放射線管理GMは、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を管理区域外において運搬する場合は、容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第9条第1項(1)に定める区域から運搬する場合は、表面汚染密度について確認を省略できる。</p> <p>5. 放射線管理GMは、燃料GMが管理区域内で第9条第1項(1)に定める区域に使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を移動する場合は、容器の表面汚染密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。</p> <p>6. 燃料GMは、使用済燃料を発電所外に運搬する場合は、所長の承認を得る。</p>	<p>④</p> <p>工事計画補足説明資料(使用済燃料輸送容器取扱い作業時における使用済燃料貯蔵プールへの影響)に記載した下記事項に基づき、保安規定に記載する。</p> <p>「本作業時における原子炉建屋クレーンの運転は、使用済燃料輸送容器が使用済燃料貯蔵プール上を通過することがないように、インターロックによる可動範囲制限を行うことで、使用済燃料貯蔵プールへの使用済燃料輸送容器の落下は防止される設計としている。また、原子炉建屋クレーンはインターロックによる運転の他、動力電源喪失時に自動的にブレーキがかかる機能を有しているとともに、フックには外れ止め金具が装備されており、速度制限、過巻防止用のリミットスイッチも設けられていることから、使用済燃料輸送容器の落下は防止される設計としている。」</p> <p>「使用済燃料輸送容器は横行、走行方向及び鉛直方向に滑るおそれがあるが、使用済燃料輸送容器をキャスクピットにて取り扱う際には、キャスクピットを使用済燃料貯蔵プールと隔離して、キャスクピット単独で水抜き等を実施するためのキャスクピットゲートが設置されるため、使用済燃料輸送容器が横行、走行方向及び鉛直方向に滑ったとしても、使用済燃料貯蔵プール水位維持のための使用済燃料貯蔵プールライニング健全性は維持される。」</p> <p>なお、工事計画補足説明資料の「使用済燃料貯蔵プール上を通過することがないように、インターロックによる可動範囲制限を行う」とは、使用済燃料輸送容器取扱い時の使用済燃料プール上の稼動範囲をキャスクピット内に制限することを指す。</p>

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-41 (改訂 2)
提出年月日	令和 2 年 7 月 30 日

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉

原子炉施設保安規定に係る説明資料

(保安規定と手順書との関連)

令和 2 年 7 月

東京電力ホールディングス株式会社

目 次

1. 重要事故シーケンスと保安規定記載内容について
2. 火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガスに係る対応と保安規定記載内容について

1. 重要事故シーケンスと保安規定記載内容について

柏崎刈羽原子力発電所7号炉保安規定添付1「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」及び添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に定める各基準が有効性評価における重要事故シーケンス等における対応手順を満足していることを確認する。

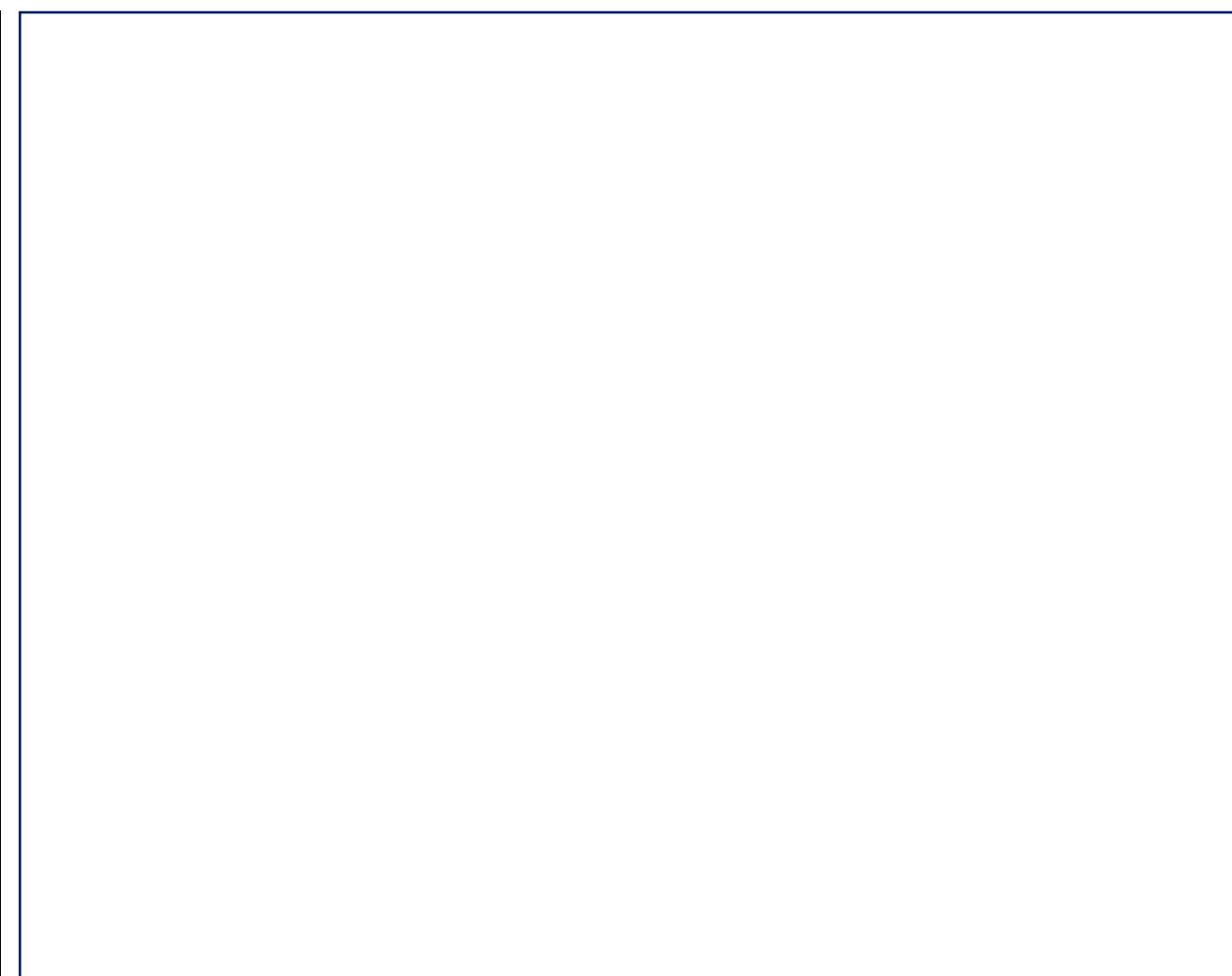
目次

I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連.....	1-I-1
II. 重大事故及び大規模損壊対応に係る実施基準と手順書との関連.....	1-II-1
III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理	
1. 「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要.....	1-III. 1-1
2. 「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要.....	1-III. 2-1
3. 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）」の対応手順の概要 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗」 の対応手順の概要 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失」 の対応手順の概要.....	1-III. 3-1
4. 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗」 の対応手順の概要.....	1-III. 4-1
5. 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」の対応手順の概要.....	1-III. 5-1
6. 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」の対応手順の概要..	1-III. 6-1
7. 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要.....	1-III. 7-1
8. 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要.....	1-III. 8-1
9. 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の対応手順の概要	1-III. 9-1
10. 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」 の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）」 「水素燃焼」.....	1-III. 10-1
11. 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」 の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用しない場合）.....	1-III. 11-1
12. 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」 「溶融炉心・コンクリート相互作用」.....	1-III. 12-1
13. 「想定事故1」の対応手順の概要.....	1-III. 13-1
14. 「想定事故2」の対応手順の概要.....	1-III. 14-1

1 5. 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要.....	1-Ⅲ. 15-1
1 6. 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要.....	1-Ⅲ. 16-1
1 7. 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要.....	1-Ⅲ. 17-1

I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</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。 ・ 一次及び二次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。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合 ・ 手動スクラムした場合 ・ 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 ・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 重要警報「スクラム」の発信を確認する。 ② 全制御棒挿入状態を確認する。 ③ 平均出力領域モニタの指示を確認する。 ④ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。 ⑤ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ⑥ 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ⑦ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。 ⑧ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑨ 原子炉水位を確認する。 ⑩ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ⑪ タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ⑫ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要) ⑬ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ⑭ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ⑮ 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	



- ① ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ② ・ 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- ③ ・ 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ④ ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- ⑤ ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ⑥ ・ 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- ⑦ ・ 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- ⑧ ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- ⑨ ・ 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ⑩ ・ 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- ⑪ ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ⑫ ・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- ⑬ ・ タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- ⑭ ・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- ⑮ ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ⑯ ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ⑰ ・ タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- ⑱ ・ 各種放射線モニタの指示を確認する。
- ⑲ ・ 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ⑳ ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ㉑ ・ 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ㉒ ・ 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- ㉓ ・ 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ㉔ ・ 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ㉕ ・ 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- ㉖ ・ スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ㉗ ・ 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ㉘ ・ 原子炉を冷温停止する。

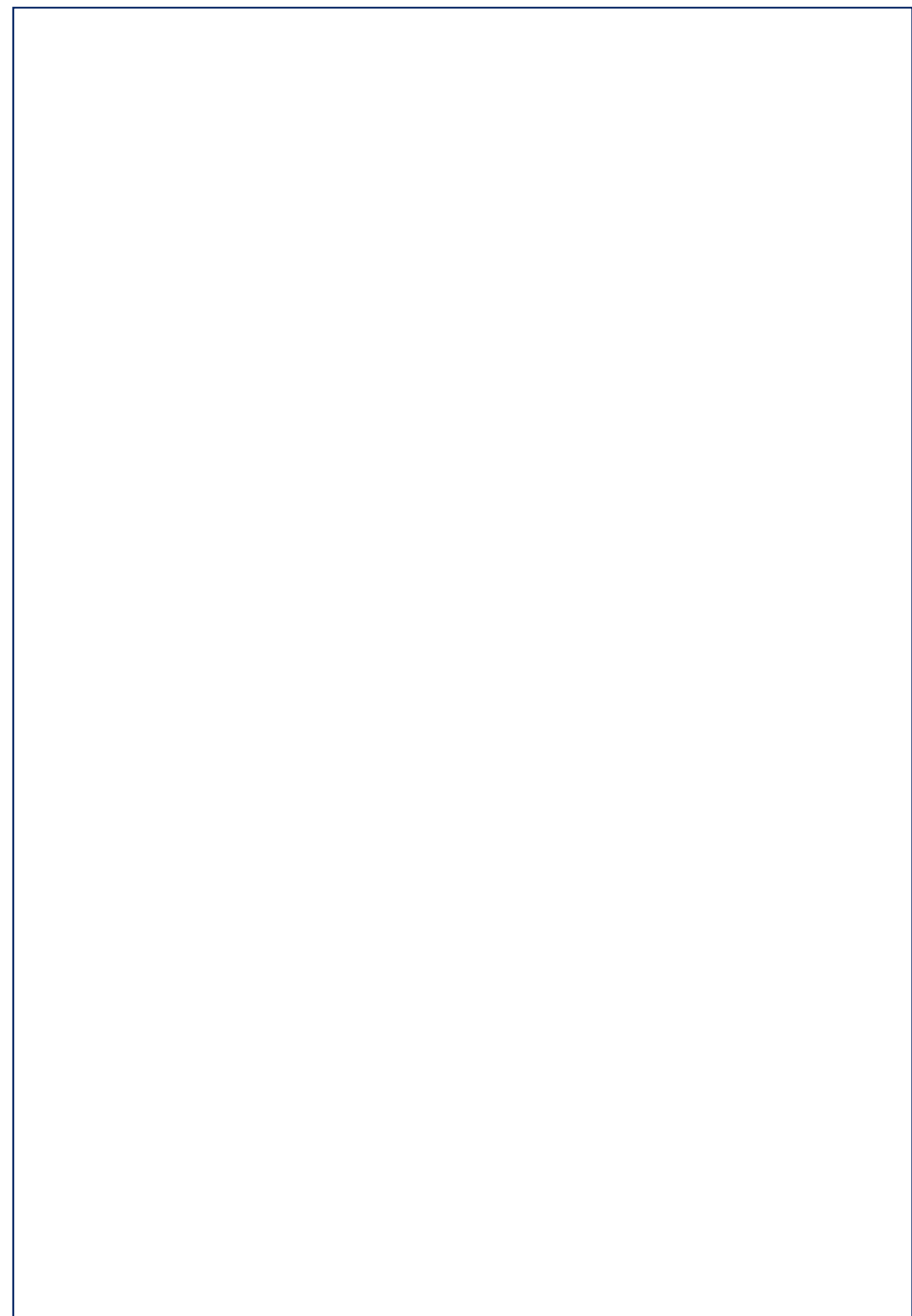
G. 一次格納容器制御への導入

- ① ・ 一次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。)

H. 二次格納容器制御への導入

- ② ・ 二次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。)

1. 原子炉制御 (2) 反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合	③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合 ・同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」の順に優先させる。	
⑤主な監視操作内容	
A. 反応度制御	
①	・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されず、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合には、「反応度制御」のほう酸水注入系起動操作及び水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。
②	・タービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。
③	・自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。
B. ほう酸水注入系	
④	・ほう酸水注入系を起動する。
⑤	・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。
⑥	・ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。
C. 水位	
⑦	・原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
⑧	・スクラム不能異常過渡事象発生時、原子炉出力高判定値以上の場合又は原子炉出力高判定未満の場合でかつ主蒸気隔離弁が閉の場合、「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。)
⑨	・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合は、原子炉出力が中性子束振動発生防止値以下となるよう水位維持操作を行う。(原子炉水位を原子炉隔離時冷却系自動作動水位から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。)
⑩	・原子炉を減圧することにより高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持可能な場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開して、原子炉を減圧し非常用炉心冷却系の注水流量を増加し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。
⑪	・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開しても、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、低圧で原子炉に注水可能な系統※又は注水設備、代替注水設備、補助注水設備を起動し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。
※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。	



D. 制御棒

- ① ・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムテストスイッチ、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切を行う。
- ② ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、再度手動スクラム又は代替制御棒挿入機能等によるスクラムを行う。
- ③ ・個々の制御棒の電動挿入を行う。

E. 圧力

- ④ ・反応度制御中は、主蒸気逃がし安全弁又はタービンバイパス弁により原子炉圧力を一定に制御する。
- ⑤ ・ほう酸水全量注入完了後、全制御棒を全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されるまで、原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力未満まで低下させ、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。

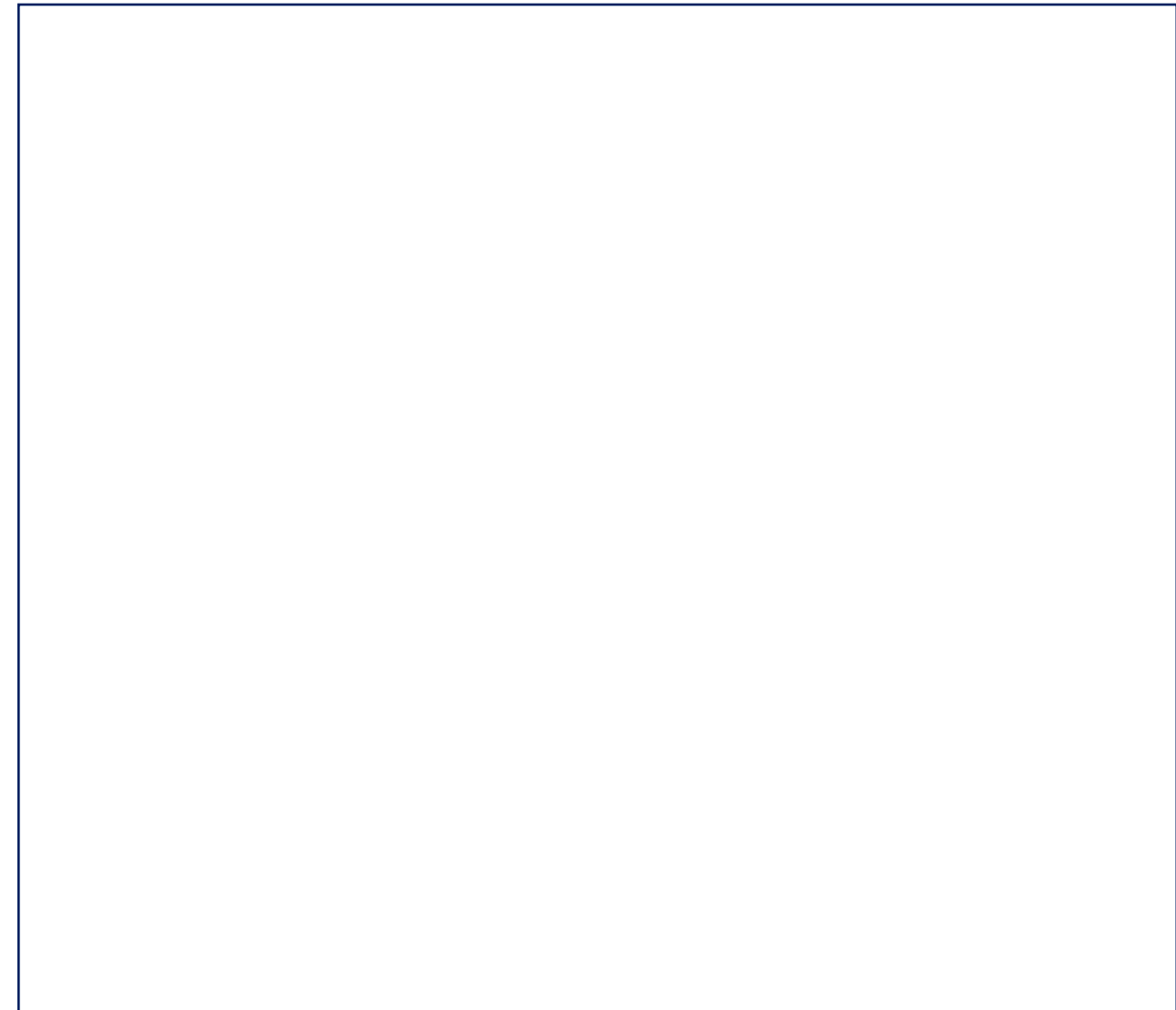
F. 「反応度制御」水位不明

- ⑥ ・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ⑦ ・制御棒が原子炉出力高温未臨界パターン以上まで挿入されている場合には、主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。
- ⑧ ・制御棒が原子炉出力高温未臨界パターンまで挿入されていない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心注水系、低圧注水系、又は注水設備、代替注水設備を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ⑨ ・原子炉出力6%未満の場合、ほう酸水注入系を起動30分経過後、ほう酸水注入系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系による注水とする。

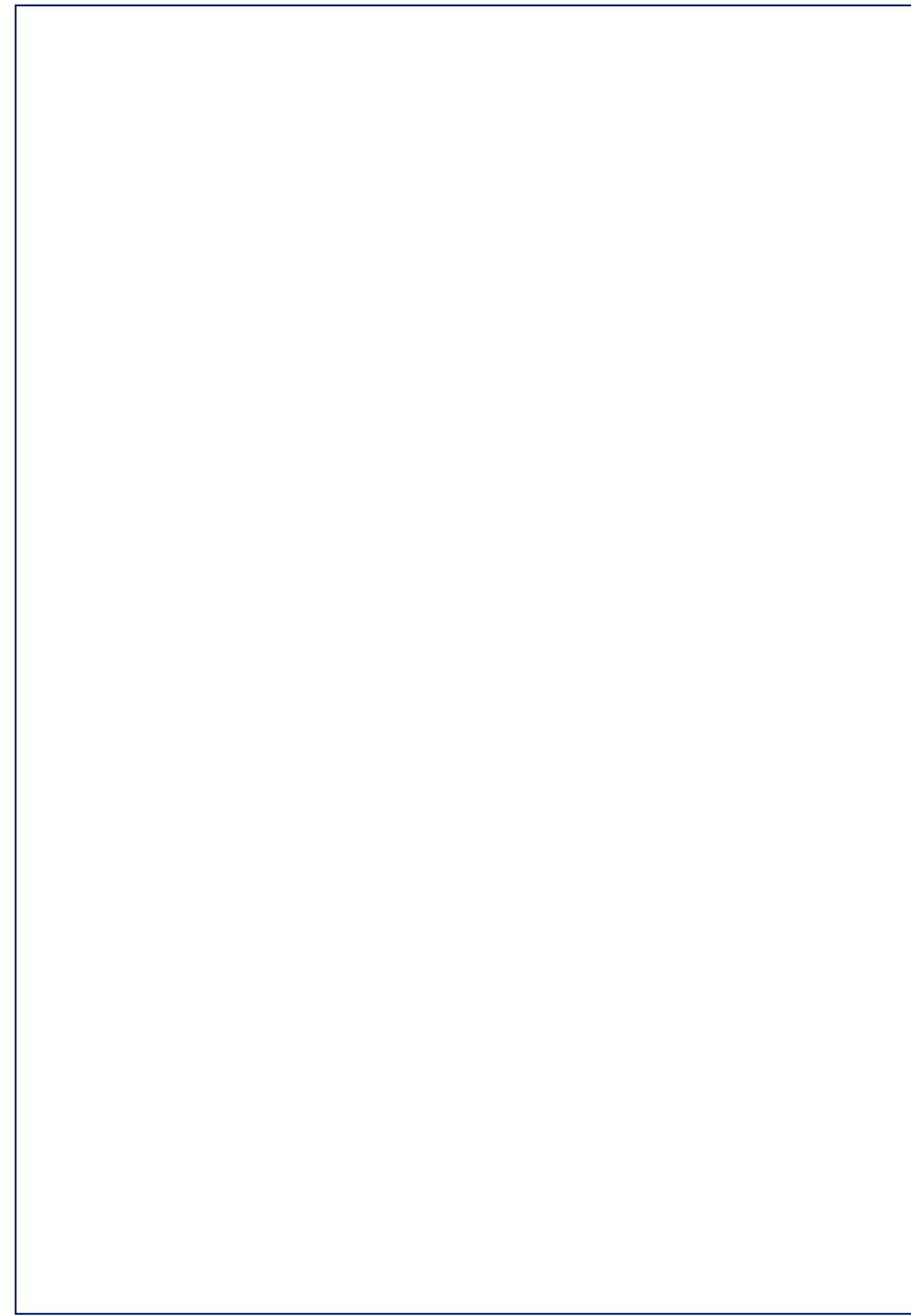
1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・ 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・ 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・ 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ・ 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合	③脱出条件 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容 A. 水位確保 ① ・ 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ② ・ 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。	
B. 水位 ③ ・ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ④ ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。 ⑤ ・ 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備 2 台以上又は代替注水設備 2 系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ⑥ ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ⑦ ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ⑧ ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。	



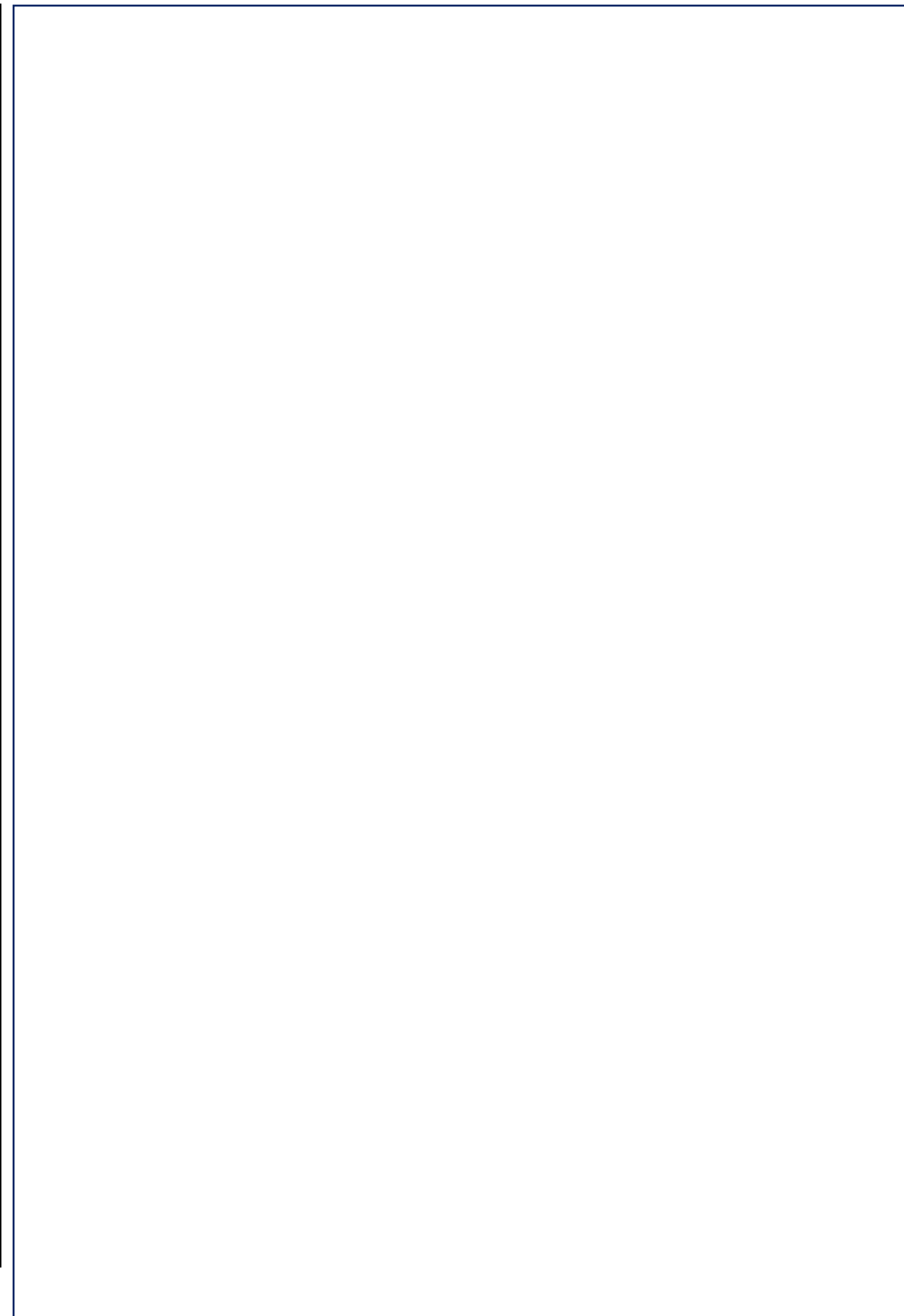
1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却	
①目的 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。 ・ 原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・ 「サプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ・ 「サプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合	③脱出条件 ・ 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
④基本的な考え方 ・ 緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 ・ 主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。 ・ 水位と減圧を並行操作する。	
⑤主な監視操作内容 A. 水位 ① ・ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系又は高圧注水設備を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ② ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ③ ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。	
B. 減圧 ④ ・ 給復水系による原子炉注水ができない場合、注水系統が原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみの場合は、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 ⑤ ・ 主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。 ⑥ ・ 主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 ⑦ ・ 主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。 ⑧ ・ 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。 ⑨ ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。	



2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御	
①目的 ・ 格納容器圧力を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合	③脱出条件 ・ ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合 ・ 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
④基本的な考え方 ・ ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・ 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイを起動する。 ・ 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 格納容器圧力制御	
①	・ ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
②	・ ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
③	・ ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
④	・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
⑤	・ サプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのプレイを起動する。
⑥	・ サプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイを起動する。
⑦	・ サプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
⑧	・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。
B. 原子炉満水	
⑨	・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
⑩	・ 給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。
⑪	・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
⑫	・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。
C. 格納容器ベント	
⑬	・ サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
⑭	・ 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。



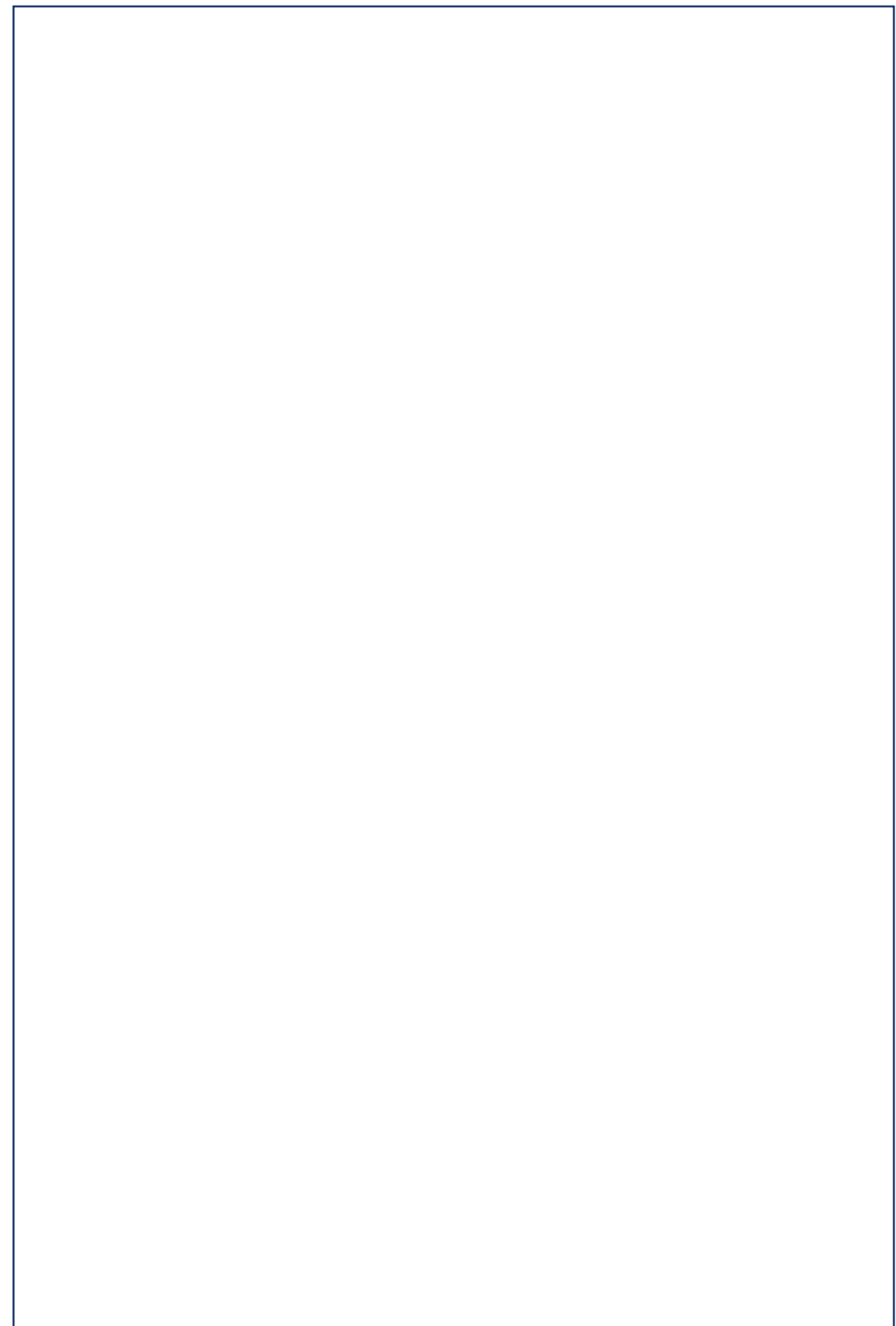
2. 一次格納容器制御 (2) ドライウェル温度制御	
①目的 ・ ドライウェルの空間温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ ドライウェル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満維持可能で、かつドライウェル局所温度が温度高警報設定点未満維持可能となった場合
④基本的な考え方 ・ ドライウェル空間温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合は、ドライウェルスプレイを起動する。 ・ ドライウェル圧力高スクラム設定値の飽和温度に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容	
①	・ ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウェル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウェル換気空調系を運転し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開し、主復水器を延命する措置を行う。
②	・ ドライウェル空間温度の上昇抑制を行ってもドライウェル局所温度の上昇が継続する場合は、通常停止を行う。
③	・ ドライウェル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合は、手動スクラムし、ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に到達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイを起動する。ドライウェルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
④	・ ドライウェル局所温度がドライウェル圧力高スクラム設定値の飽和温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。
⑤	・ ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合	③脱出条件 ・ サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合 ・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合
④基本的な考え方 ・ サプレッションプール水温及びサプレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
①	・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
②	・ サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。
B. サプレッションプール空間部温度制御	
③	・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
④	・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。



2. 一次格納容器制御 (4) サプレッションプール水位制御	
①目的 ・ サプレッションプール水位を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	③脱出条件 ・ サプレッションプール水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値又は通常運転時低水位制限値を超えて手動スクラムした場合
④基本的な考え方 ・ サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点からサプレッションプール水位上昇を抑制する措置を行っても通常運転時高水位制限値以上が継続する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点から、通常運転時高水位限界値以上でドライウェルスプレイを実施する。なお、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・ サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点からサプレッションプール水位低下を抑制する措置を行っても通常運転時低水位制限値以下が継続する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。また、ベント管凝縮限界値以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水位制御（高水位）	
①	・ サプレッションプール水位上昇を抑制する措置を行ってもサプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上が継続する場合には、手動スクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。
②	・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値以上でドライウェルス圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に到達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウェルス換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイを実施する。なお、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスプレイを作動させない。
③	・ サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。
B. サプレッションプール水位制御（低水位）	
④	・ サプレッションプール水位低下を抑制する措置を行ってもサプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下が継続する場合は、手動スクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。



2. 一次格納容器制御
 (5) 格納容器水素濃度制御

①目的

- ・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。

②導入条件

- ・原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合
- ・「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合
- ・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合
- ・原子炉水位が有効燃料頂部を維持できない場合
- ・原子炉水位が不明の場合

③脱出条件

- ・冷却材喪失事故で格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
- ・主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
- ・可燃性ガス濃度制御系を起動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合

④基本的な考え方

- ・冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。
- ・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。
- ・格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウエルスプレイ又はサブプレッションプールのスプレイを運転し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。
- ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウエル酸素及び水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。

⑤主な監視操作内容

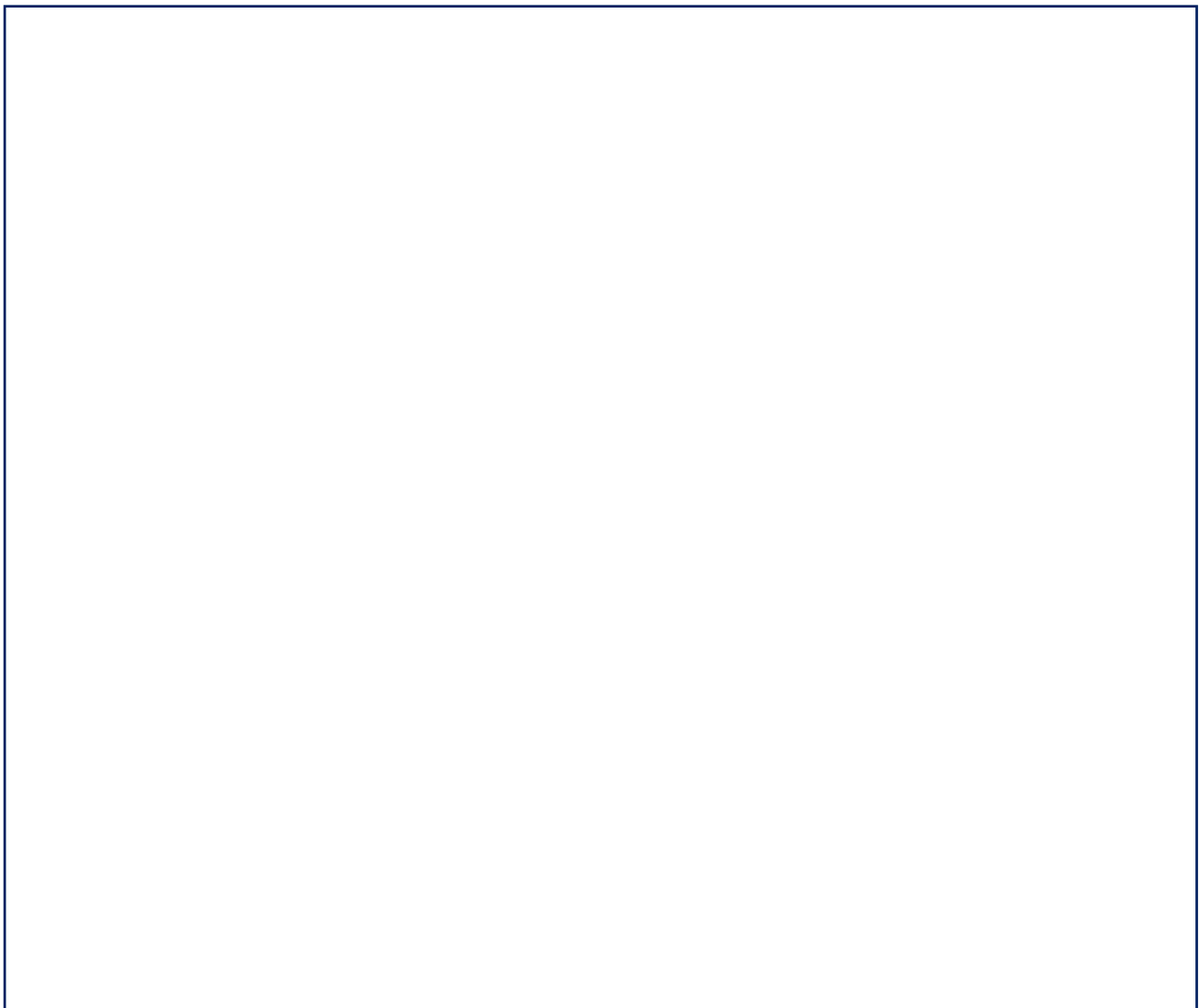
- ① ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合は、格納容器雰囲気測定系又は格納容器水素濃度計により格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。
- ② ・主蒸気隔離弁全閉後12時間以内に冷温停止できない場合又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素濃度を監視する。
- ③ ・格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験し、かつ格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合には、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウエルスプレイ又はサブプレッションプールのスプレイを運転し、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。
- ④ ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。

3. 二次格納容器制御 (1) 原子炉建屋制御	
①目的 ・ 原子炉圧力容器から原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。	
② 導入条件 下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合 ・ 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合 ・ 原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合 ・ 原子炉建屋内で漏えいを示す警報が発生した場合	③ 脱出条件 ・ 漏えい箇所の隔離が成功した場合
④ 基本的な考え方 ・ 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、原子炉建屋からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。 ・ 隔離されたことが確認できない場合は、非常用ガス処理系を起動した後に原子炉を急速減圧し、原子炉冷却材の漏えい先を一次格納容器側に切り替える。 ・ 原子炉水位は高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。 ・ 原子炉建屋環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。 ・ モニタリングポスト指示上昇時又は原子炉建屋差圧の低下が発生した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉圧力 ・ 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。 ・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ 急速減圧後、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋への漏えいを抑制する。 ・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。	
B. 原子炉水位 ・ 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。 ・ 破断箇所を露出した原子炉水位とするため、高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。	
C. 原子炉建屋環境 ・ 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替え（「使用済燃料プール水位・温度制御」から導入の場合を除く）、非常用ガス処理系を起動する。 ・ 原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋・タービン建屋換気空調系を起動する。 ・ 原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内の排水ポンプを起動する。 ・ 各室温度設定値以下かつ原子炉建屋放射線レベル設定値以下となり、漏えい箇所の隔離が成功した場合は、原子炉建屋制御導入前の制御に移行する。	

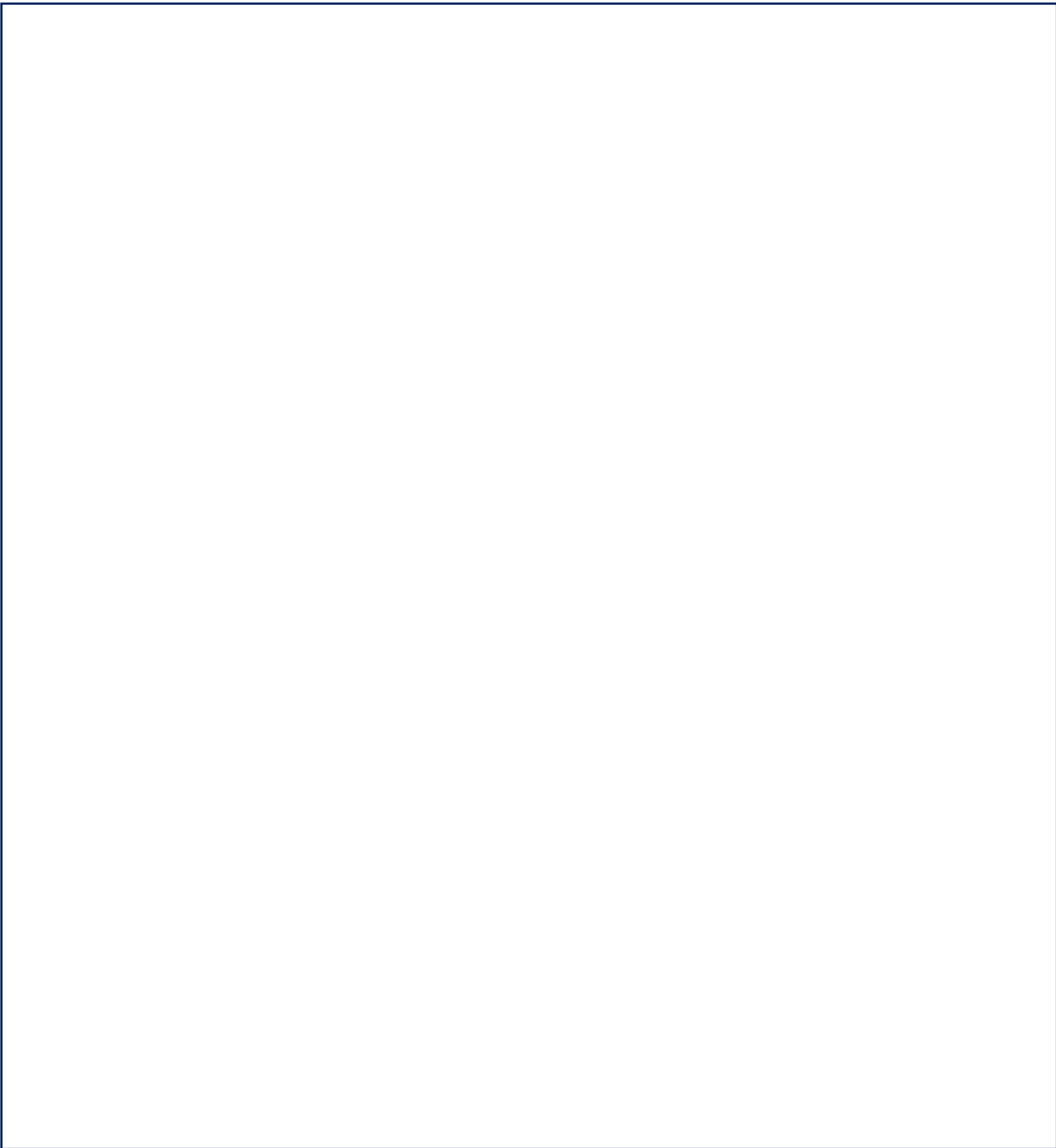


- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤
- ⑥
- ⑦
- ⑧
- ⑨
- ⑩

3. 二次格納容器制御 (2) 使用済燃料プール水位・温度制御	
①目的 ・ 使用済燃料プールの水位及び水温を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ 使用済燃料プール水位低警報が発生した場合 ・ 使用済燃料プール水温が通常運転時制限温度以上の場合	③脱出条件 ・ 使用済燃料プール水位が通常運転時制限水位以上で維持可能となった場合
④基本的な考え方 ・ 使用済燃料プール水位と使用済燃料プールに注水可能な系統を随時把握する。 ・ 使用済燃料プール水温を通常運転時制限温度以下に維持可能な系統を随時把握する。 ・ 漏えい箇所が特定された場合、二次格納容器制御「原子炉建屋制御」へ移行する。 ・ 二次格納容器制御「使用済燃料プール水位・温度制御」に導入した場合、消防車の出勤を要請し、原子炉建屋退避指示をする。	
⑤主な監視操作内容	
A. 使用済燃料プール水位制御 ① ・ 使用済燃料プールへ注水可能な系統を手動で起動する。 ② ・ 使用済燃料プールの水位を通常運転時制限水位以上に維持する。 ③ ・ 使用済燃料プール周辺で作業が実施できる使用済燃料プールラック水位以上に維持できない場合は、使用済燃料プールへ注水可能な系統を2系統以上起動する。 ④ ・ 使用済燃料プールの水位を下限限界制限水位以上に維持できない場合は、消防車による使用済燃料プールのスプレイを実施する。	
B. 使用済燃料プール水温制御 ⑤ ・ 使用済燃料プール除熱可能な系統を手動で起動する。 ⑥ ・ 使用済燃料プール水温を通常運転時制限温度以下に維持できない場合は、使用済燃料プール除熱可能な系統を2系統以上起動する。 ⑦ ・ 使用済燃料プール水温を使用済燃料プールのコンクリートの長期的な健全性を確保するための制限値以下に維持する。	



4. 不測事態 (1) 水位回復	
①目的	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を回復する。
②導入条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下の場合
④基本的な考え方	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位の微候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や、注水設備、代替注水設備の起動を行う。 原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び注水設備、代替注水設備を起動する。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。 ② 原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。 ③ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を起動する。 ④ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統以上の起動を試みる。 ⑤ 低圧で原子炉へ注水可能で系統1系統以上の起動ができない場合、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ⑥ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑦ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ⑧ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ⑨ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑩ 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を作動させる。 ⑪ 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。



4. 不測事態
(2) 急速減圧

①目的

- ・ 原子炉を速やかに減圧する。

②導入条件

- ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、注水設備 2 台以上、代替注水設備 2 系統以上が起動できた場合
- ・ 原子炉制御「減圧冷却」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- ・ 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ・ ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度が 103℃に接近した場合、又はドライウエル局所温度 90℃にて手動スクラム後もドライウエル圧力が上昇して 13.7 KPa 以上でドライウエルスプレイできない場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、注水設備 2 台以上又は代替注水設備 2 系統以上が起動できた場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合、又は起動しても原子炉水位が上昇しない場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合
- ・ 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統 1 系統以上、注水設備 2 台以上又は代替注水設備 2 系統以上が起動できた場合
- ・ 一次格納容器制御「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合
- ・ 一次格納容器制御「サプレッションプール水位制御」において、サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又は S R V テールパイプ制限禁止領域の場合
- ・ 一次格納容器制御「サプレッションプール温度制御」において、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合
- ・ タービンバイパス弁を使用する場合で、主蒸気隔離弁の隔離条件を解除する場合は、緊急時対策本部との協議により実施する。

④基本的な考え方

- ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ・ 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- ・ 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- ・ 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。

⑤主な監視操作内容

- ① ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ③ ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- ④ ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
- ⑤ ・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ⑥ ・ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- ⑦ ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

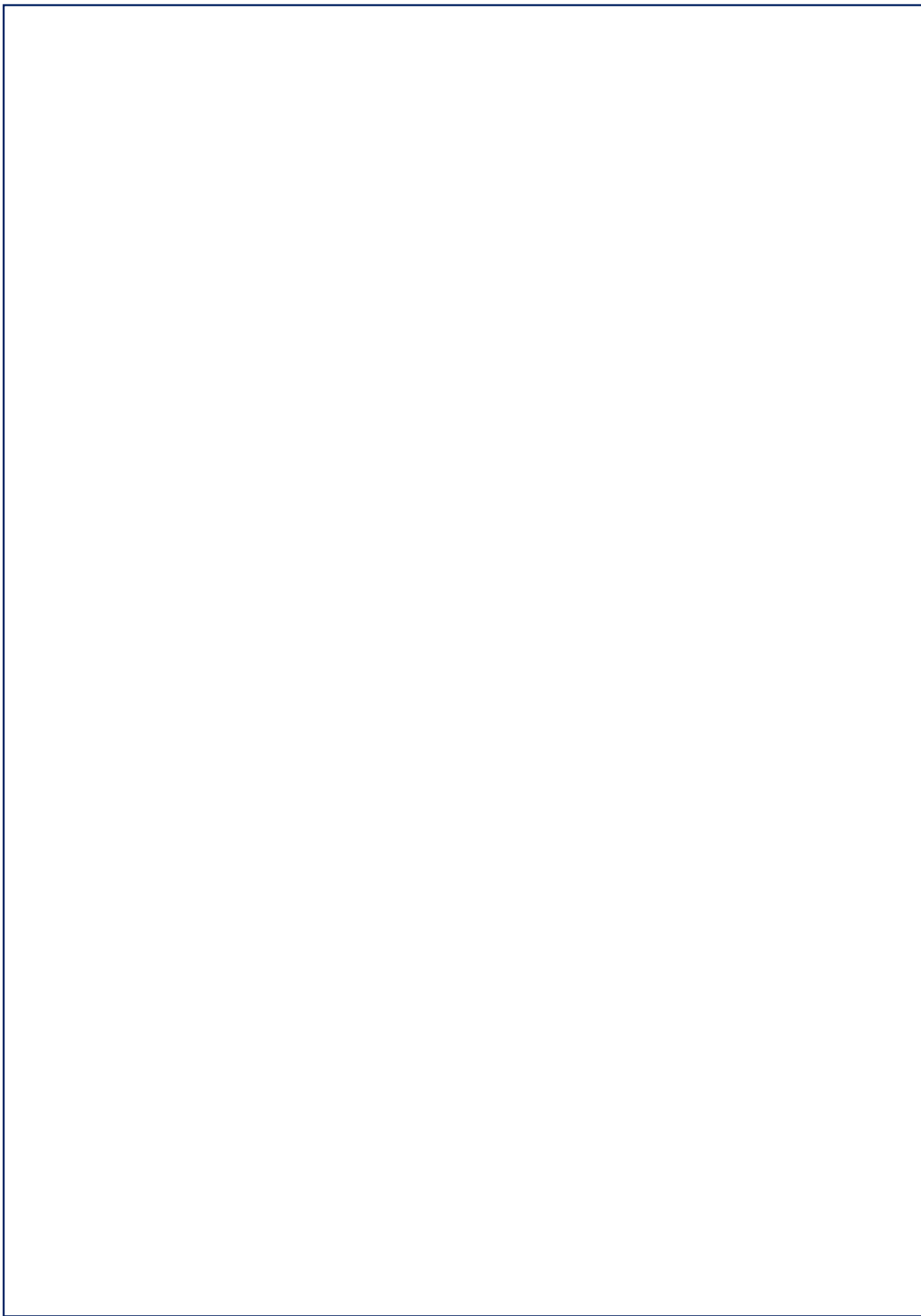
4. 不測事態 (3) 水位不明	
①目的	・ 原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
②導入条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・ 原子炉制御「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ 「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・ 不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
④基本的な考え方	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は注水設備、代替注水設備を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・ 原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、2系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・ 原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 注水確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 水位不明時刻を記録する。 ② 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ③ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を作動させる。 ④ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が作動しない場合は、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上、を作動させ、不測事態「急速減圧」へ移行する。 <p>B. 満水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑤ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁以上開放、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。 ⑥ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁も開放できない場合は、復水系、高圧炉心注水系、低圧注水系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けることにより原子炉を減圧する。 ⑦ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか2系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ⑧ 原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ⑨ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開度を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ⑩ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。 ⑪ 他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を8弁開とし、注水設備、代替注水設備を起動し原子炉水位をできるだけ上昇させる。



C. 水位計復旧

- ① ・ 原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
- ② ・ 原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
- ③ ・ 原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。
- ④ ・ 原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。
- ⑤ ・ 最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。

5. 電源制御	
(1) 交流／直流電源供給回復	
①	①目的 ・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。
	②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
	④基本的な考え方 ・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
	⑤主な監視操作内容
	A. 非常用ディーゼル発電機
①	・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
②	・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
③	・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。
	B. 電源構成
④	・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。
	C. 給電
⑤	・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。
	D. 直流電源確保
	・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。
	E. 直流電源回復
	・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。
	F. 復旧
⑥	・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。



5. 電源制御

(1) 交流／直流電源供給回復

③目的

- ・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。

④導入条件

- ・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合

④基本的な考え方

- ・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。

⑤主な監視操作内容

A. 非常用ディーゼル発電機

- ・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
- ・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
- ・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サプレッションプール圧力が310KPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。

B. 電源構成

- ・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。

C. 給電

- ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。

D. 直流電源確保

- ・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

E. 直流電源回復

- ・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。

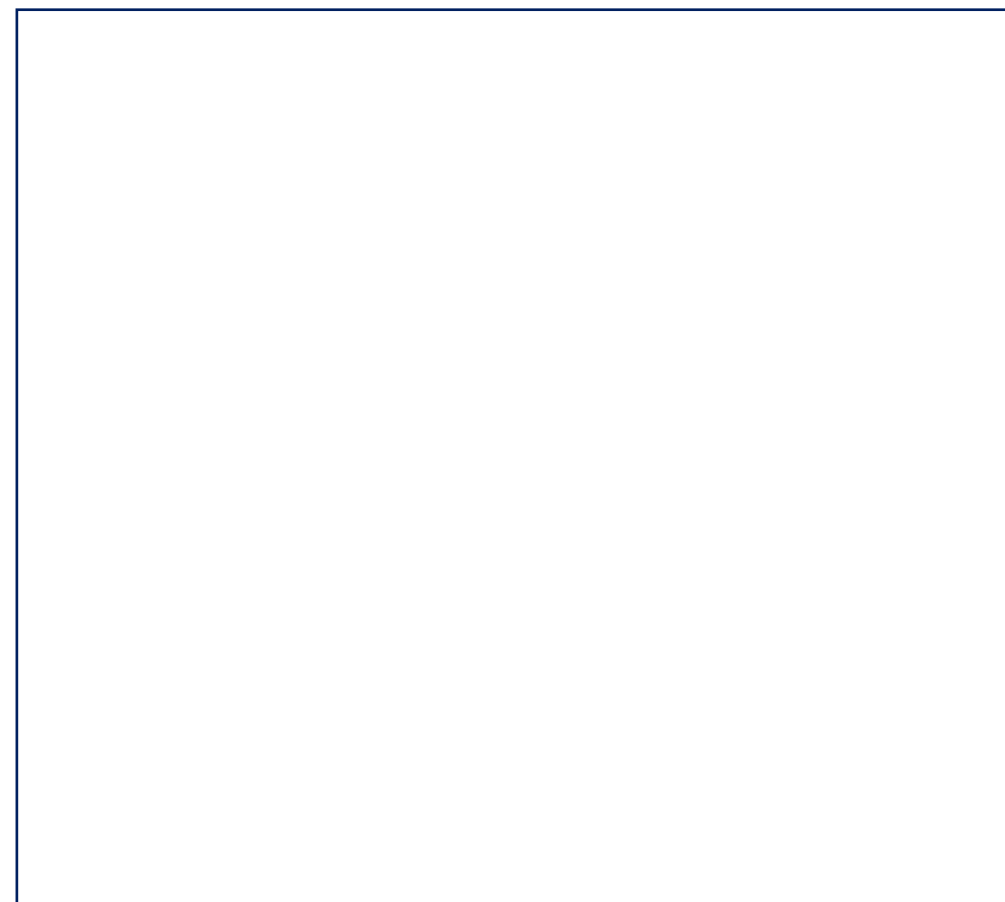
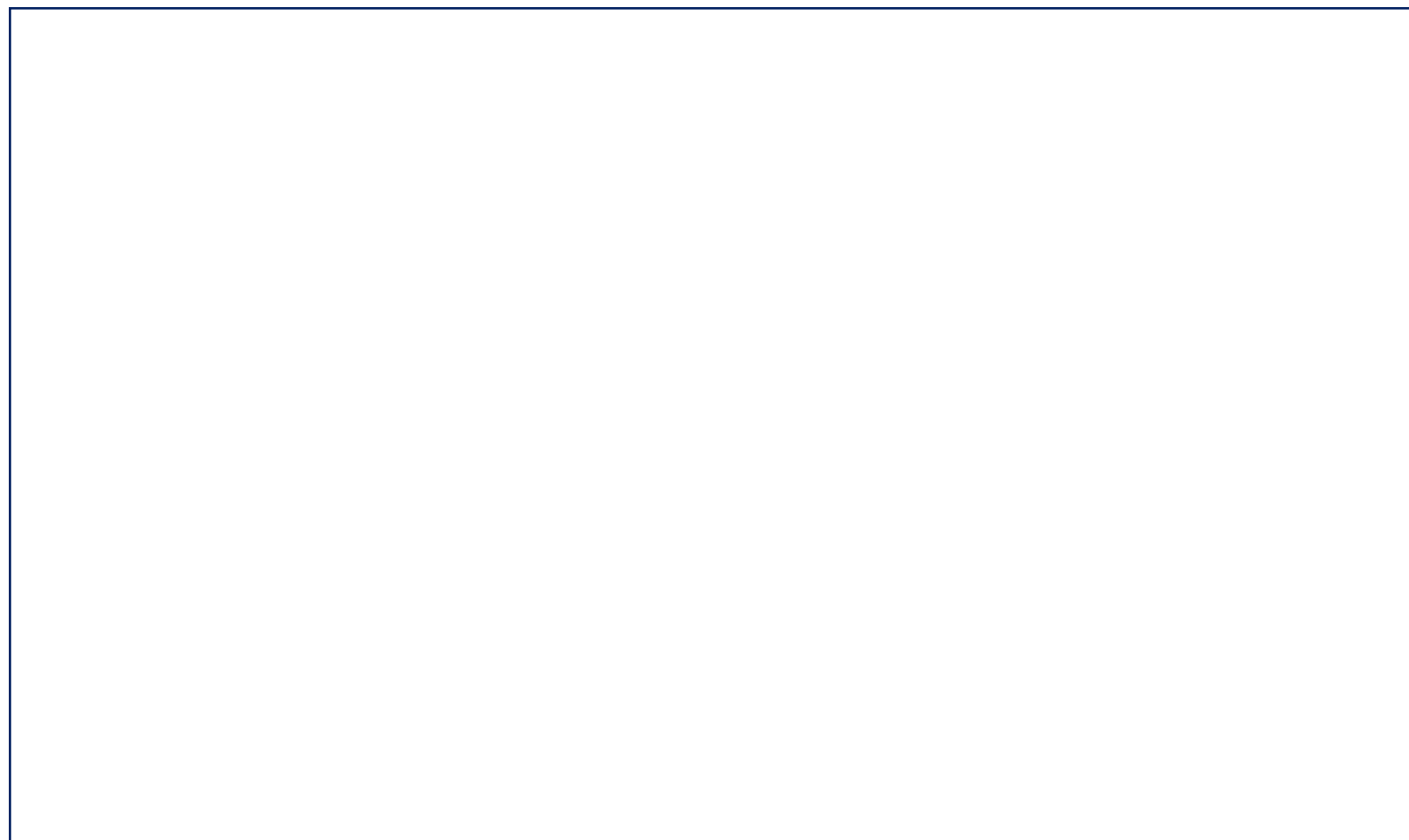
F. 復旧

- ・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。

①

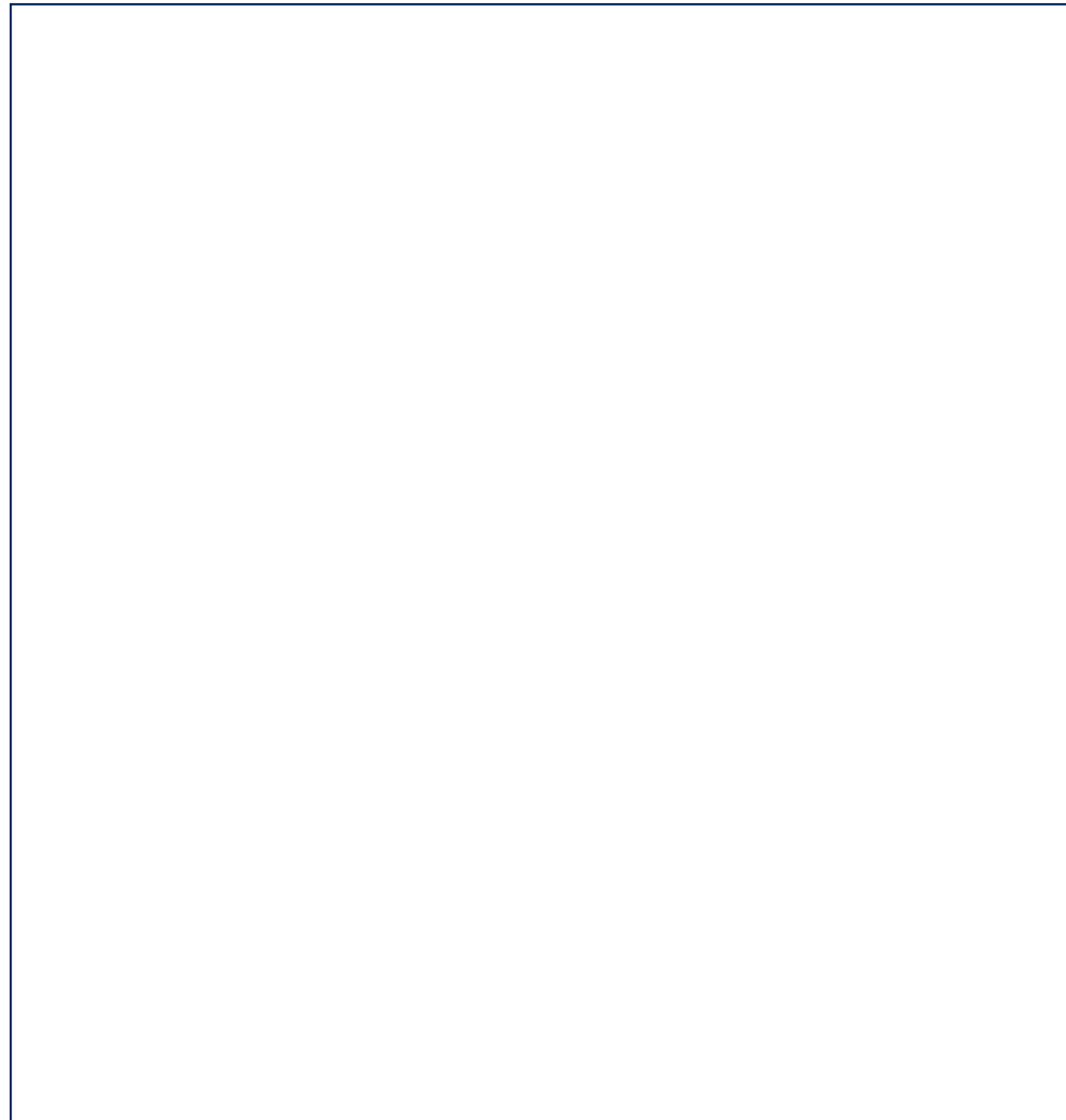
②

II. 重大事故及び大規模損壊対応に係る実施基準と手順書との関連



①

保安規定添付3 重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等	
表1	緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等
表2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
表3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
表4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
表5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
表6	格納容器内の冷却等のための手順等
表7	格納容器の過圧破損を防止するための手順等
表8	格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
表9	水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等
表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
表11	使用済燃料プールの冷却等のための手順等
表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
表13	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等
表14	電源の確保に関する手順等
表15	事故時の計装に関する手順等
表16	中央制御室の居住性に関する手順等
表17	監視測定等に関する手順等
表18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等
表19	通信連絡に関する手順等
表20	重大事故等対策における操作の成立性



操作手順
 ① 1. 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等

方針目的
 運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入、原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持することを目的とする。
 また、自動での原子炉緊急停止及び手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行することを目的とする。

操作手順
 ② 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等

方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。
 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。
 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。

操作手順
 ③ 3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。
 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。
 さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。

操作手順
 ④ 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。
 また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。



①

操作手順

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等

方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。

また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。

さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。

②

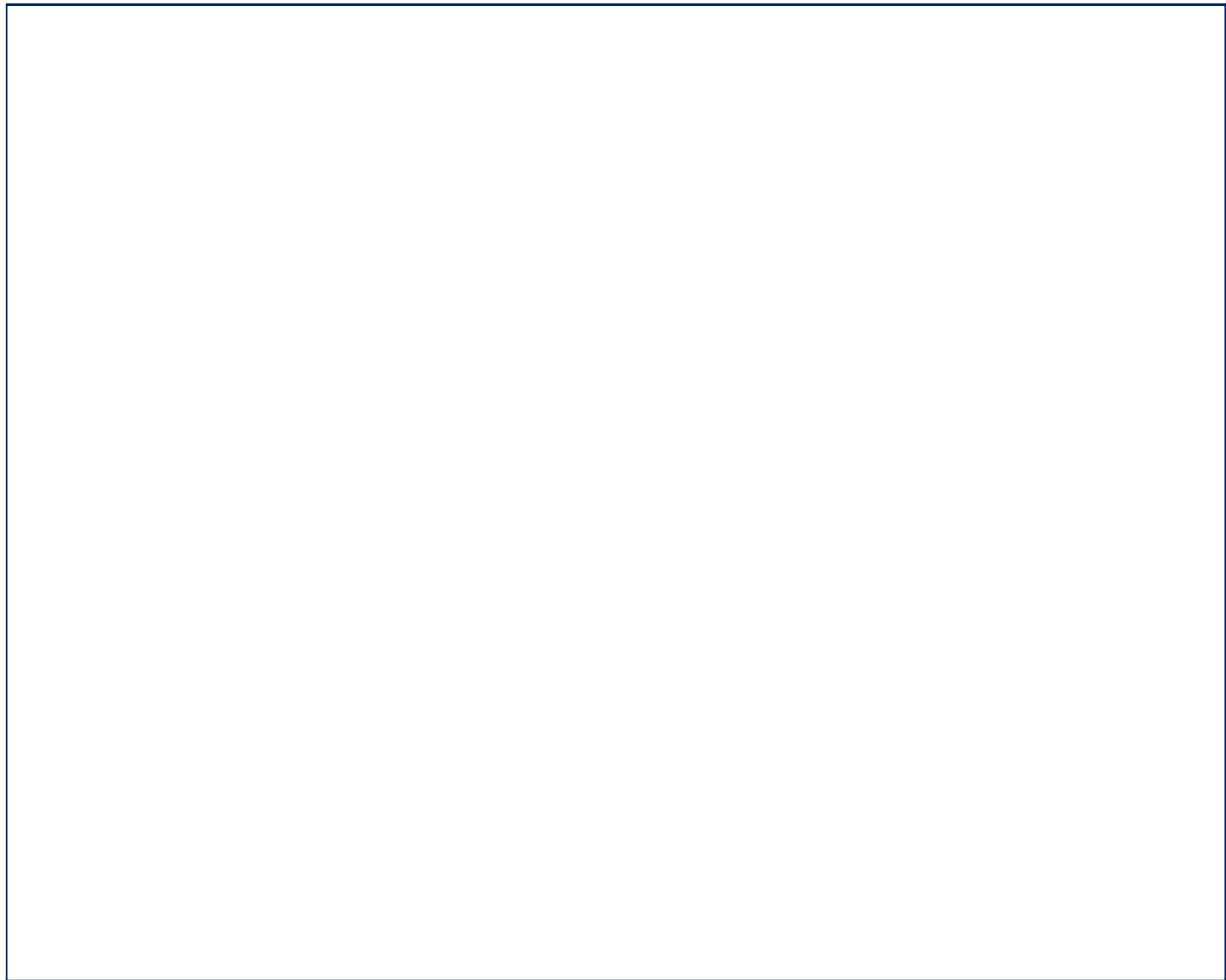
操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

方針目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。

また、炉心が熔融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存熔融炉心を冷却することを目的とする。



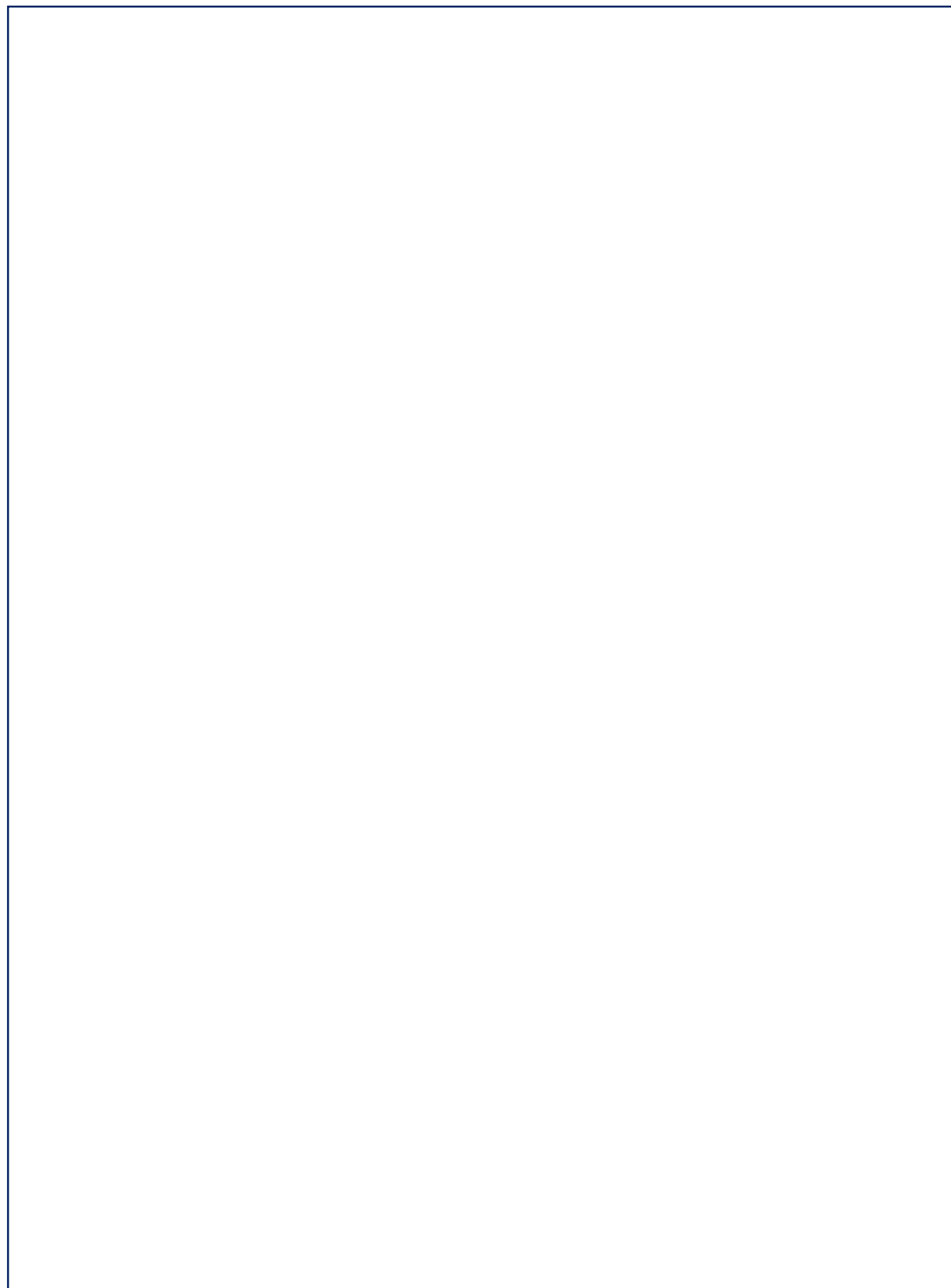
①
操作手順
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。
 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。
 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。

②
操作手順
3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。
 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。
 さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。

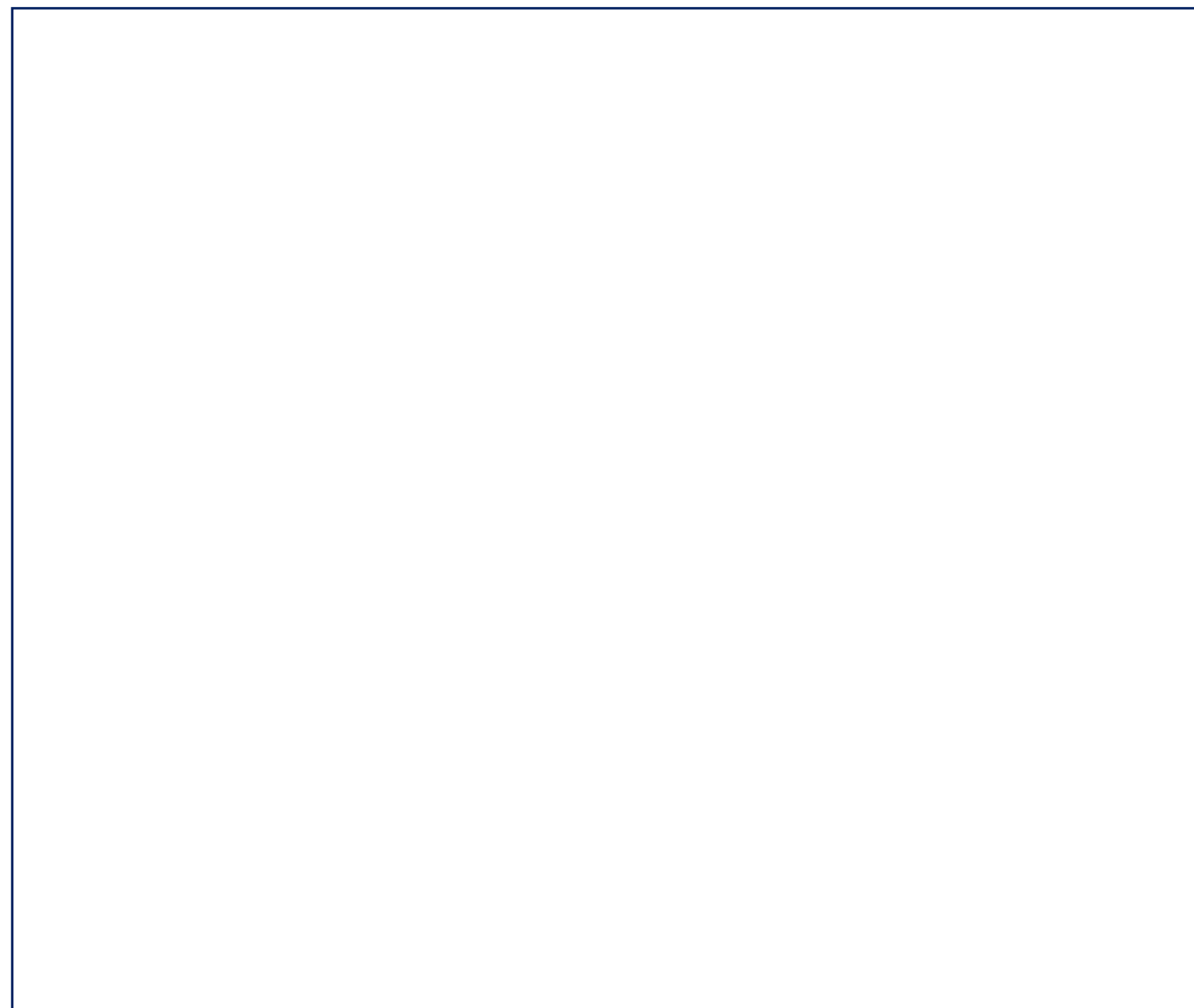
③
操作手順
4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。
 また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。

--	--

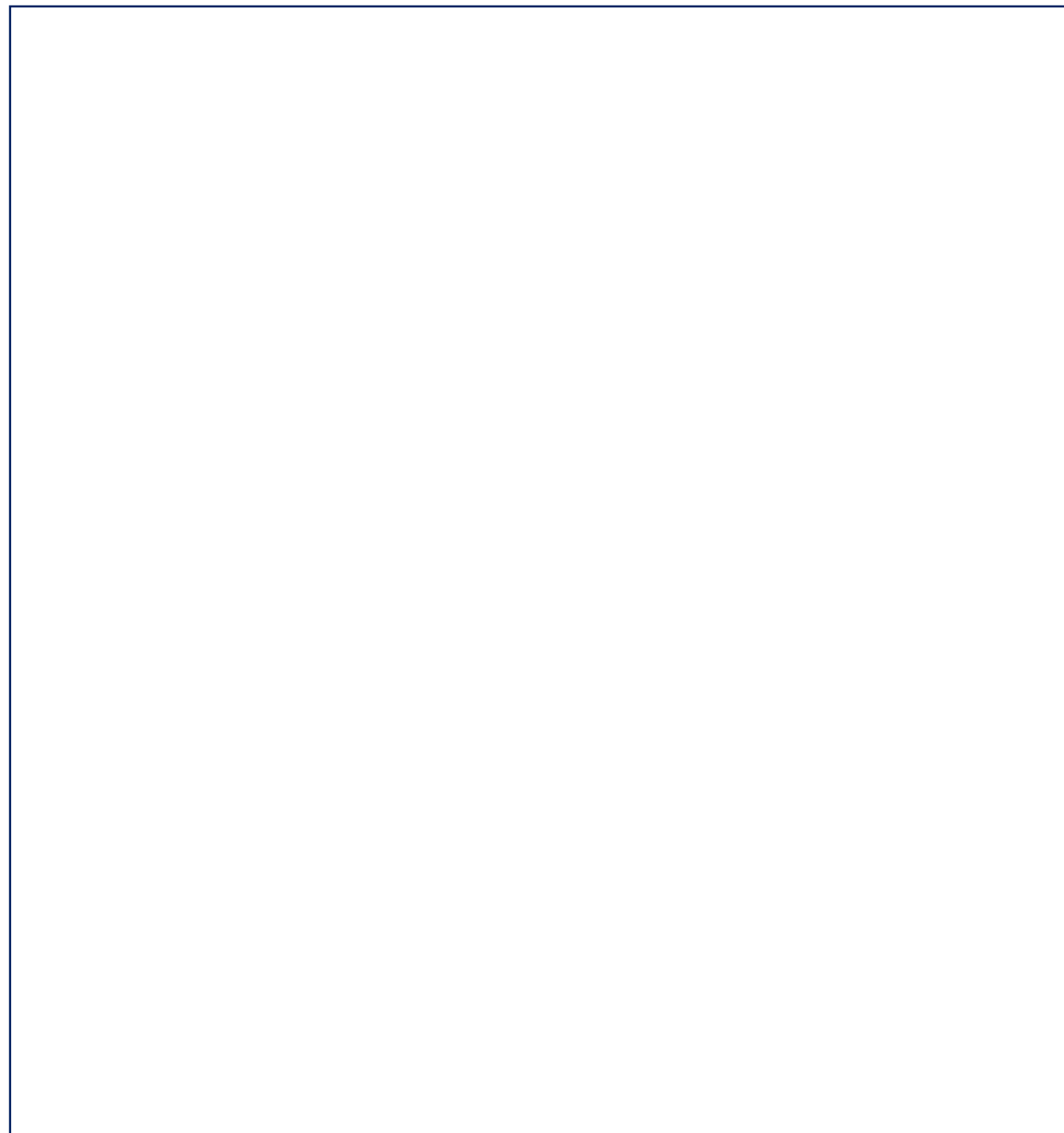
①	操作手順	2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。
②	操作手順	3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
	方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。 さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。
③	操作手順	4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
	方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。 また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。
④	操作手順	5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
	方針目的	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱、代替原子炉補機冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。
⑤	操作手順	6. 格納容器内の冷却等のための手順等
	方針目的	設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。



①	操作手順
	6. 格納容器内の冷却等のための手順等
	方針目的
	設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。
	また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。



①	操作手順 6. 格納容器内の冷却等のための手順等
	方針目的 設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。



①

操作手順 6. 格納容器内の冷却等のための手順等
方針目的 設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。



①

操作手順 6. 格納容器内の冷却等のための手順等
方針目的 設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。



- ①

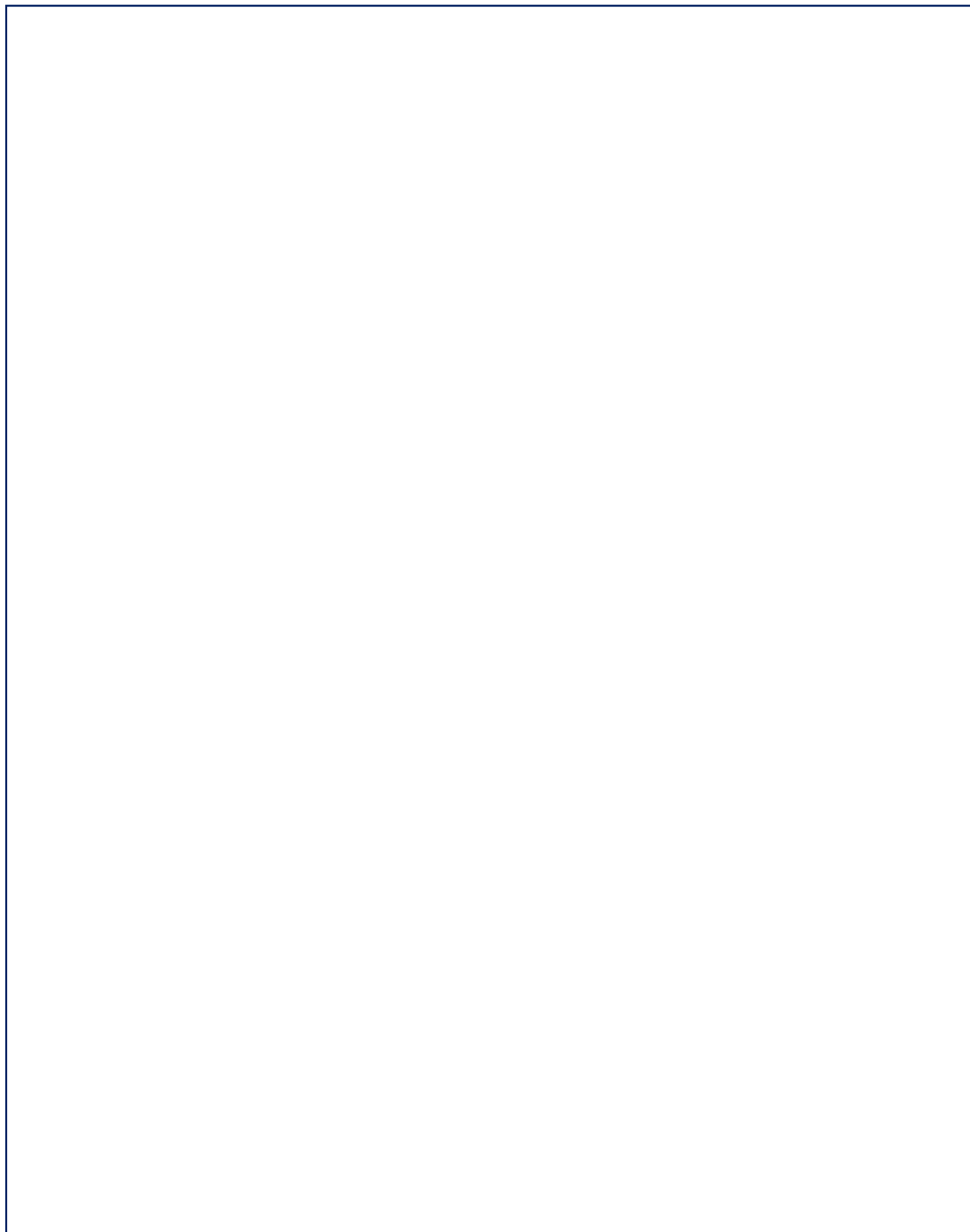
操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。

- ②

操作手順 3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。 さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。

- ③

操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。 また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。



①

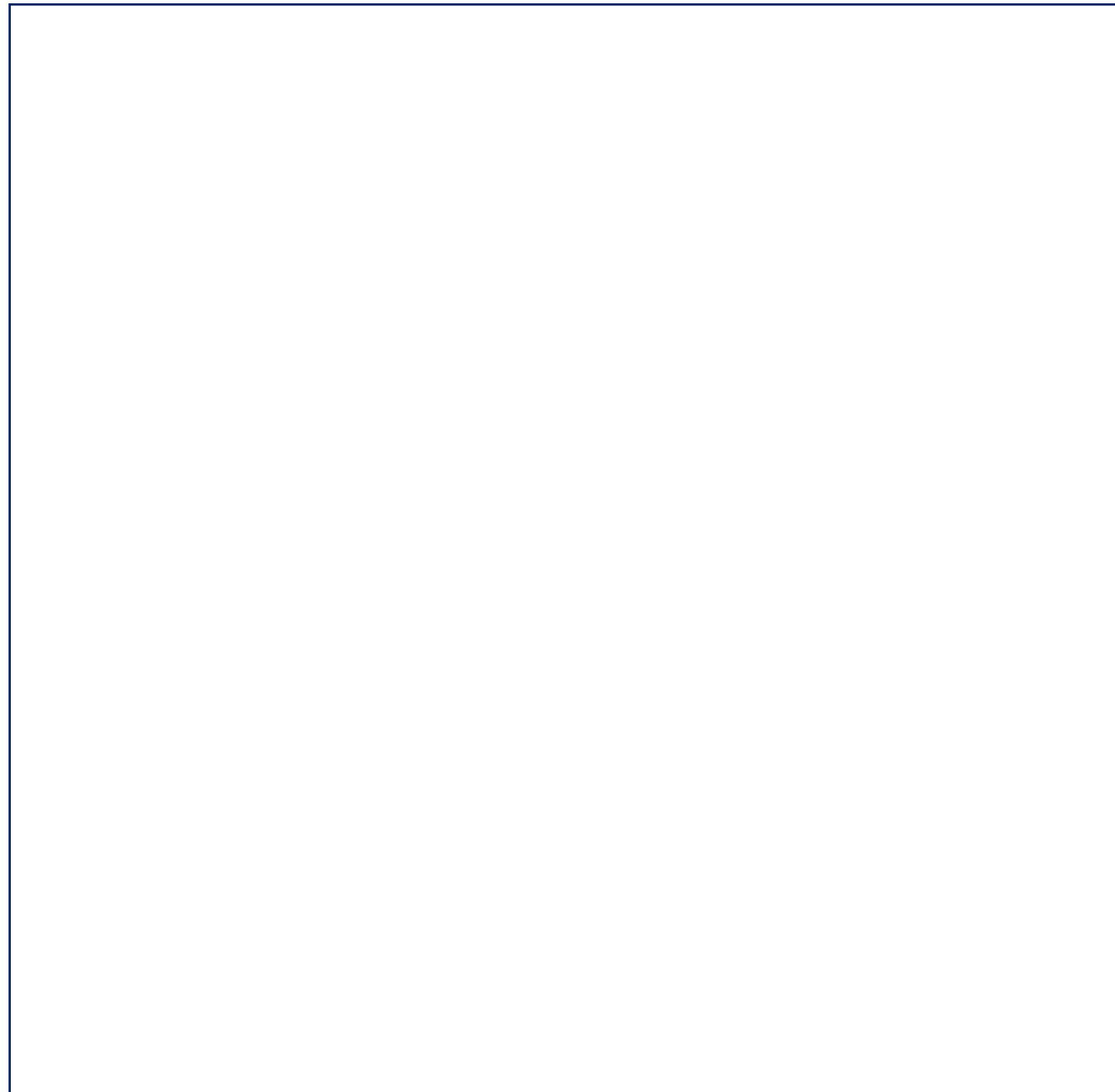
操作手順

1 1. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等

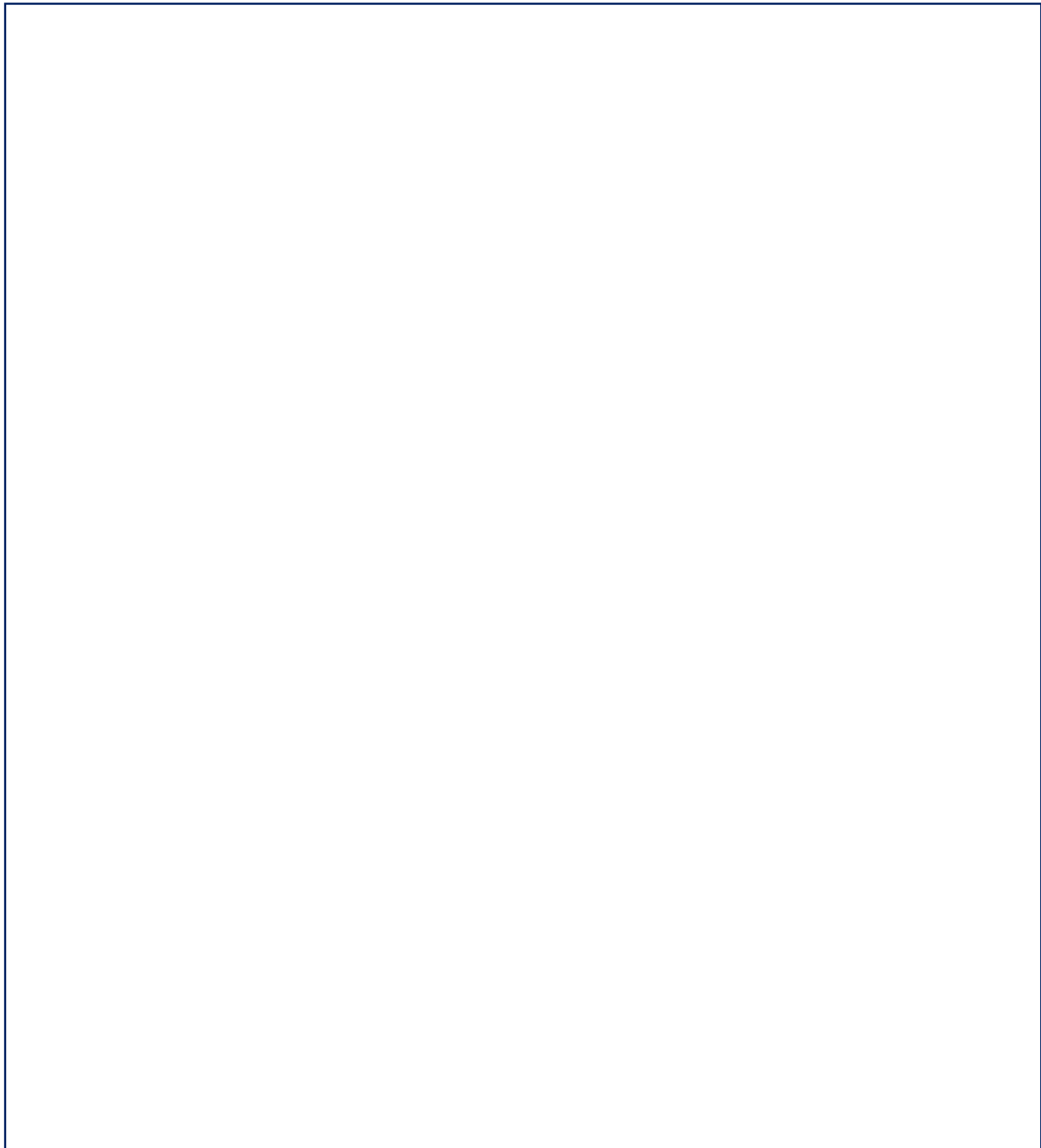
方針目的

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行うことを目的とする。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止することを目的とする。

また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレイ、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行うことを目的とする。



①	<p>操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。</p>
②	<p>操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p>



操作手順
 ① **2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等**

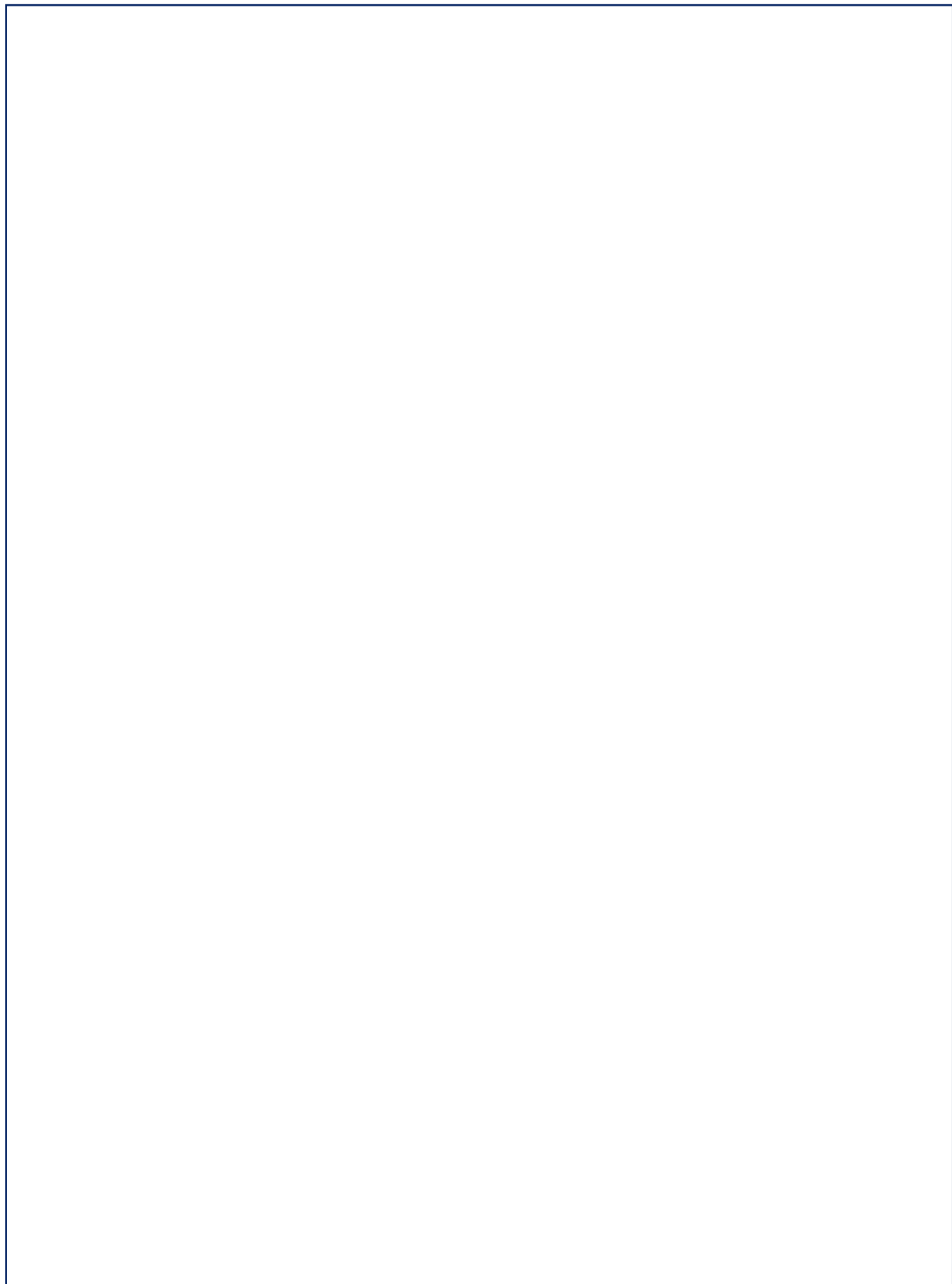
方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。
 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。
 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。

操作手順
 ② **3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等**

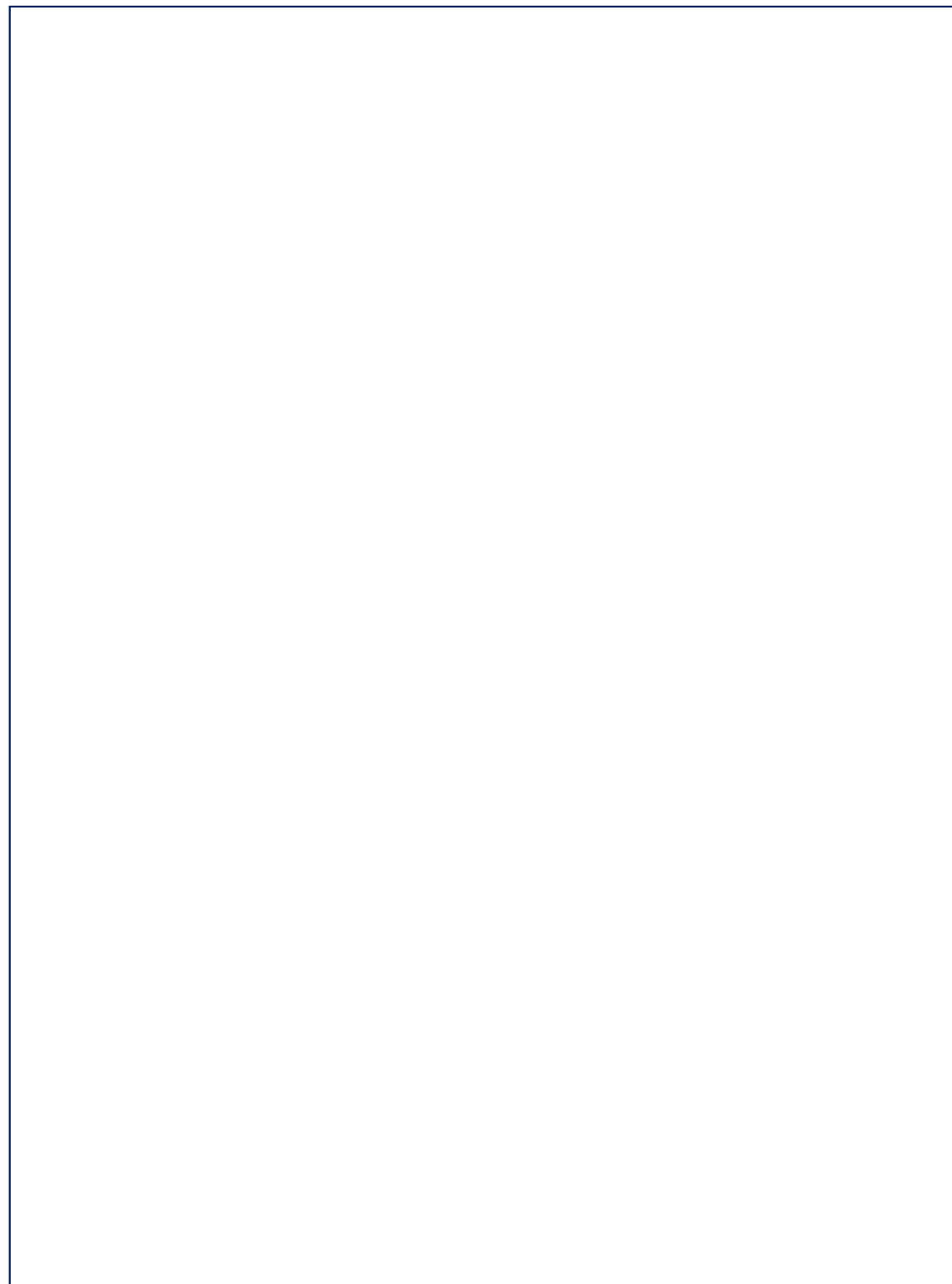
方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。
 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。
 さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。

操作手順
 ③ **4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等**

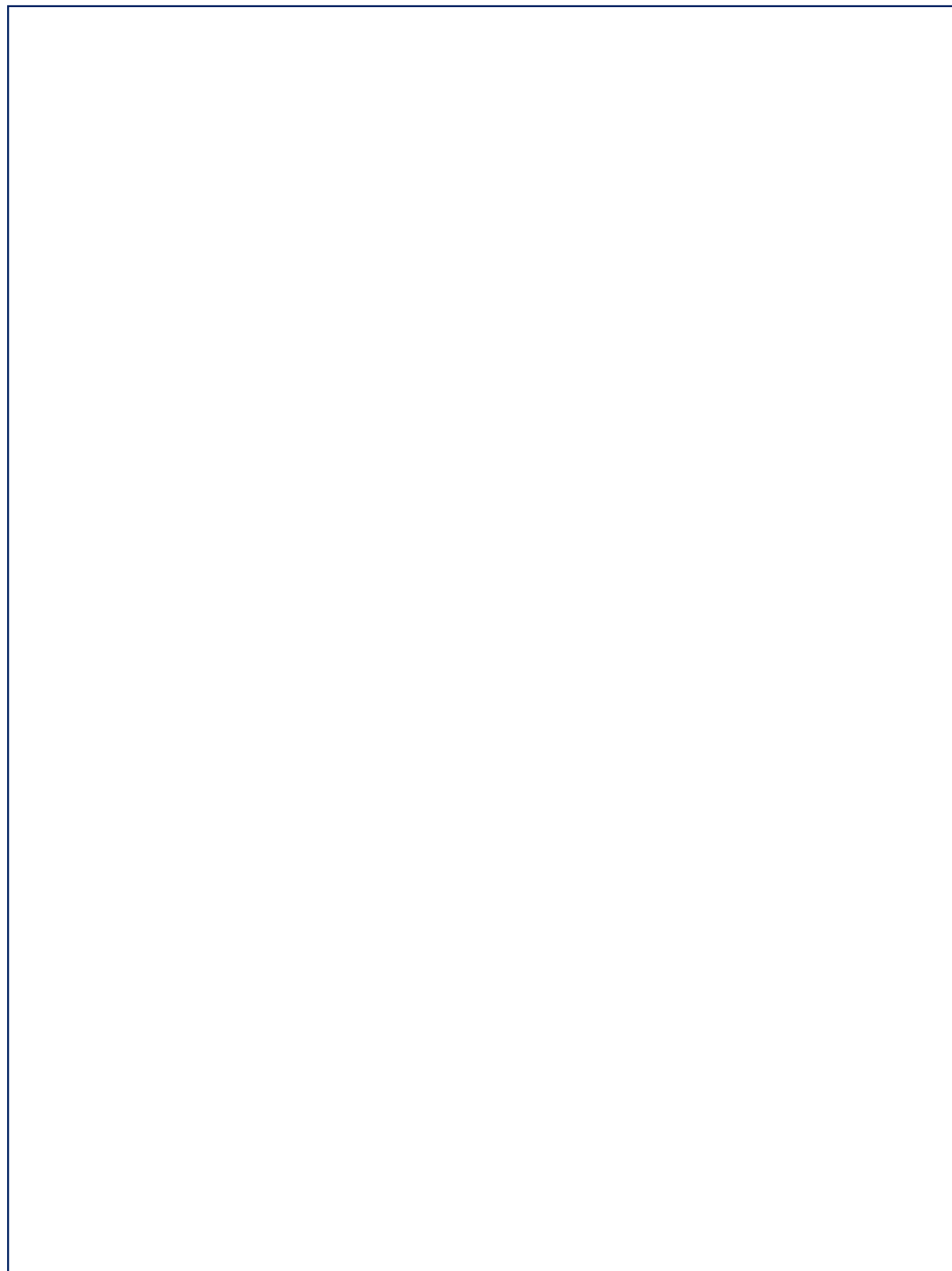
方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。
 また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。



①	<p>操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。</p>
②	<p>操作手順 3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。</p>
③	<p>操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p>



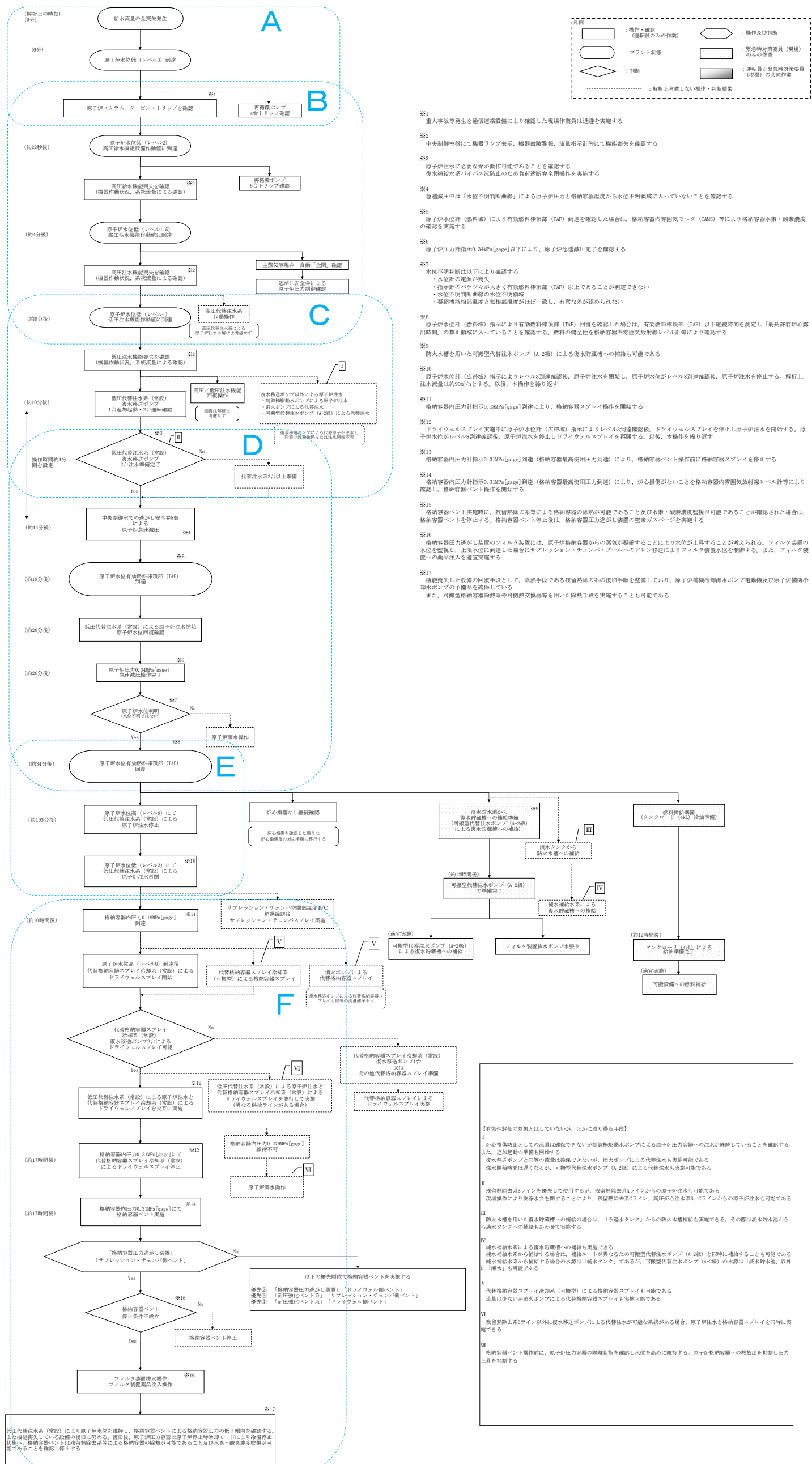
①	<p>操作手順 5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>方針目的 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱、代替原子炉補機冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。</p>
②	<p>操作手順 14. 電源の確保に関する手順等</p> <p>方針目的 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備により必要な電力を確保することを目的とする。 また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により給油することを目的とする。</p>
③	<p>操作手順 16. 中央制御室の居住性等に関する手順等</p> <p>方針目的 重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止を目的とする。</p>

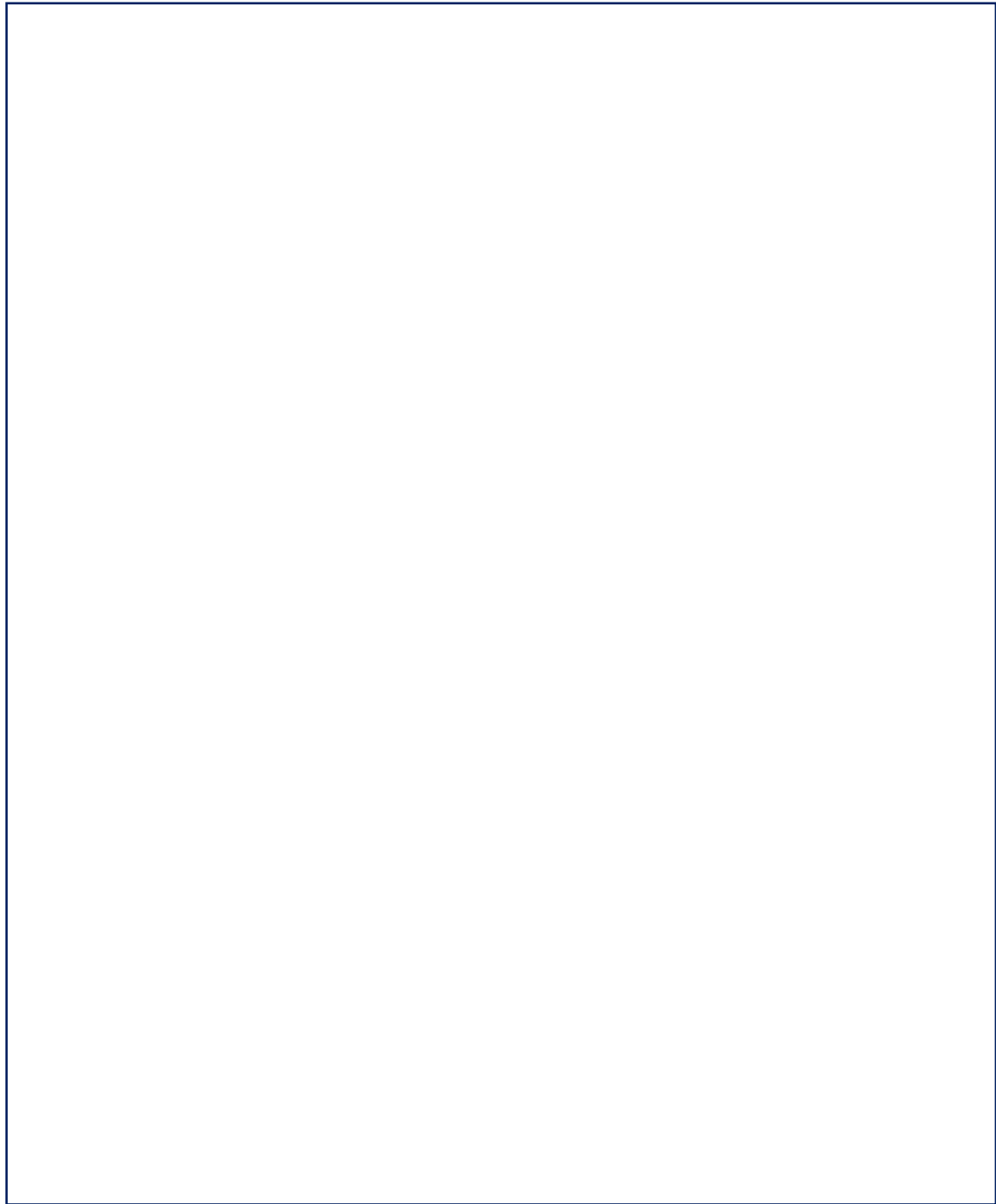
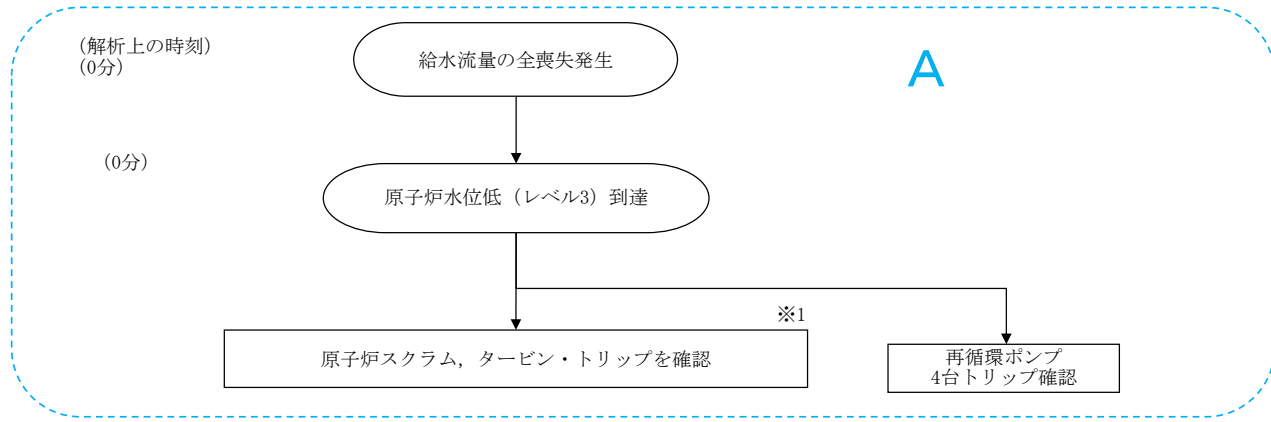


操作手順
① 14. 電源の確保に関する手順等
方針目的
電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備により必要な電力を確保することを目的とする。
また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により給油することを目的とする。

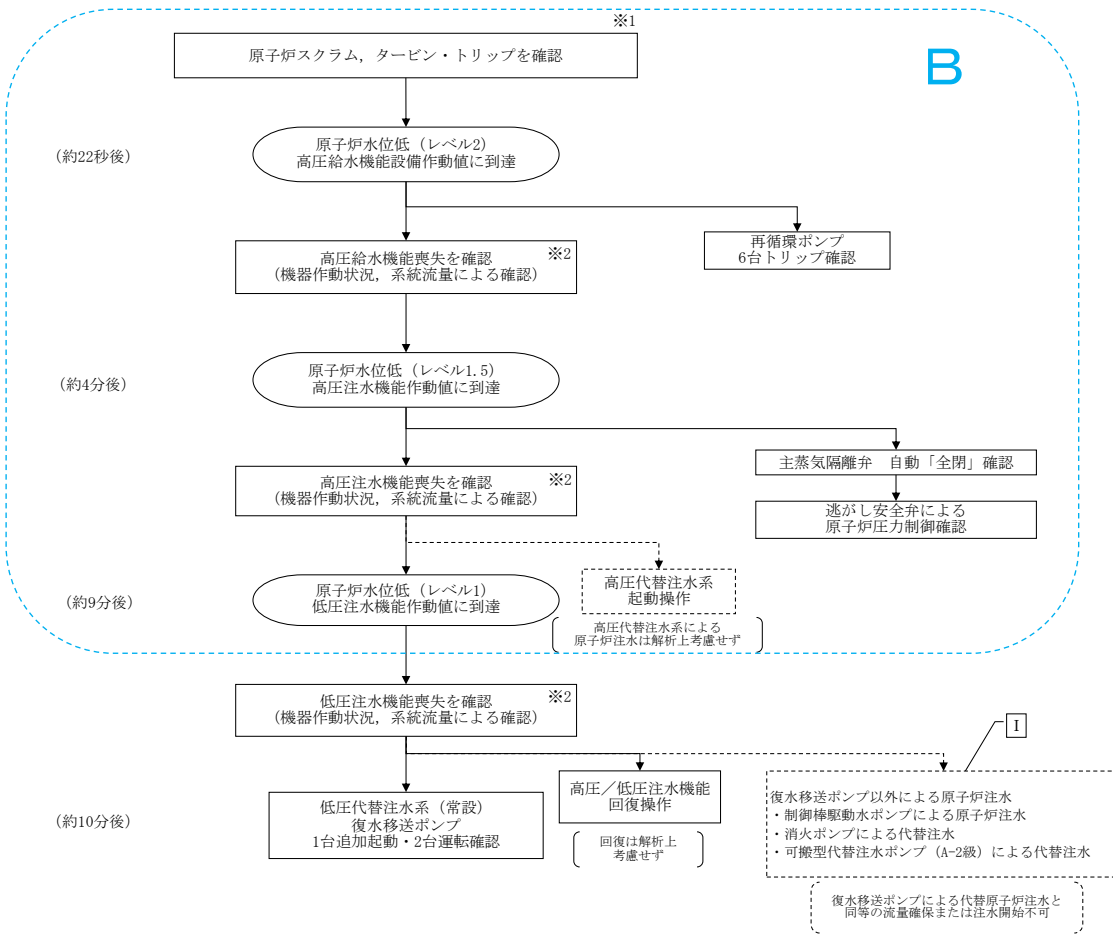
Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
1. 「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要

第7.1.1-4図 「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要



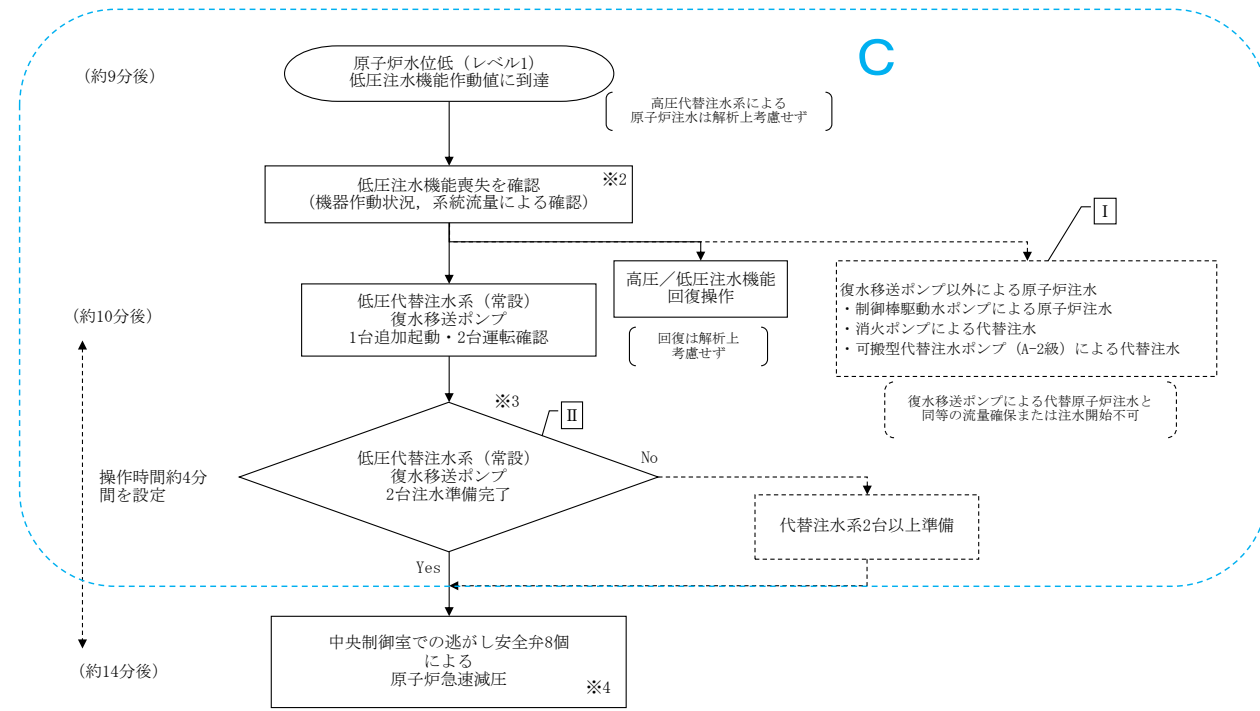


1-III. 1-2



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</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。 一次及び二次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。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要警報「スクラム」の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域モニタの指示を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	



保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (3) 水位確保

①目的

- 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。

②導入条件

- ① 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合
- 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合
- 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
- 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
- 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合

③脱出条件

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合

④基本的な考え方

- 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。

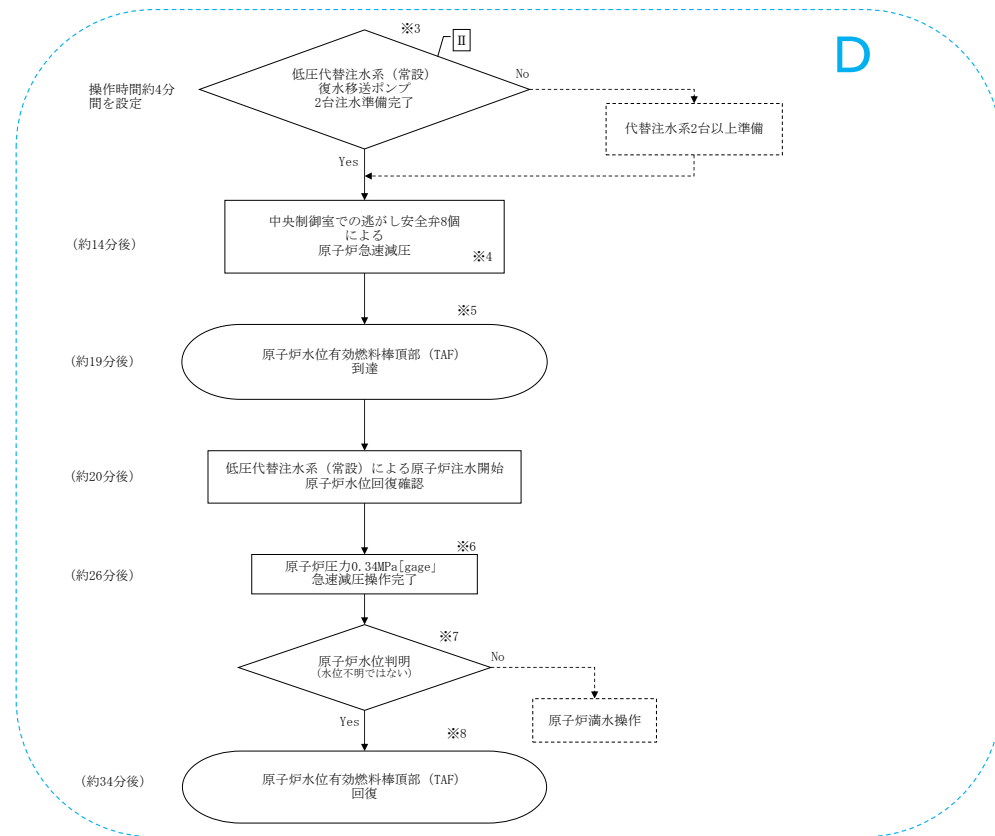
⑤主な監視操作内容

A. 水位確保

- ② 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- ③ 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- ④ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
- ⑤ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。
- ⑥ 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



保安規定 添付1

4. 不測事態
(2) 急速減圧

①目的

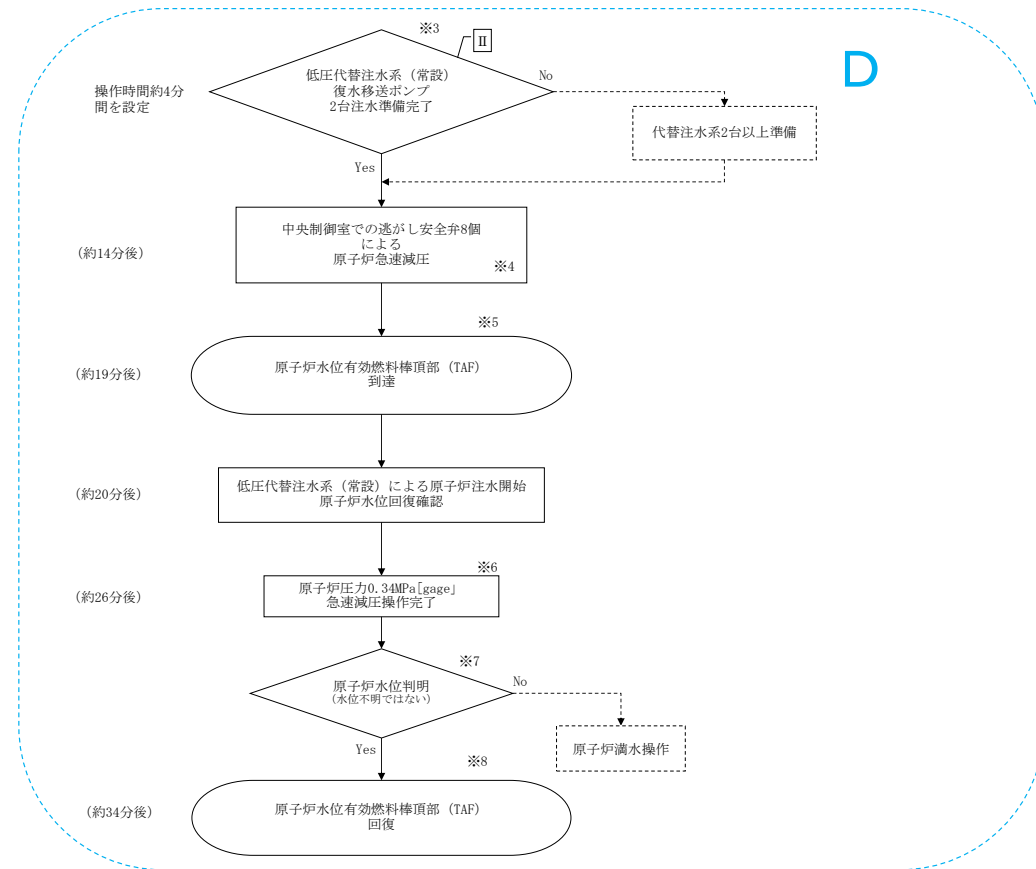
- ・ 原子炉を速やかに減圧する。

②導入条件

- ①
- ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動できた場合
 - ・ 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
 - ・ 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
 - ・ ドライウェル温度制御においてドライウェル空間部局所温度が103℃に接近した場合、又はドライウェル局所温度90℃にて手動スクラム後もドライウェル圧力が上昇して13.7KPa以上でドライウェルスプレイできない場合
 - ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
 - ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合
 - ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合、又は起動しても原子炉水位が上昇しない場合
 - ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合
 - ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合
 - ・ 不測事態「水位不明」において、低压で原子炉へ注水可能な系統1系統以上、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
 - ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合
 - ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
 - ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
 - ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合
 - ・ タービンバイパス弁を使用する場合で、主蒸気隔離弁の隔離条件を解除する場合は、緊急時対策本部との協議により実施する。

④基本的な考え方

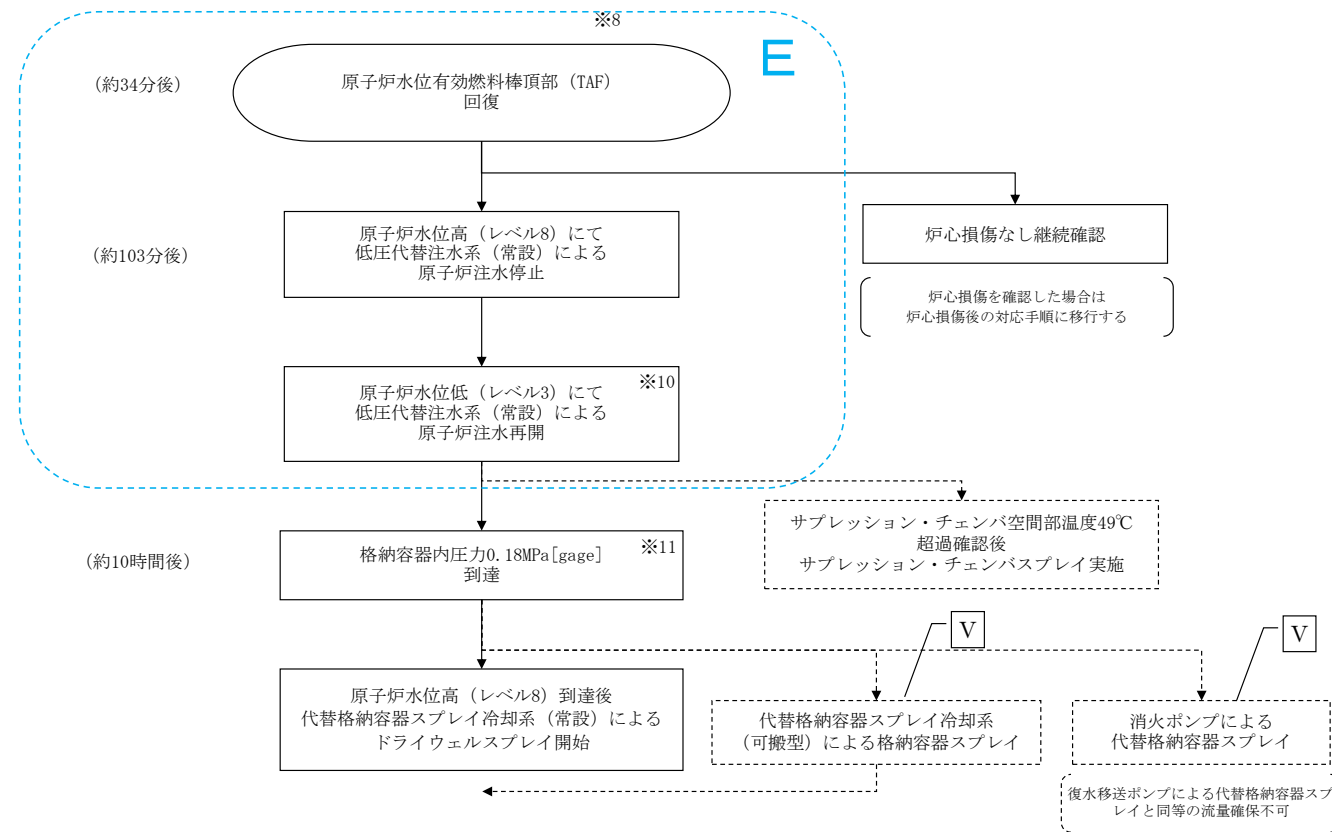
- ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ・ 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- ・ 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- ・ 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。



保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ① 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
 ・主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ③ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水操作」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(3) 水位確保

①目的
・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。

②導入条件
・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合
・ 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合
・ 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
① 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
・ 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合

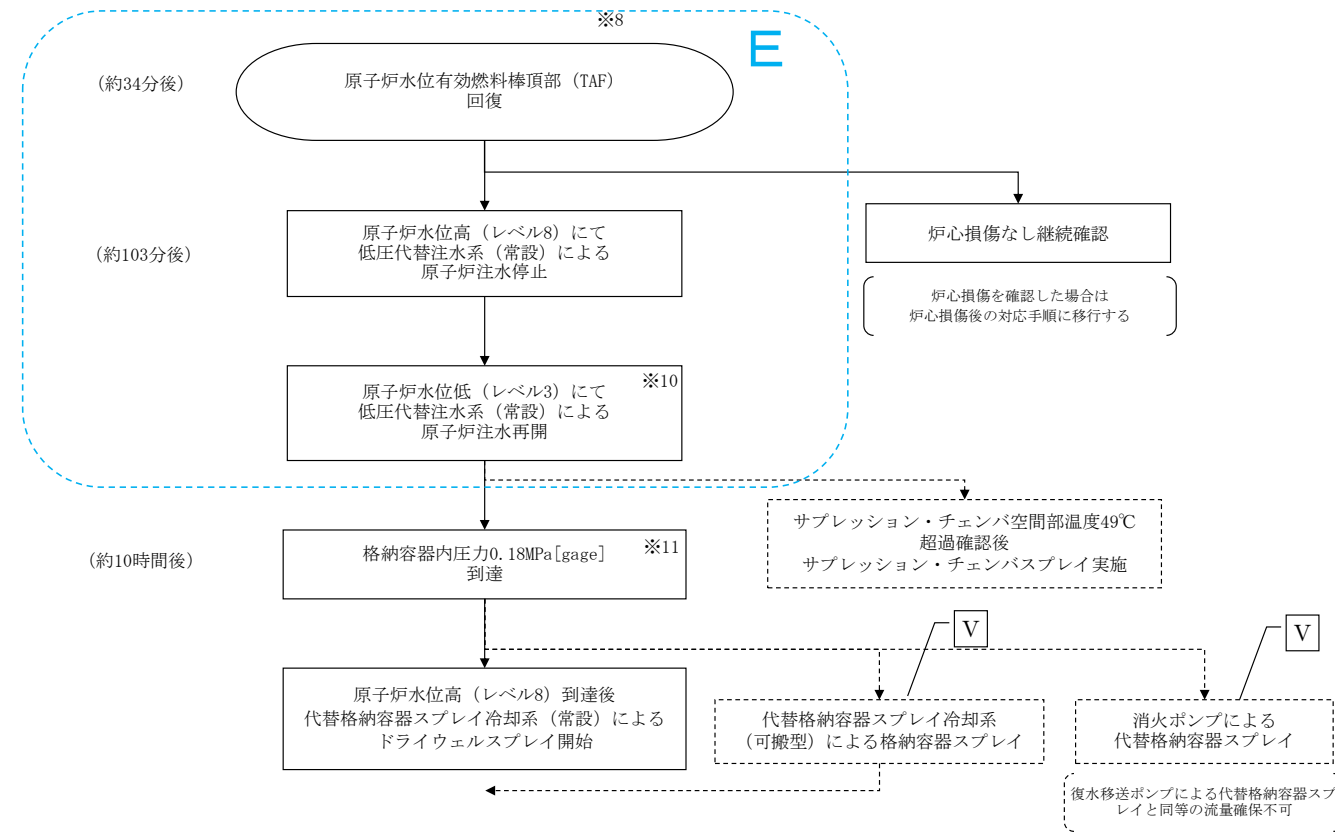
③脱出条件
⑤ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合

④基本的な考え方
・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。

⑤主な監視操作内容
A. 水位確保

- ② 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- ③ 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。

- B. 水位
- ④ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
 - ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。
 - ・ 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
 - ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
 - ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
 - ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

①目的

- ・ 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。
- ・ 一次及び二次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。)

②導入条件

- ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合
- ・ 手動スクラムした場合
- ① 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

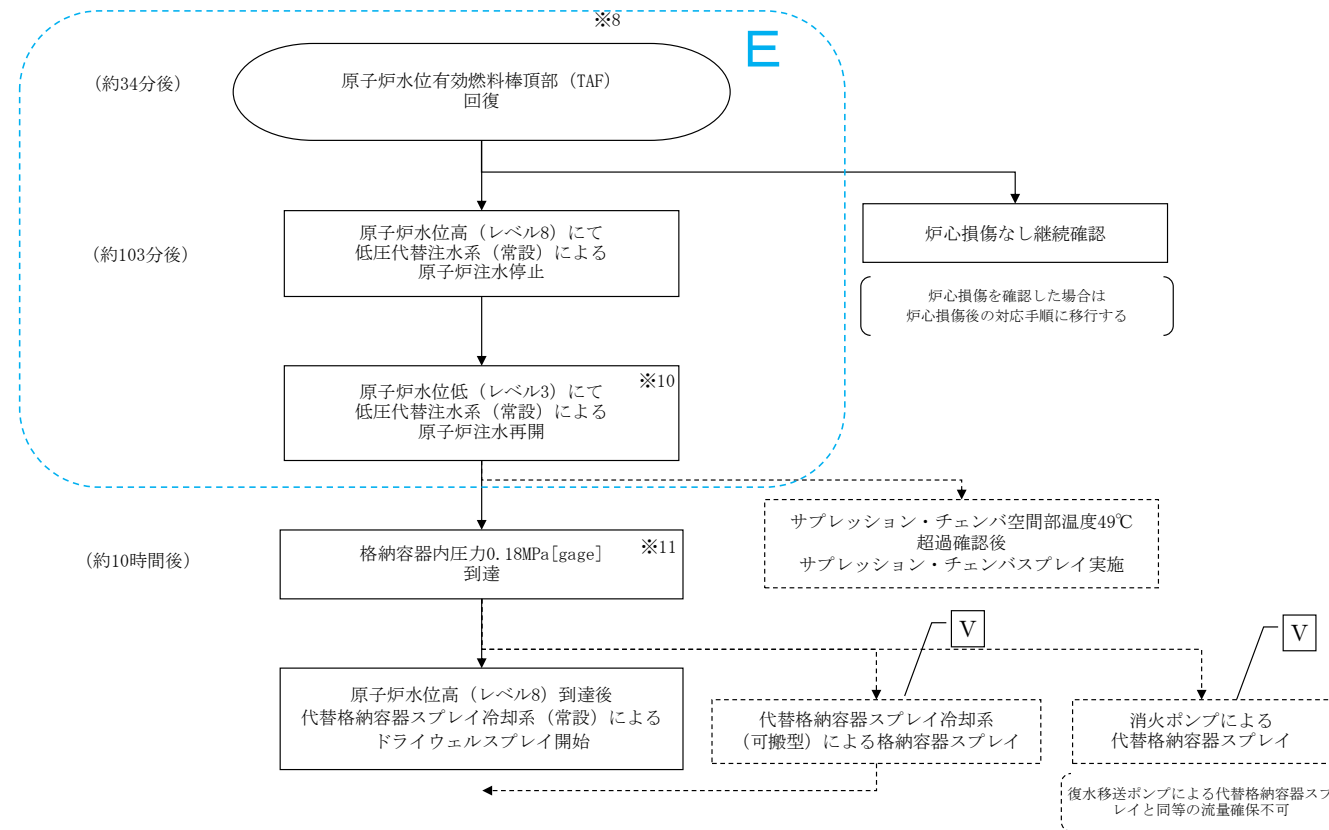
⑤主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- ・ 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- ・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ・ 原子炉水位を確認する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- ・ タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要)
- ・ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ① 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

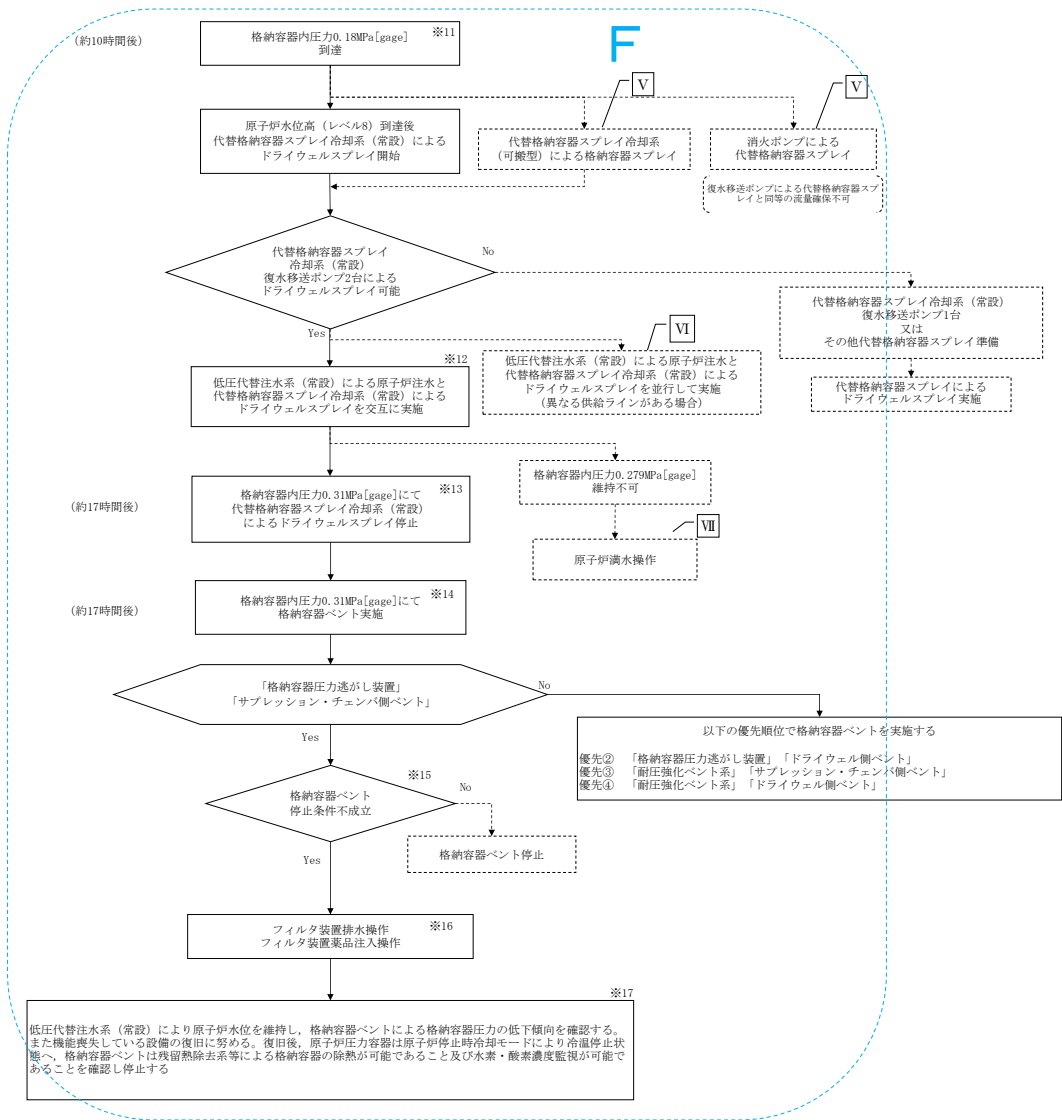
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

- ① 一次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。)

H. 二次格納容器制御への導入

- 二次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。)

保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(1) 格納容器圧力制御

①目的

- 格納容器圧力を監視し、制御する。

②導入条件

- ① ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合

③脱出条件

- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合
- 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合

④基本的な考え方

- ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。

⑤主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

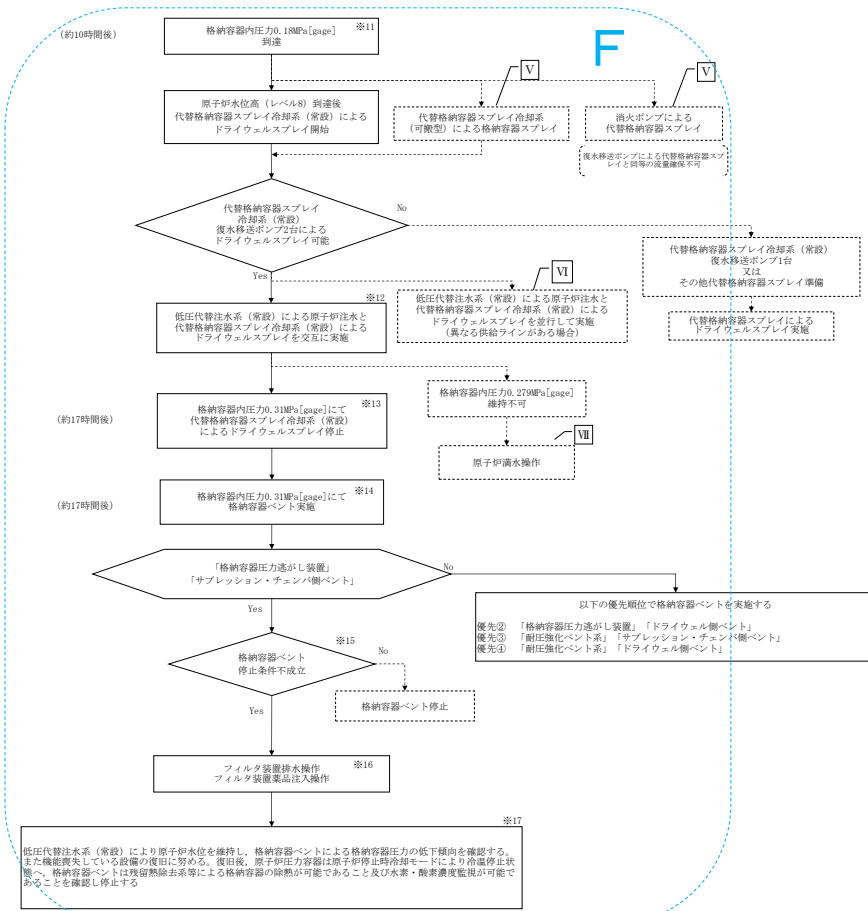
- ② ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- ③ サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- ④ サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

B. 原子炉満水

- ⑤ サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ⑥ 給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。
- ⑦ サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ⑧ サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

C. 格納容器ベント

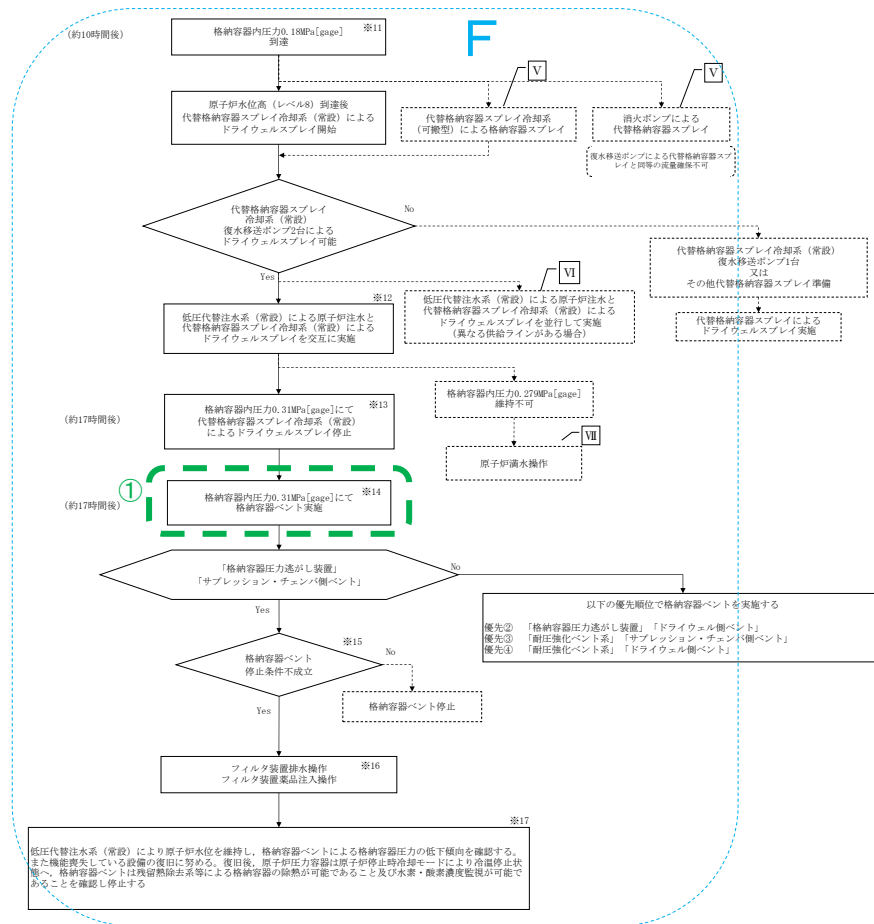
- ⑨ サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ⑩ 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

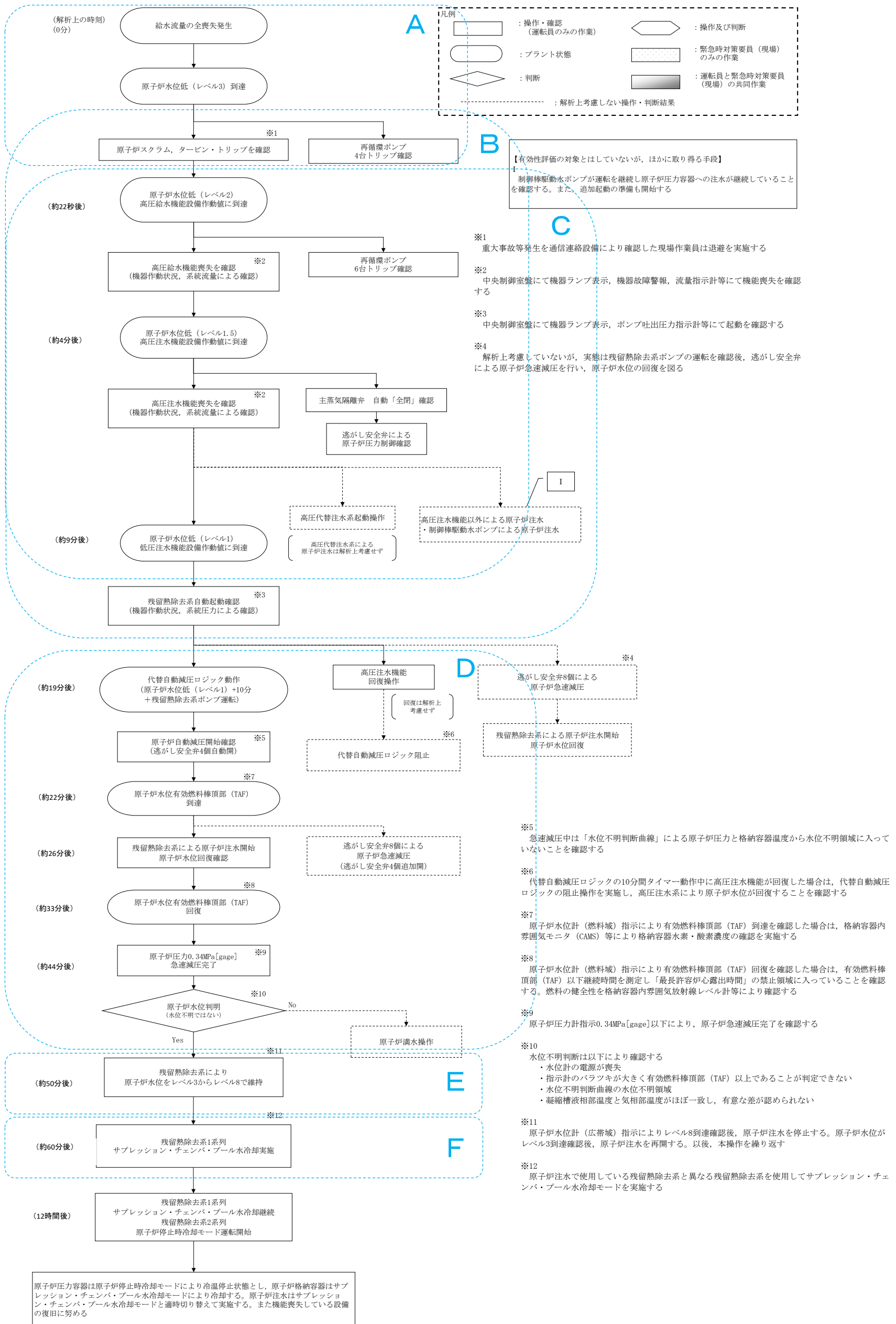
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 40 分

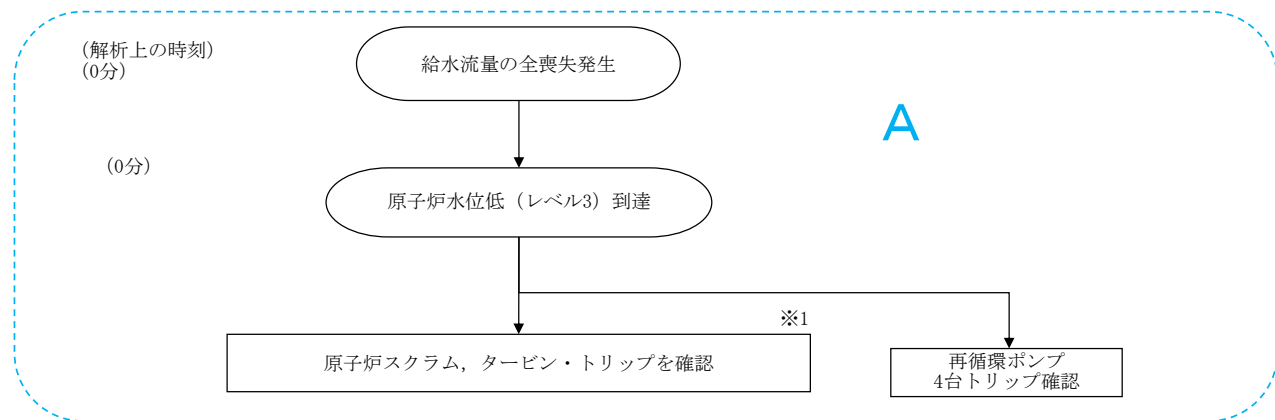
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下、本表において同じ。）

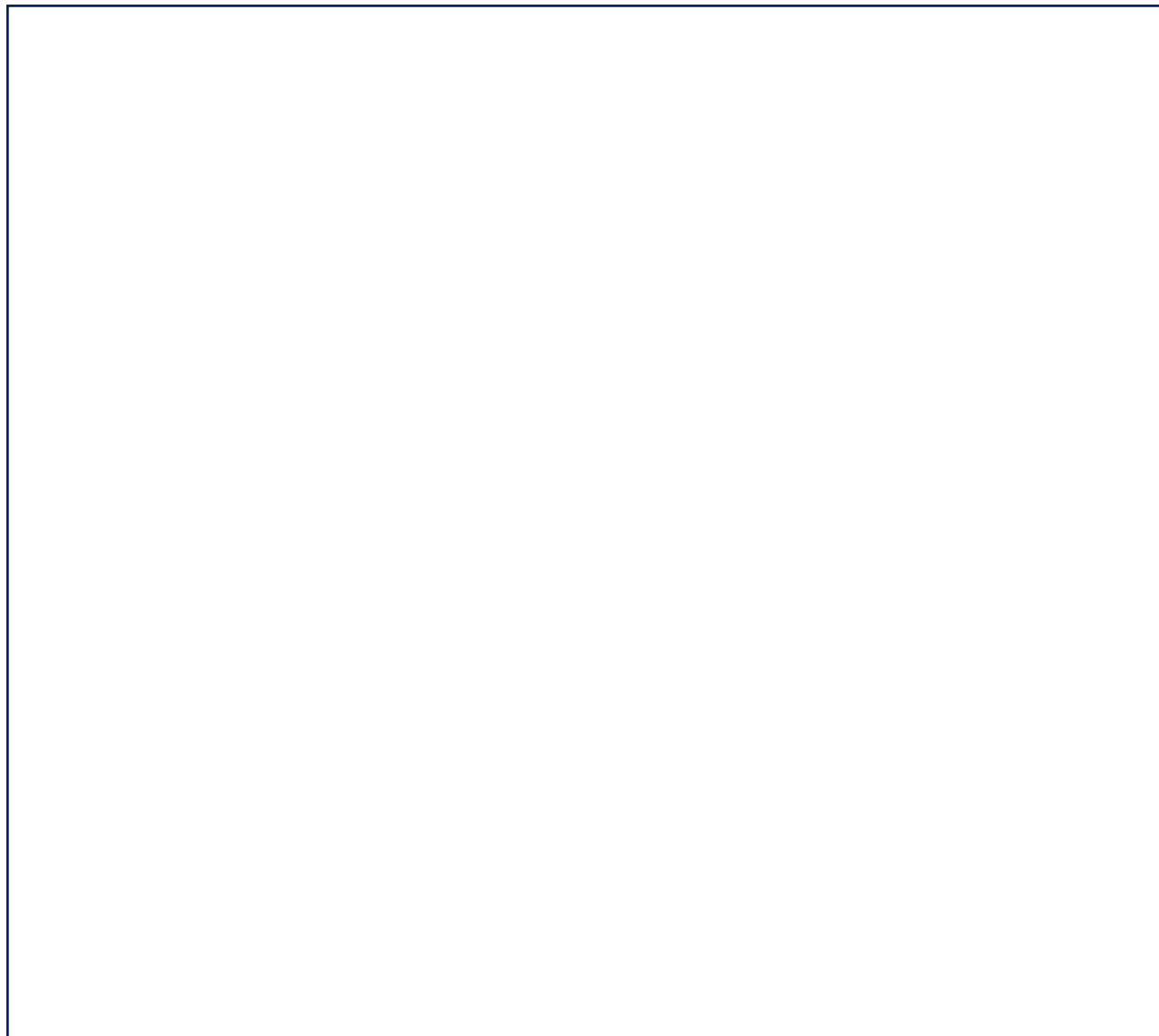
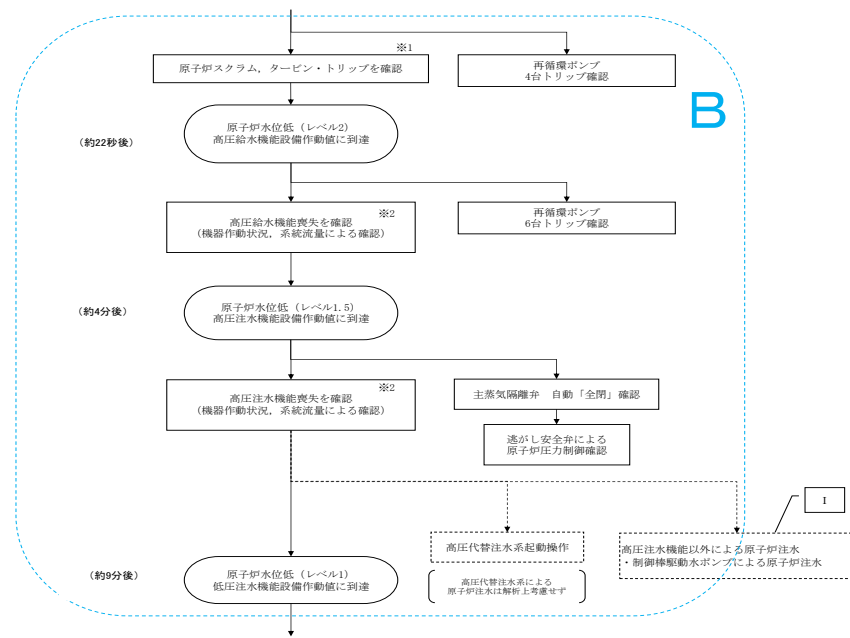


III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
2. 「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要

第7.1.2-3図 「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要







保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

①目的

- 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。
- 一次及び二次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。)

②導入条件

- 原子炉スクラム信号が発生した場合
- 手動スクラムした場合
- 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

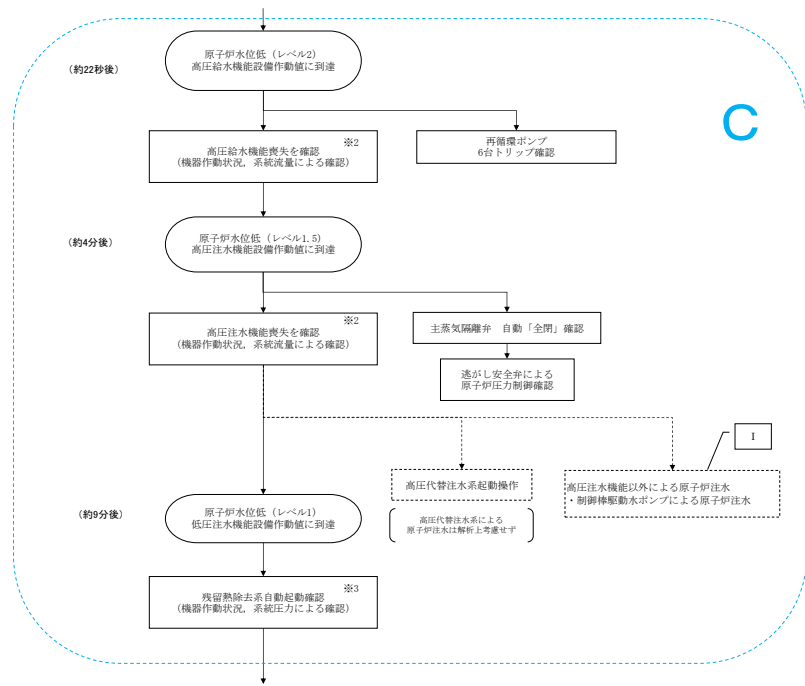
⑤主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

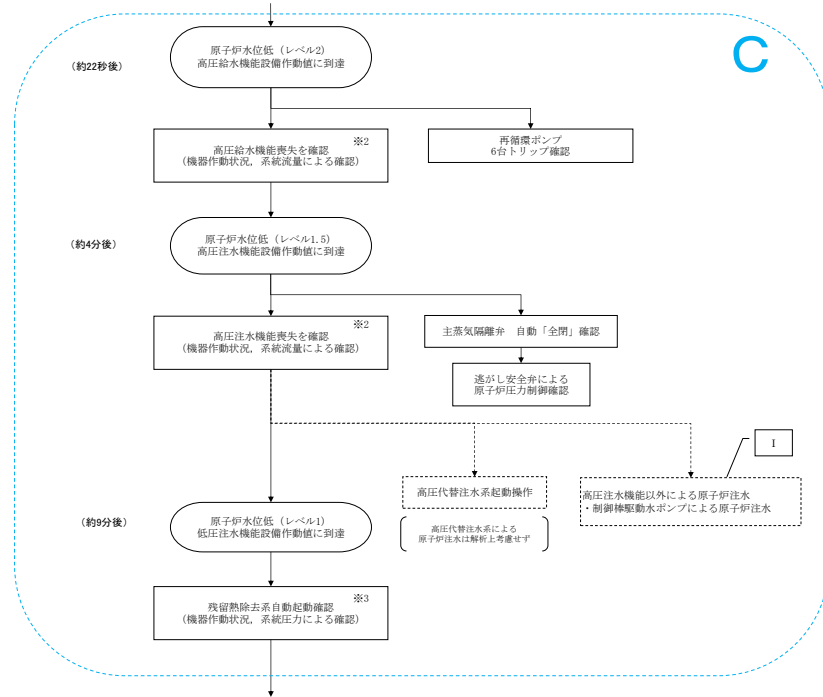
- ② 原子炉水位を確認する。
- ③ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- ④ タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ⑤ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)
- ⑥ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ⑦ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。 	





保安規定 添付1

4. 不測事態 (1) 水位回復

①目的

- 原子炉水位を回復する。

②導入条件

①

- 原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合
- 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合
- 原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合
- 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下の場合

④基本的な考え方

- 原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や、注水設備、代替注水設備の起動を行う。
- 原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び注水設備、代替注水設備を起動する。

⑤主な監視操作内容

A. 水位回復

②

- 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
- 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を起動する。
- ③ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統以上の起動を試みる。
- 低圧で原子炉へ注水可能で系統1系統以上の起動ができない場合、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- ③ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

B. 水位上昇中

- 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

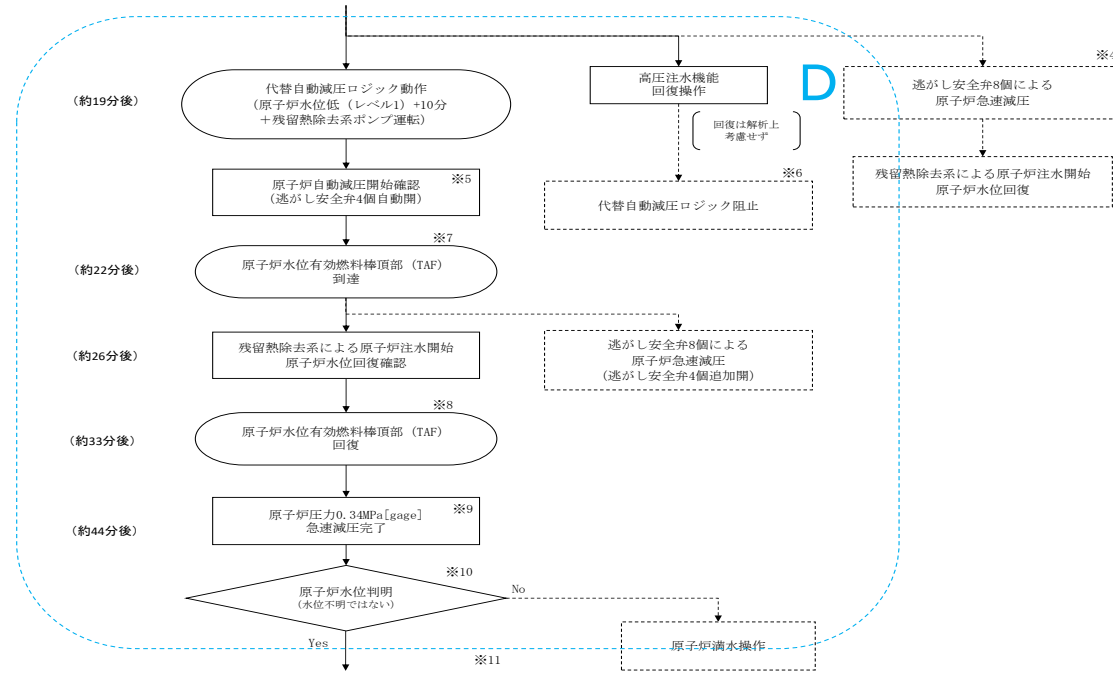
C. 水位下降中

④

⑤

- 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を起動させる。
- 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。

保安規定 添付1



4. 不測事態
(2) 急速減圧

①目的

- 原子炉を速やかに減圧する。

②導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動できた場合
- 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度が103℃に接近した場合、又はドライウエル局所温度90℃にて手動スクラム後もドライウエル圧力が上昇して13.7KPa以上でドライウエルスプレイできない場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
- 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合
- 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合、又は起動しても原子炉水位が上昇しない場合
- 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合
- 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合
- 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合
- タービンバイパス弁を使用する場合で、主蒸気隔離弁の隔離条件を解除する場合は、緊急時対策本部との協議により実施する。

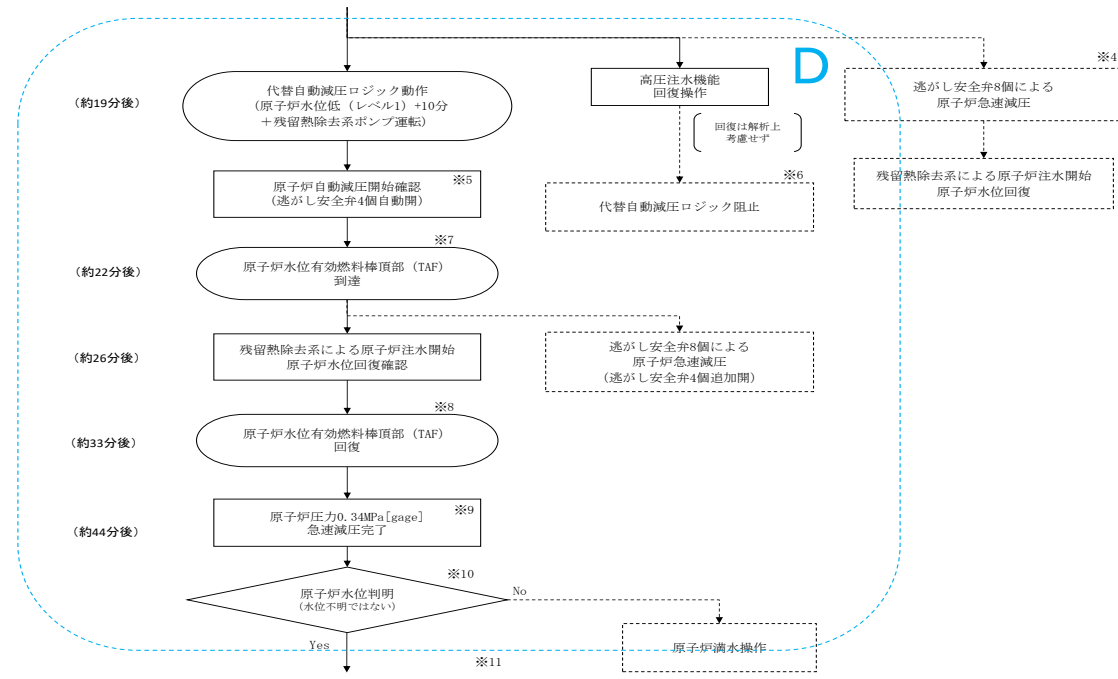
④基本的な考え方

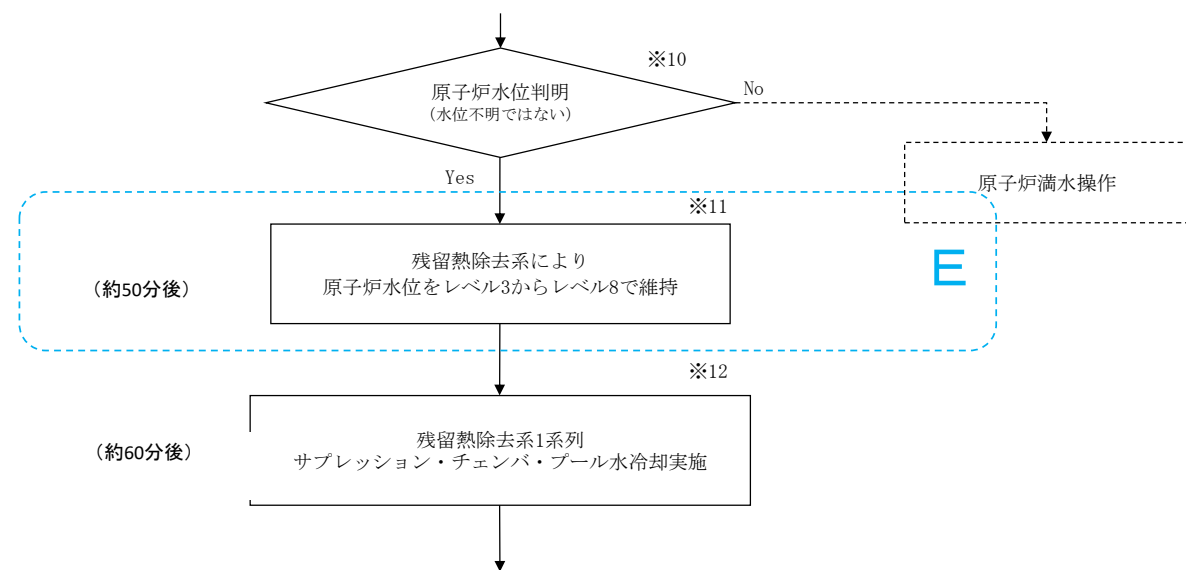
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。

保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ① 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 - ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
 - ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
 - ・主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ③ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。





保安規定 添付1

4. 不測事態

(1) 水位回復

①目的

- 原子炉水位を回復する。

②導入条件

- 原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合
- 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合
- 原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合

①

- 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下の場合

④基本的な考え方

- 原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や、注水設備、代替注水設備の起動を行う。
- 原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び注水設備、代替注水設備を起動する。

⑤主な監視操作内容

A. 水位回復

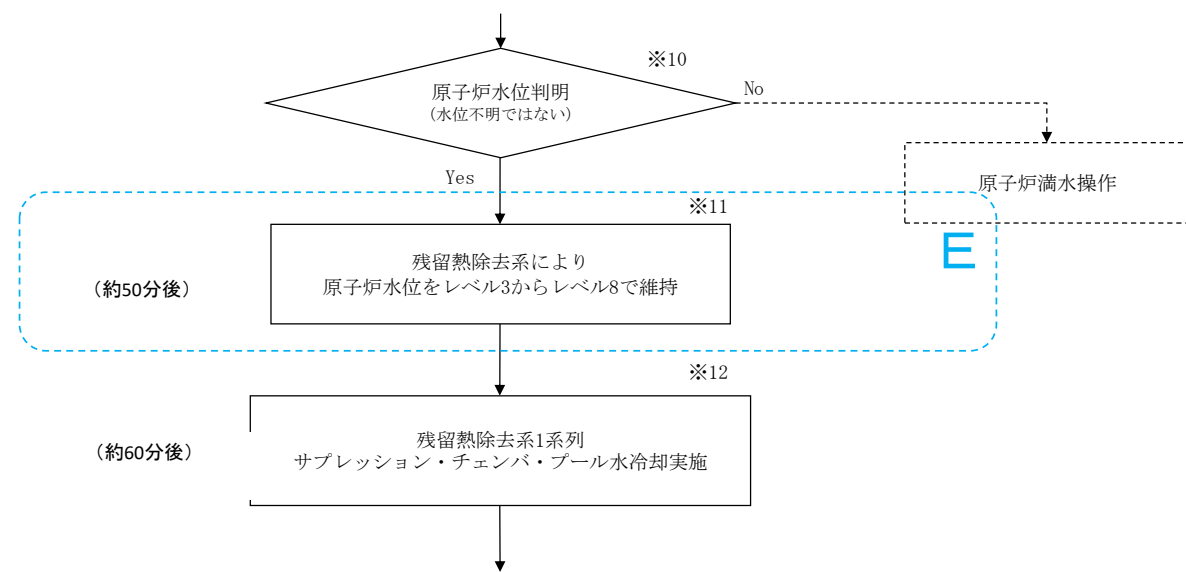
- 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
- 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を起動する。
- ② 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統以上の起動を試みる。
- 低圧で原子炉へ注水可能で系統1系統以上の起動ができない場合、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- ③ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

B. 水位上昇中

- 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

C. 水位下降中

- 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を作動させる。
- 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(3) 水位確保

①目的
・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。

②導入条件
・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合
・ 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合
① 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
・ 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
・ 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合

③脱出条件
⑤. 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合

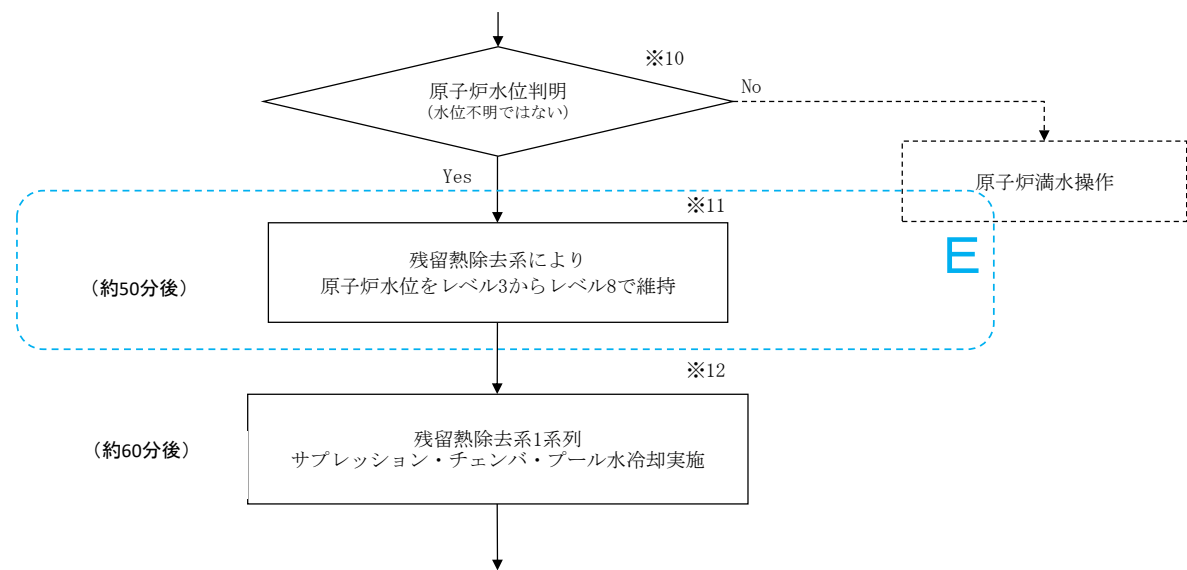
④基本的な考え方
・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。

⑤主な監視操作内容
A. 水位確保

- ② 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- ③ 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- ④ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。
- ・ 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

①目的

- ・ 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。
- ・ 一次及び二次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。)

②導入条件

- ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合
- ・ 手動スクラムした場合
- ・ 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

⑤主な監視操作内容

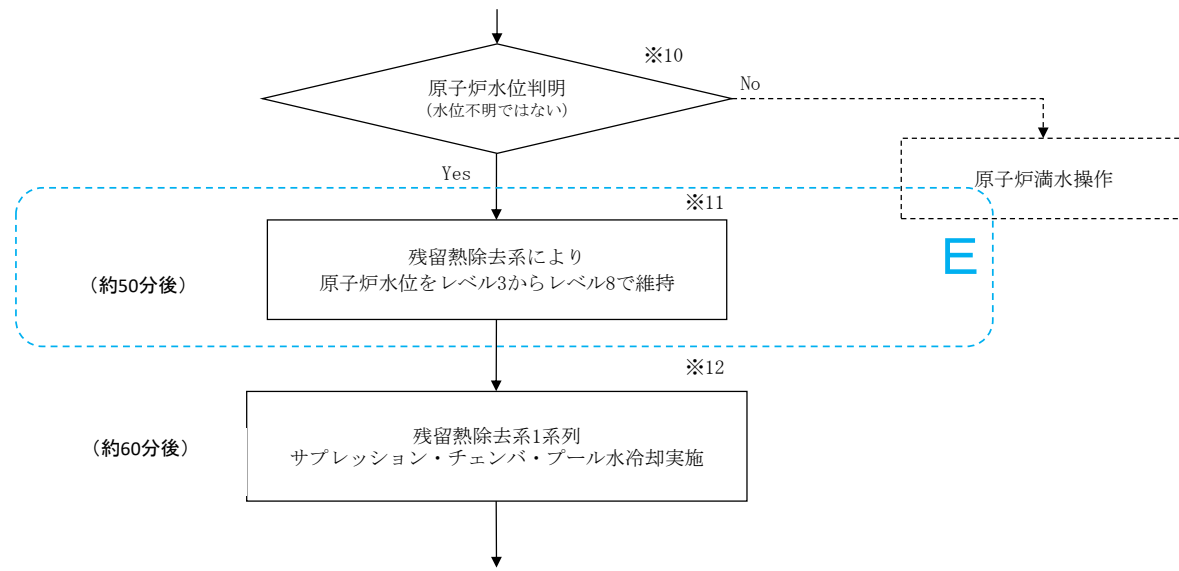
A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- ・ 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- ・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ・ 原子炉水位を確認する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- ・ タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要)
- ・ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

保安規定 添付1



①

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

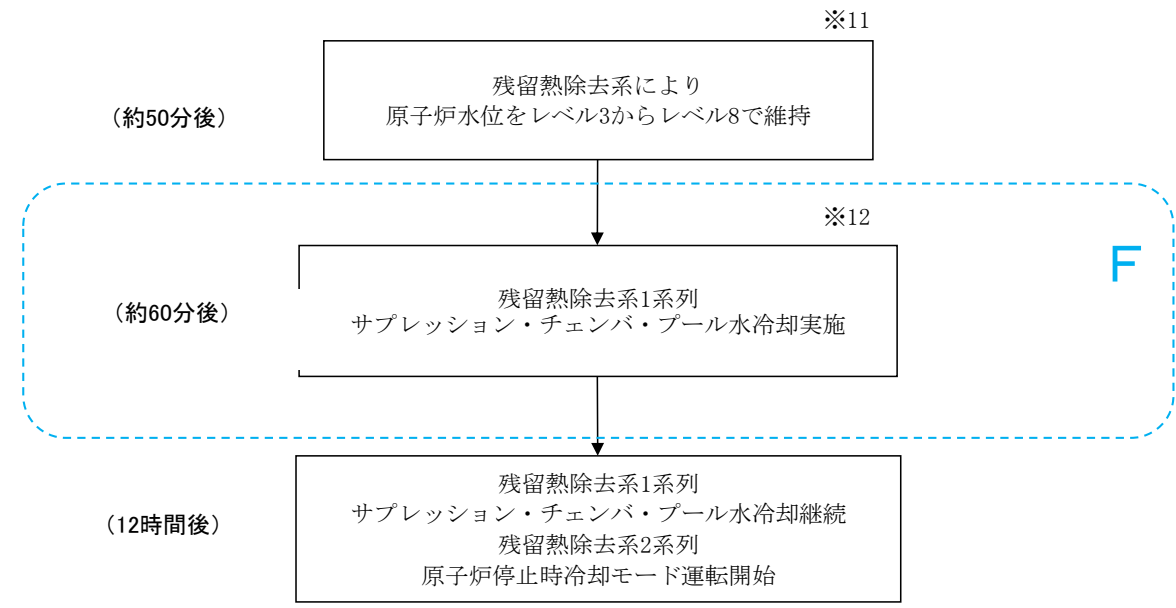
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

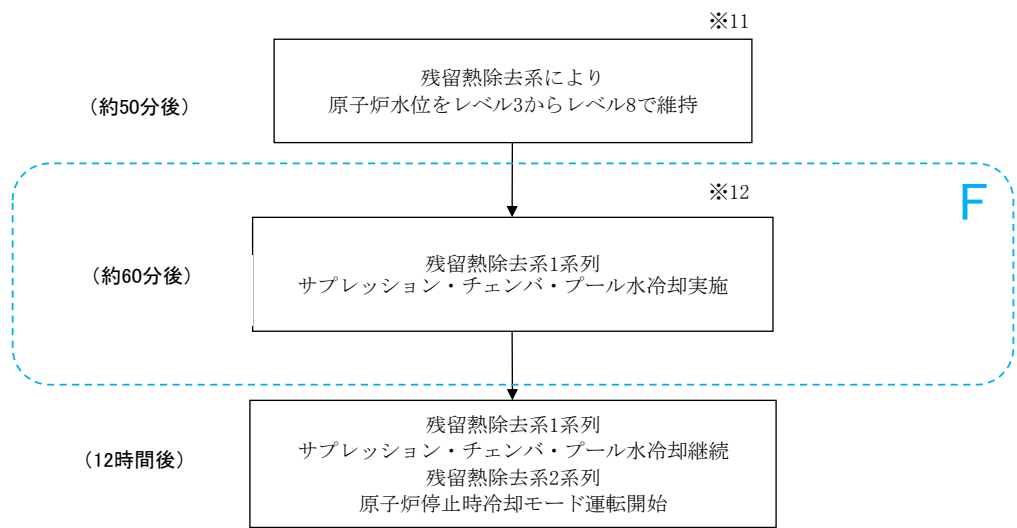
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

- ① 一次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。)

H. 二次格納容器制御への導入

- 二次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。)



保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御</p>	
<p>①目的 ・サブプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ① サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ④ サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合 ・サブプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サブプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・サブプレッションプール水温及びサブプレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. サプレッションプール水温制御</p>	
<p>② サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サブプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。</p>	<p>③ サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サブプレッションプール水温を確認する。サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。</p>
<p>B. サプレッションプール空間部温度制御</p>	
<p>・サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサブプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。 ・サブプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。</p>	

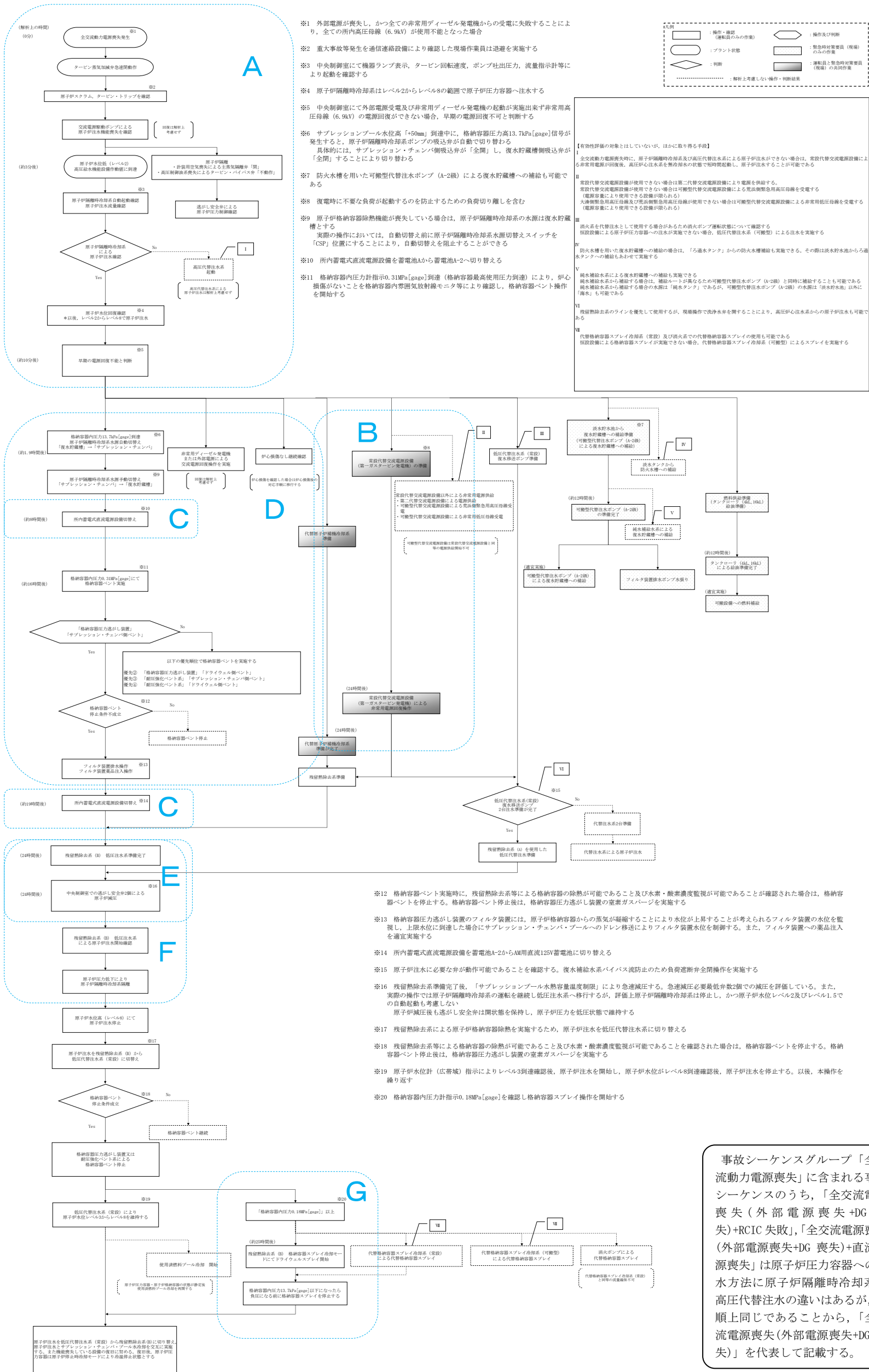
III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

3. 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)」の対応手順の概要

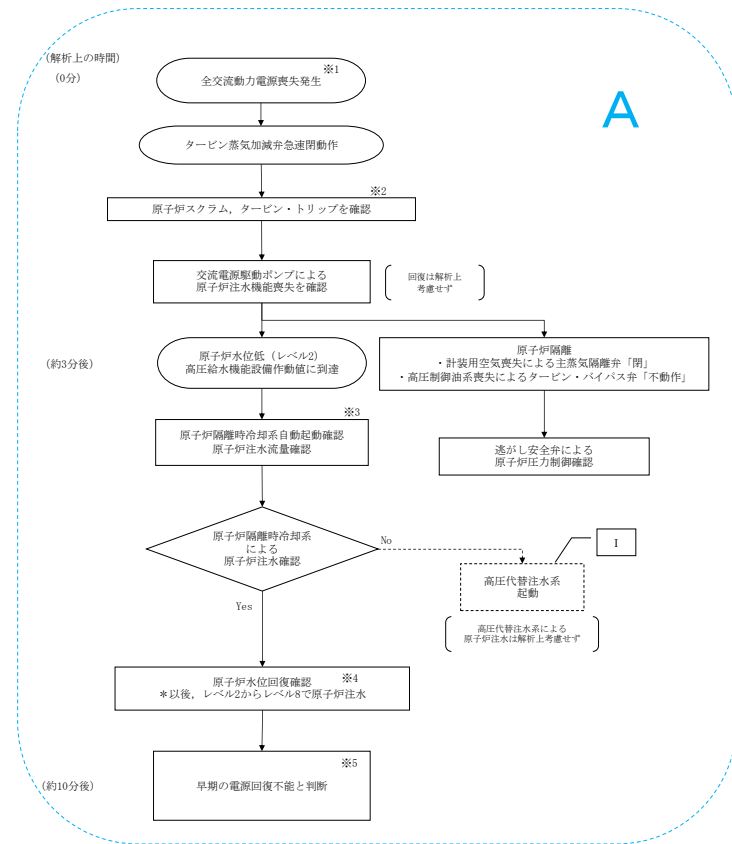
「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗」の対応手順の概要

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失」の対応手順の概要

第7. 1. 3. 1-5図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)」の対応手順の概要



事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シーケンスのうち、「全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗」、「全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失」は原子炉压力容器への注水方法に原子炉隔離時冷却系と高圧代替注水の違いはあるが、手順上同じであることから、「全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)」を代表して記載する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (1) スクラム

- ①目的
- 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。
 - 一次及び二次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。)

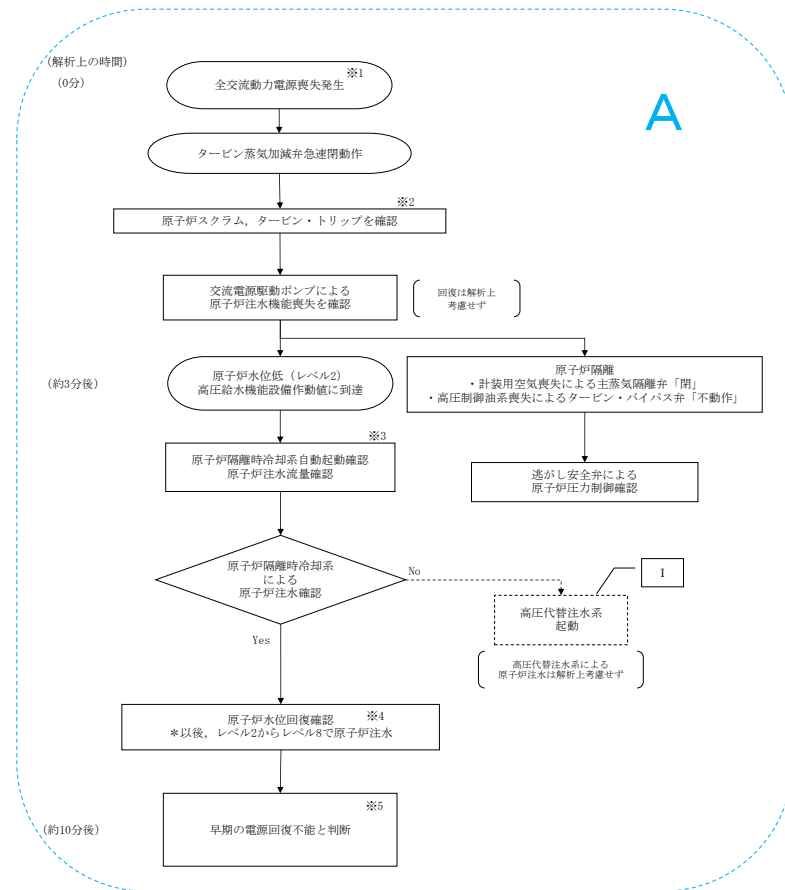
- ②導入条件
- 原子炉スクラム信号が発生した場合
 - 手動スクラムした場合
 - 各制御の脱出条件が成立した場合
- ③脱出条件

- ④基本的な考え方
- 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
 - 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
 - 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
 - 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
 - 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
 - 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
 - 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

⑤主な監視操作内容

- A. 原子炉出力
- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
 - 全制御棒挿入状態を確認する。
 - 平均出力領域モニタの指示を確認する。
 - 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
 - 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
 - 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
 - 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
 - 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

- B. 原子炉水位
- 原子炉水位を確認する。
 - 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
 - タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
 - 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)
 - 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
 - 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
 - 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

①

C. 原子炉圧力

- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
 - 原子炉水位を連続的に監視する。
- C. 原子炉圧力**
- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
 - 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
 - 主蒸気逃がし安全弁が開閉した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
 - 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
 - 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
 - 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
 - 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
 - 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

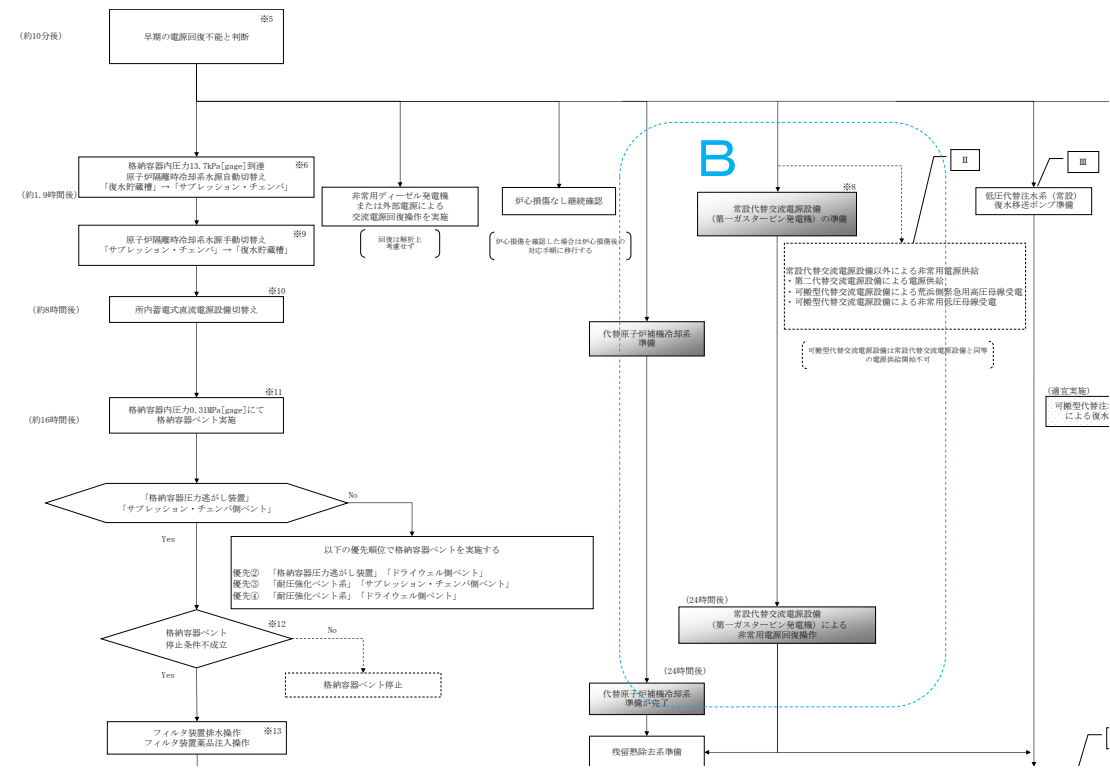
- ②
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- ③
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- ④
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
 - 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
 - タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

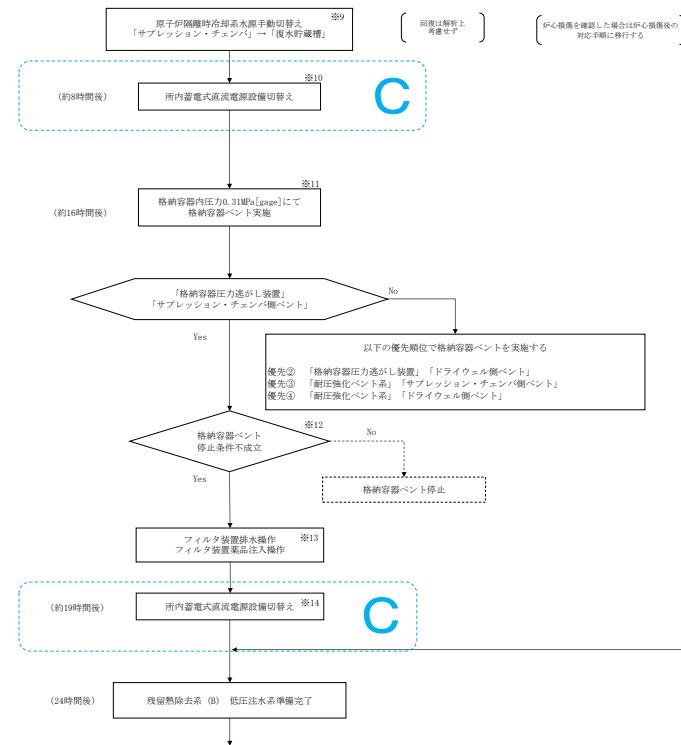
F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

5. 電源制御 (1) 交流/直流電源供給回復
①目的 ・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件 ① 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方 ・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容
A. 非常用ディーゼル発電機
② 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。 ・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
③ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化バントにより格納容器バントを実施する。
B. 電源構成
④ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。
C. 給電
⑤ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。
D. 直流電源確保
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。
E. 直流電源回復
・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。
F. 復旧
・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。



保安規定 添付1

5. 電源制御
(1) 交流/直流電源供給回復

①目的
・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。

②導入条件
・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合

④基本的な考え方
・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。

⑤主な監視操作内容

A. 非常用ディーゼル発電機
・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サブプレッションプール圧力が310KPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。

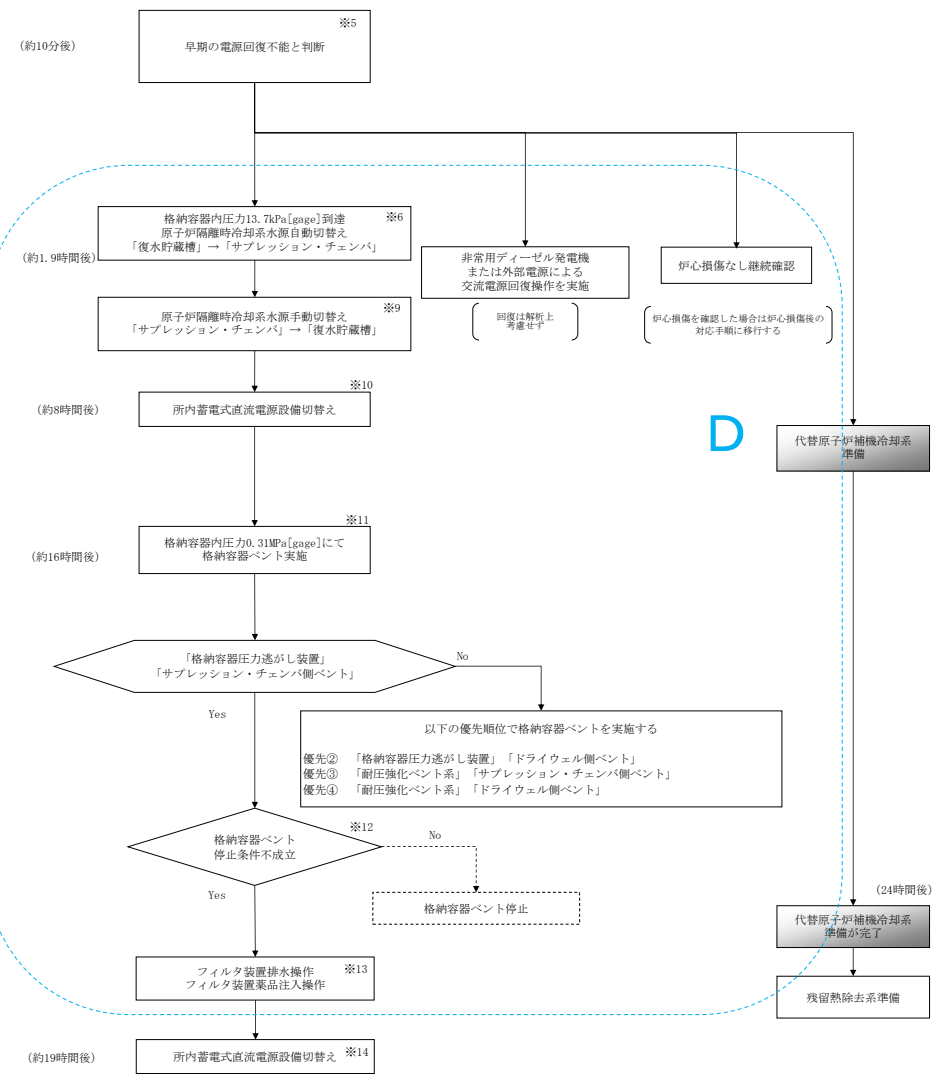
B. 電源構成
・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。

C. 給電
・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。

D. 直流電源確保
① 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

E. 直流電源回復
・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。

F. 復旧
・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

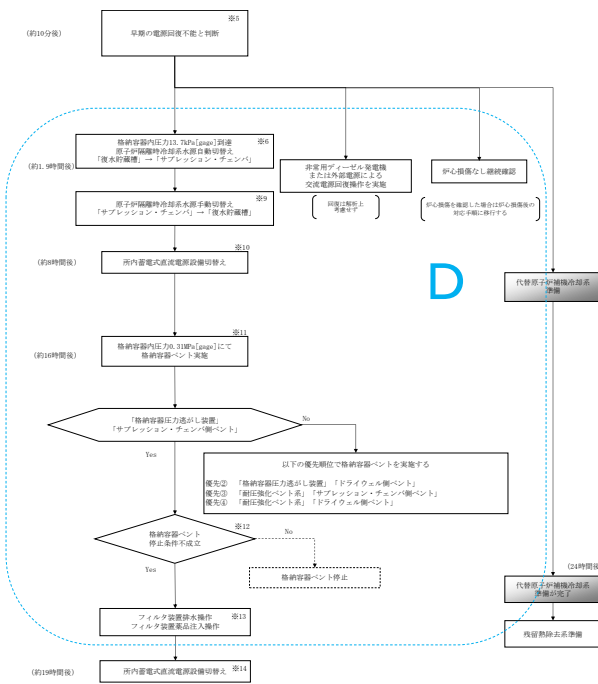
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

- ① 一次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。)

H. 二次格納容器制御への導入

- 二次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。)



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(1) 格納容器圧力制御

①目的

- 格納容器圧力を監視し、制御する。

②導入条件

- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合

③脱出条件

- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合
- 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合

④基本的な考え方

- ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。

⑤主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

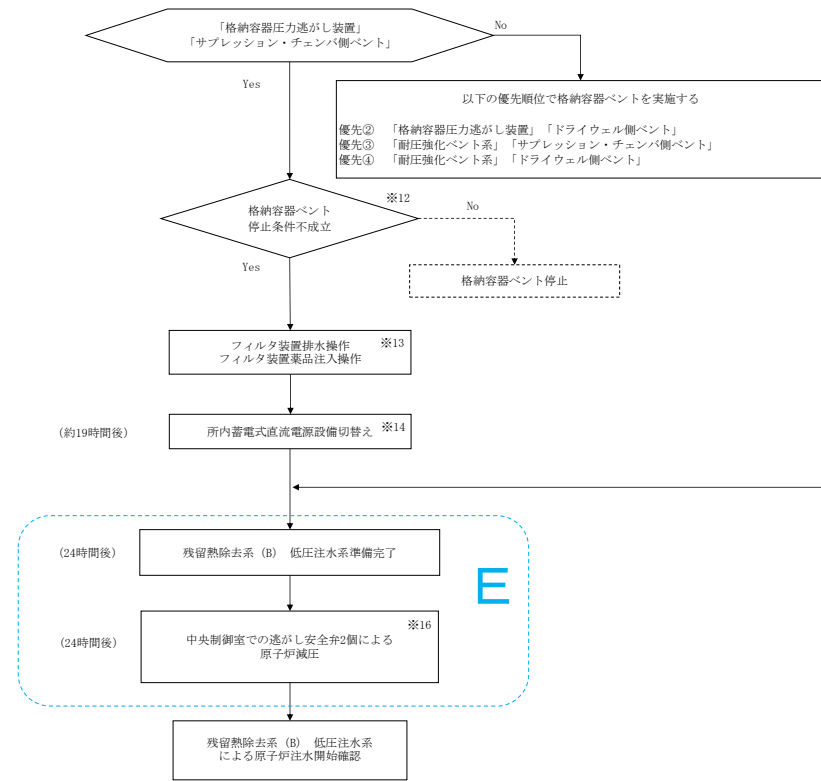
- ② ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- ③ サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

B. 原子炉満水

- ④ サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ⑤ 給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。
- ⑥ サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ⑦ サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

C. 格納容器ベント

- ⑧ サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ⑨ 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(3) サプレッションプール温度制御

①目的

・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。

②導入条件

- ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合
- ① ・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合
- ② ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合

③脱出条件

- ・ サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合
- ・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合
- ・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合

④基本的な考え方

・ サプレッションプール水温及びサプレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。

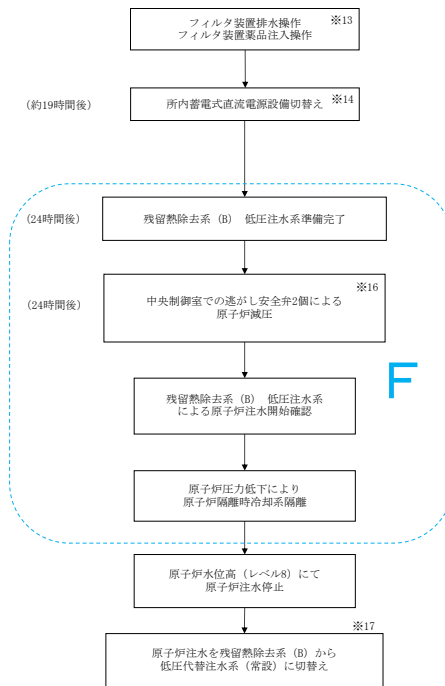
⑤主な監視操作内容

A. サプレッションプール水温制御

- ③ ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ④ ・ サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。

B. サプレッションプール空間部温度制御

- ⑤ ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ⑥ ・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。



保安規定 添付1

4. 不測事態
(2) 急速減圧

①目的

- 原子炉を速やかに減圧する。

②導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動できた場合
- 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度が103℃に接近した場合、又はドライウエル局所温度90℃にて手動スクラム後もドライウエル圧力が上昇して13.7KPa以上でドライウエルスプレイできない場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
- 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合
- 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合、又は起動しても原子炉水位が上昇しない場合
- 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合
- 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合
- 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- ① 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合
- タービンバイパス弁を使用する場合で、主蒸気隔離弁の隔離条件を解除する場合は、緊急時対策本部との協議により実施する。

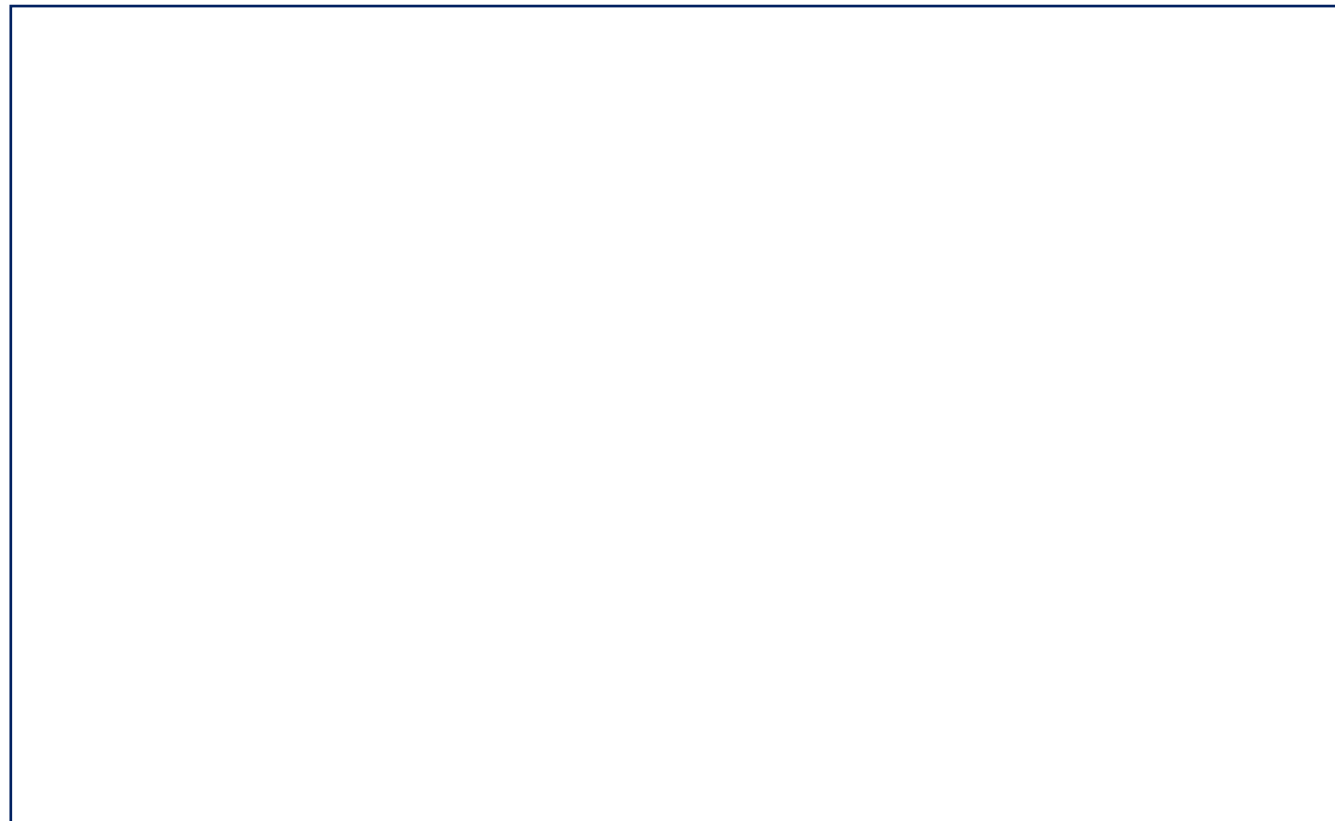
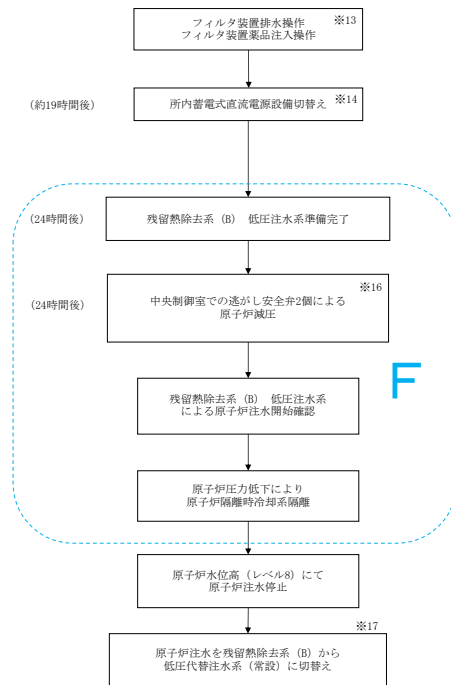
④基本的な考え方

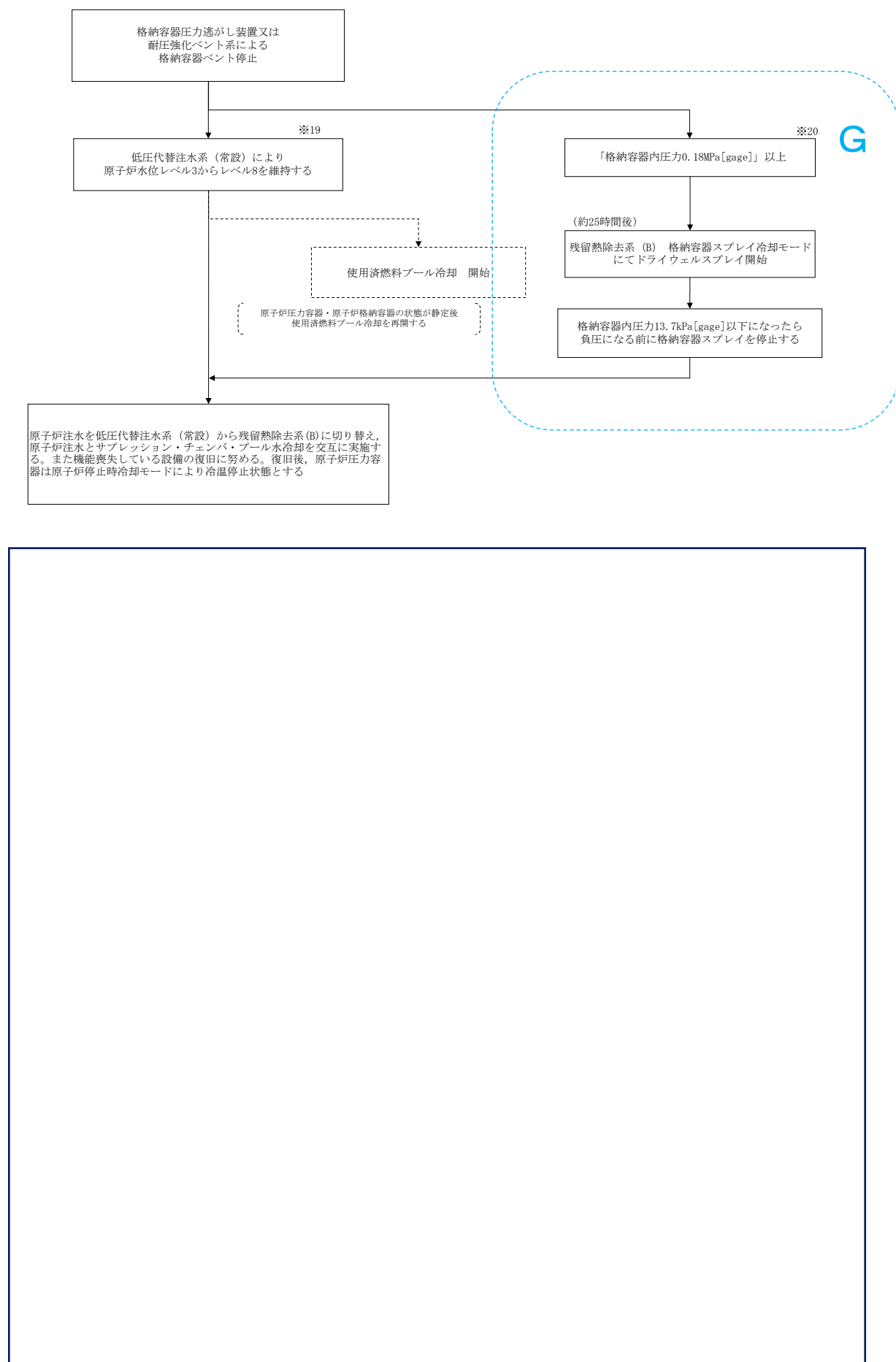
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。

保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ① 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 - ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
 - ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
 - ・主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ③ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
 - ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。





保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(1) 格納容器圧力制御

①目的

- 格納容器圧力を監視し、制御する。

②導入条件

- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合

③脱出条件

- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合
- 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合

④基本的な考え方

- ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。

⑤主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

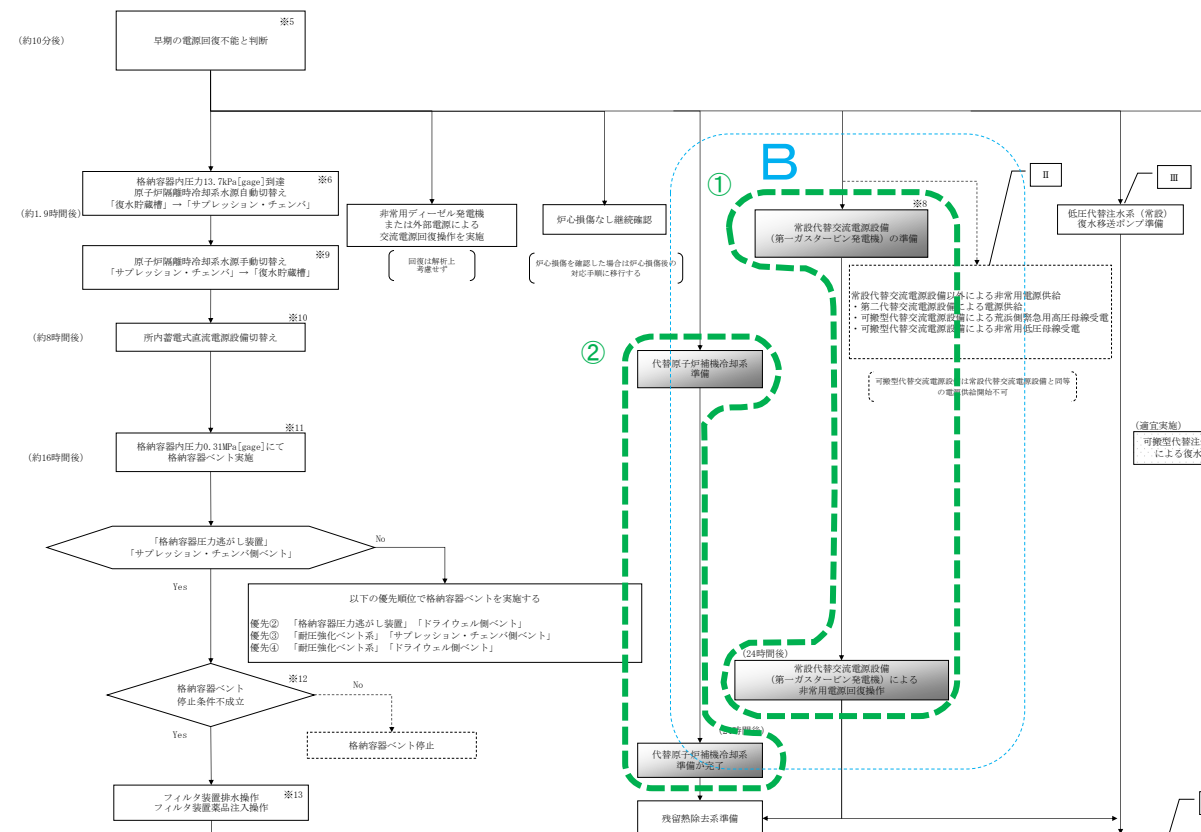
- ② ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- ③ サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

B. 原子炉満水

- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- 給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

C. 格納容器ベント

- サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

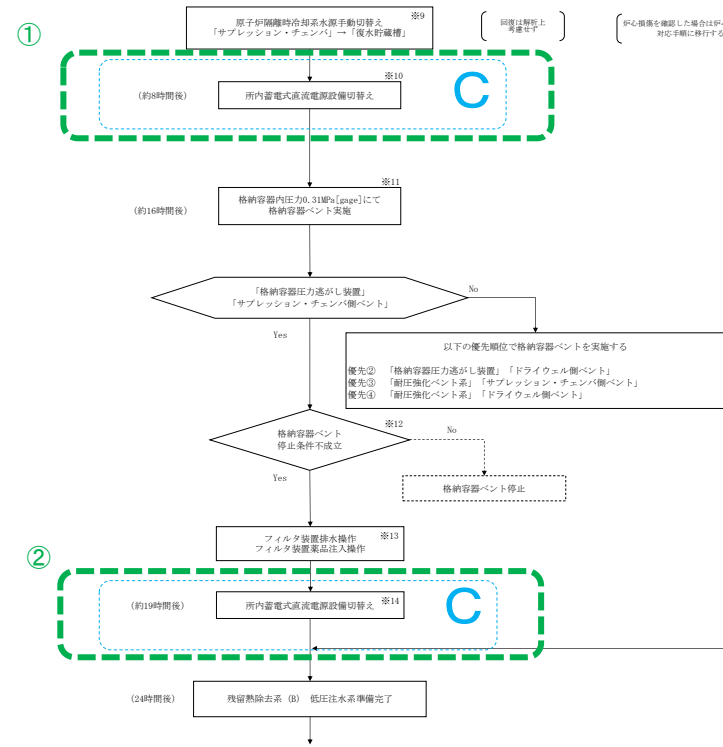
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50分以内
② 5	代替原子炉補機冷却系による除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 13	約 540 分

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下、本表において同じ。)

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 4	所内蓄電式直流電源設備による給電 (直流125V蓄電池Aから 直流125V蓄電池A-2への受電 切替え) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	20分以内
② 1 4	所内蓄電式直流電源設備による給電 (直流125V蓄電池A-2から AM用直流125V蓄電池への受電 切替え) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	25分以内

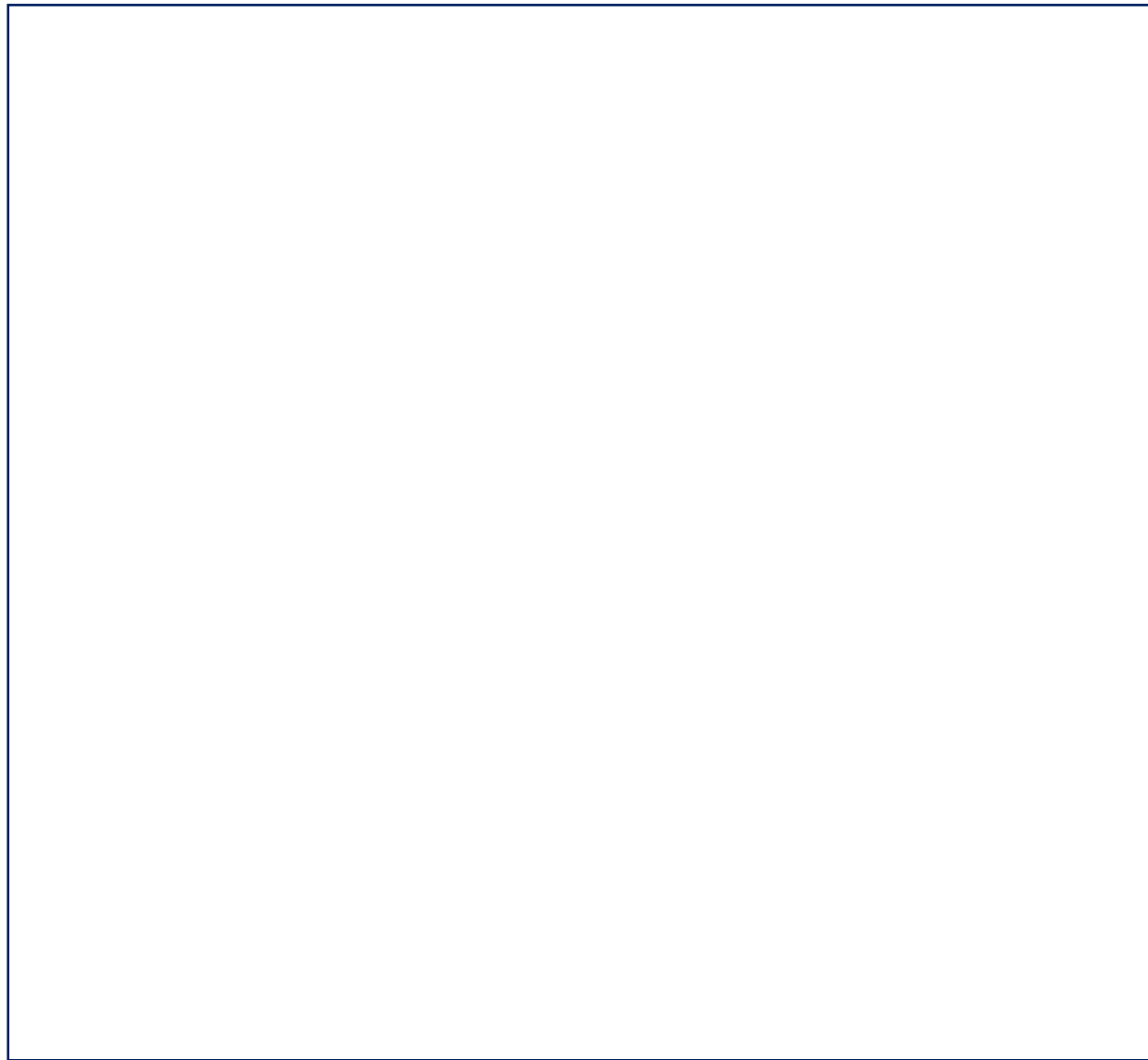
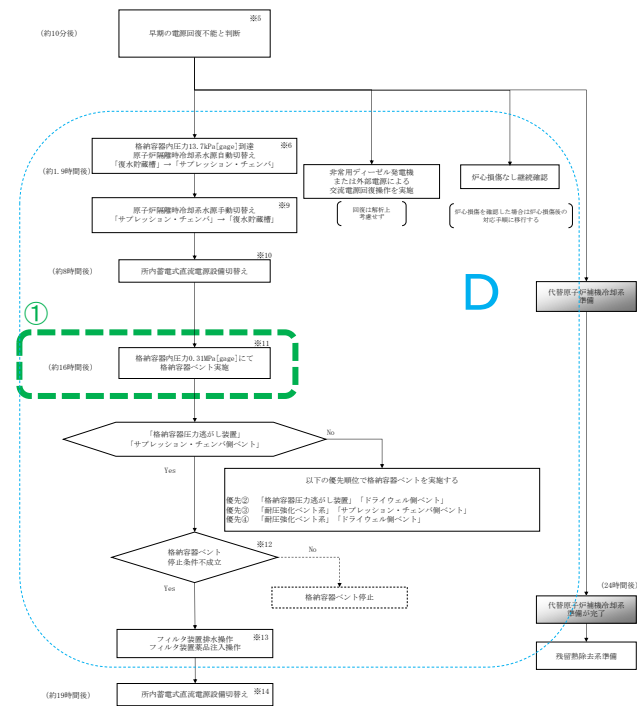
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下、本表において同じ。)



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）※1	運転員 （中央制御室、現場）	6	約70分

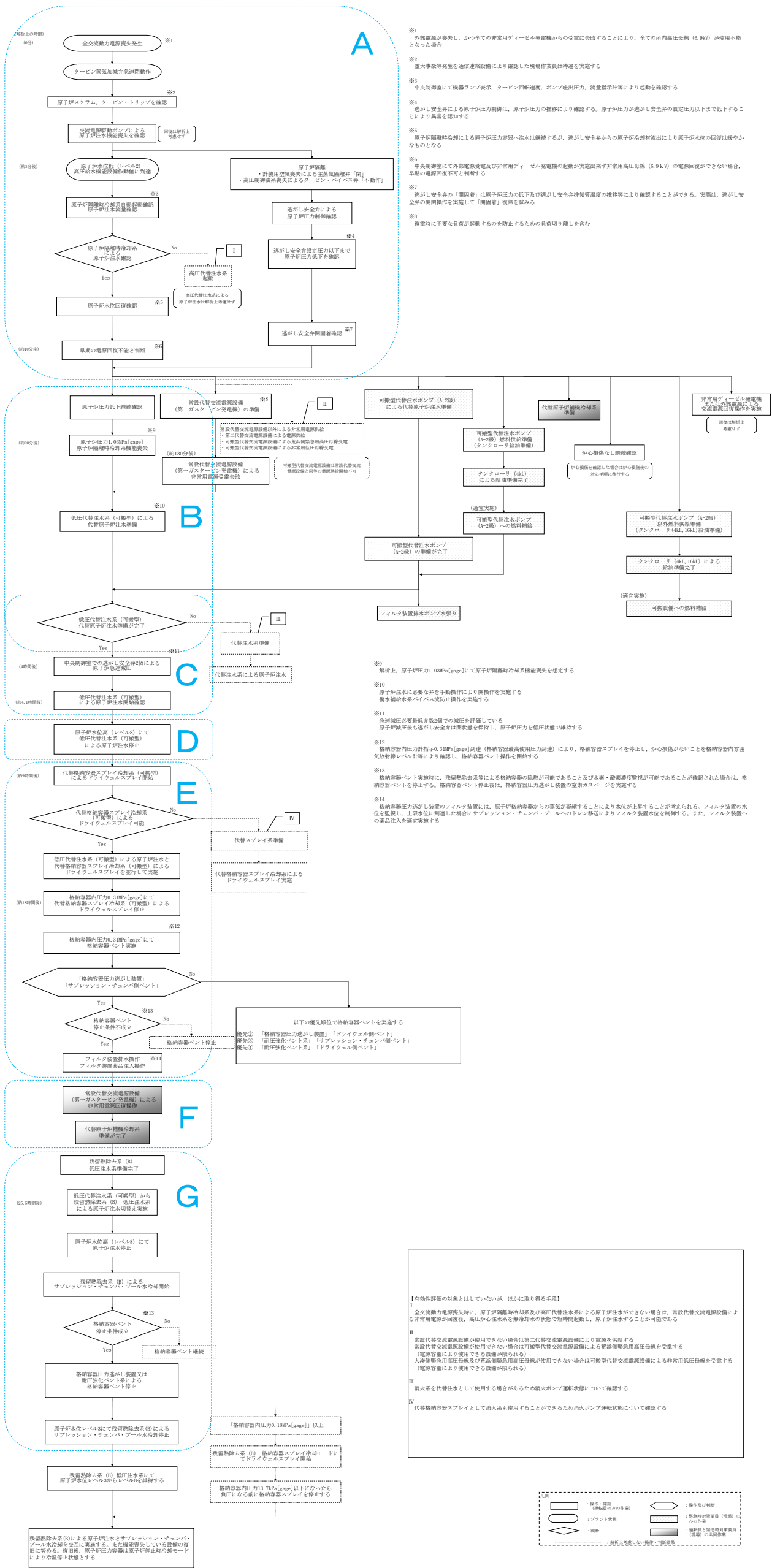
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下、本表において同じ。）

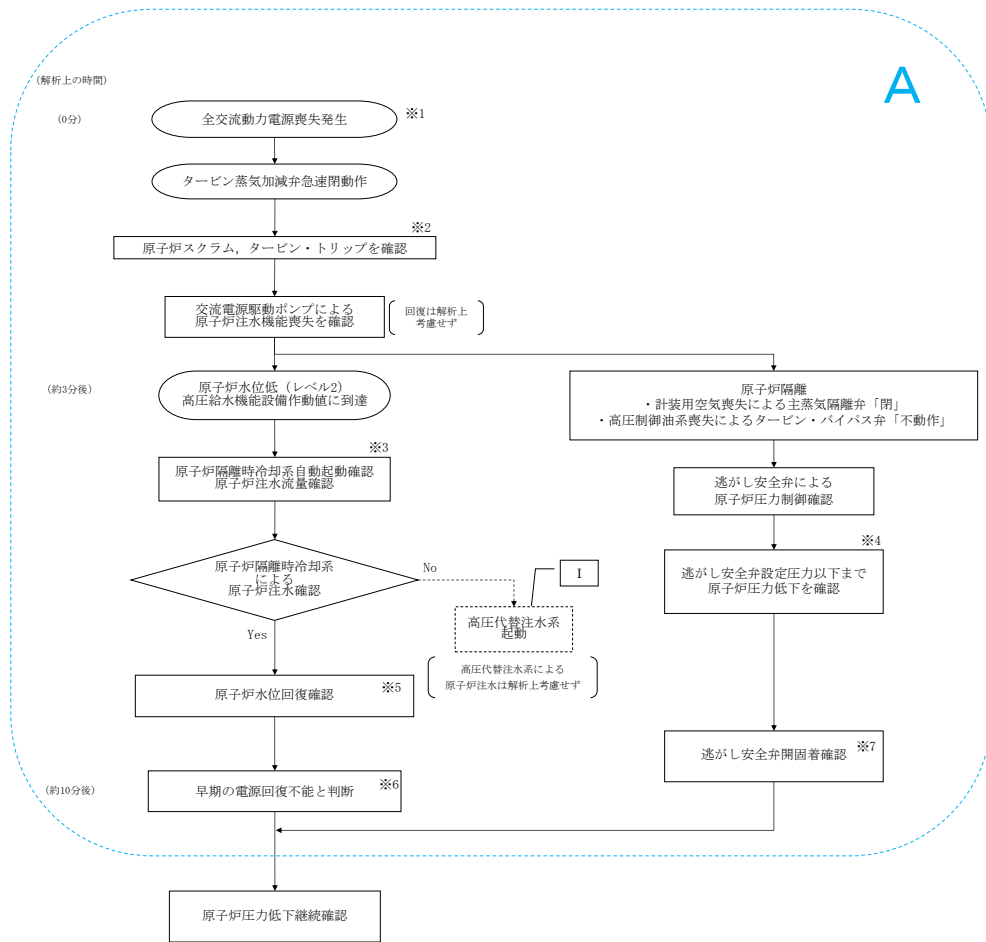


Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

4. 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」の対応手順の概要

第7. 1. 3. 4-5図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失敗」の対応手順の概要





保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (1) スクラム

①目的

- 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。
- 一次及び二次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。)

②導入条件

- 原子炉スクラム信号が発生した場合
- 手動スクラムした場合
- 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

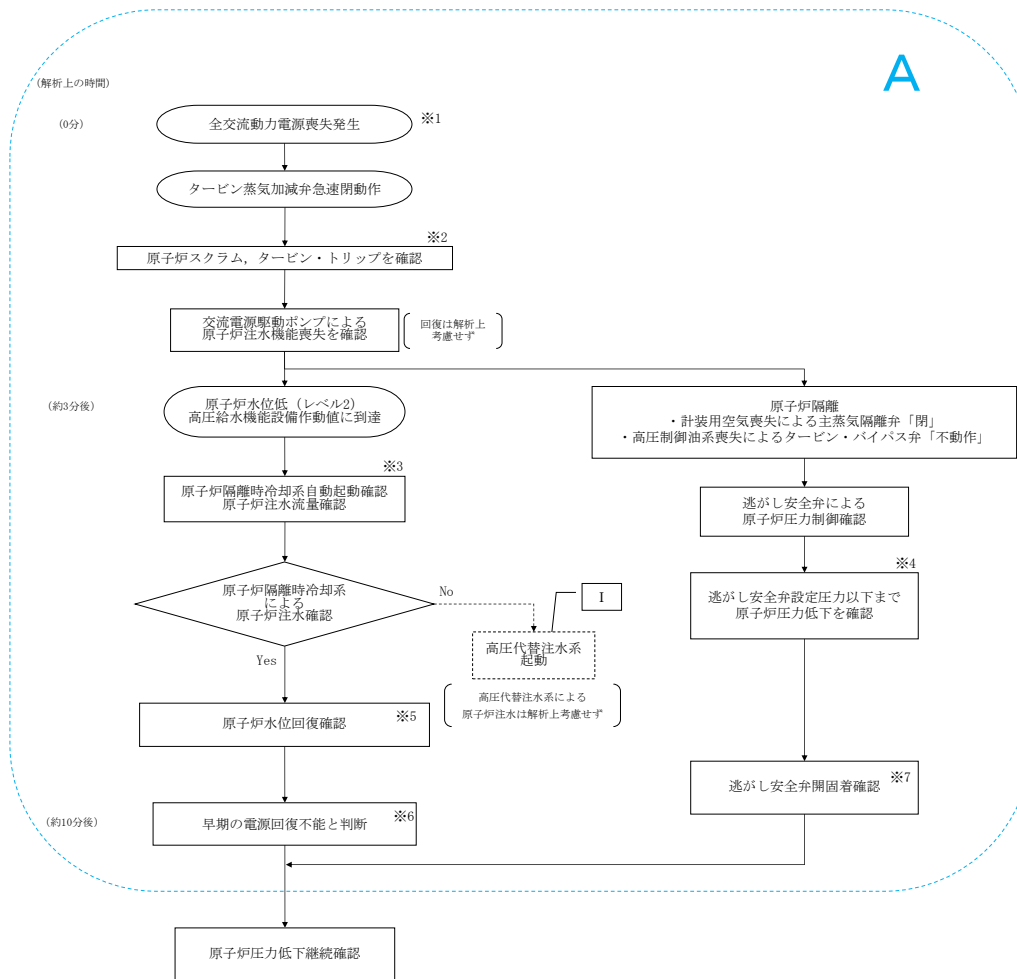
⑤主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- 原子炉水位を確認する。
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要)
- 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

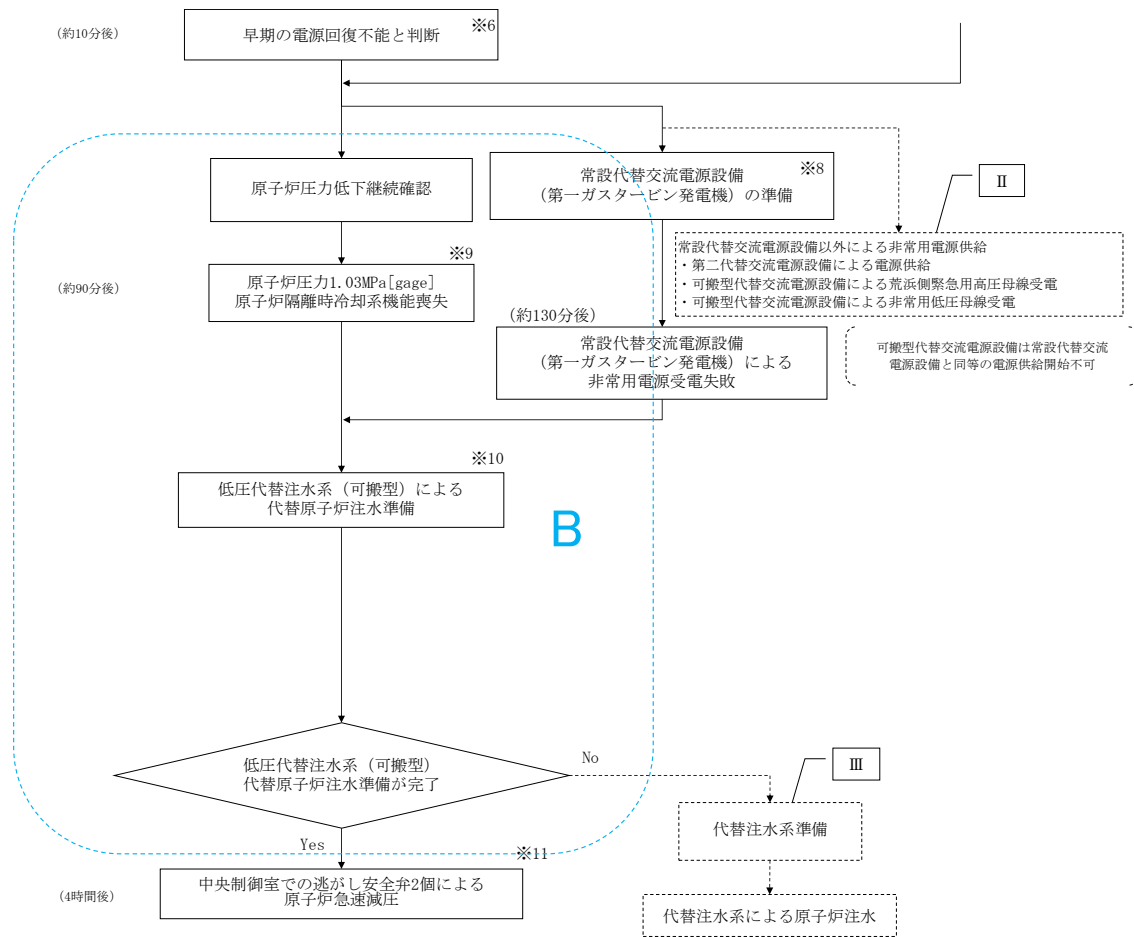
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

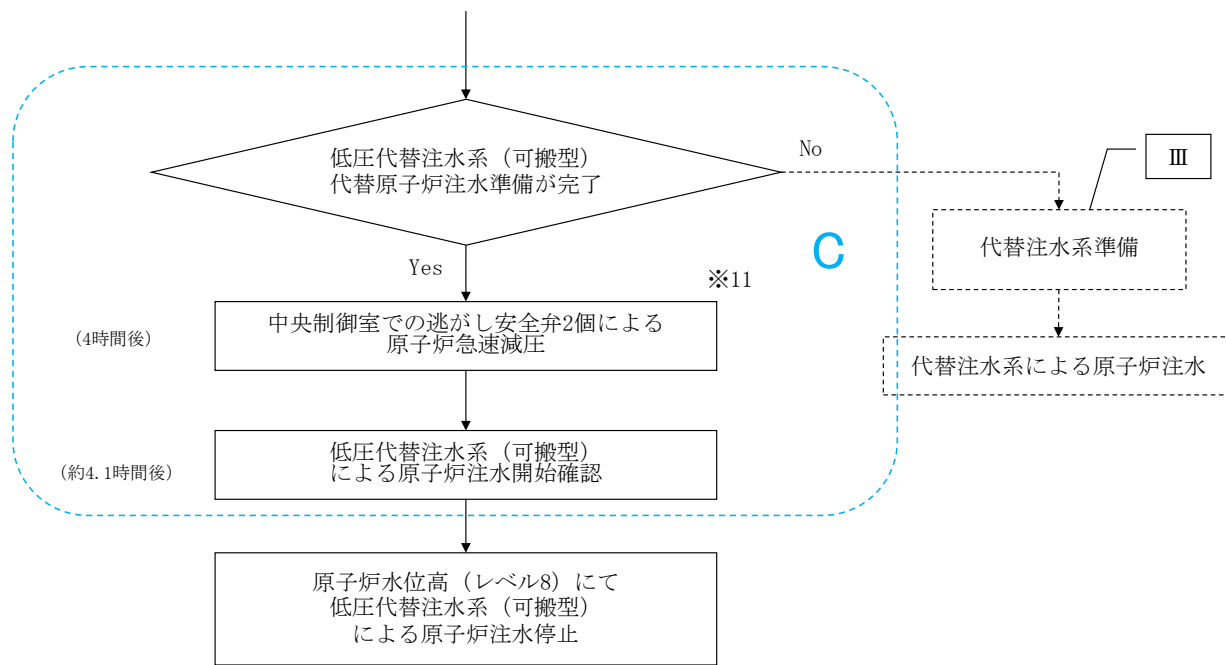
F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。 	



保安規定 添付1

4. 不測事態
(2) 急速減圧

①目的

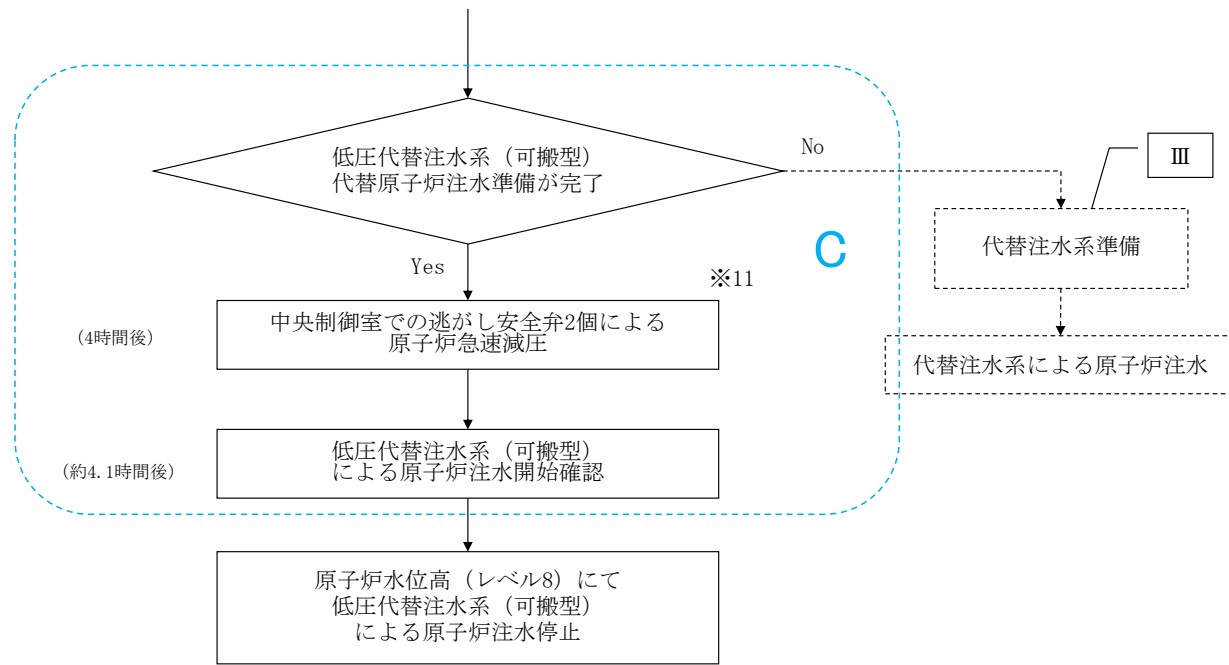
- ・ 原子炉を速やかに減圧する。

②導入条件

- ①
- ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動できた場合
 - ・ 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
 - ・ 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
 - ・ ドライウェル温度制御においてドライウェル空間部局所温度が103℃に接近した場合、又はドライウェル局所温度90℃にて手動スクラム後もドライウェル圧力が上昇して13.7KPa以上でドライウェルスプレイできない場合
 - ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
 - ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合
 - ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合、又は起動しても原子炉水位が上昇しない場合
 - ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合
 - ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合
 - ・ 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
 - ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合
 - ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
 - ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
 - ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合
 - ・ タービンバイパス弁を使用する場合で、主蒸気隔離弁の隔離条件を解除する場合は、緊急時対策本部との協議により実施する。

④基本的な考え方

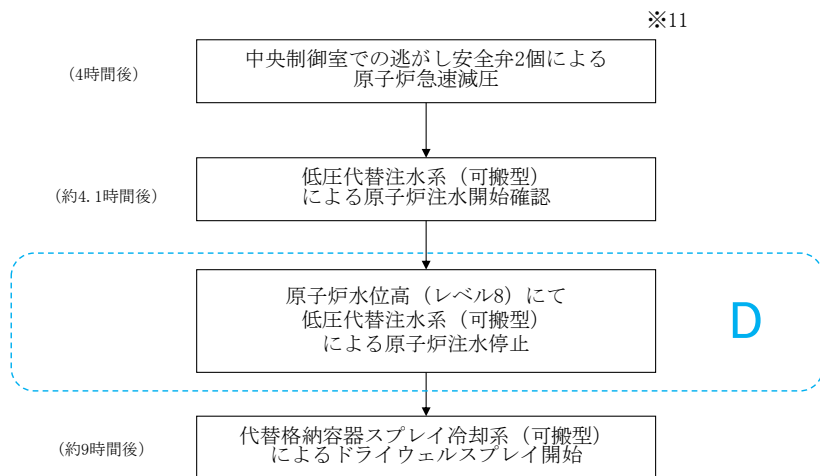
- ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ・ 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- ・ 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- ・ 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。



保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ① 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ③ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (3) 水位確保

①目的

- 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。

②導入条件

- 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合
- 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合
- 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
- ① 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
- 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合

③脱出条件

- ⑤ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合

④基本的な考え方

- 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。

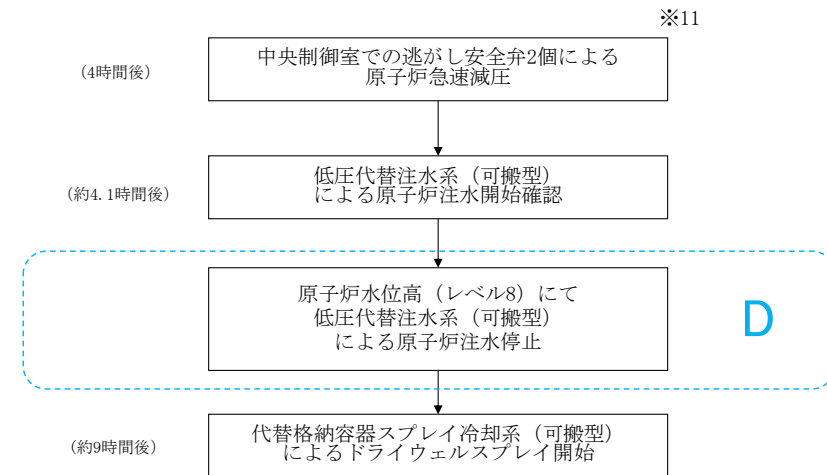
⑤主な監視操作内容

A. 水位確保

- ② 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- ③ 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- ④ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。
- 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

①目的

- ・ 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。
- ・ 一次及び二次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。)

②導入条件

- ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合
- ・ 手動スクラムした場合
- ・ 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

①

④基本的な考え方

- ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

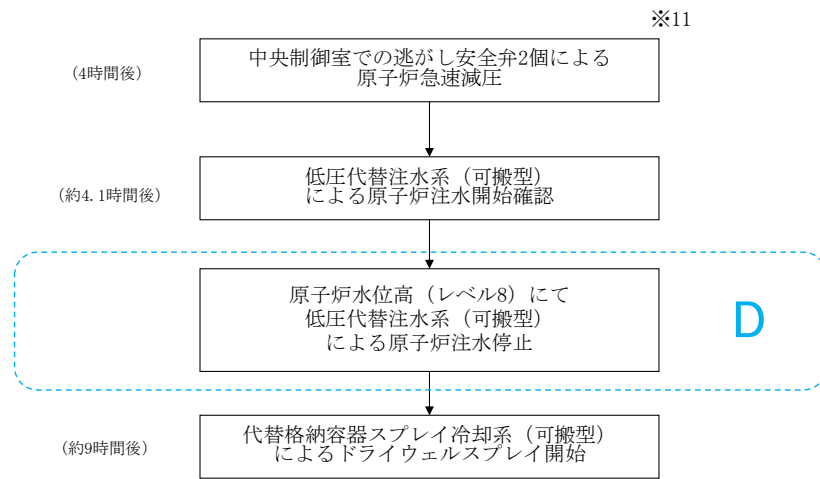
⑤主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- ・ 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- ・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ・ 原子炉水位を確認する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- ・ タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要)
- ・ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ① 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

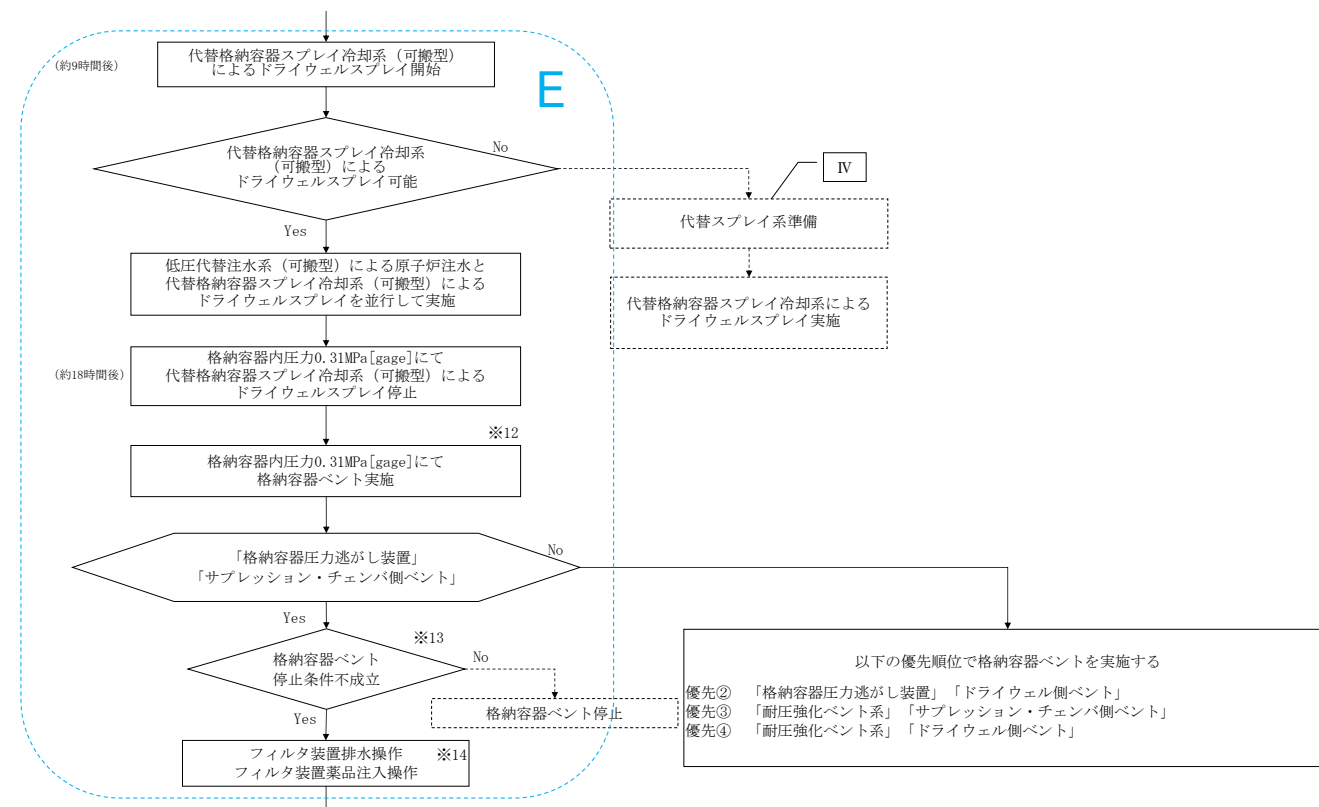
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

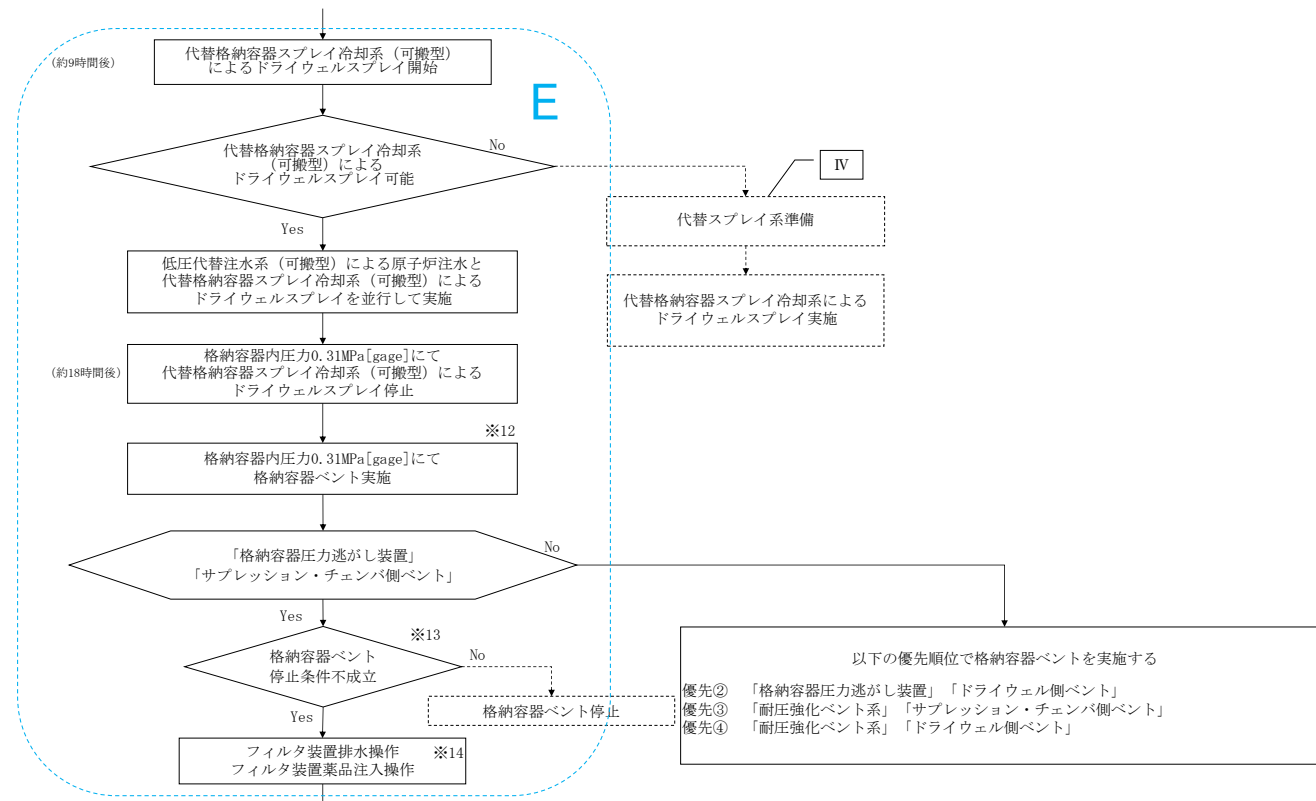
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

- ① 一次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。)

H. 二次格納容器制御への導入

- 二次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。)



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(1) 格納容器圧力制御

①目的
・ 格納容器圧力を監視し、制御する。

②導入条件
・ **ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合**

③脱出条件
・ ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合
・ 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合

④基本的な考え方
・ ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
・ 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
・ 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。

⑤主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

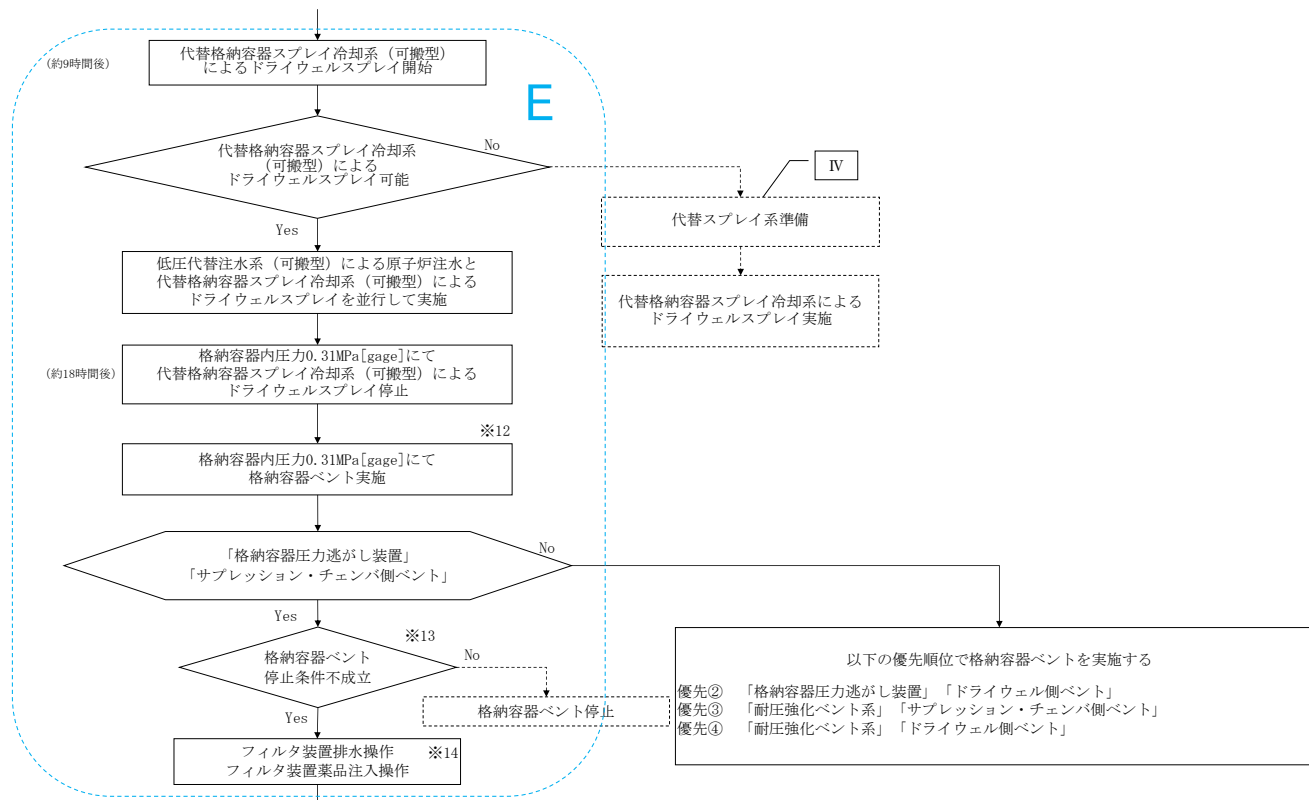
- ・ **ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。**
- ・ ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
- ・ ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- ・ サプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- ・ サプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- ・ サプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

B. 原子炉満水

- ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・ 給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。
- ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

C. 格納容器ベント

- ・ サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ・ 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(1) 格納容器圧力制御

①目的

- ・ 格納容器圧力を監視し、制御する。

②導入条件

- ・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合

③脱出条件

- ・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウェル温度が66℃以下で、かつドライウェルベントを実施した場合
- ・ 24時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合

④基本的な考え方

- ・ ドライウェル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- ・ 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。
- ・ 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。

⑤主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

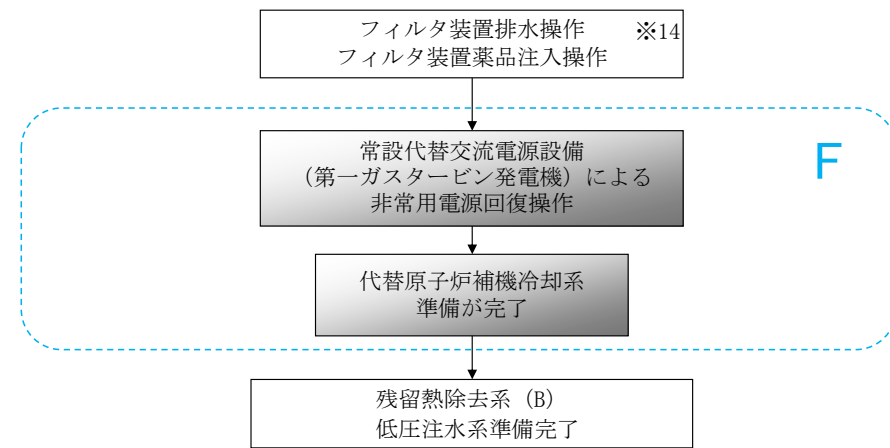
- ・ ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
- ・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- ・ サプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールスプレイを起動する。
- ① ・ サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。
- ・ サプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- ② ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

B. 原子炉満水

- ③ ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ④ ・ 給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。
- ⑤ ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ⑥ ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

C. 格納容器ベント

- ⑦ ・ サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ⑧ ・ 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。



保安規定 添付1

5. 電源制御

(1) 交流/直流電源供給回復

①目的

- ・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。

②導入条件

- ① 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合

④基本的な考え方

- ・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。

⑤主な監視操作内容

A. 非常用ディーゼル発電機

- ② 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
- ・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
- ③ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。

B. 電源構成

- ④ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。

C. 給電

- ⑤ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。

D. 直流電源確保

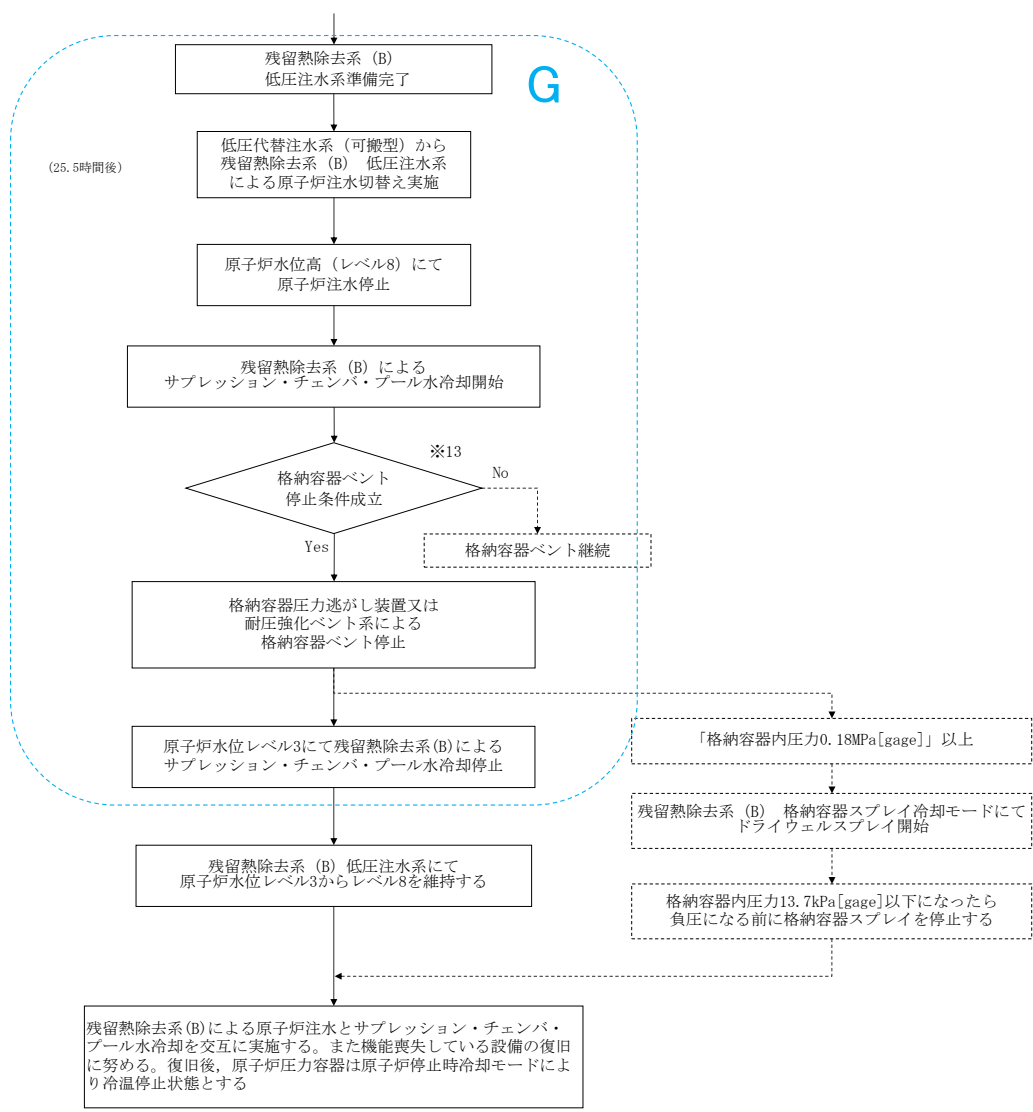
- ・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

E. 直流電源回復

- ・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。

F. 復旧

- ・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(3) サプレッションプール温度制御

①目的
・サブプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。

- ②導入条件
- ① 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合
 - ② サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合
 - ③ サプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレー起動温度以上の場合
- ③脱出条件
- ⑥ サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合
 - ⑦ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレー起動温度以上で手動スクラムした場合
 - ⑧ サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合

④基本的な考え方
・サブプレッションプール水温及びサブプレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。

⑤主な監視操作内容

A. サプレッションプール水温制御

- ④ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サブプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ⑤ サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サブプレッションプール水温を確認する。サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。

B. サプレッションプール空間部温度制御

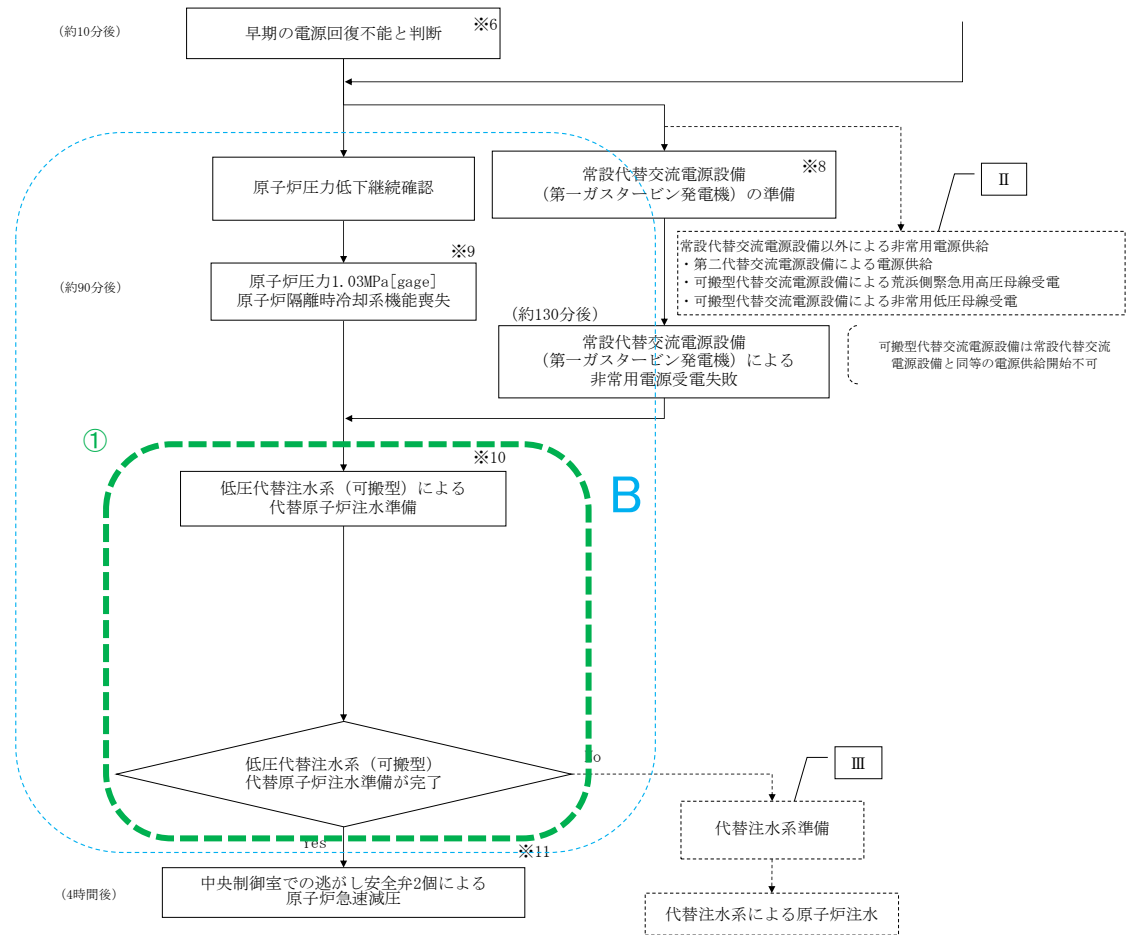
- ⑦ サプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレー起動温度まで上昇したらサブプレッションプールスプレーを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ⑧ サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 4	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却（全交流動力電源が喪失して淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））※1	運転員 （中央制御室，現場）	3	約330分※2
		緊急時対策要員	6※2	

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）

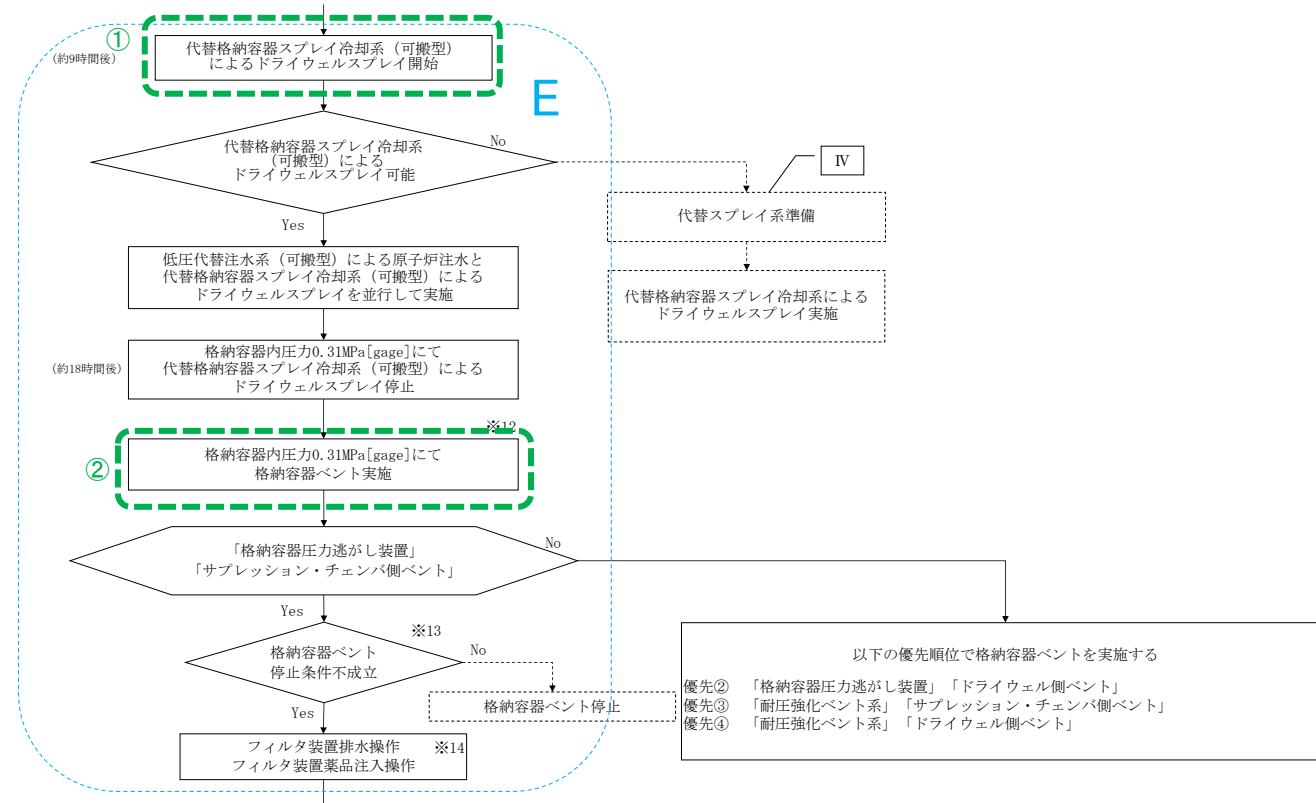
※2 重要事故シーケンス「全動力交流電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+主蒸気逃がし安全弁再閉失敗」においては，緊急時対策要員10名で想定時間は約225分である。（以下，本表において同じ。）

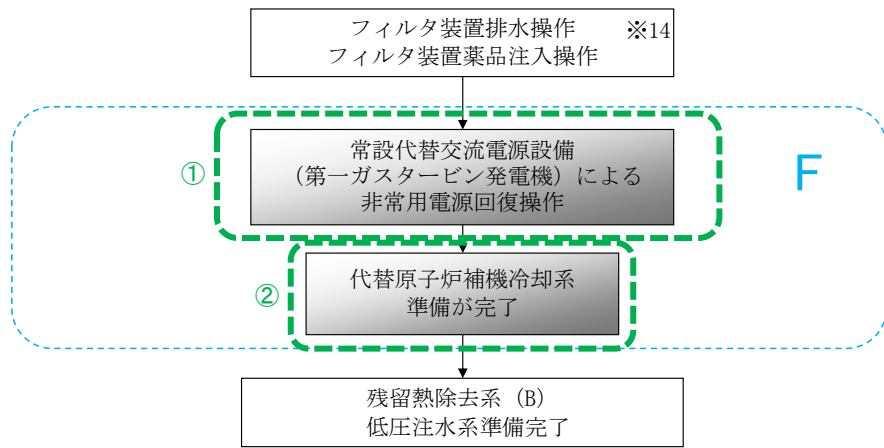


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
② 5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）※1	運転員 （中央制御室，現場）	6	約 70 分
① 6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合））※1	運転員 （中央制御室，現場）	3	約 330 分
		緊急時対策要員	6	

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）





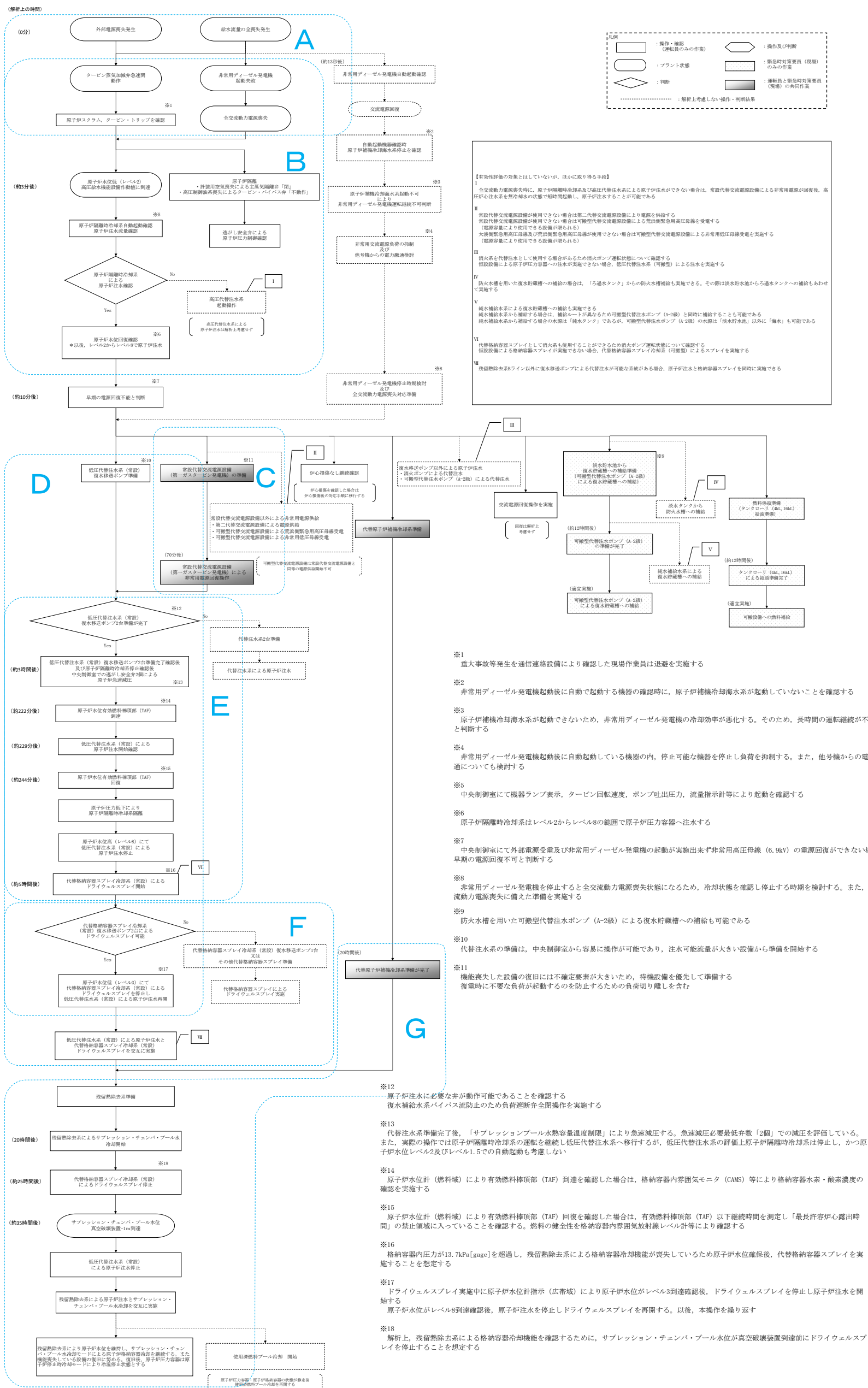
保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

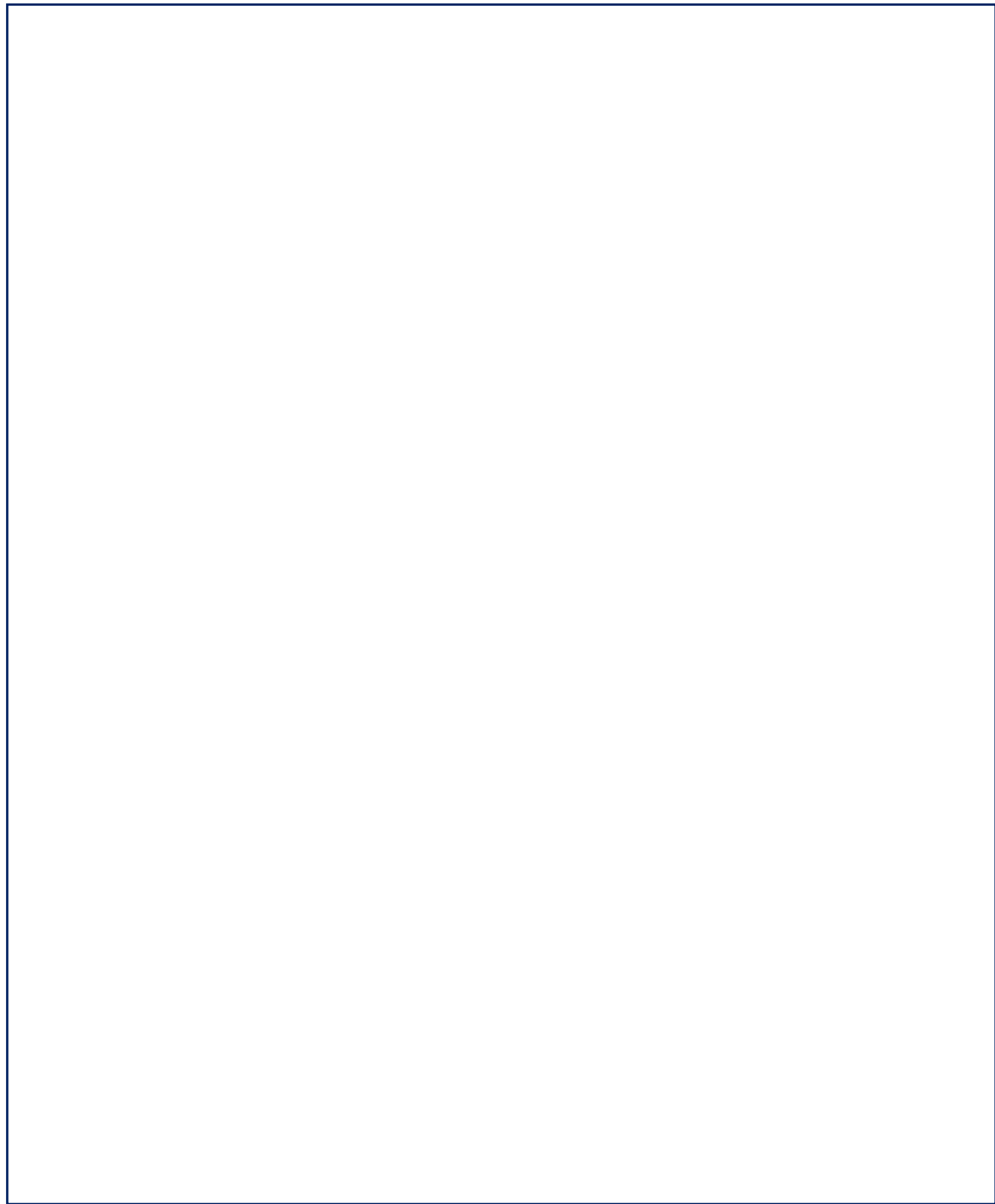
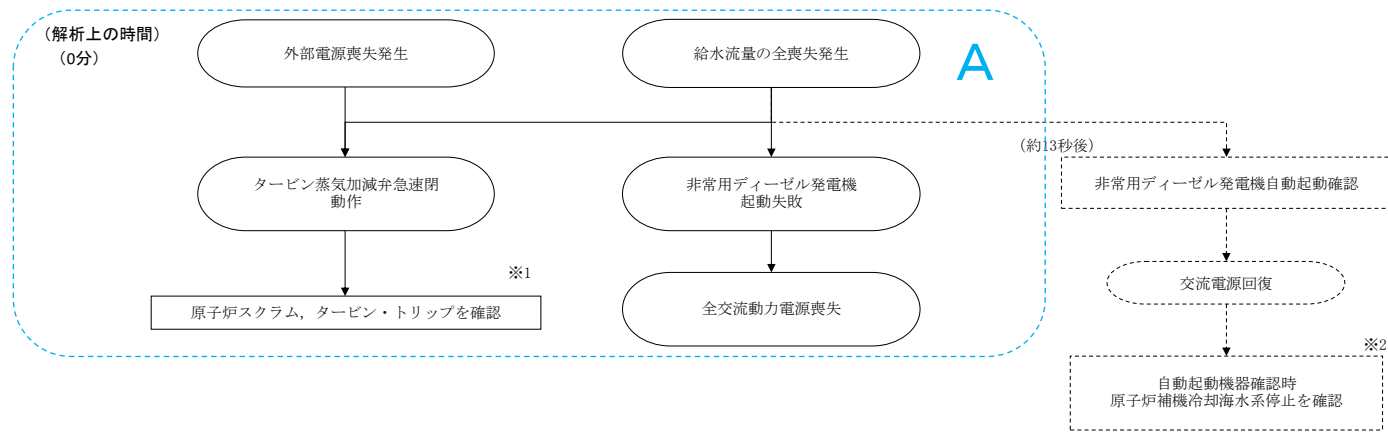
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
② 5	代替原子炉補機冷却系による除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 540 分
		緊急時対策要員	13	
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20 分以内
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50 分以内

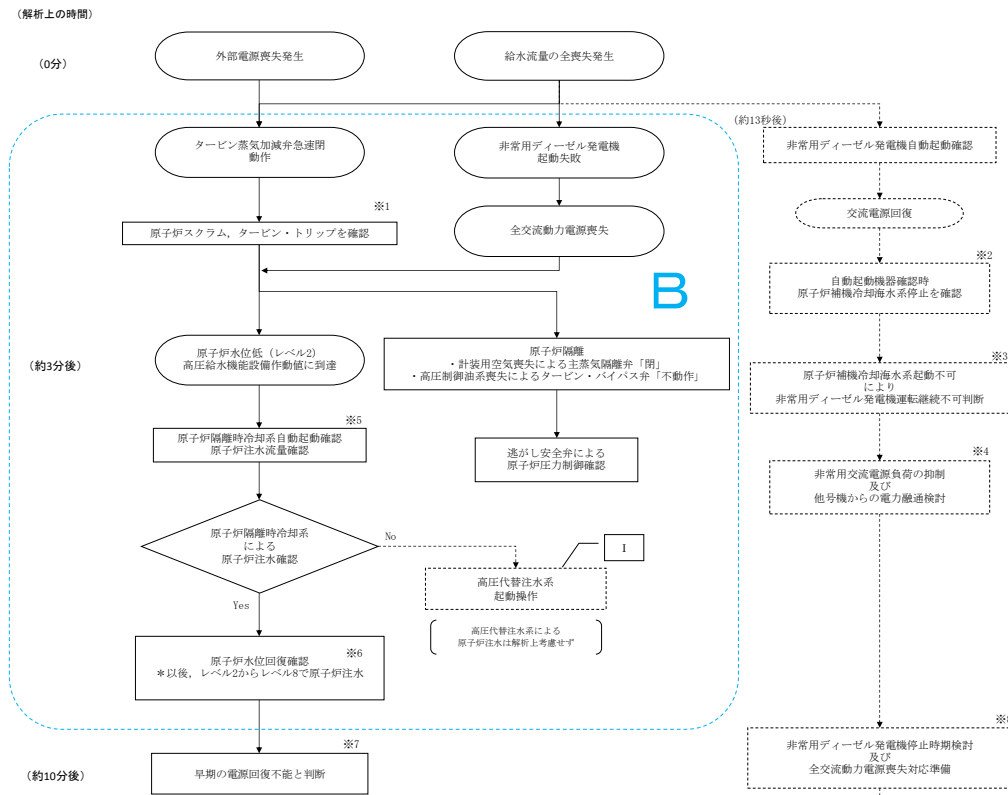
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)

III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 5. 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の対応手順の概要

第7.1.4.1-5図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の対応手順の概要







保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (1) スクラム

①目的

- 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。
- 一次及び二次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。)

②導入条件

- 原子炉スクラム信号が発生した場合
- 手動スクラムした場合
- 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

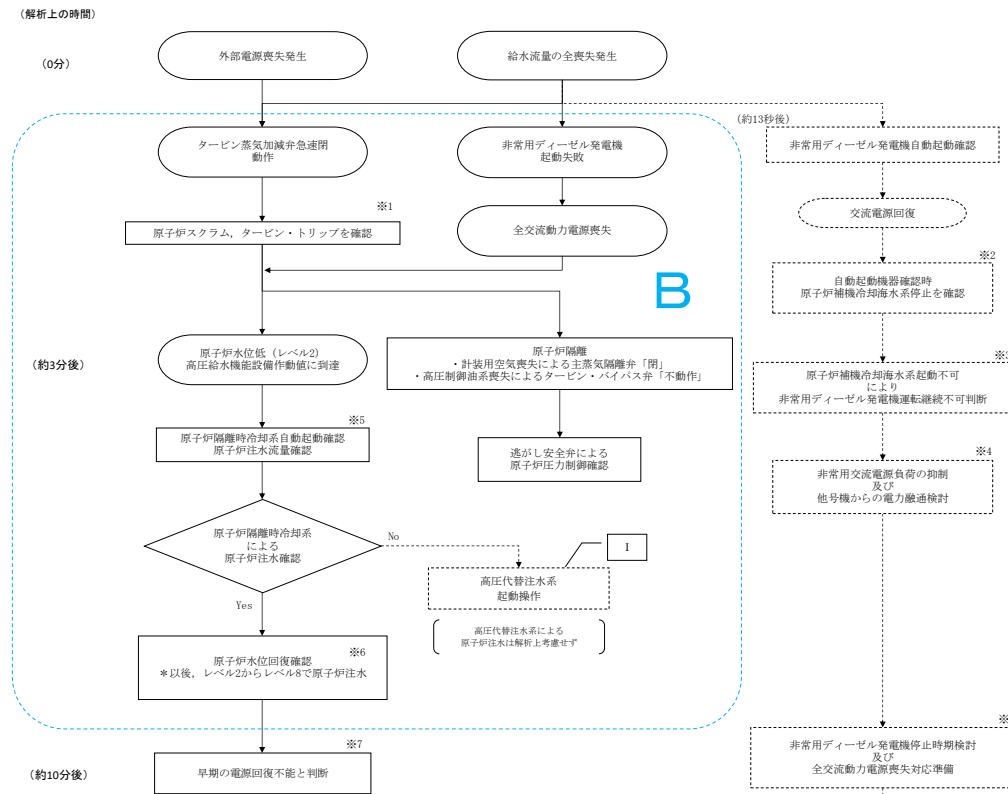
⑤主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- 原子炉水位を確認する。
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)
- 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

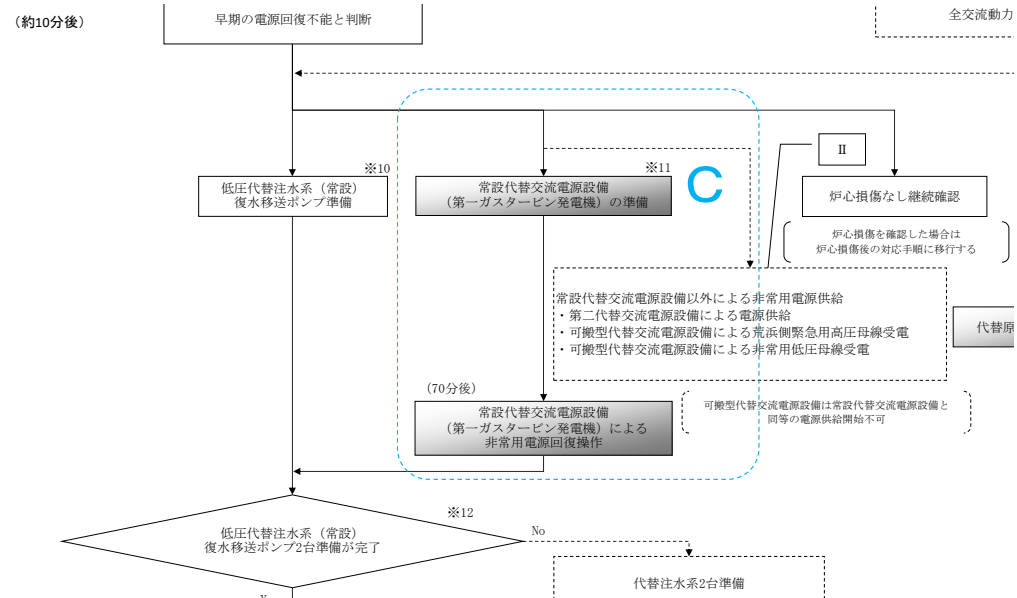
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

5. 電源制御

(1) 交流/直流電源供給回復

①目的

- 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。

②導入条件

- ① 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合

④基本的な考え方

- 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。

⑤主な監視操作内容

A. 非常用ディーゼル発電機

- ② 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
- ・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
- ③ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。

B. 電源構成

- ④ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。

C. 給電

- ⑤ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。

D. 直流電源確保

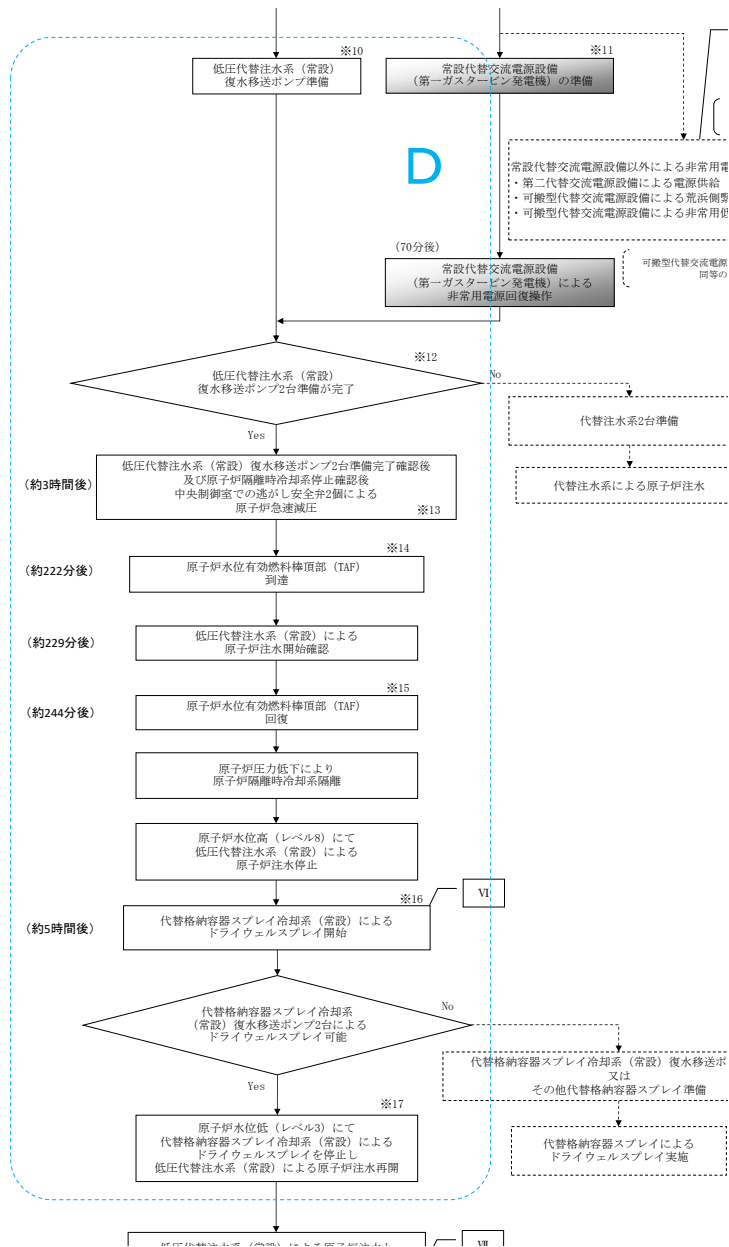
- 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

E. 直流電源回復

- 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。

F. 復旧

- 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

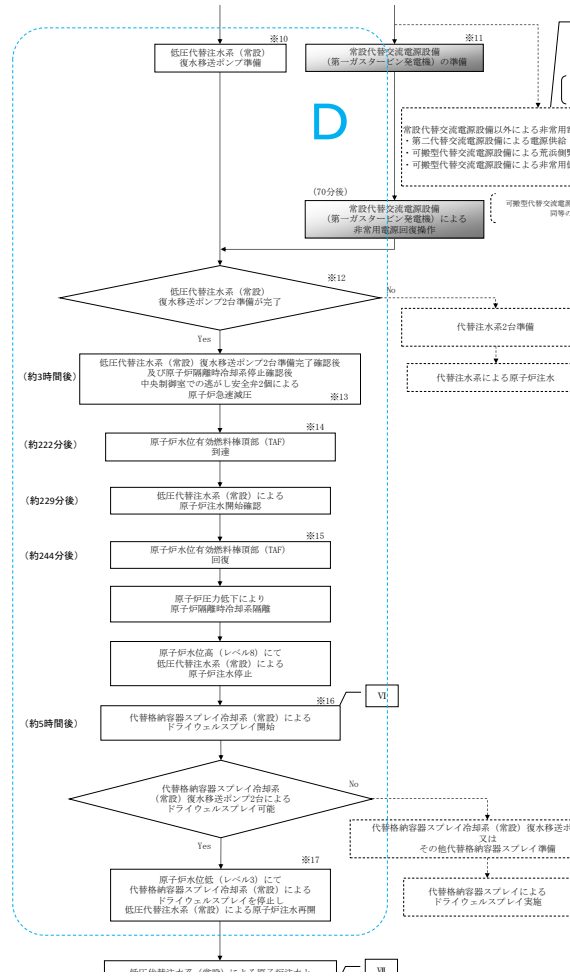
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

- ① 一次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。)

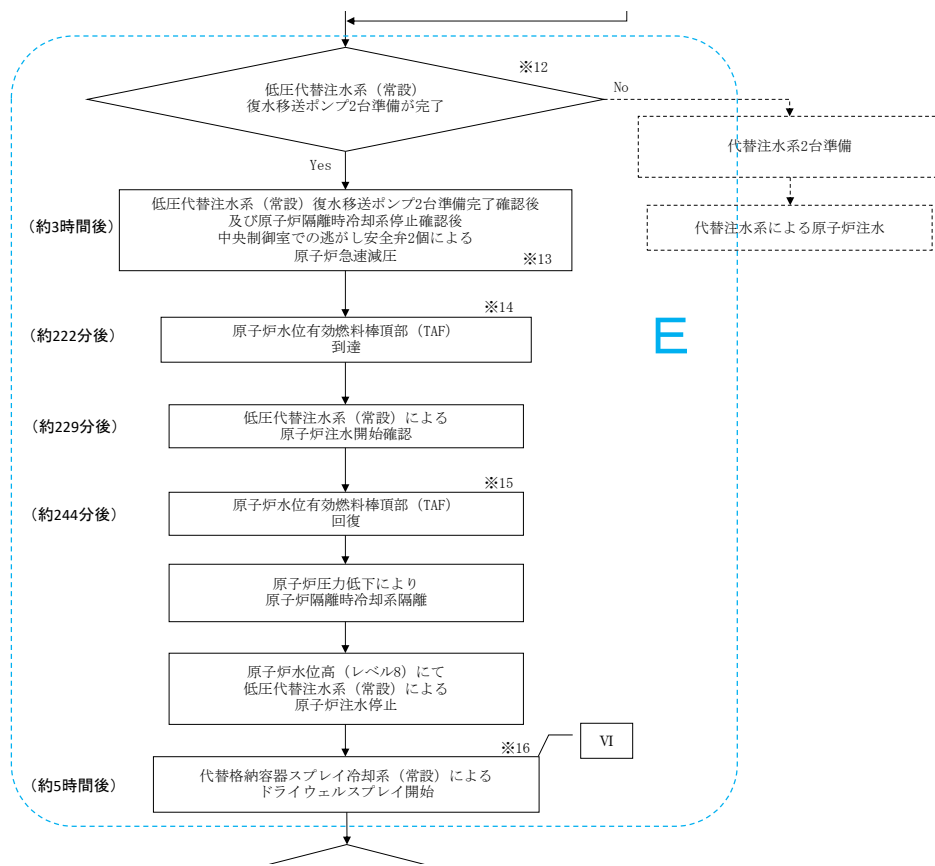
H. 二次格納容器制御への導入

- 二次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。)



保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合 サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> サプレッションプール水温及びサプレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションプール水温制御</p> <ul style="list-style-type: none"> サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。 サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。 <p>B. サプレッションプール空間部温度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。 サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。 	



保安規定 添付1

4. 不測事態
(2) 急速減圧

①目的

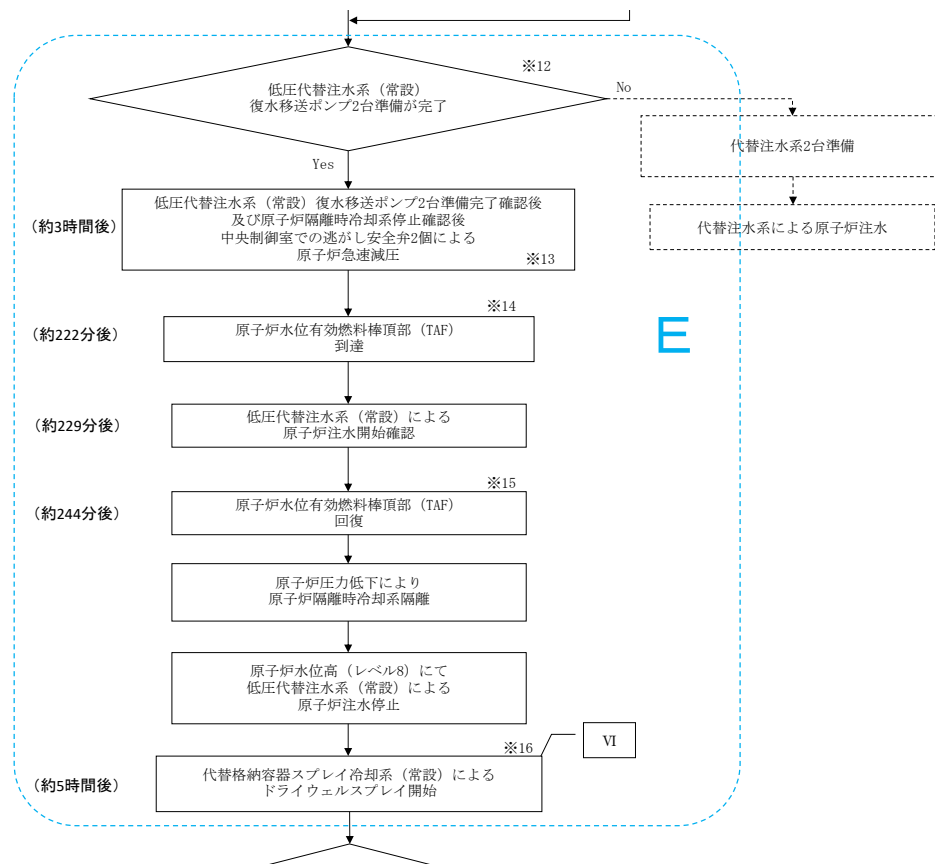
- ・ 原子炉を速やかに減圧する。

②導入条件

- ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動できた場合
- ・ 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- ・ 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ・ ドライウェル温度制御においてドライウェル空間部局所温度が103℃に接近した場合、又はドライウェル局所温度90℃にて手動スクラム後もドライウェル圧力が上昇して13.7KPa以上でドライウェルスプレイできない場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合、又は起動しても原子炉水位が上昇しない場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合
- ・ 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
- ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合
- ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- ① 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合
- ・ タービンバイパス弁を使用する場合で、主蒸気隔離弁の隔離条件を解除する場合は、緊急時対策本部との協議により実施する。

④基本的な考え方

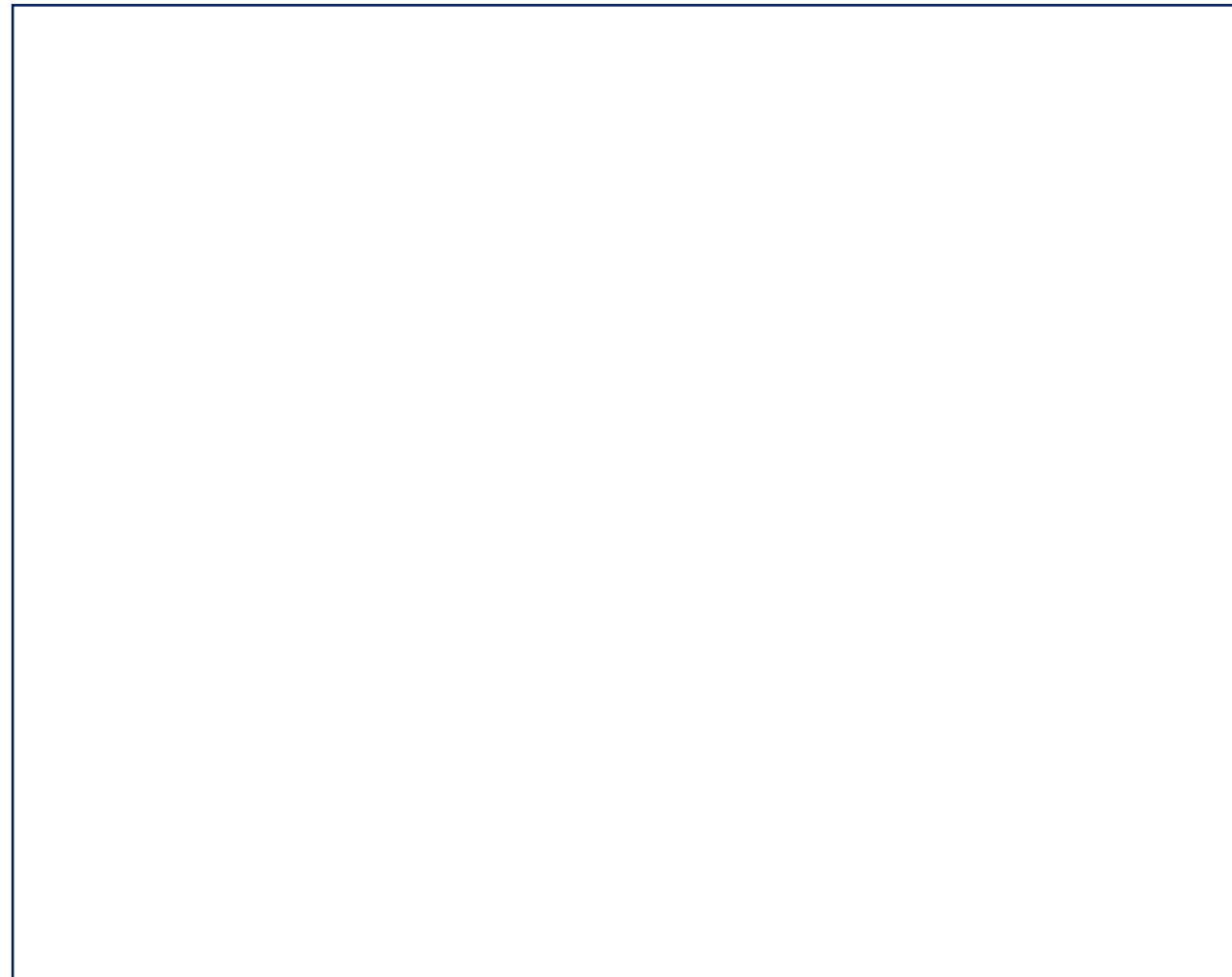
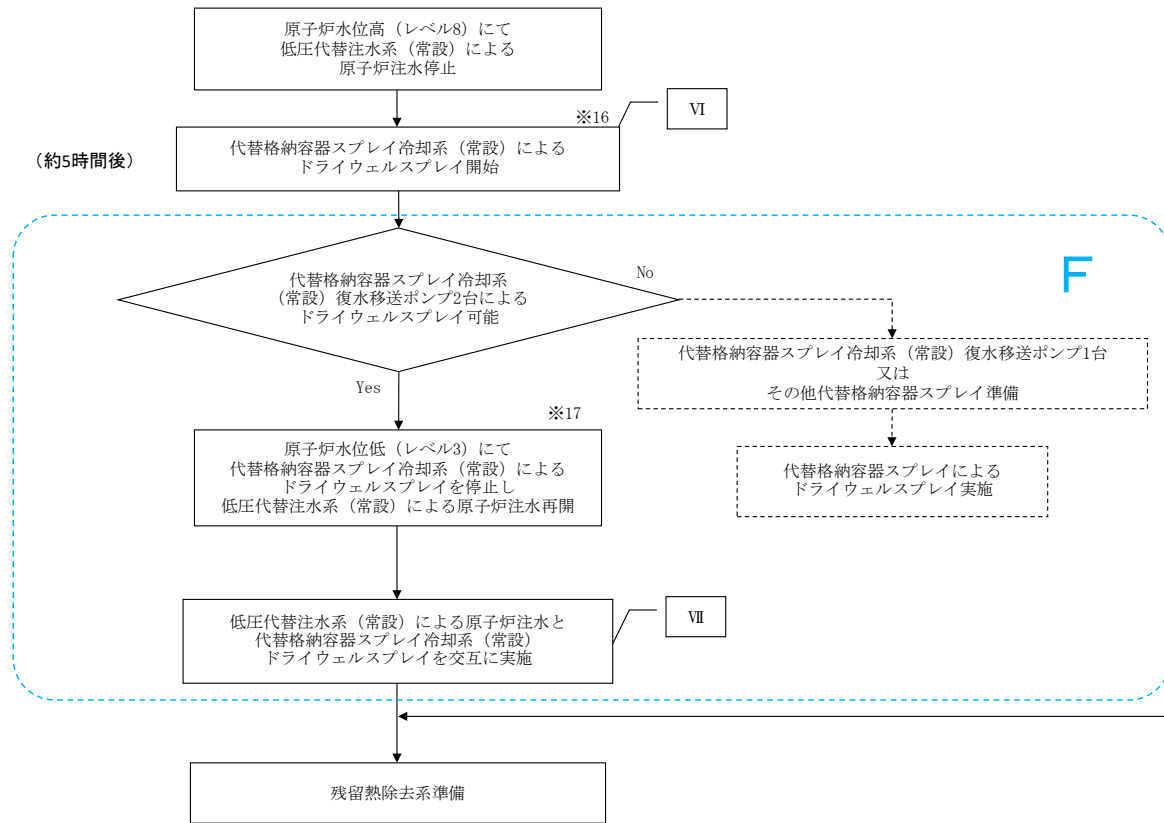
- ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ・ 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- ・ 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- ・ 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。



保安規定 添付1

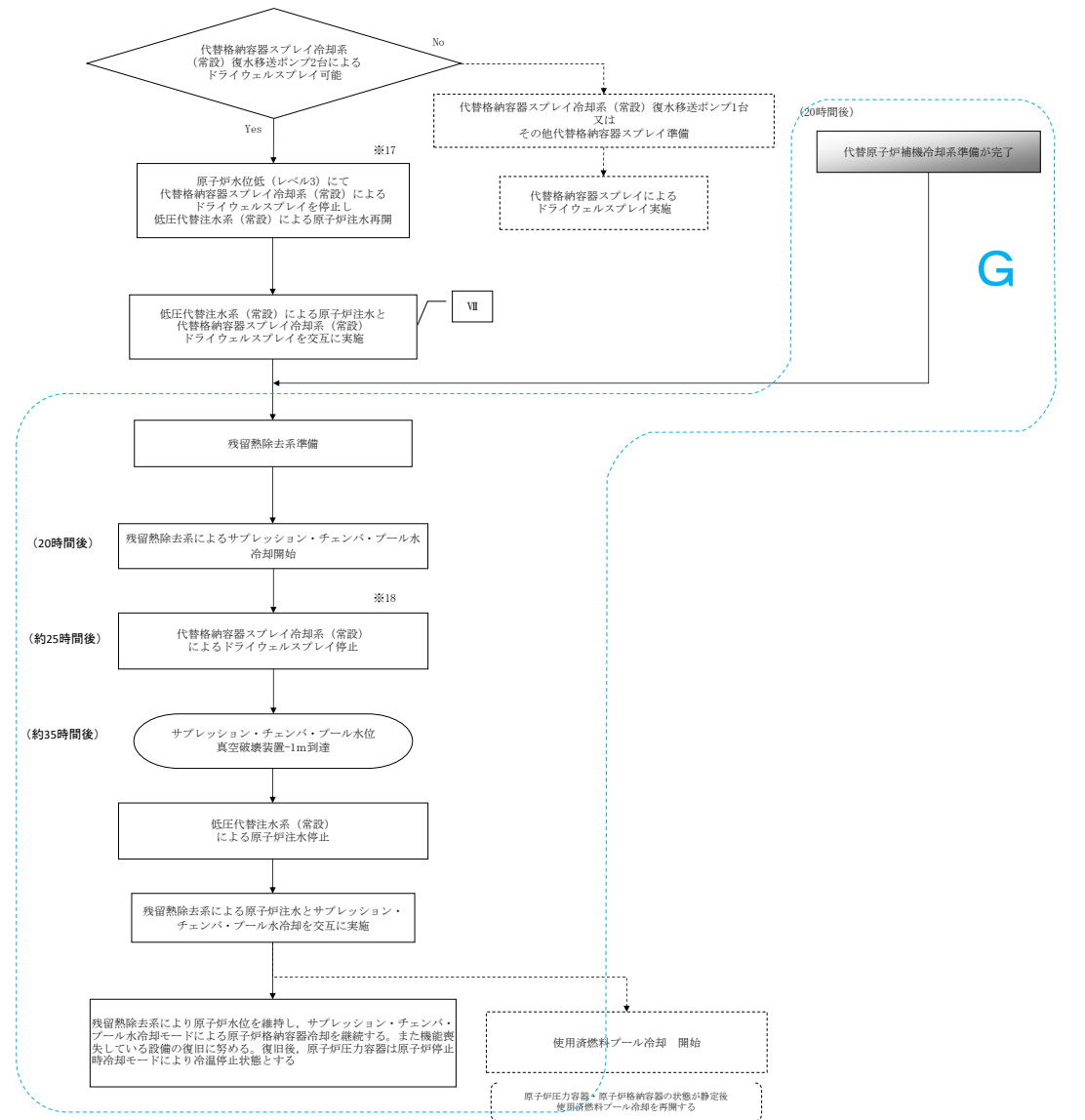
⑤ 主な監視操作内容

- ① 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 - ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
 - ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
 - ・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ③ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



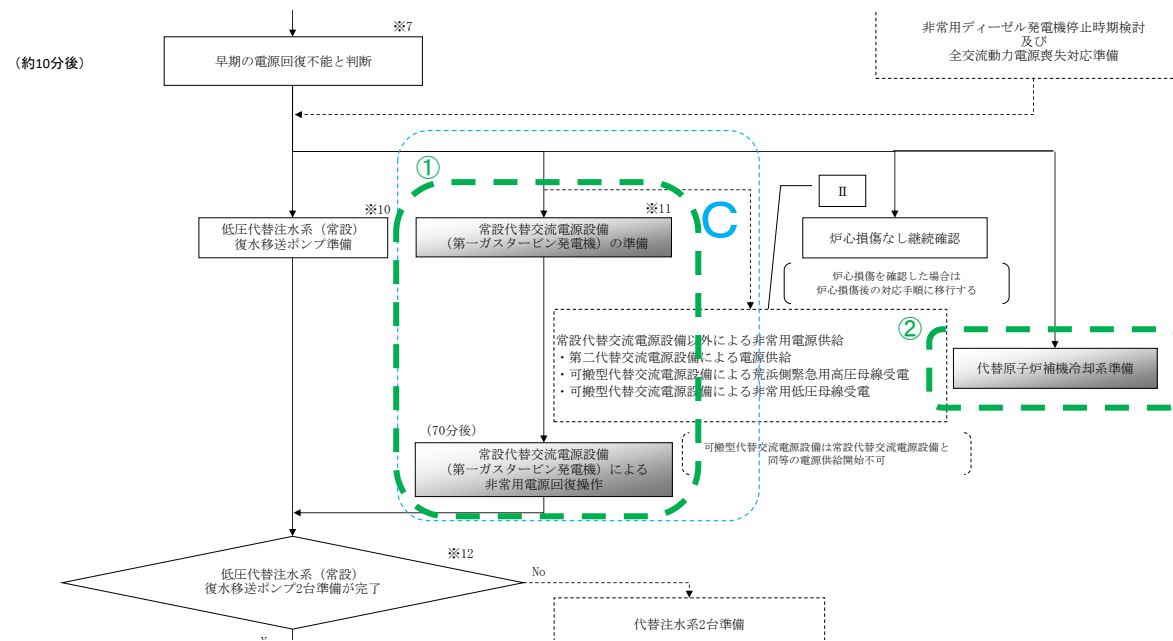
保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレィ及びサブプレッションプールのスプレィは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレィ及びサブプレッションプールのスプレィを起動する。 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 格納容器圧力制御</p> <p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後、ドライウエルスプレィ及びサブプレッションプールのスプレィを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。 サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレィを起動する。 <p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレィ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレィ及びサブプレッションプールのスプレィを起動する。 サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレィ及びサブプレッションプールのスプレィとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。 <p>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。 サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。 <p>C. 格納容器ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。 	



保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御</p>	
<p>①目的 ・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合 ① サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ④ サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合 サブプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 サブプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合
<p>④基本的な考え方 ・ サプレッションプール水温及びサブプレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. サプレッションプール水温制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ② サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サブプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。 ③ サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サブプレッションプール水温を確認する。サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。 	
<p>B. サプレッションプール空間部温度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサブプレッションプールスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。 サブプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。 	



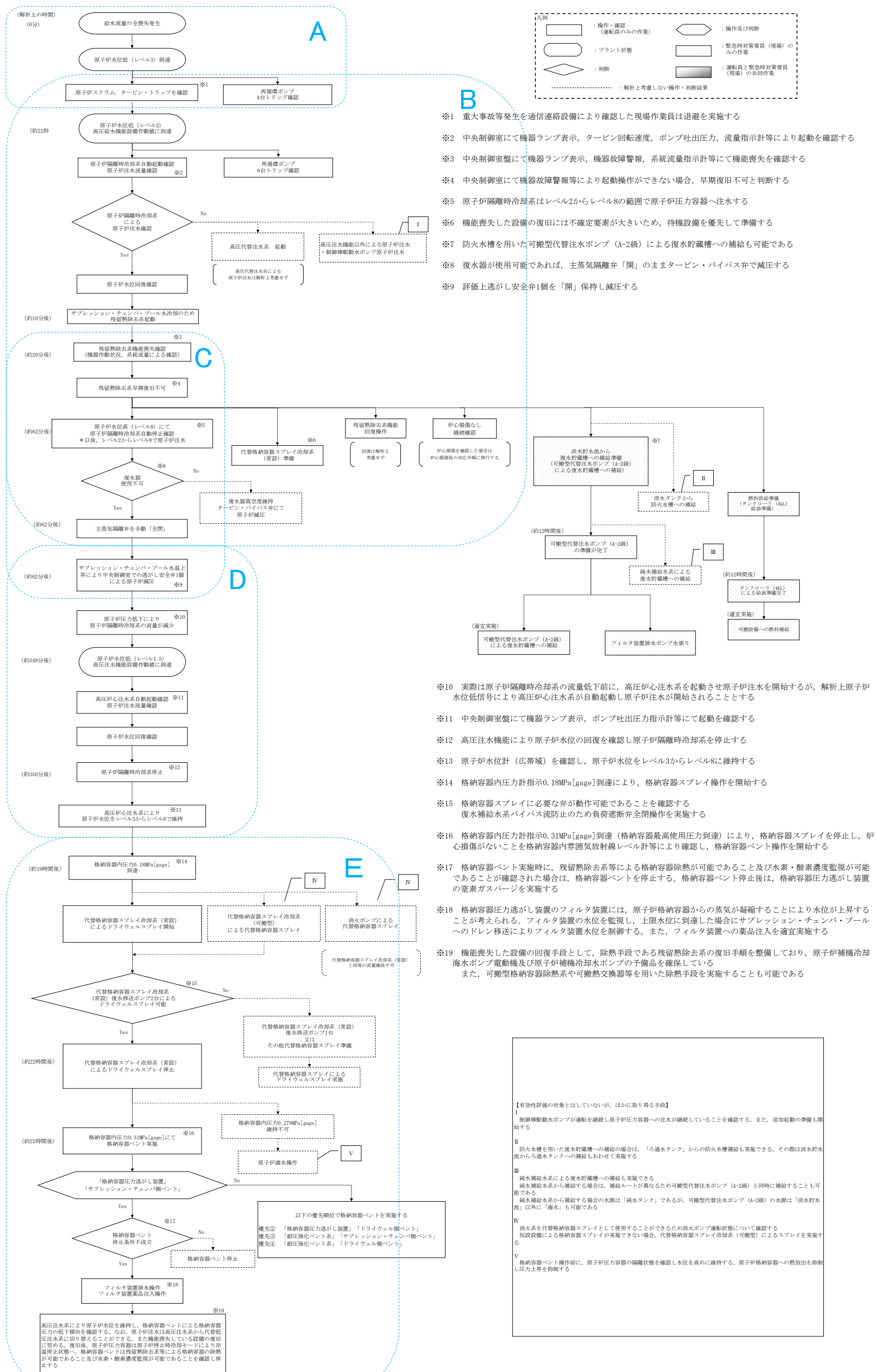
保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50分以内
② 5	代替原子炉補機冷却系による除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約540分
		緊急時対策要員	13	

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)

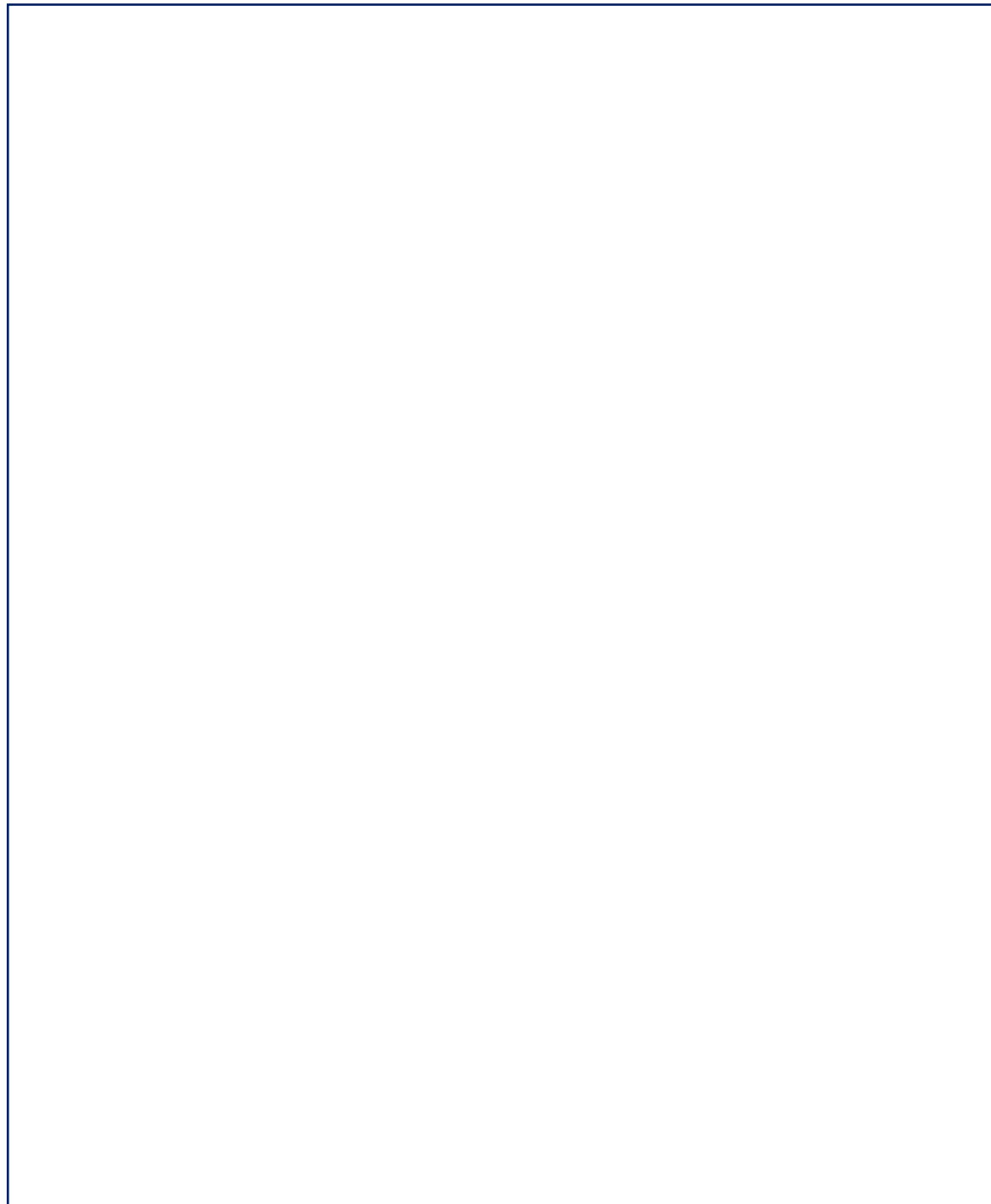
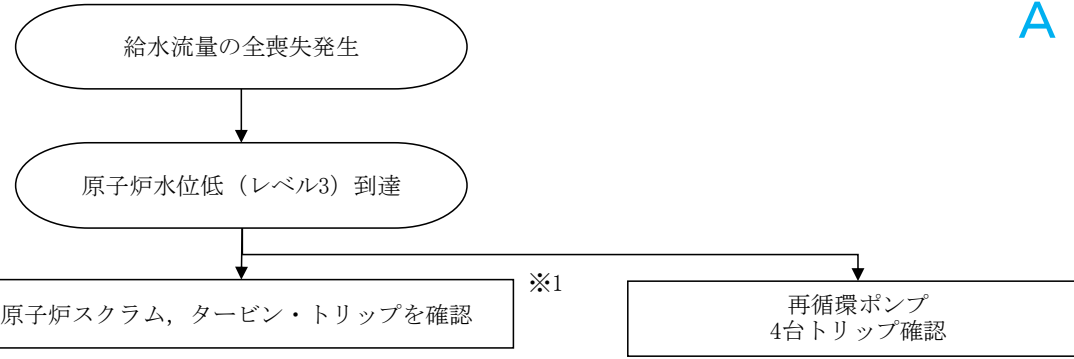
Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
6. 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の対応手順の概要

第7.1.4.2-4図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の対応手順の概要

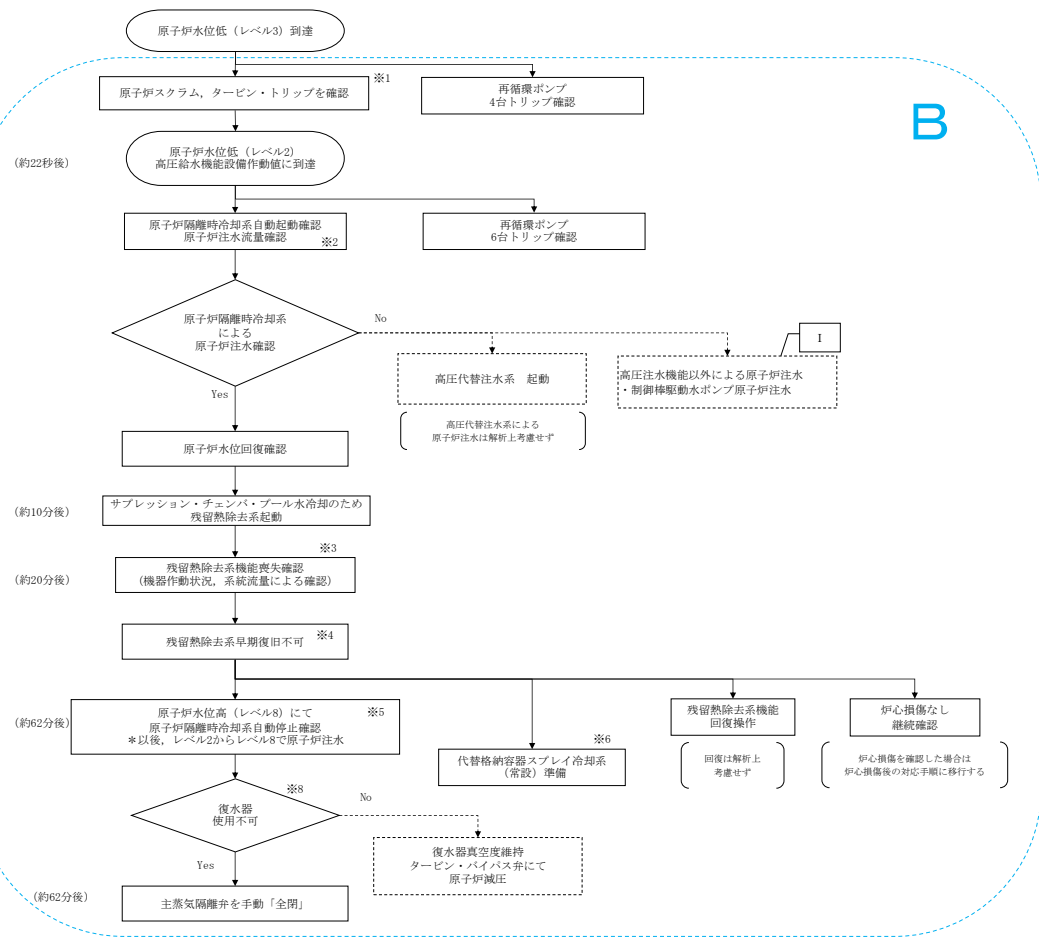


(解析上の時間)
(0分)

A



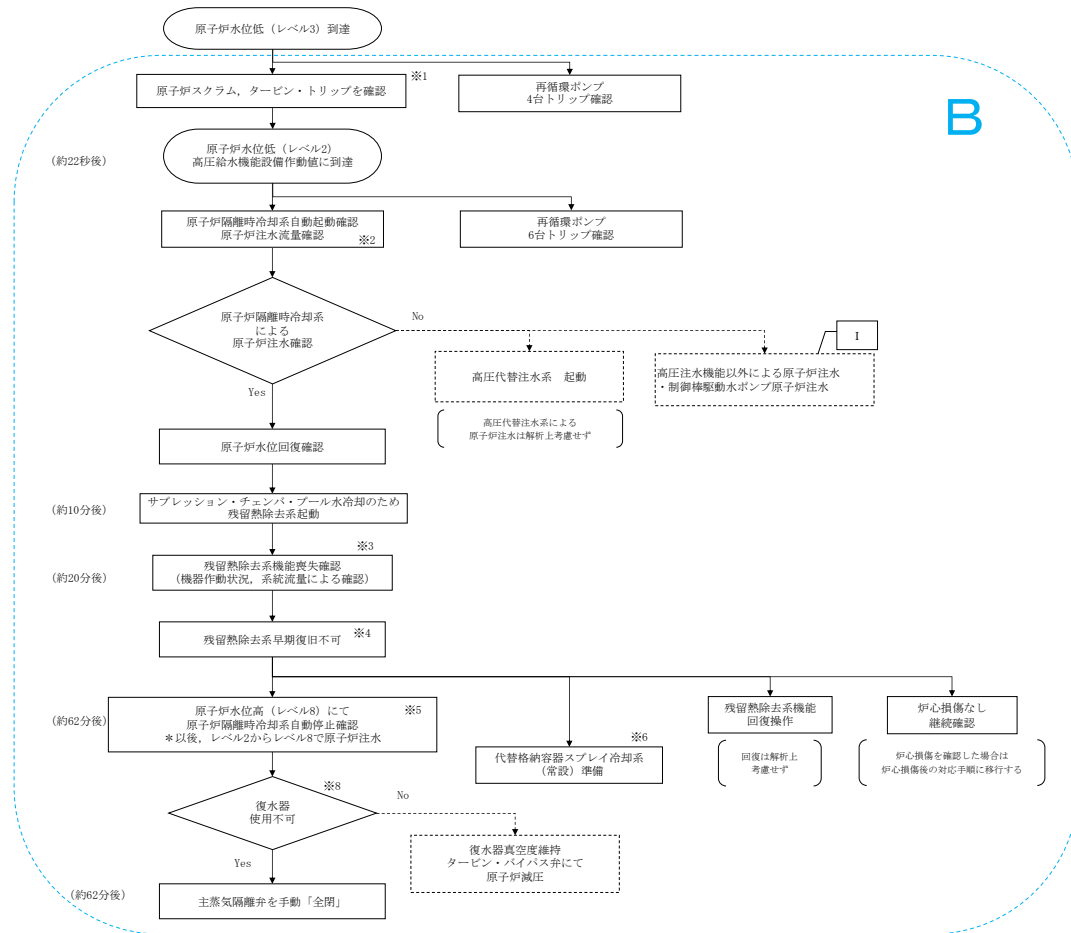
1-III. 6-2



B

保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</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。 一次及び二次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。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要警報「スクラム」の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域モニタの指示を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	



B

保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 原子炉水位を連続的に監視する。

①

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

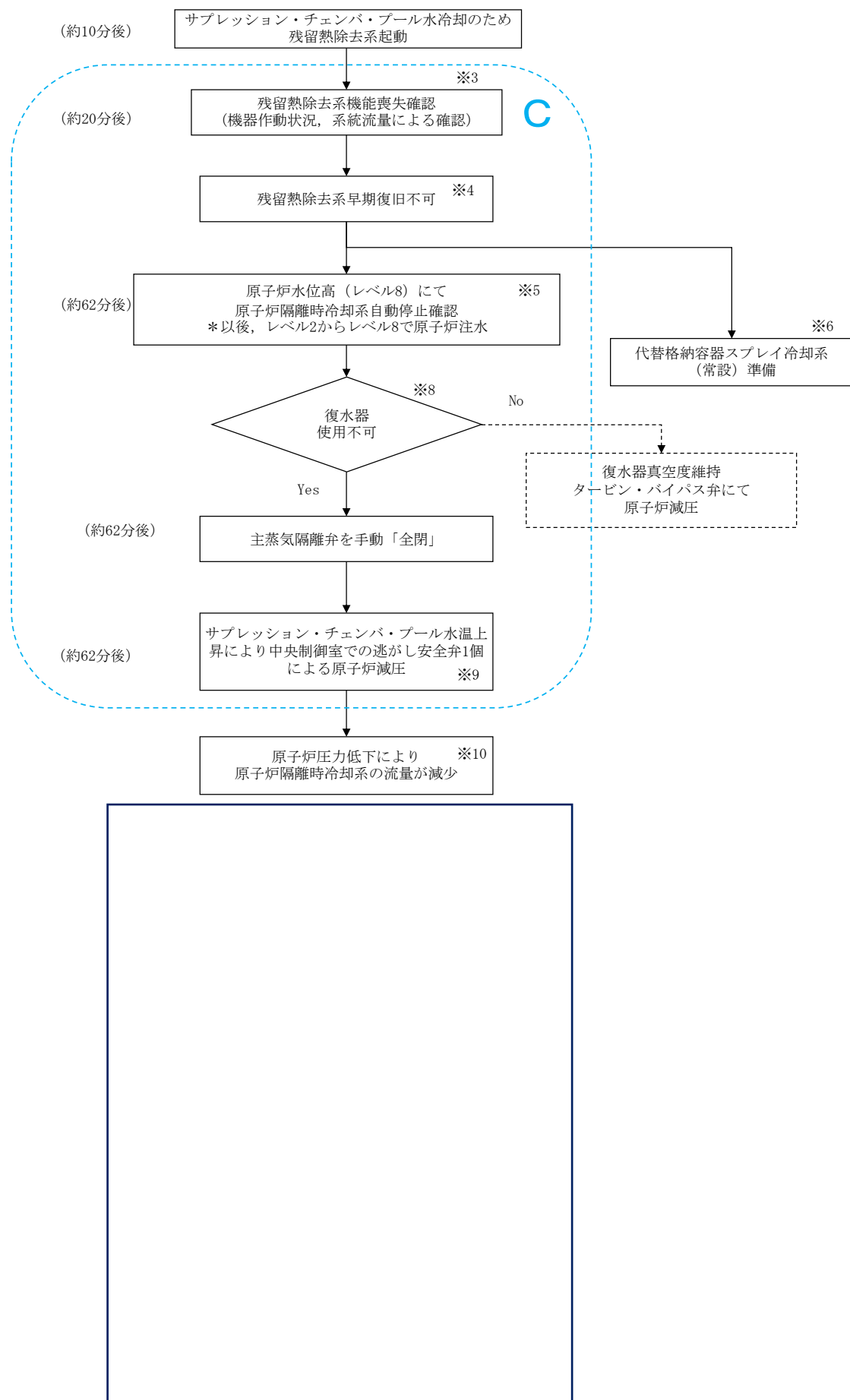
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

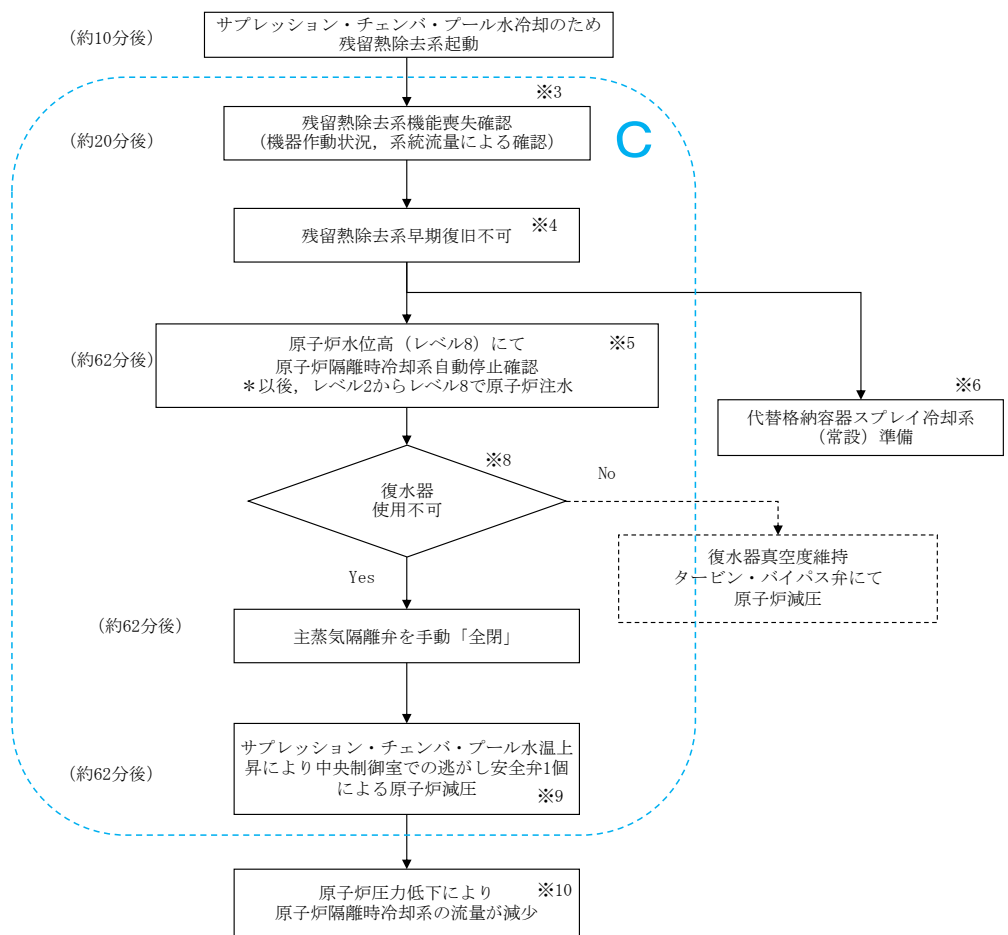
F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>⑤ 主な監視操作内容</p> <p>G. 一次格納容器制御への導入</p> <p>① ・ 一次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。)</p> <p>H. 二次格納容器制御への導入</p> <p>・ 二次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。)</p>
--



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(3) サプレッションプール温度制御

①目的
・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。

②導入条件
・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合
① ・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合
② ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合

③脱出条件
・ サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合
・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合
・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合

④基本的な考え方
・ サプレッションプール水温及びサプレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。

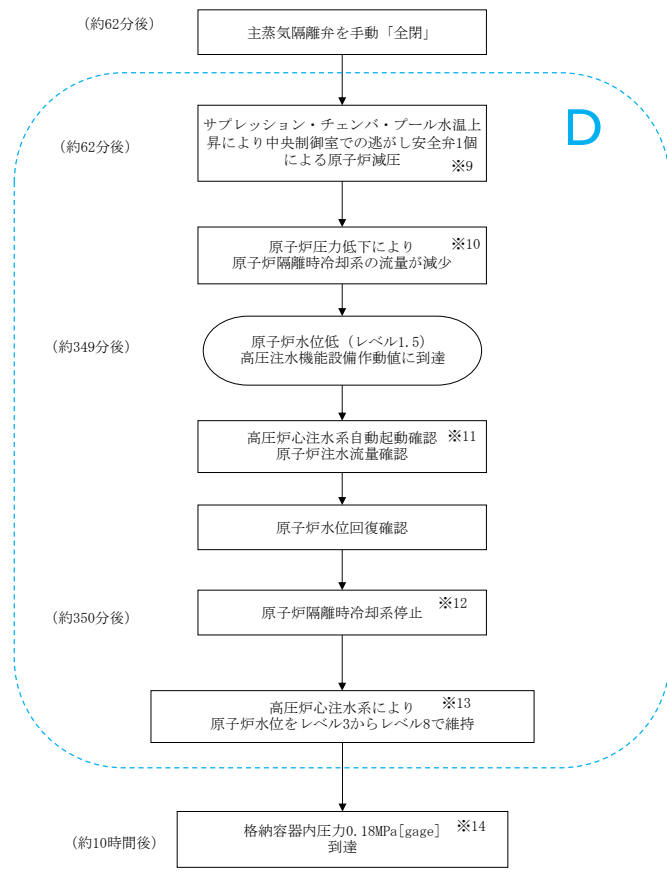
⑤主な監視操作内容

A. サプレッションプール水温制御

- ③ ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ④ ・ サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。

B. サプレッションプール空間部温度制御

- ⑤ ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションプールスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ⑥ ・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。



D

保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却

①目的
 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。

②導入条件
 ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。
 ・ 原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合
 ・ 「サプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合
 ・ 「サプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合

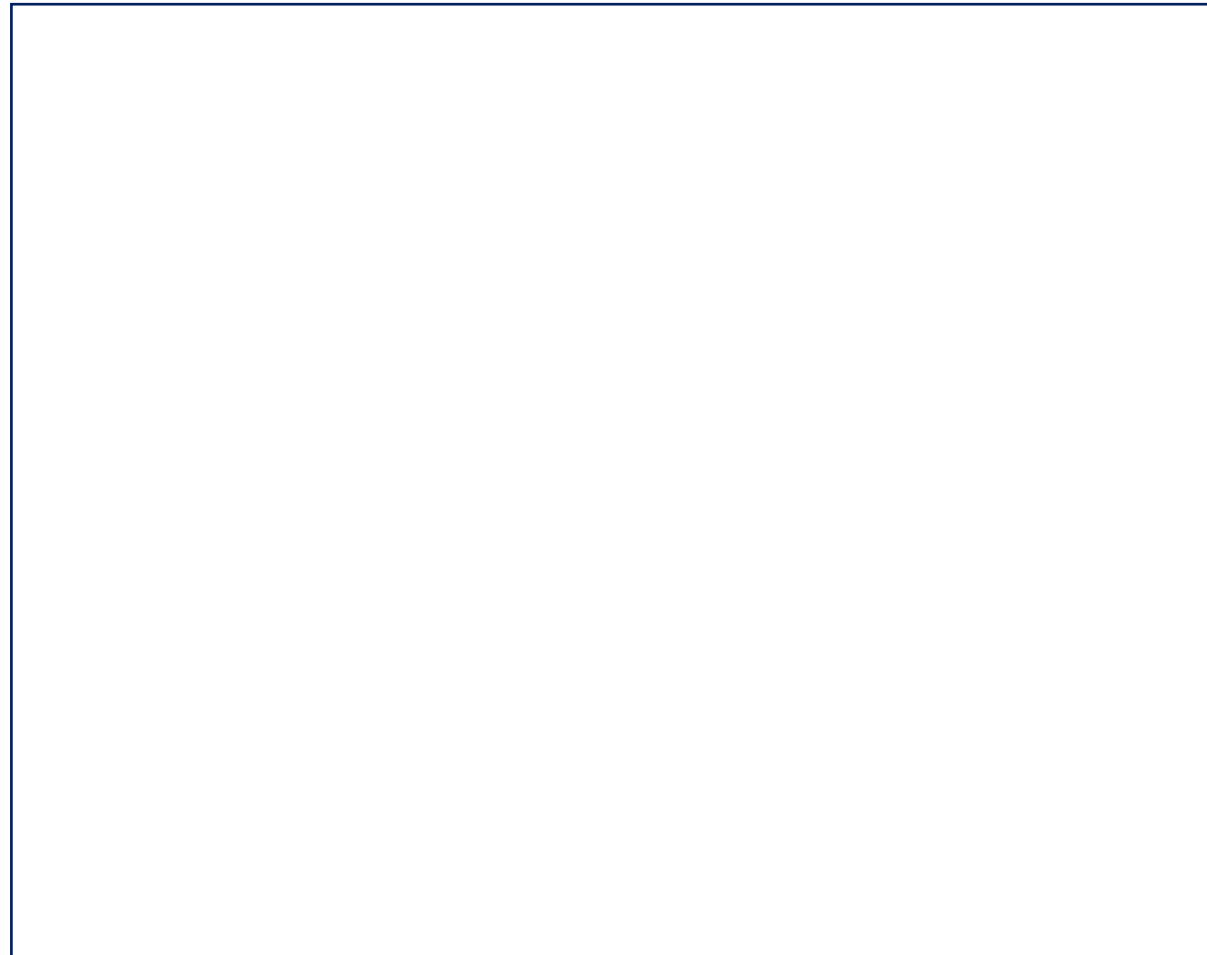
③脱出条件
 ・ 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合

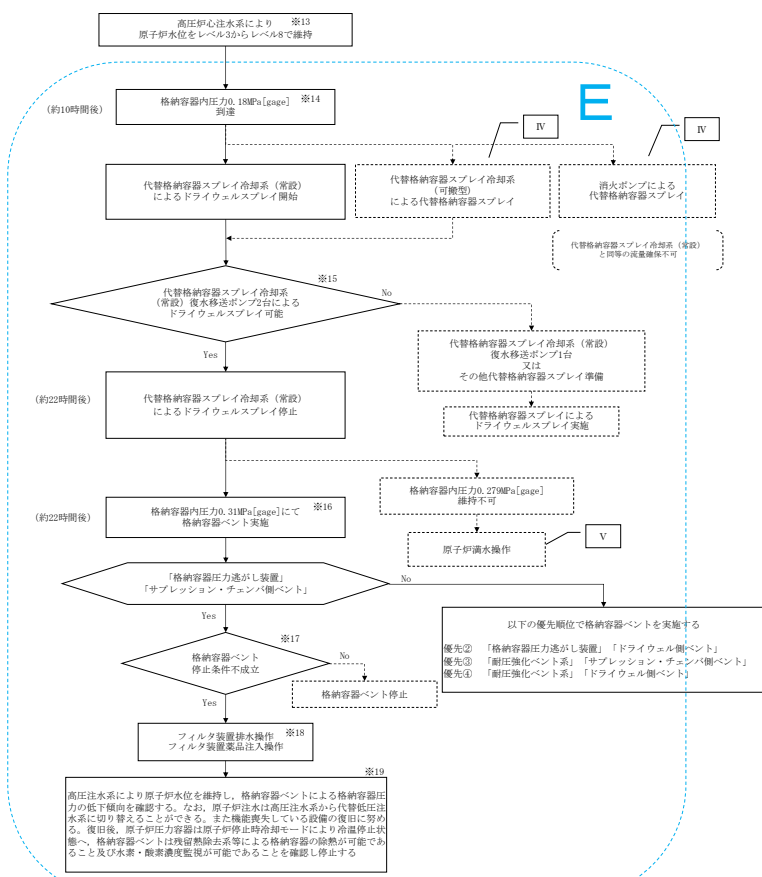
④基本的な考え方
 ・ 緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。
 ・ 主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
 ・ 水位と減圧を並行操作する。

⑤主な監視操作内容

A. 水位
 ② ・ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系又は高圧注水設備を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。
 ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。

B. 減圧
 ③ ・ 給復水系による原子炉注水ができない場合、注水系統が原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみの場合は、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。
 ・ 主復水器が使用可能である場合、タービンバイパス弁等による減圧を行う。
 ④ ・ 主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。
 ⑤ ・ 主復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。
 ⑥ ・ 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。
 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。





保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(1) 格納容器圧力制御

①目的
・ 格納容器圧力を監視し、制御する。

②導入条件
① ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合

③脱出条件
・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウェル温度が66℃以下で、かつドライウェルベントを実施した場合
・ 24時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合

④基本的な考え方
・ ドライウェル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
・ 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
・ 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。

⑤主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

- ② ・ ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
- ・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- ・ サプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- ③ ・ サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- ・ サプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- ④ ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

B. 原子炉満水

- ⑤ ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ⑥ ・ 給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。
- ⑦ ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ⑧ ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

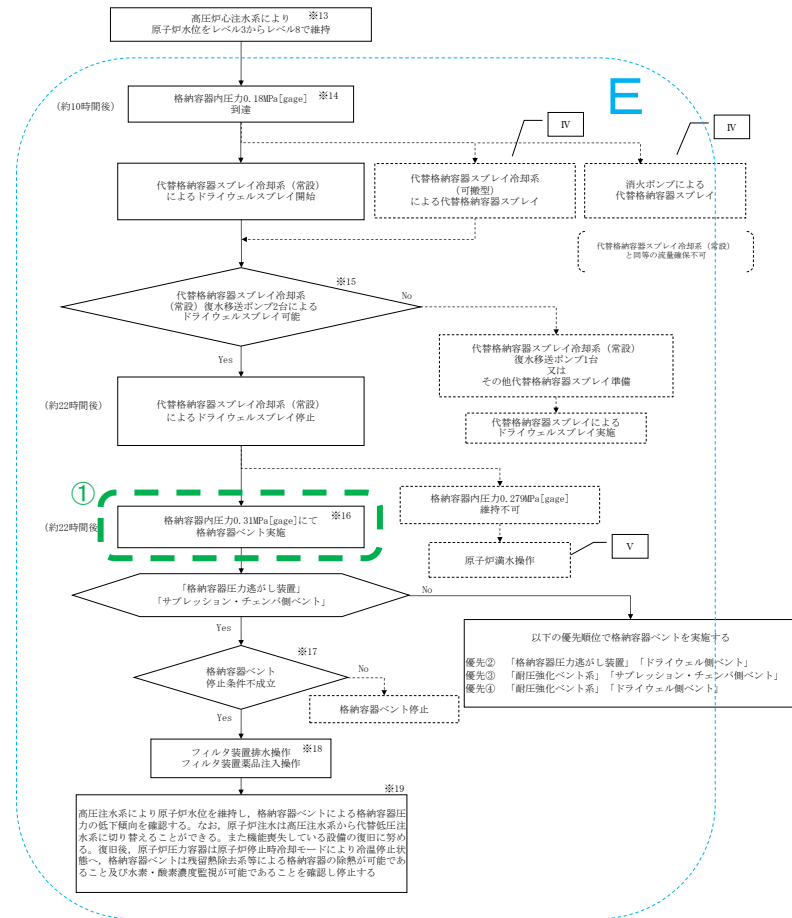
C. 格納容器ベント

- ⑨ ・ サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ⑩ ・ 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 40 分

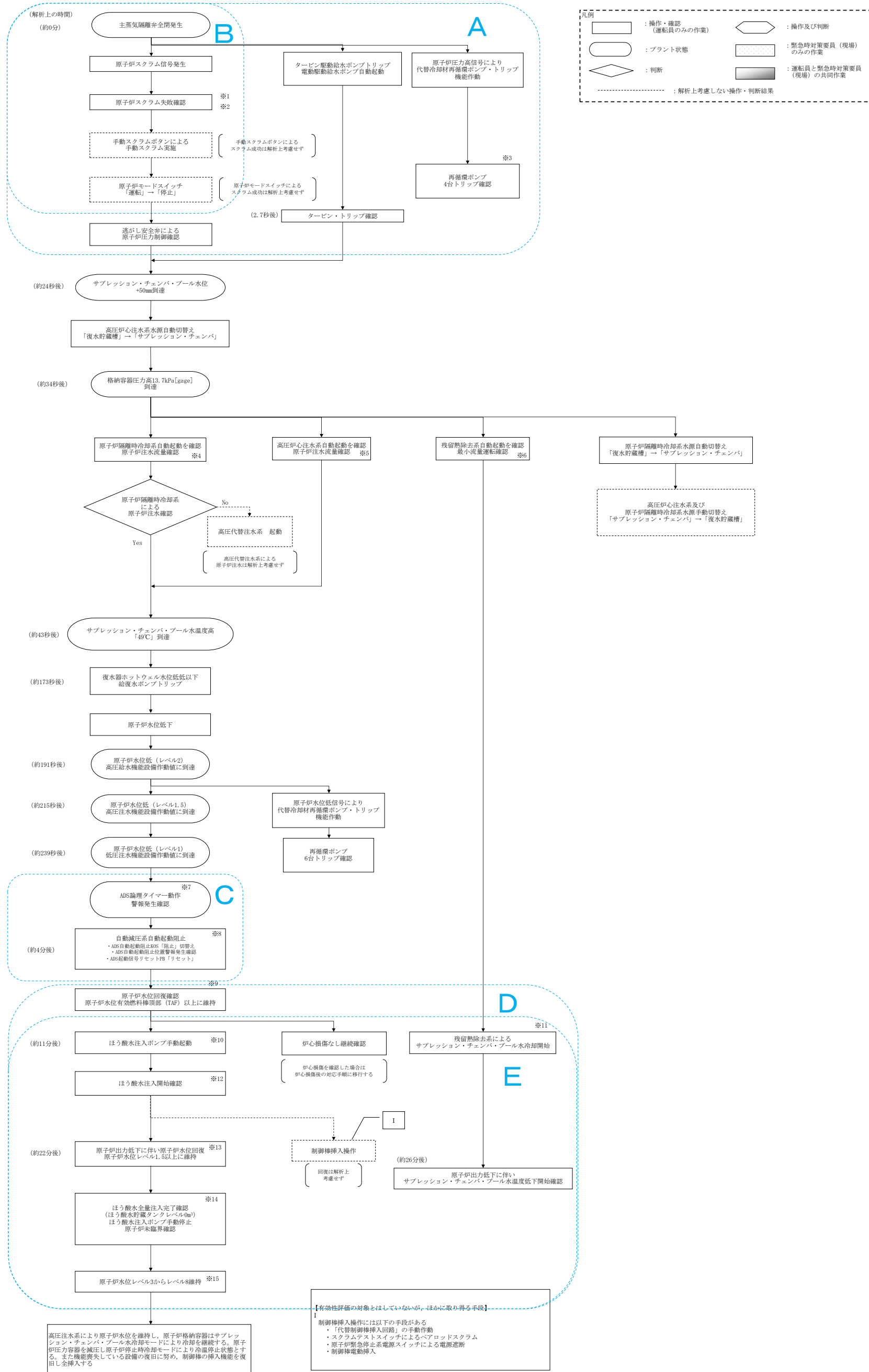
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下、本表において同じ。）

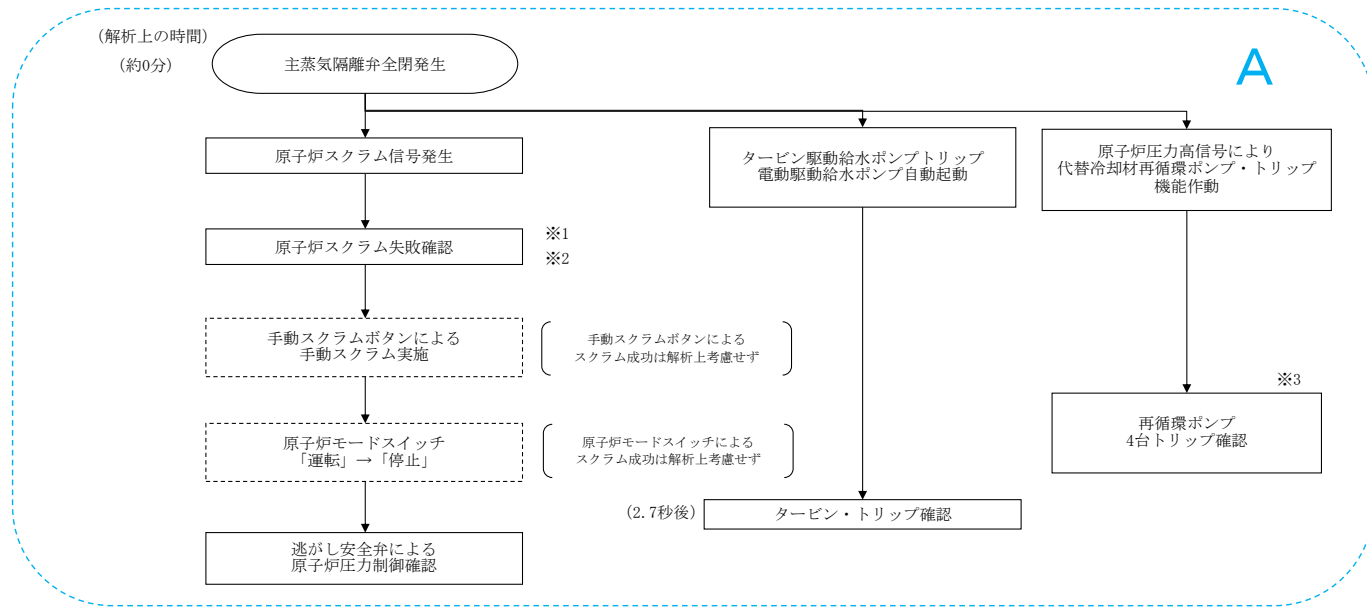


III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

7. 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要

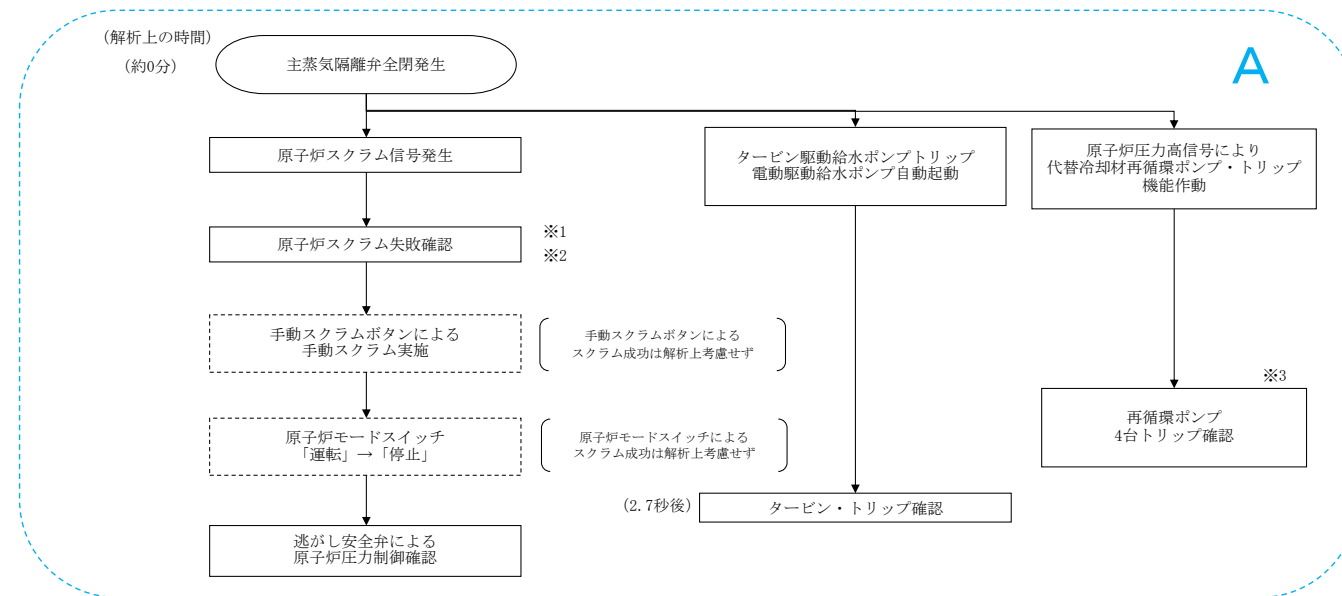
第7.1.5-4図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要





保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</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。 一次及び二次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。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要警報「スクラム」の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域モニタの指示を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
 - 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
 - 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
 - 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
 - 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
 - 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
 - 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

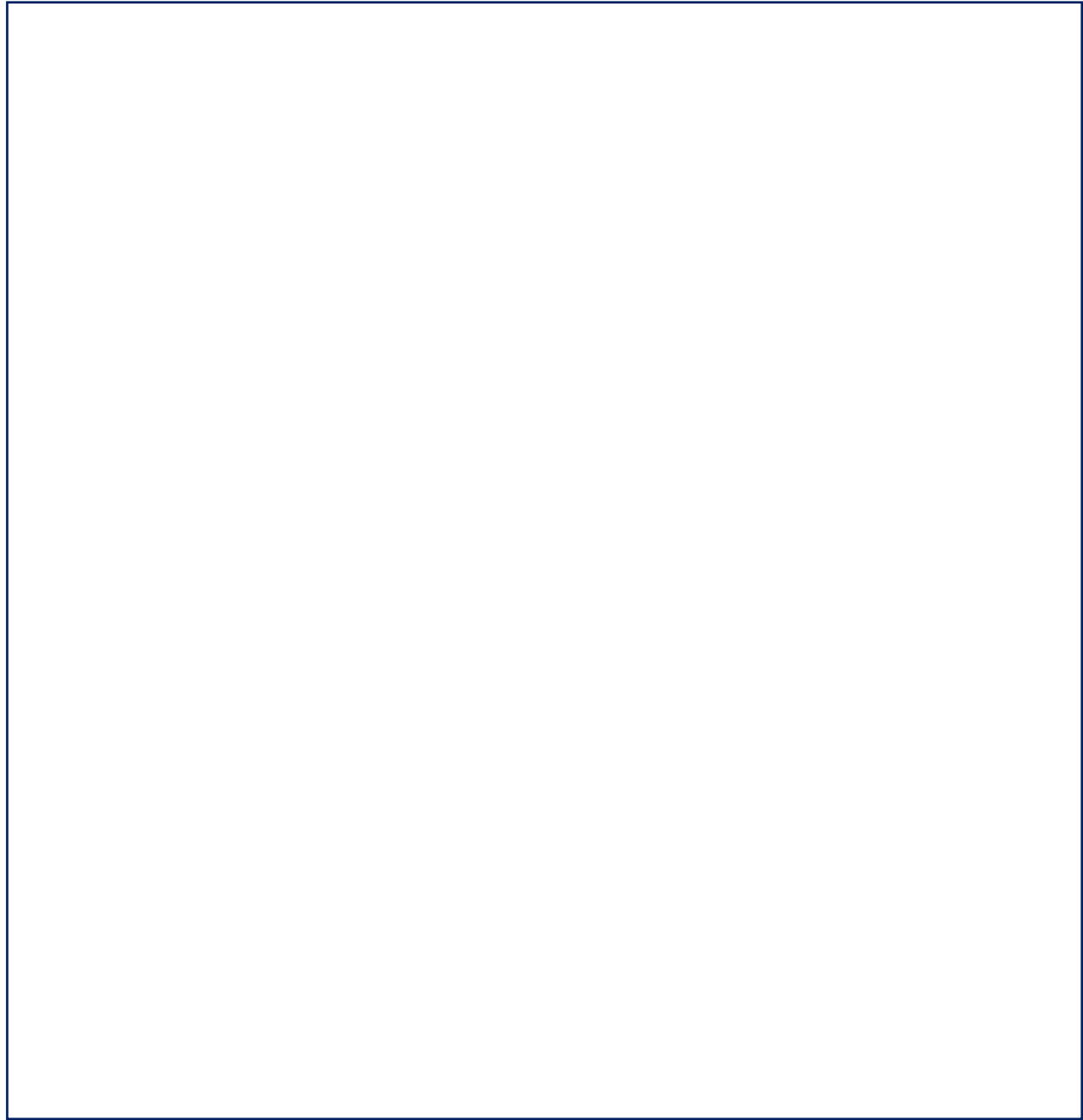
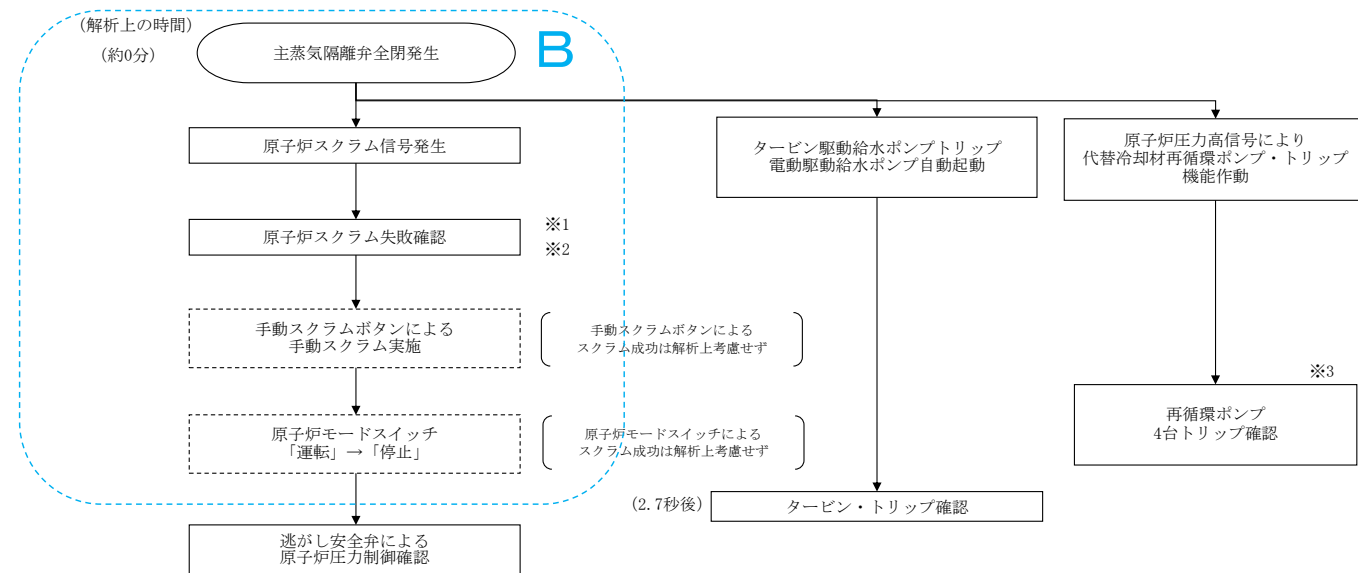
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

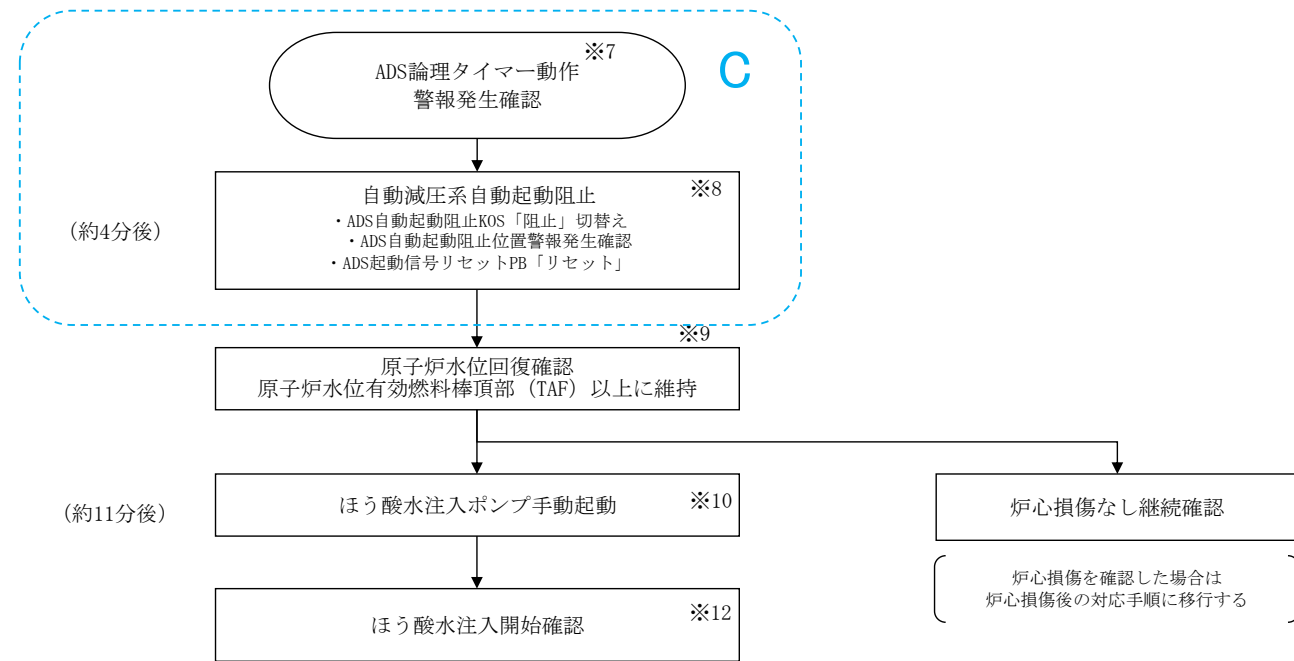
F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



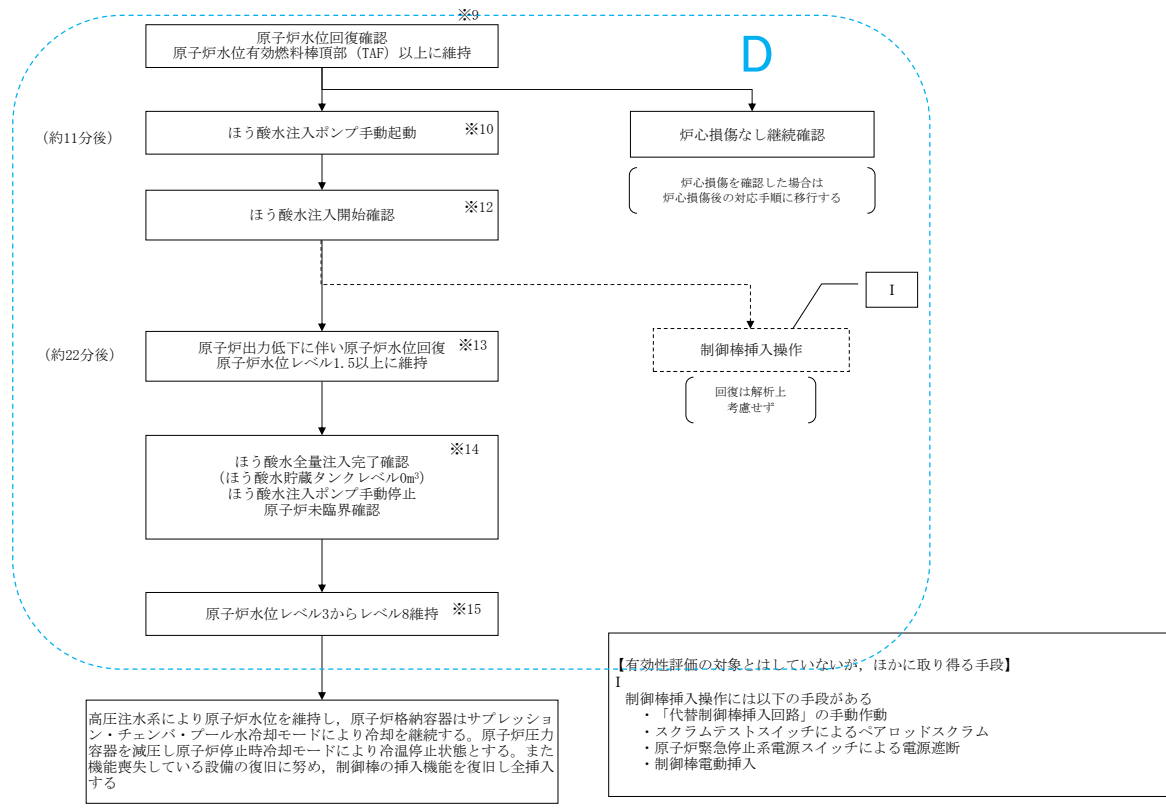
保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</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。 一次及び二次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。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要警報「スクラム」の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域モニタの指示を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	



保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (2) 反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。	
②導入条件 ① ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合	③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合 ・同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサプレッションプールの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」の順に優先させる。	
⑤主な監視操作内容	
A. 反応度制御	
② ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されず、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合には、「反応度制御」のほう酸水注入系起動操作及び水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。	
③ ・タービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。	
④ ・自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。	
B. ほう酸水注入系	
・ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ・ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。	
C. 水位	
・原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・スクラム不能異常過渡事象発生時、原子炉出力高判定値以上の場合又は原子炉出力高判定未満の場合でかつ主蒸気隔離弁が閉の場合、「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。) ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合は、原子炉出力が中性子束振動発生防止値以下となるよう水位維持操作を行う。(原子炉水位を原子炉隔離時冷却系自動作動水位から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。) ・原子炉を減圧することにより高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持可能な場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開して、原子炉を減圧し非常用炉心冷却系の注水流量を増加し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開しても、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、低圧で原子炉に注水可能な系統※又は注水設備、代替注水設備、補助注水設備を起動し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。	
※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。	



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(2) 反応度制御

①目的

- スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。

②導入条件

- 原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合

③脱出条件

- 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合
- 同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合

④基本的な考え方

- 短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。
- 「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」の順に優先させる。

⑤主な監視操作内容

A. 反応度制御

- 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されず、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合には、「反応度制御」のほう酸水注入系起動操作及び水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。
- タービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。
- 自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。

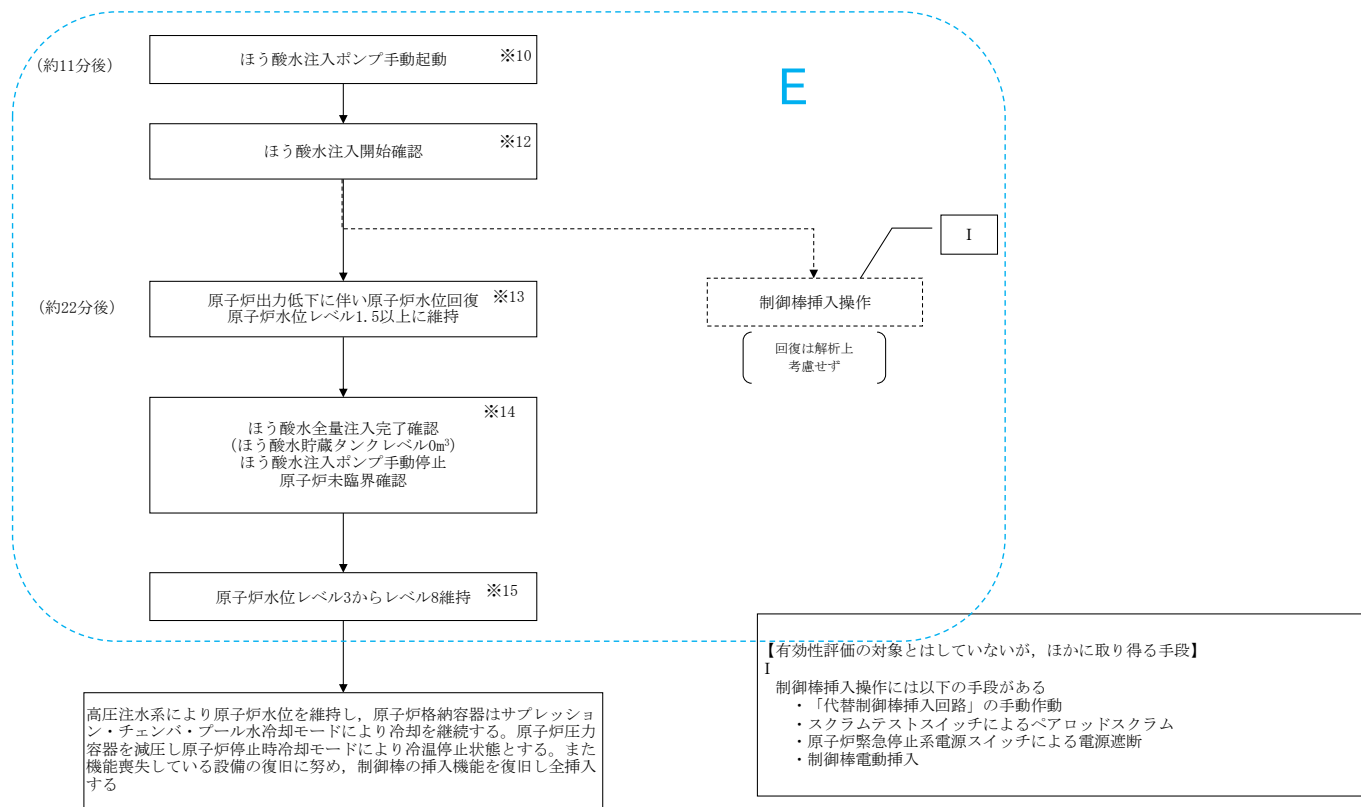
B. ほう酸水注入系

- ほう酸水注入系を起動する。
- 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。
- ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。

C. 水位

- 原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- スクラム不能異常過渡事象発生時、原子炉出力高判定値以上の場合又は原子炉出力高判定未満の場合でかつ主蒸気隔離弁が閉の場合、「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。)
- 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合は、原子炉出力が中性子束振動発生防止値以下となるよう水位維持操作を行う。(原子炉水位を原子炉隔離時冷却系自動作動水位から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。)
- 原子炉を減圧することにより高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持可能な場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開して、原子炉を減圧し非常用炉心冷却系の注水流量を増加し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。
- 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開しても、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、低圧で原子炉に注水可能な系統※又は注水設備、代替注水設備、補助注水設備を起動し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。

※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(2) 反応度制御

①目的
・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。

②導入条件
・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合

③脱出条件
③ 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合
③ 同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合

④基本的な考え方
・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションプールの健全性を維持する。
・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」の順に優先させる。

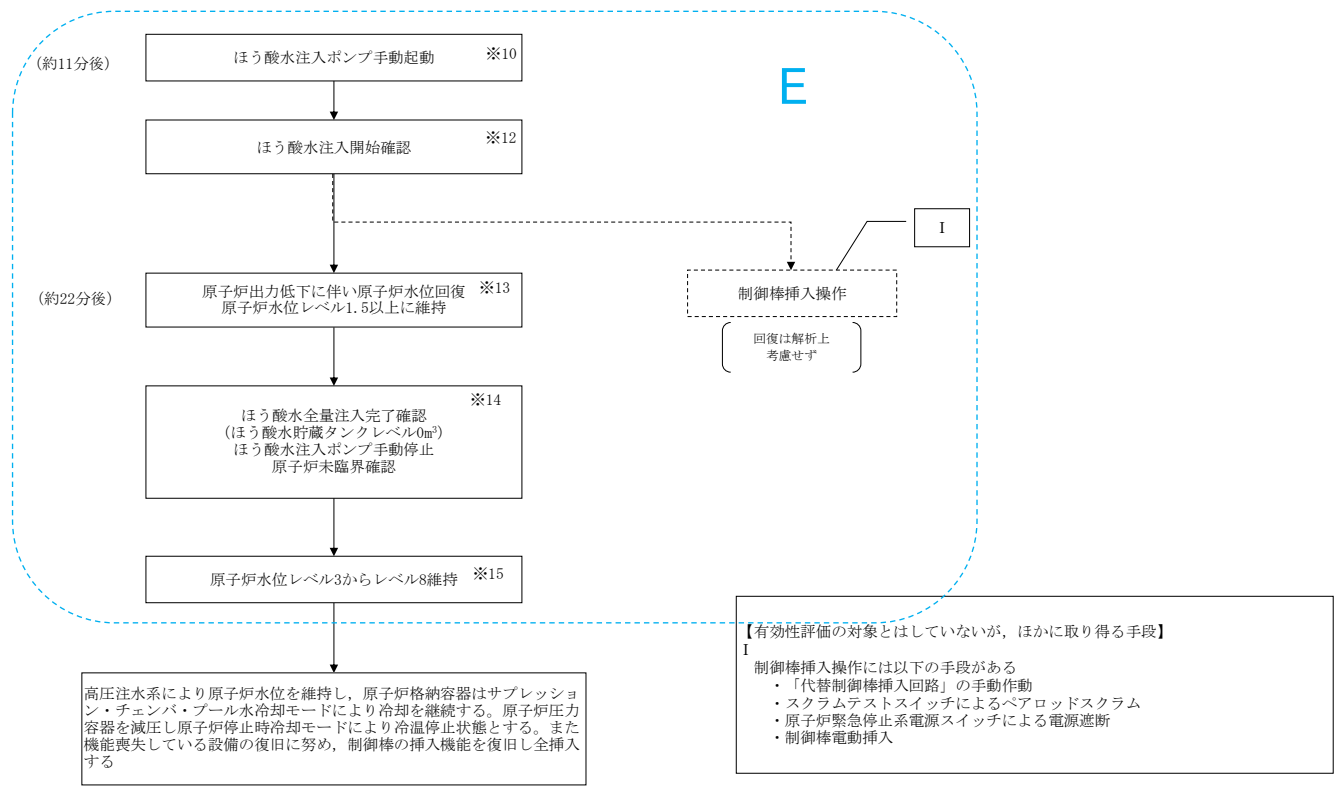
⑤主な監視操作内容
A. 反応度制御

① 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されず、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合には、「反応度制御」のほう酸水注入系起動操作及び水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。
・タービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。
・自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。

B. ほう酸水注入系
・ほう酸水注入系を起動する。
・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。
② ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。

C. 水位
・原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。
・スクラム不能異常過渡事象発生時、原子炉出力高判定値以上の場合又は原子炉出力高判定未満の場合でかつ主蒸気隔離弁が閉の場合、「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。)
・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合は、原子炉出力が中性子束振動発生防止値以下となるよう水位維持操作を行う。(原子炉水位を原子炉隔離時冷却系自動作動水位から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。)
・原子炉を減圧することにより高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持可能な場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開して、原子炉を減圧し非常用炉心冷却系の注水流量を増加し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。
・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開しても、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、低圧で原子炉に注水可能な系統※又は注水設備、代替注水設備、補助注水設備を起動し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。

※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。



保安規定 添付1

D. 制御棒

- ① ・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムテストスイッチ、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切を行う。
- ② ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、再度手動スクラム又は代替制御棒挿入機能等によるスクラムを行う。
- ③ ・個々の制御棒の電動挿入を行う。

E. 圧力

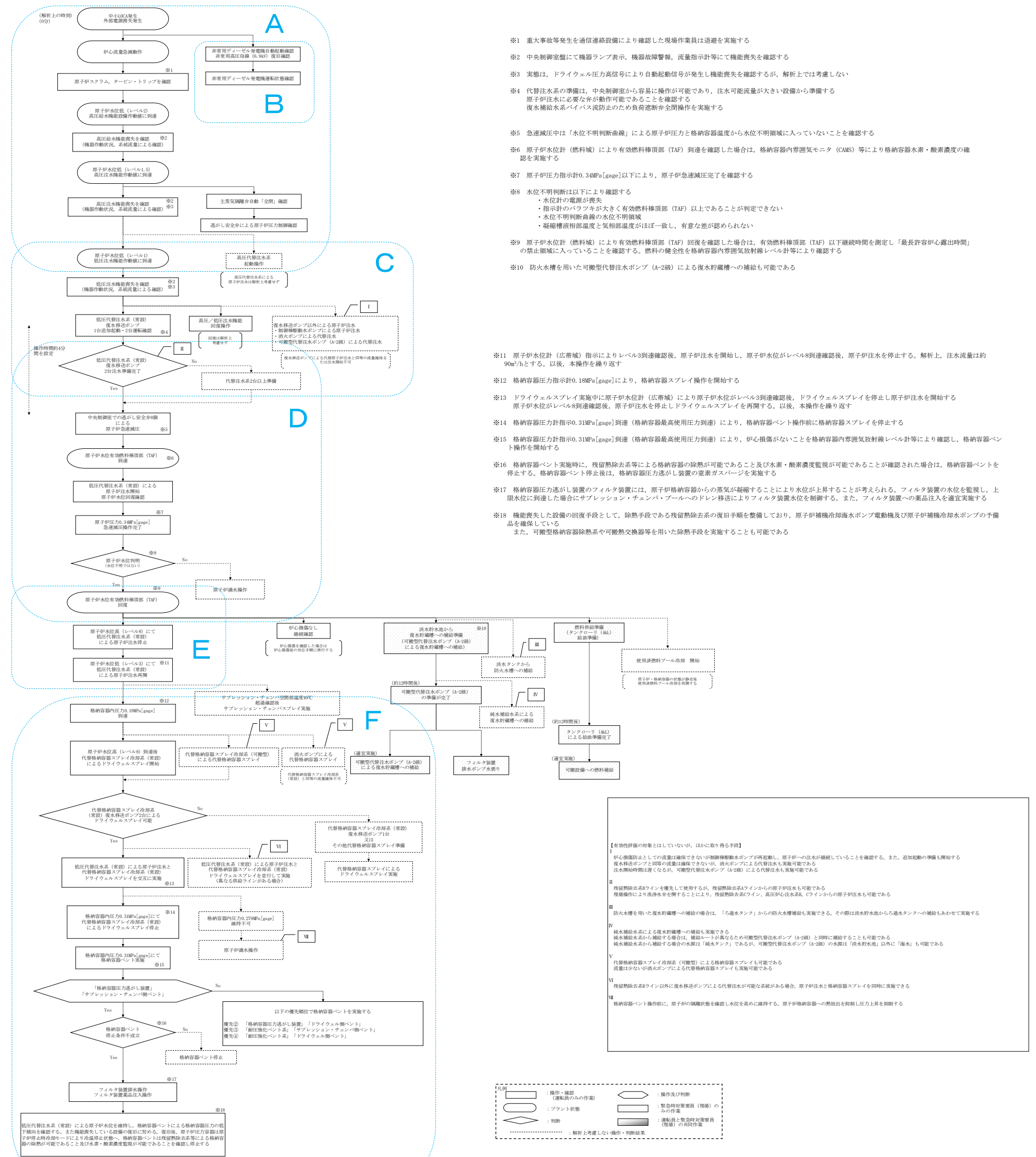
- ④ ・反応度制御中は、主蒸気逃がし安全弁又はタービンバイパス弁により原子炉圧力を一定に制御する。
- ⑤ ・ほう酸水全量注入完了後、全制御棒を全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されるまで、原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力未満まで低下させ、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。

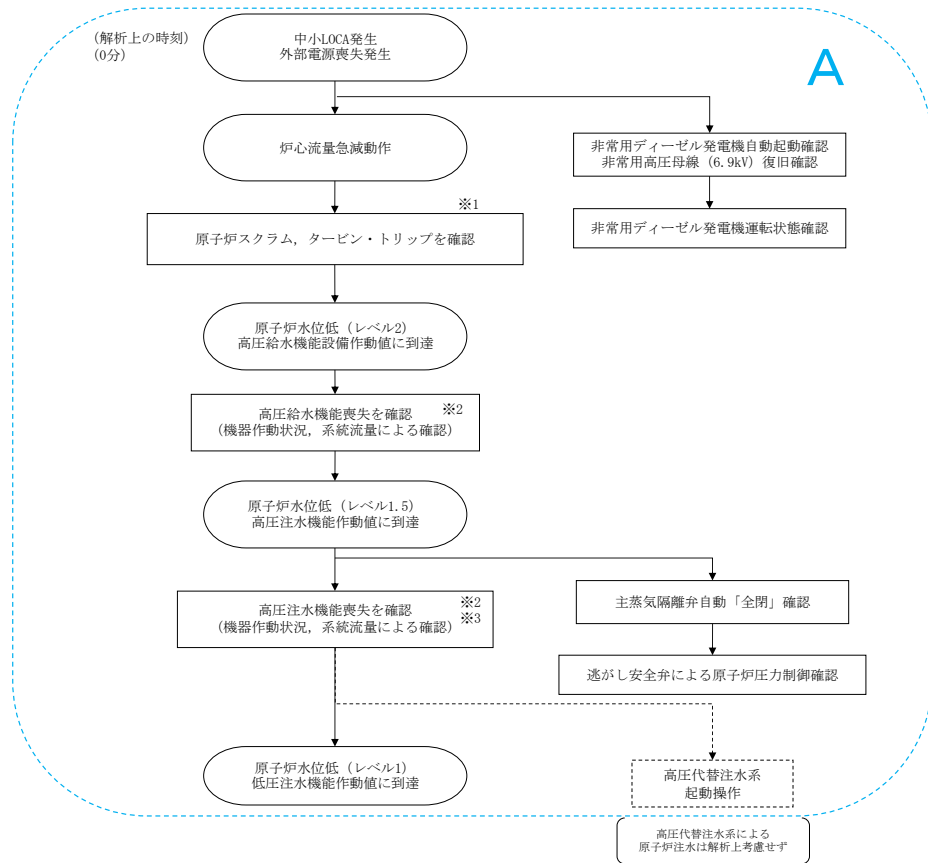
F. 「反応度制御」水位不明

- ・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ・制御棒が原子炉出力高温未臨界パターン以上まで挿入されている場合には、主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。
- ・制御棒が原子炉出力高温未臨界パターンまで挿入されていない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心注水系、低圧注水系、又は注水設備、代替注水設備を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・原子炉出力6%未満の場合、ほう酸水注入系を起動30分経過後、ほう酸水注入系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系による注水とする。

Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
8. 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要

第7.1.6-4図 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要





保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (1) スクラム

①目的

- ・ 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。
- ・ 一次及び二次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。)

②導入条件

- ① 原子炉スクラム信号が発生した場合
- ・ 手動スクラムした場合
- ・ 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

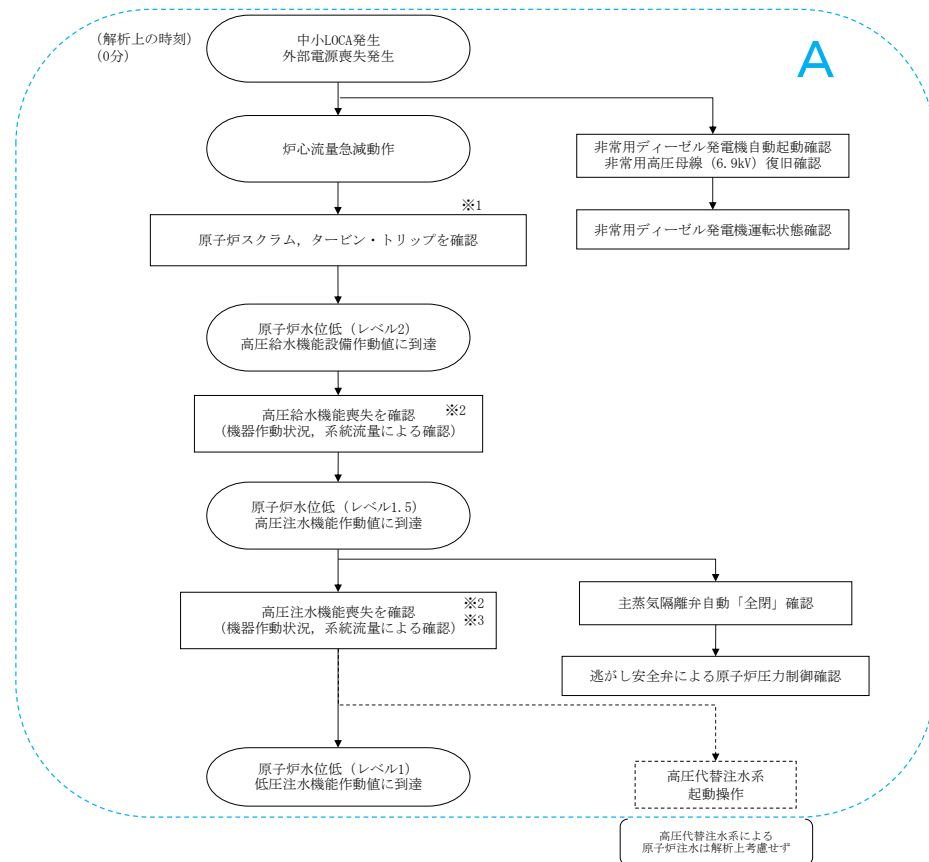
⑤主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- ・ 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- ・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ② 原子炉水位を確認する。
- ③ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- ④ タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ⑤ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)
- ⑥ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ⑦ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

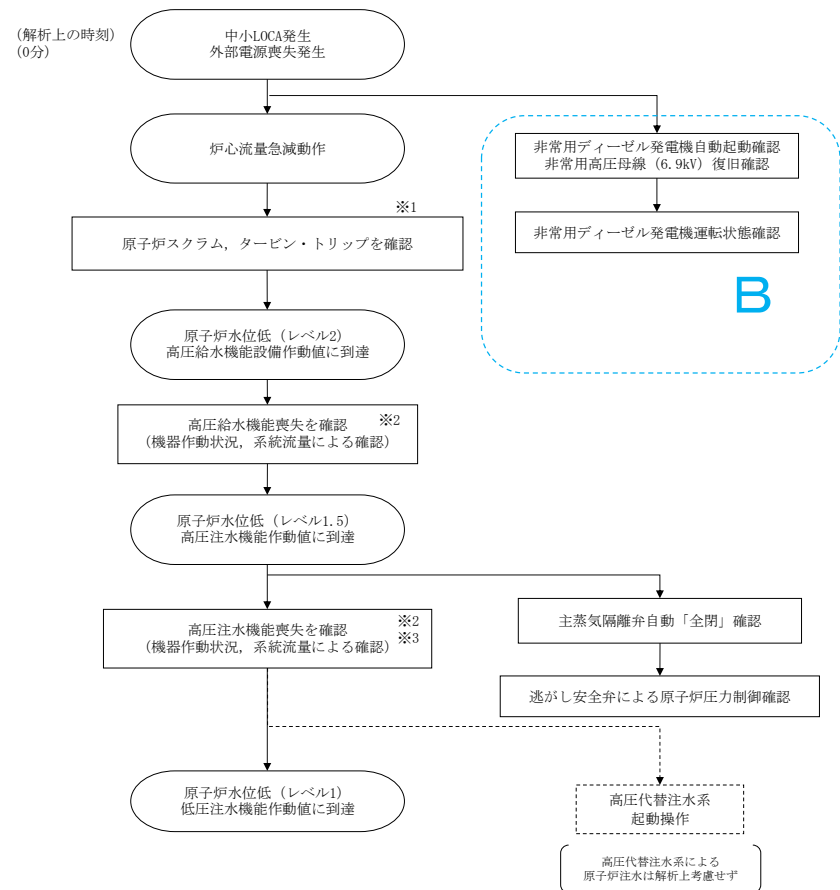
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
 - タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
 - 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
 - タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

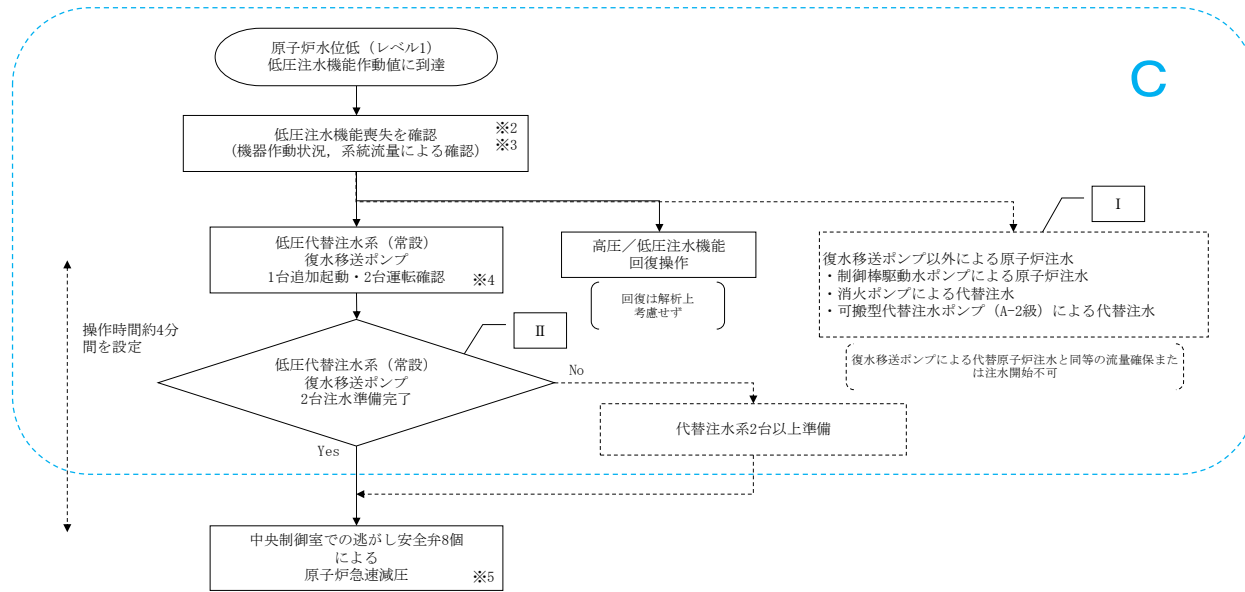
F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

5. 電源制御
(1) 交流/直流電源供給回復
①目的
・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件
① 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方
・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容
A. 非常用ディーゼル発電機
② 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
③ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。
B. 電源構成
・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。
C. 給電
・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。
D. 直流電源確保
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。
E. 直流電源回復
・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。
F. 復旧
・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(3) 水位確保

①目的

- 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。

②導入条件

- ① 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合
- 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合
- 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
- 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
- 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合

③脱出条件

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合

④基本的な考え方

- 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。

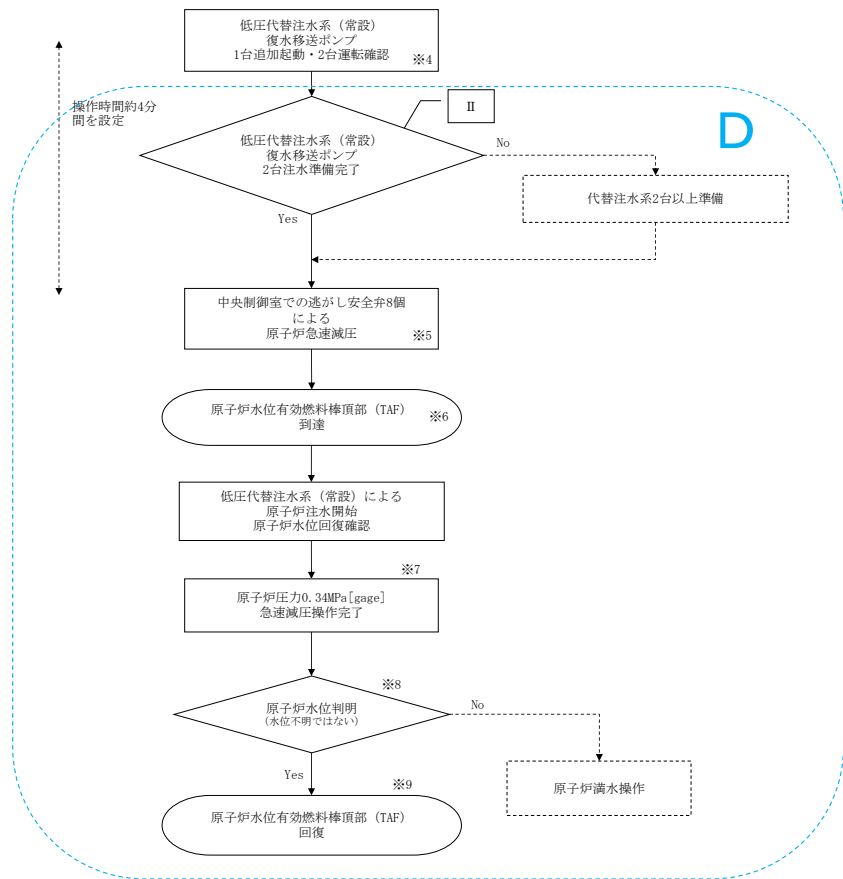
⑤主な監視操作内容

A. 水位確保

- ② 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- ③ 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- ④ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
- ⑤ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。
- ⑥ 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



保安規定 添付1

4. 不測事態 (2) 急速減圧

①目的

- 原子炉を速やかに減圧する。

②導入条件

- ①
- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動できた場合
 - 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
 - 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
 - ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度が103℃に接近した場合、又はドライウエル局所温度90℃にて手動スクラム後もドライウエル圧力が上昇して13.7KPa以上でドライウエルスプレイできない場合
 - 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
 - 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合
 - 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合、又は起動しても原子炉水位が上昇しない場合
 - 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合
 - 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料棒頂部を回復できない場合
 - 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統1系統以上、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上が起動できた場合
 - 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合
 - 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
 - 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
 - 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合
 - タービンバイパス弁を使用する場合で、主蒸気隔離弁の隔離条件を解除する場合は、緊急時対策本部との協議により実施する。

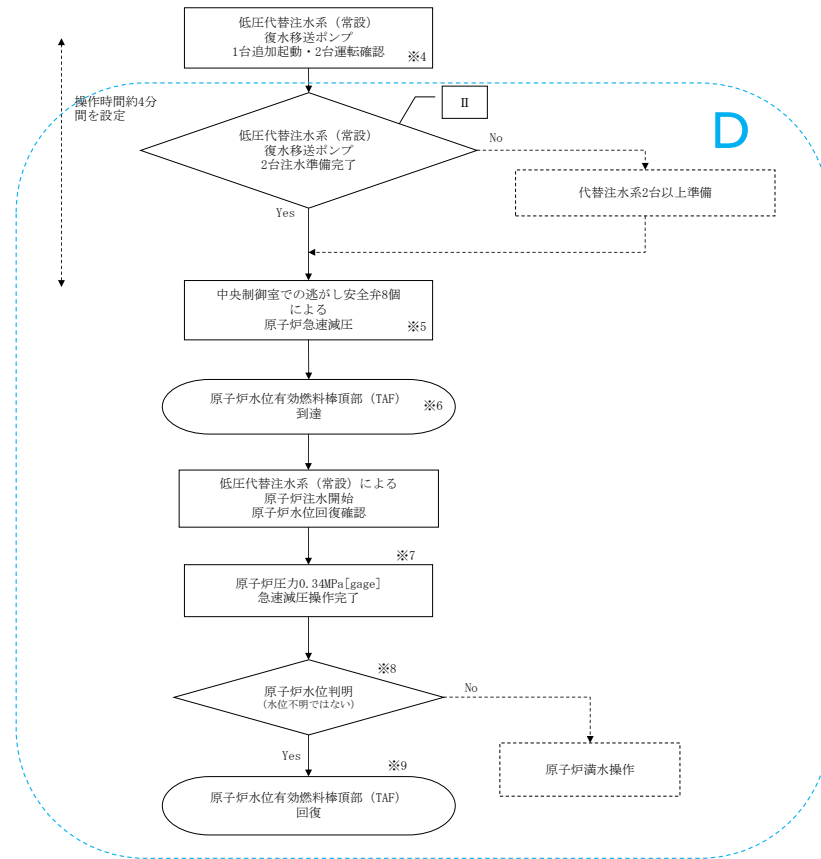
④基本的な考え方

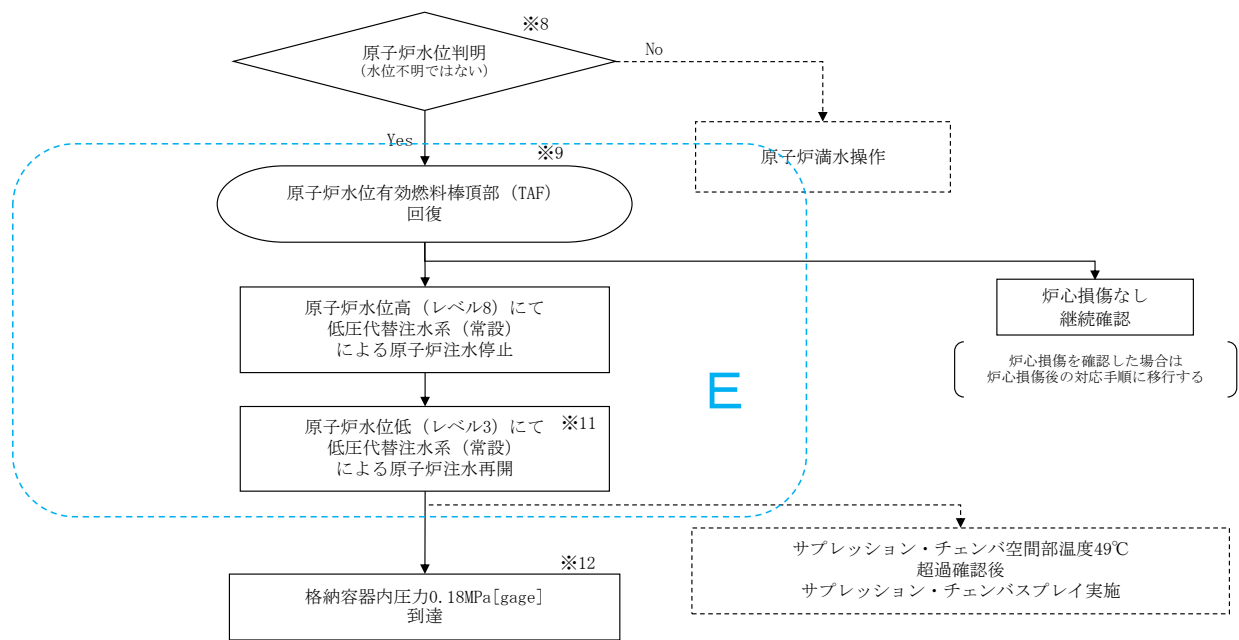
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。

保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ① 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 - ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
 - ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
 - ・主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ③ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。





保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(3) 水位確保

①目的

- 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。

②導入条件

- 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合
- 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合
- 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合
- 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
- 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合

③脱出条件

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合

①

④基本的な考え方

- 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。

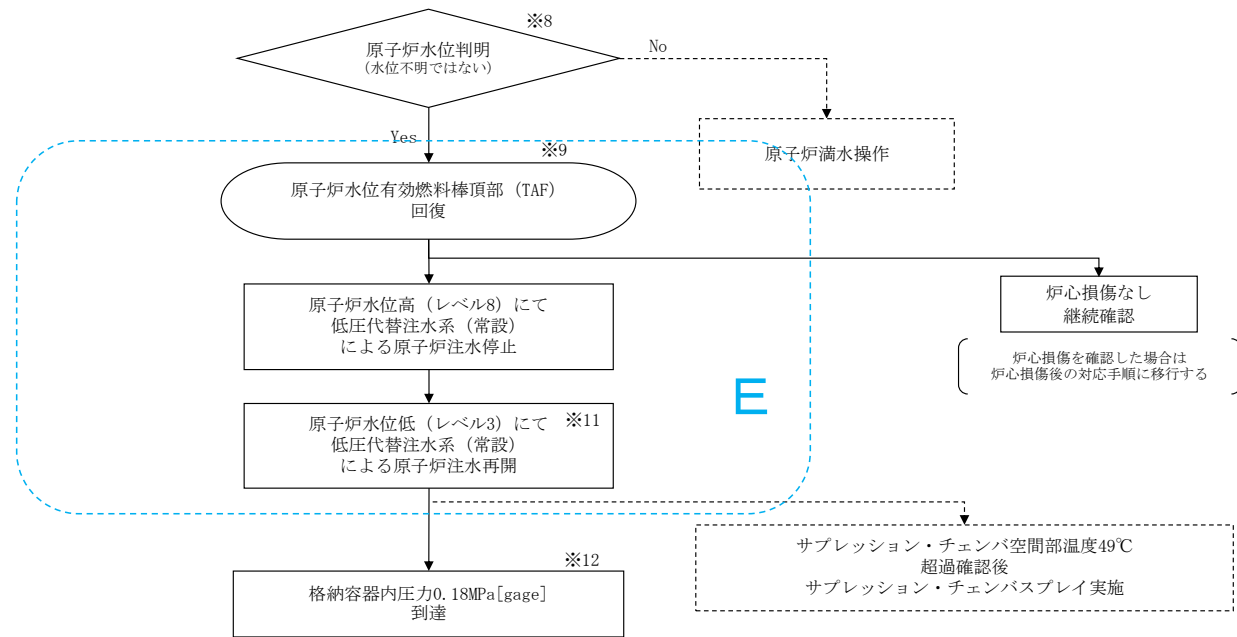
⑤主な監視操作内容

A. 水位確保

- 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。
- 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

①目的

- ・ 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。
- ・ 一次及び二次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。)

②導入条件

- ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合
- ・ 手動スクラムした場合
- ・ 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

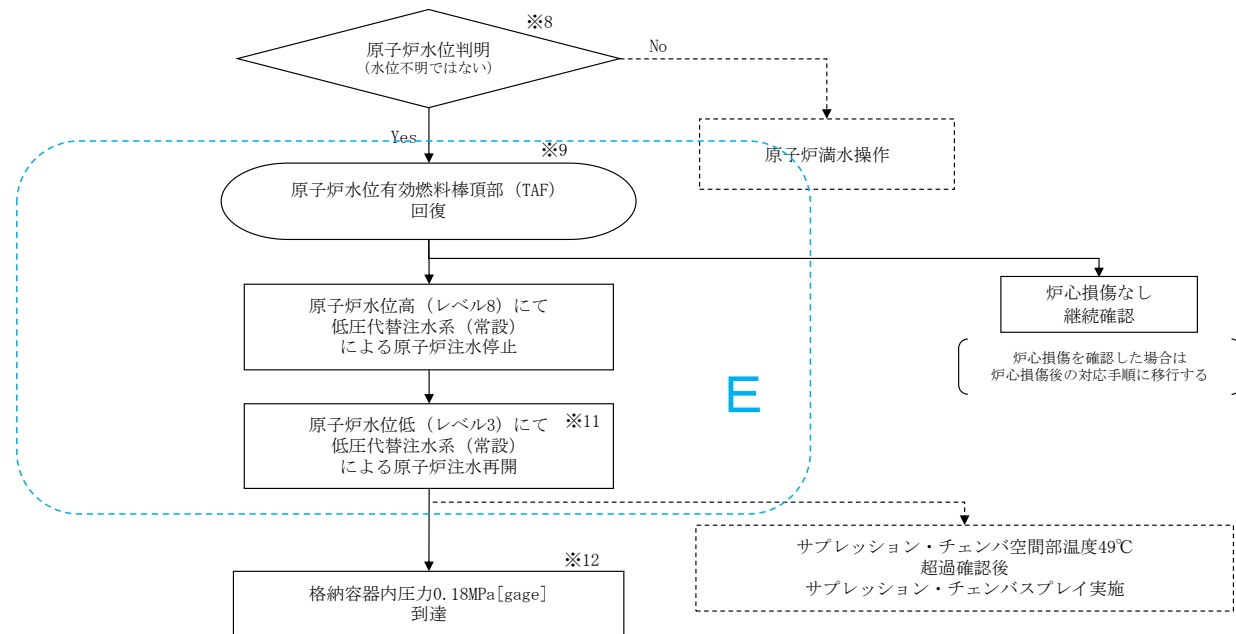
⑤主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- ・ 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- ・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ・ 原子炉水位を確認する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- ・ タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)
- ・ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。

保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

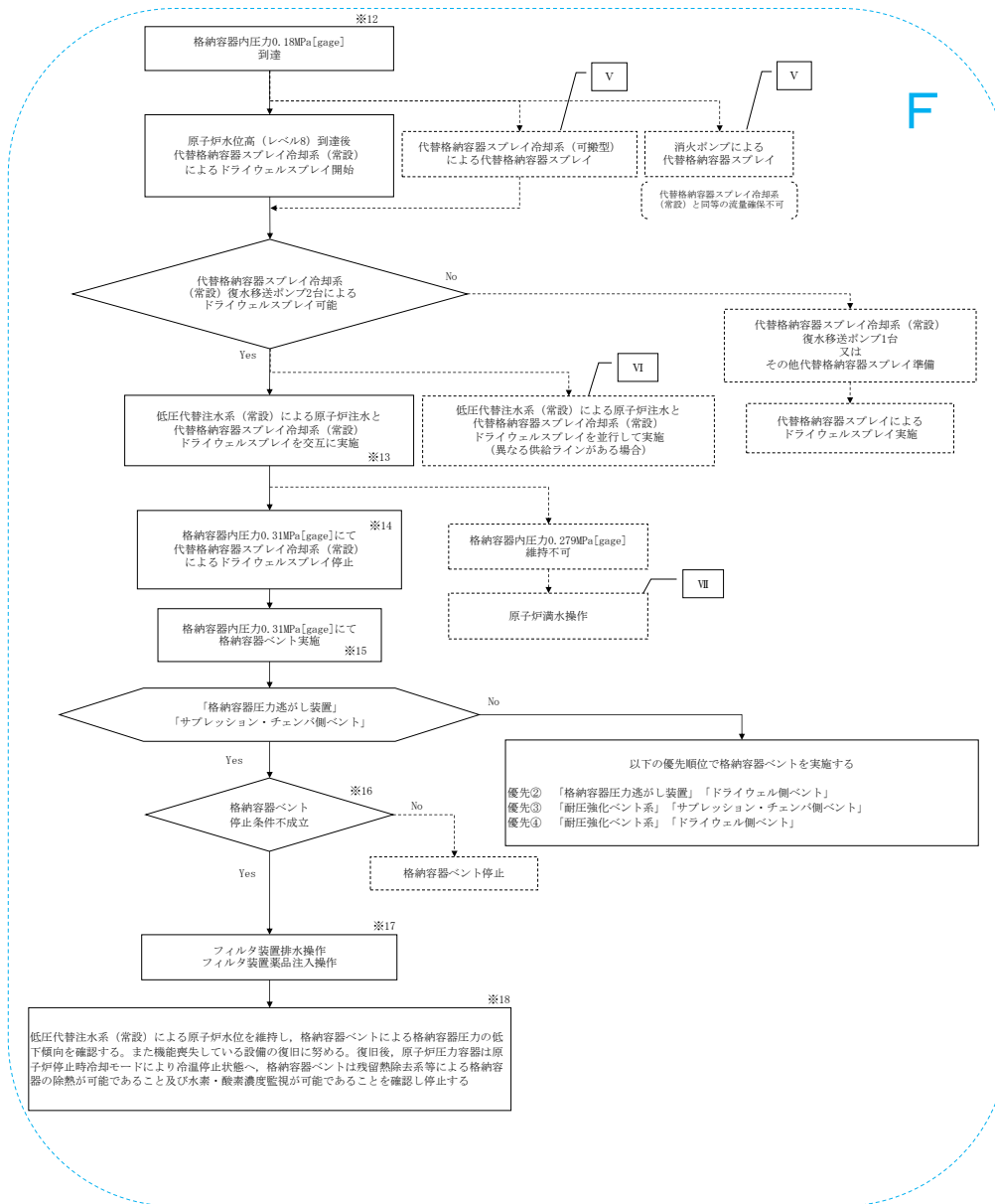
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

- ① 一次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。)

H. 二次格納容器制御への導入

- 二次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。)



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(1) 格納容器圧力制御

①目的

- 格納容器圧力を監視し、制御する。

②導入条件

- ① **ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合**

③脱出条件

- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合
- 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合

④基本的な考え方

- ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブレーションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブレーションプルスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブレーションプルスプレイを起動する。
- 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。

⑤主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

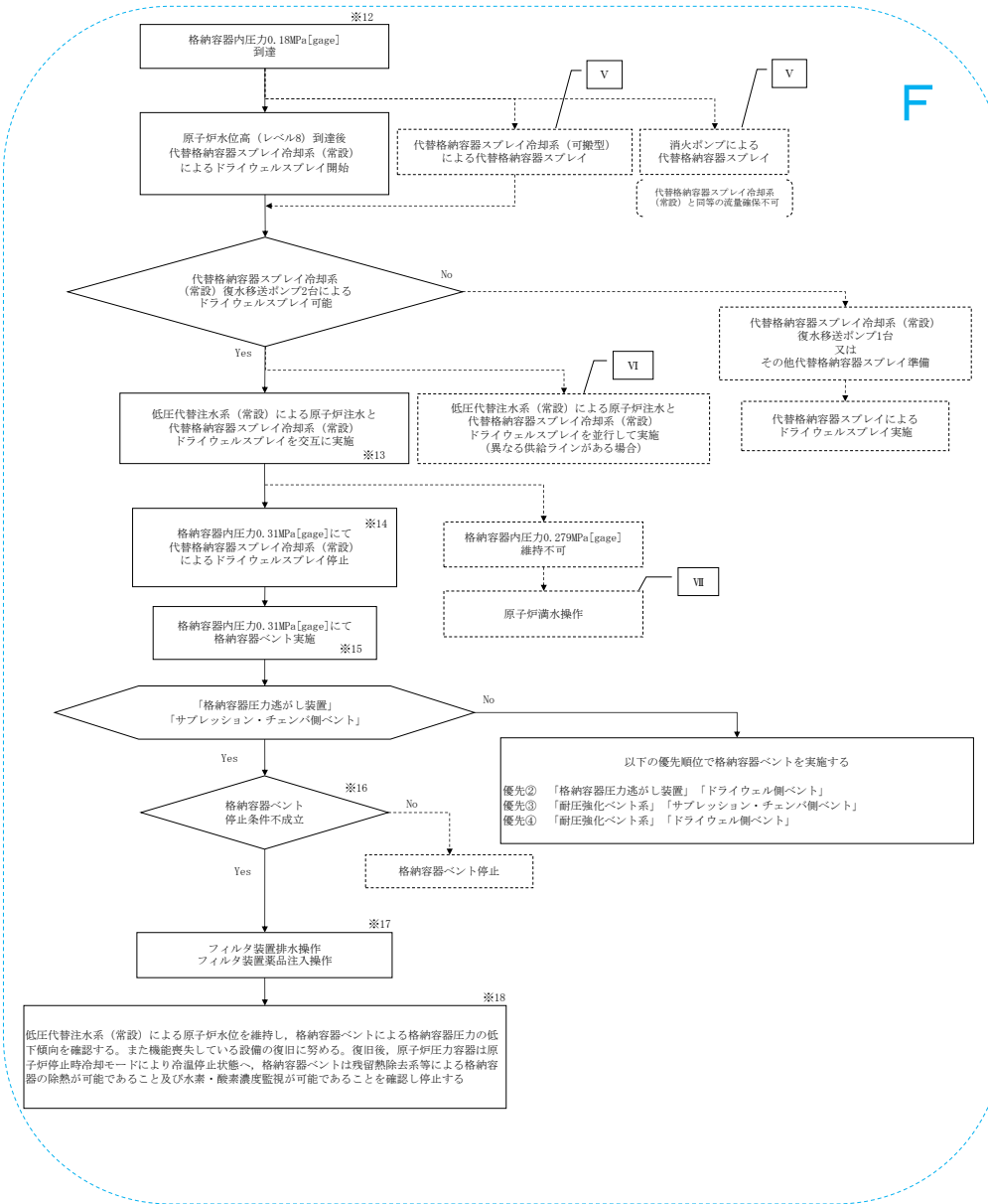
- ② **ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。**
- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブレーションプルスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブレーションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブレーションプルスプレイを起動する。
- サブレーションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブレーションプルスプレイを起動する。
- サブレーションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- サブレーションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブレーションプルスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

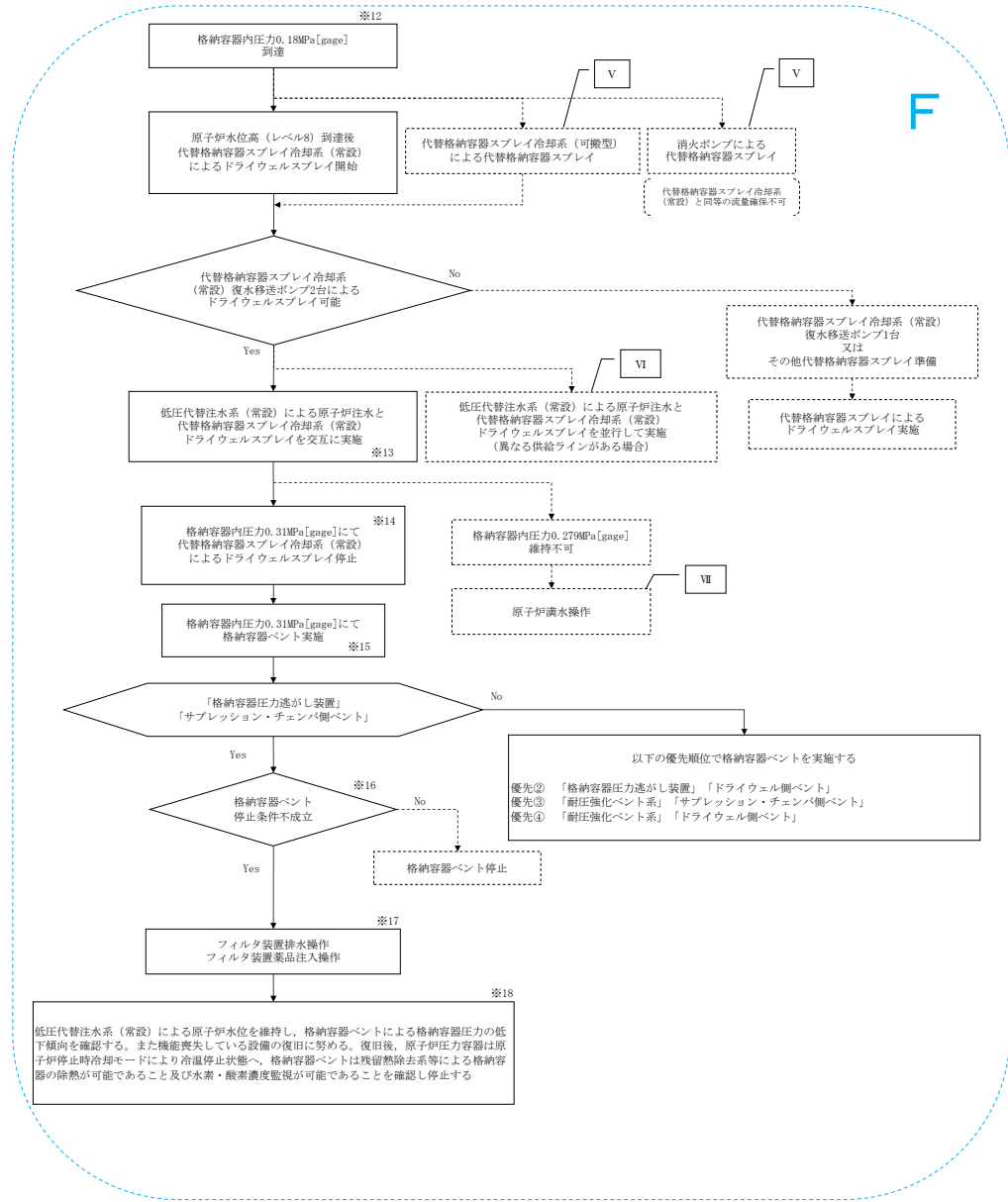
B. 原子炉満水

- サブレーションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- 給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。
- サブレーションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- サブレーションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

C. 格納容器ベント

- サブレーションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- 格納容器ベントは、サブレーションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブレーションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブレーションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブレーションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。





保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(1) 格納容器圧力制御

①目的

- 格納容器圧力を監視し、制御する。

②導入条件

- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合

③脱出条件

- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合
- 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合

④基本的な考え方

- ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。

⑤主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

- ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- ① サプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- ② サプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- ③ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

B. 原子炉満水

- ③ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ④ 給復水系、非常用炉心冷却系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。
- ⑤ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ⑥ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

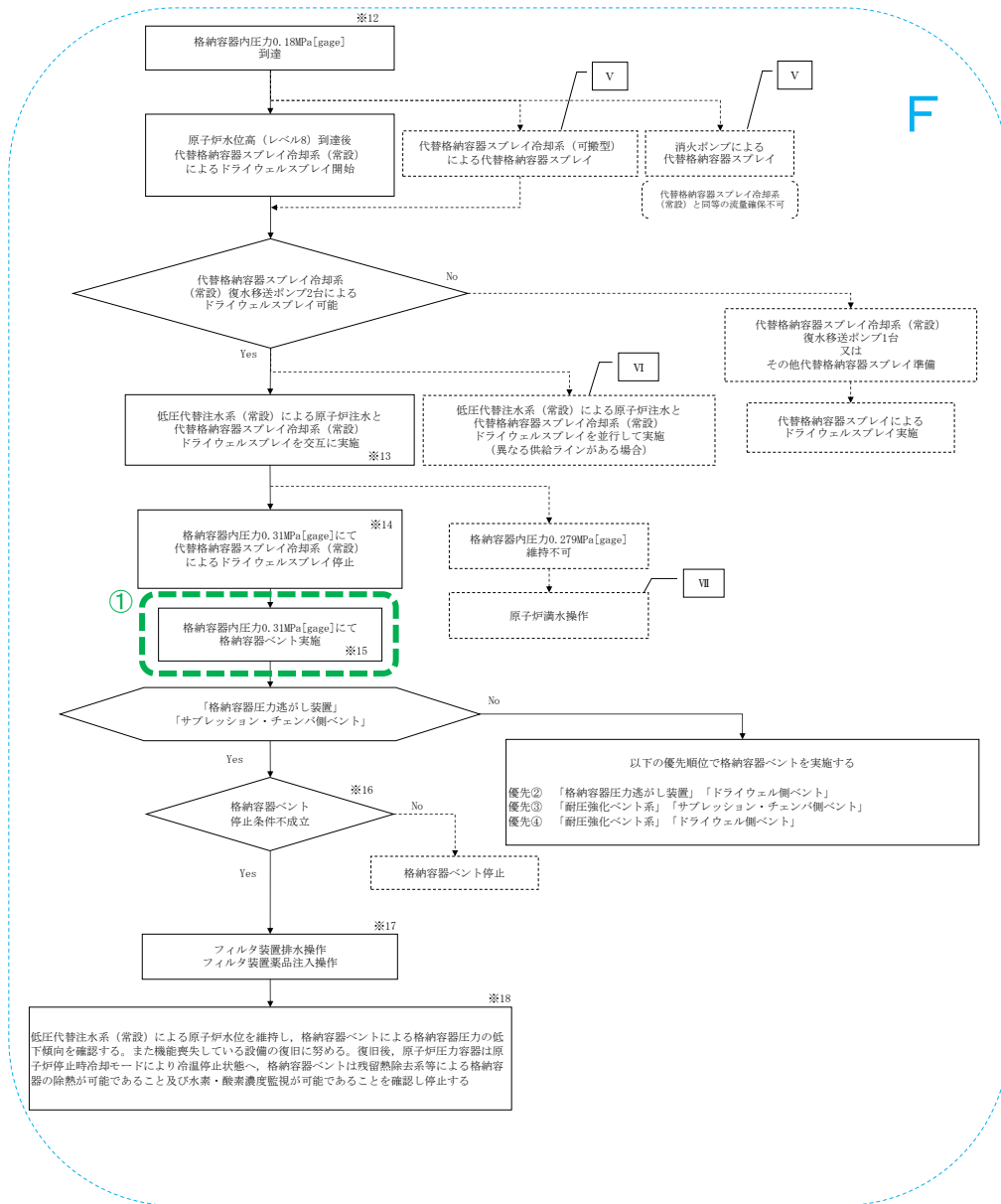
C. 格納容器ベント

- ⑦ サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ⑧ 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

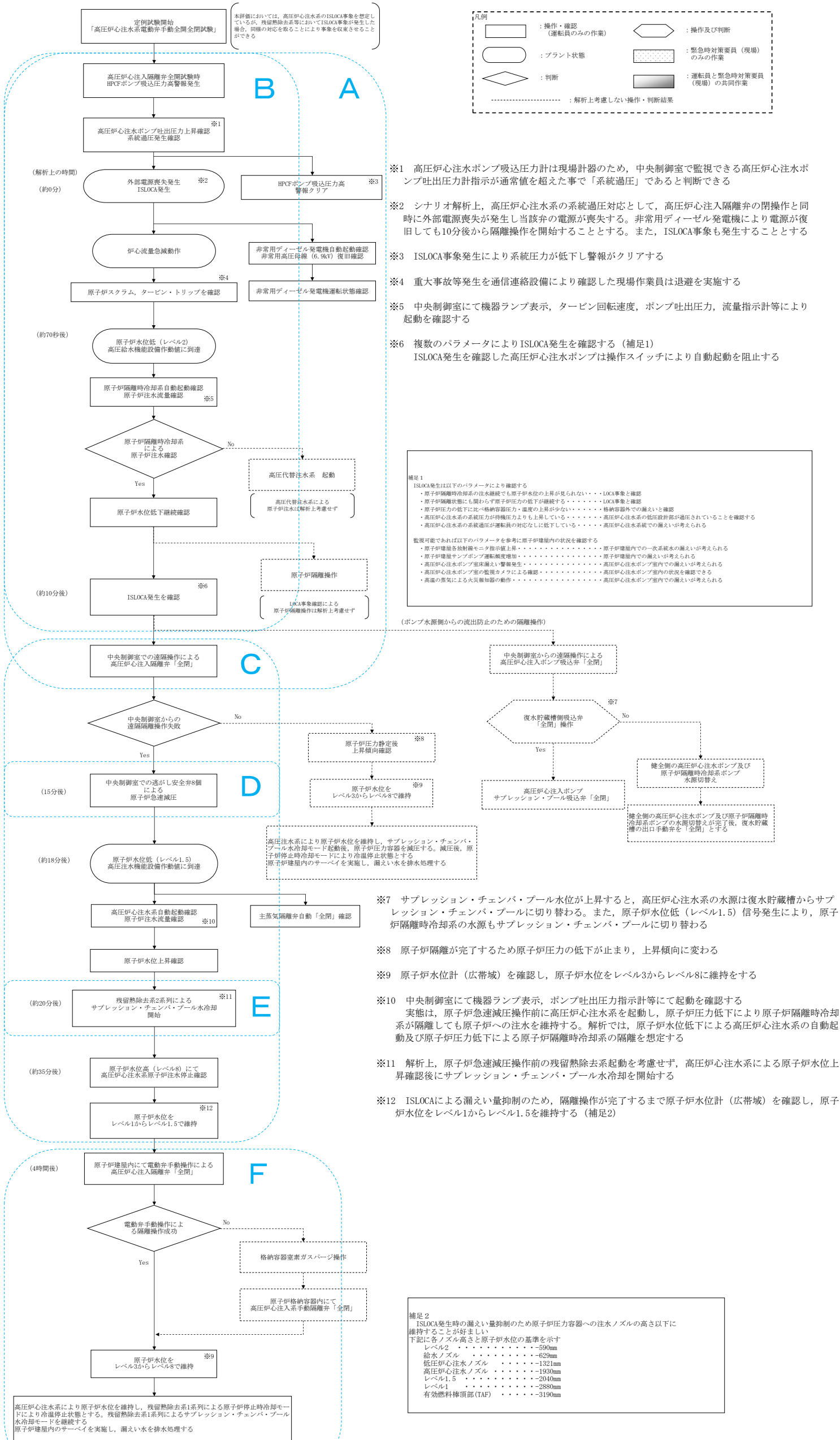
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 40 分

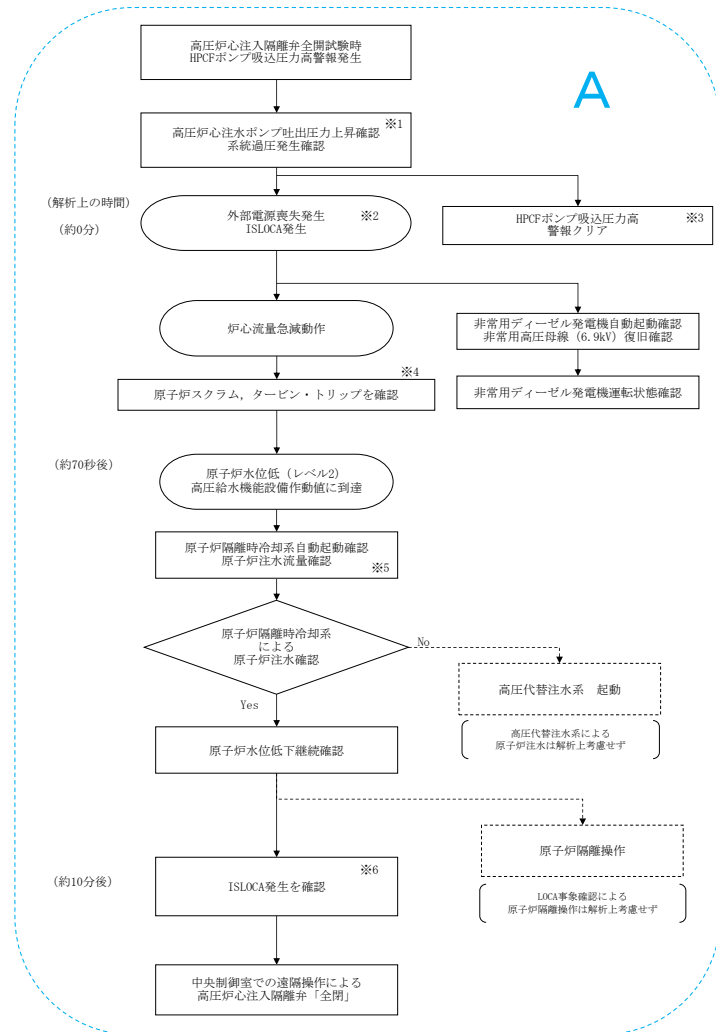
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)



III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 9. 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要

第7.1.7-4図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要





保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

①目的

- ・ 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。
- ・ 一次及び二次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。)

②導入条件

- ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合
- ・ 手動スクラムした場合
- ・ 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

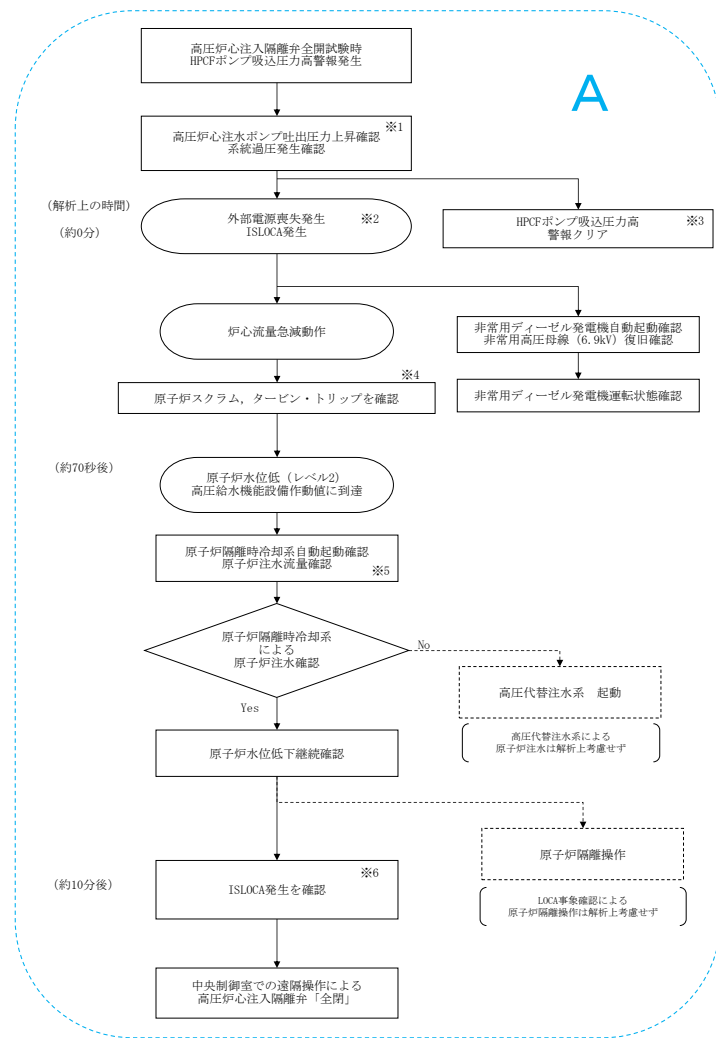
⑤主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- ・ 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- ・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ・ 原子炉水位を確認する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- ・ タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)
- ・ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

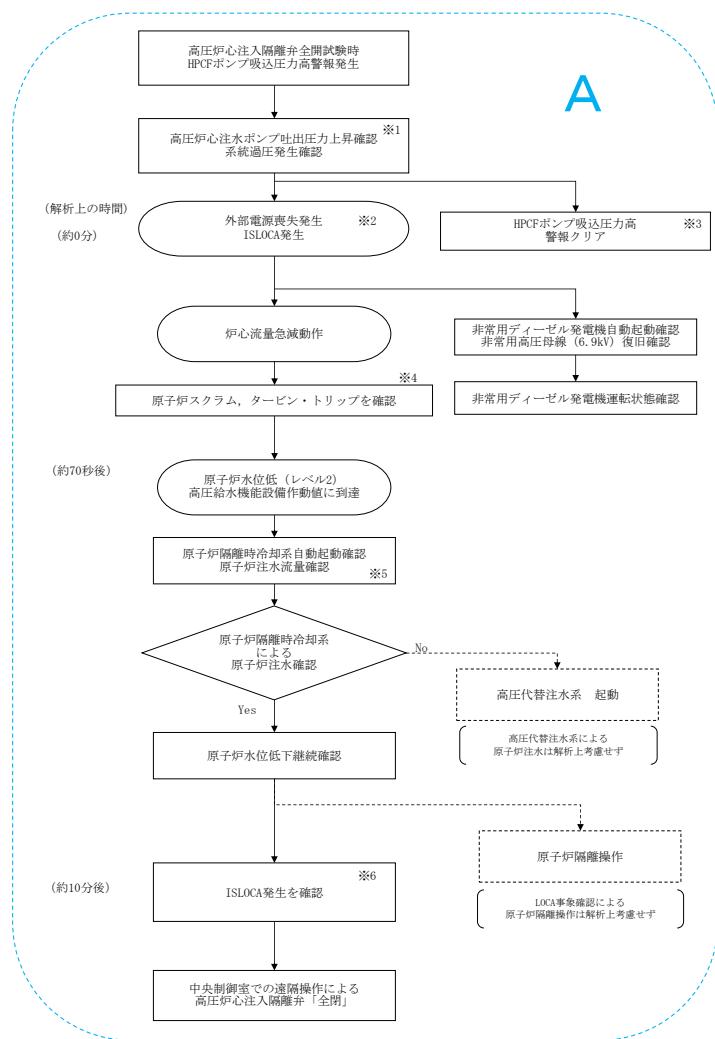
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
 - タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
 - 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
 - タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

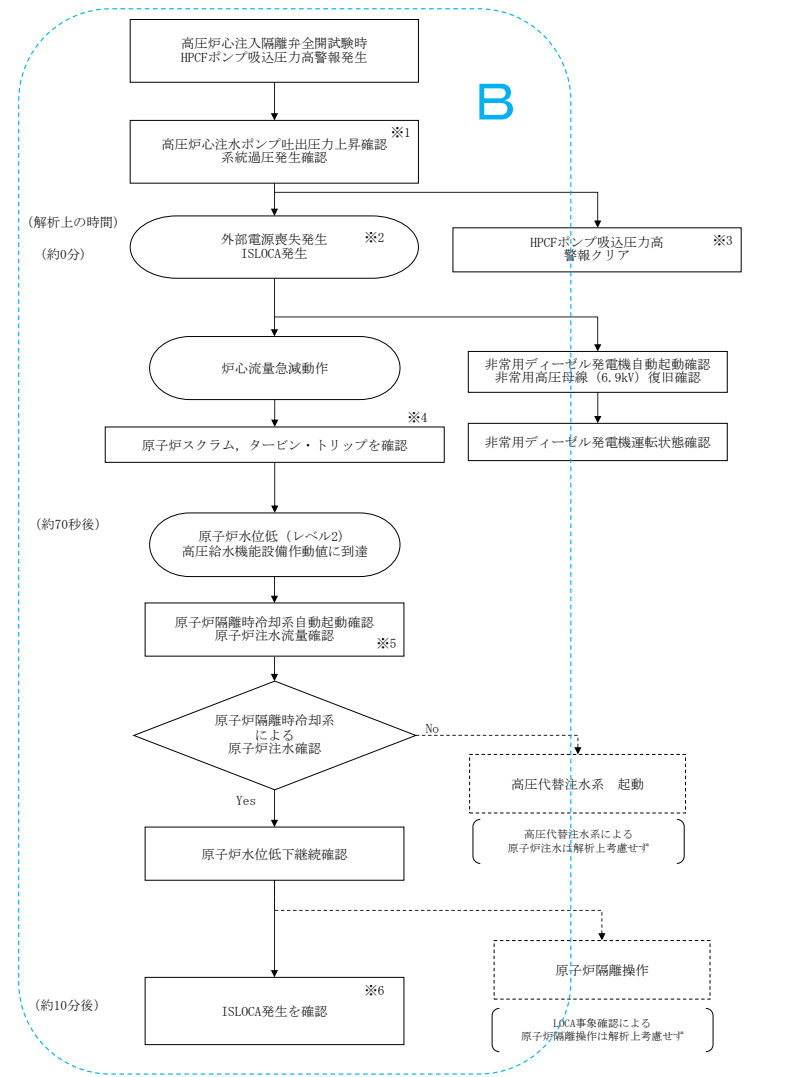
F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

5. 電源制御	
(1) 交流/直流電源供給回復	
①目的	・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件	① 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方	・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容	A. 非常用ディーゼル発電機
②	・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
③	・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。
B. 電源構成	
・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。	
C. 給電	
・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。	
D. 直流電源確保	
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。	
E. 直流電源回復	
・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。	
F. 復旧	
・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。	



保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

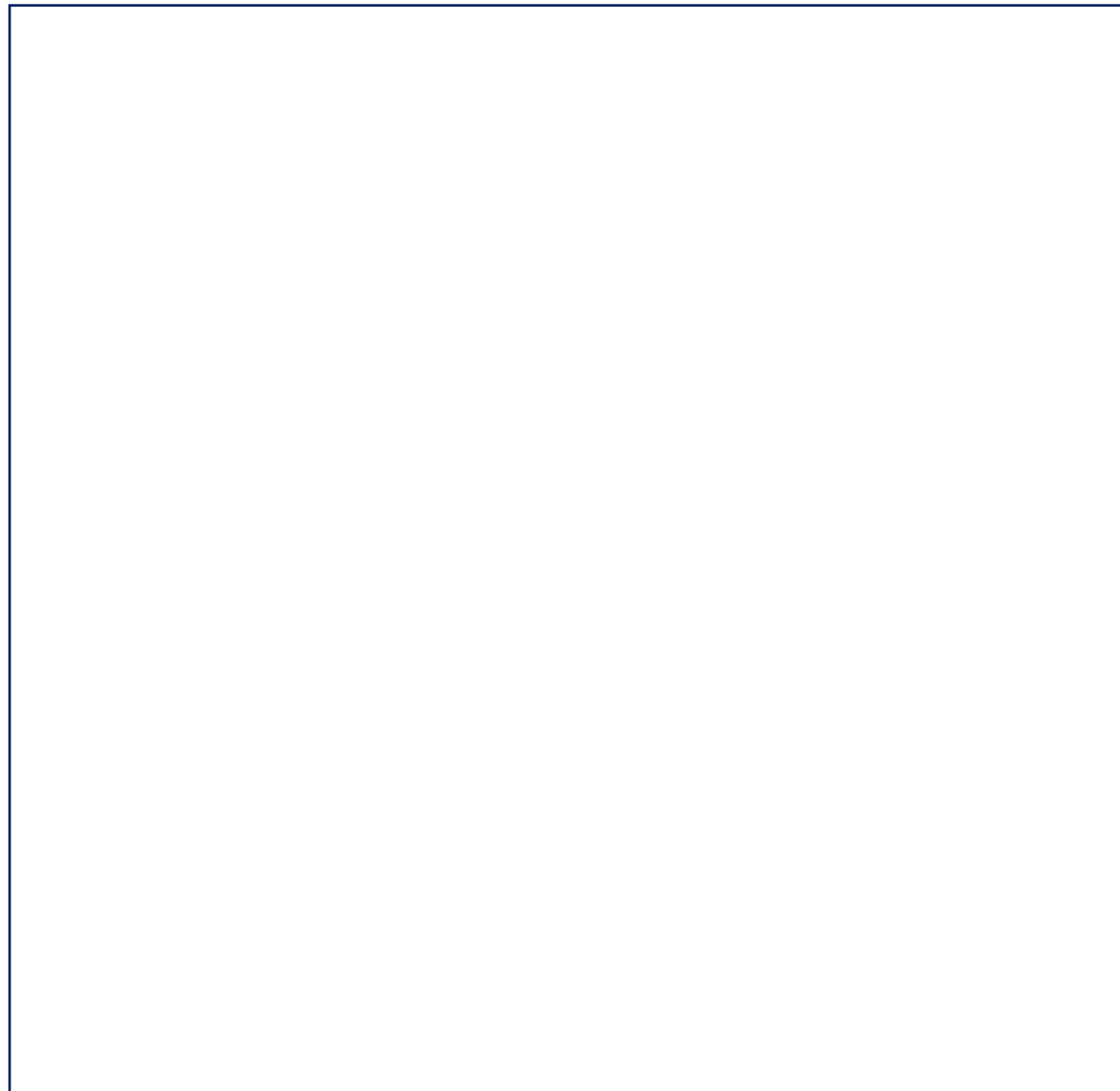
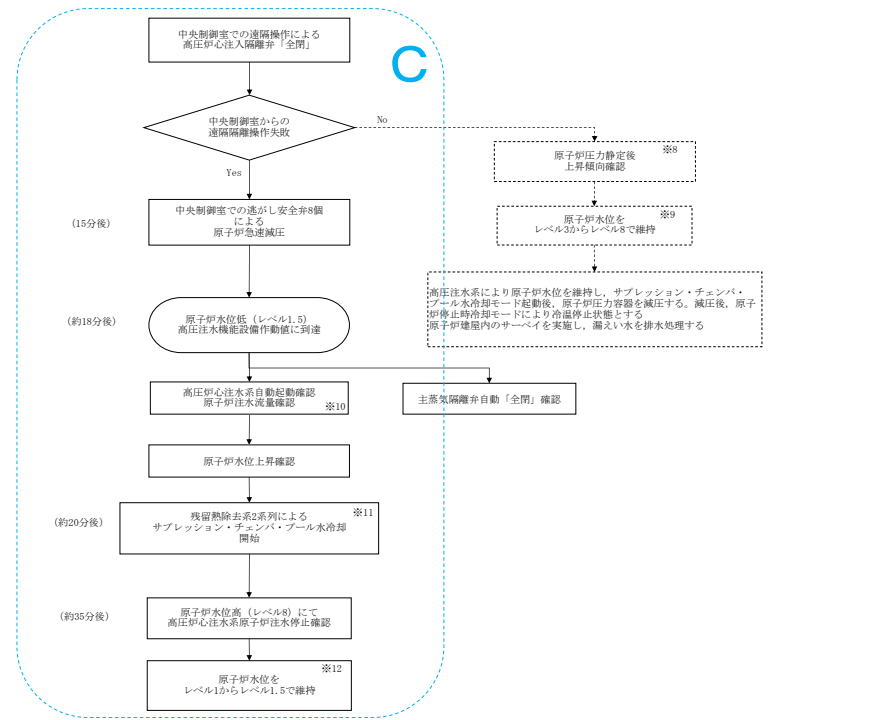
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

- ・ 一次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。)

H. 二次格納容器制御への導入

- ①
- ・ 二次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。)



保安規定 添付1

3. 二次格納容器制御
(1) 原子炉建屋制御

①目的
・ 原子炉圧力容器から原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。

② 導入条件
① 下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合
・ 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合
・ 原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合
・ 原子炉建屋内で漏えいを示す警報が発生した場合

③ 脱出条件
・ 漏えい箇所の隔離が成功した場合

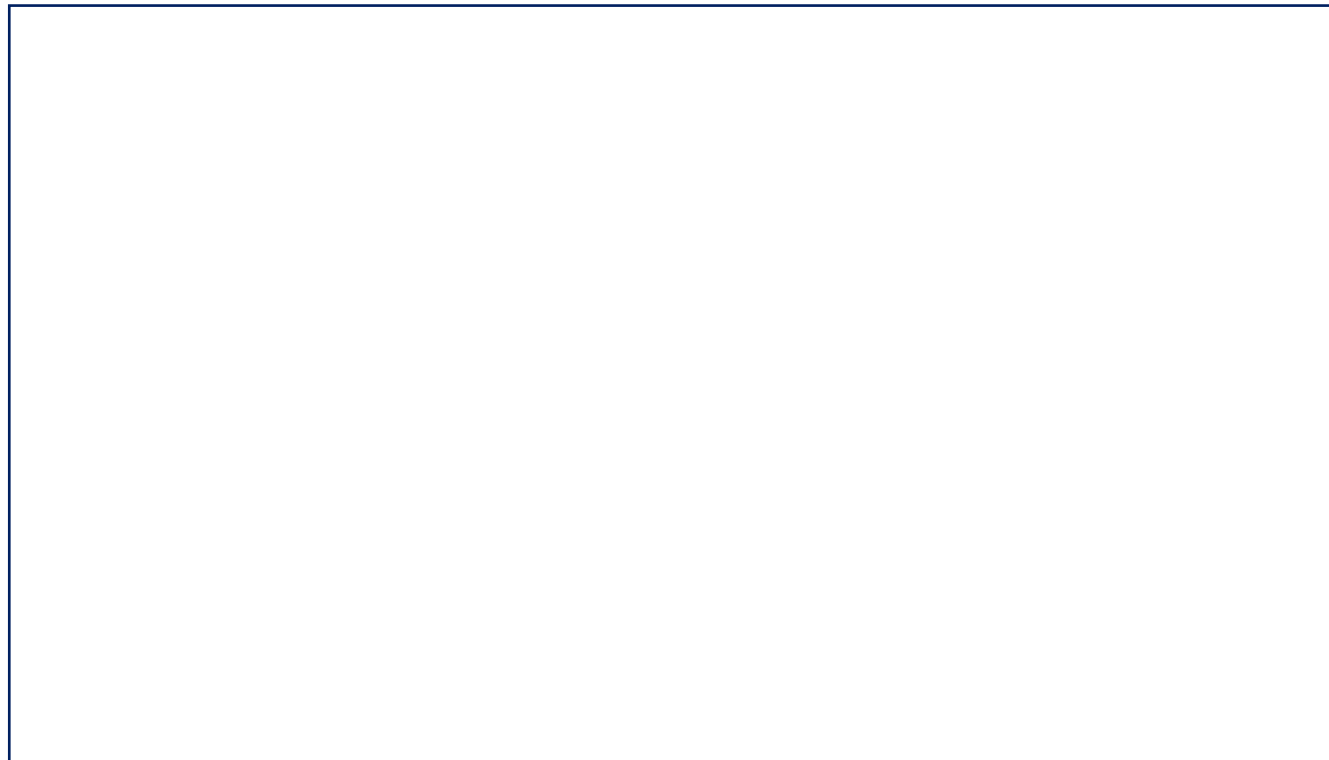
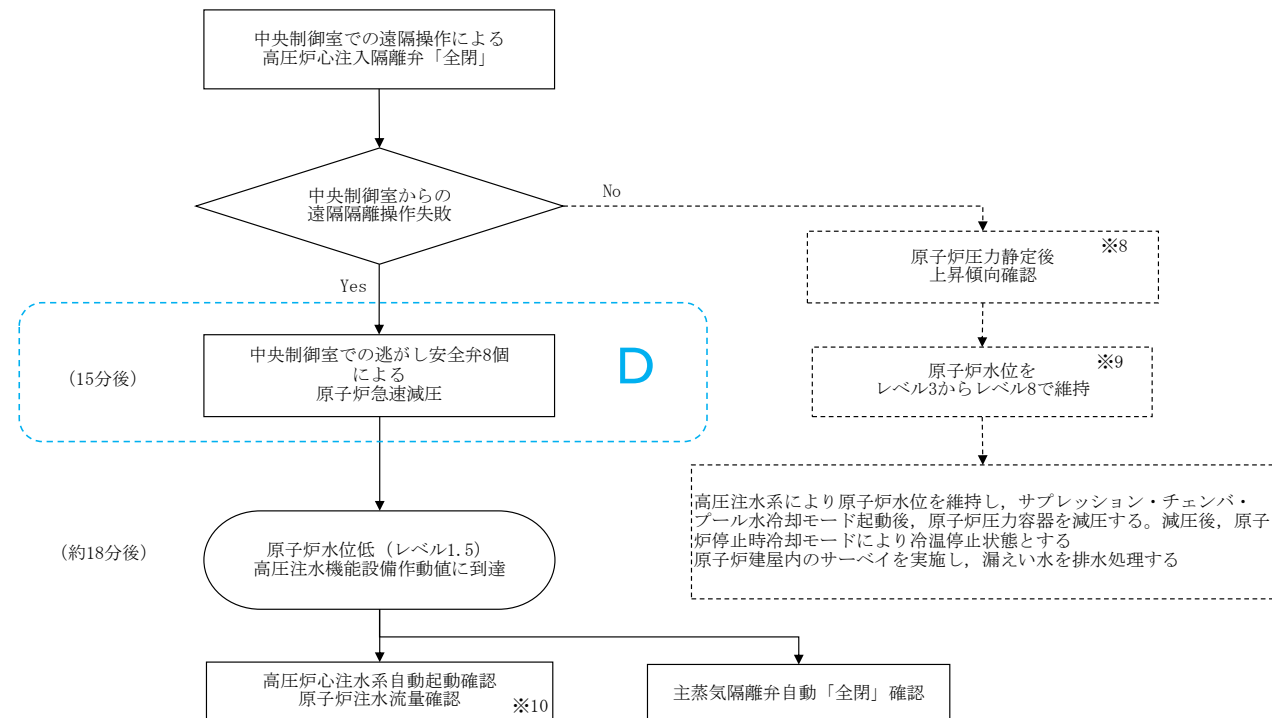
④ 基本的な考え方
・ 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、原子炉建屋からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。
・ 隔離されたことが確認できない場合は、非常用ガス処理系を起動した後に原子炉を急速減圧し、原子炉冷却材の漏えい先を一次格納容器側に切り替える。
・ 原子炉水位は高压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。
・ 原子炉建屋環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。
・ モニタリングポスト指示上昇時又は原子炉建屋差圧の低下が発生した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。

⑤ 主な監視操作内容

A. 原子炉圧力
② 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。
③ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高压代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
・ 急速減圧後、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋への漏えいを抑制する。
・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高压代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。

B. 原子炉水位
④ 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。
⑤ 破断箇所を露出した原子炉水位とするため、高压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。

C. 原子炉建屋環境
・ 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替え（「使用済燃料プール水位・温度制御」から導入の場合を除く）、非常用ガス処理系を起動する。
・ 原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋・タービン建屋換気空調系を起動する。
・ 原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内の排水ポンプを起動する。
・ 各室温度設定値以下かつ原子炉建屋放射線レベル設定値以下となり、漏えい箇所の隔離が成功した場合は、原子炉建屋制御導入前の制御に移行する。



保安規定 添付1

4. 不測事態
(2) 急速減圧

①目的

- ・ 原子炉を速やかに減圧する。

②導入条件

- ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、注水設備 2 台以上、代替注水設備 2 系統以上が起動できた場合
- ・ 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- ・ 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ・ ドライウェル温度制御においてドライウェル空間部局所温度が 103℃に接近した場合、又はドライウェル局所温度 90℃にて手動スクラム後もドライウェル圧力が上昇して 13.7 KPa 以上でドライウェルスプレイできない場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、注水設備 2 台以上又は代替注水設備 2 系統以上が起動できた場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合、又は起動しても原子炉水位が上昇しない場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が起動できない場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合
- ・ 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統 1 系統以上、注水設備 2 台以上又は代替注水設備 2 系統以上が起動できた場合
- ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合
- ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又は S R V テールパイプ制限禁止領域の場合
- ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- ① 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合
- ・ タービンバイパス弁を使用する場合で、主蒸気隔離弁の隔離条件を解除する場合は、緊急時対策本部との協議により実施する。

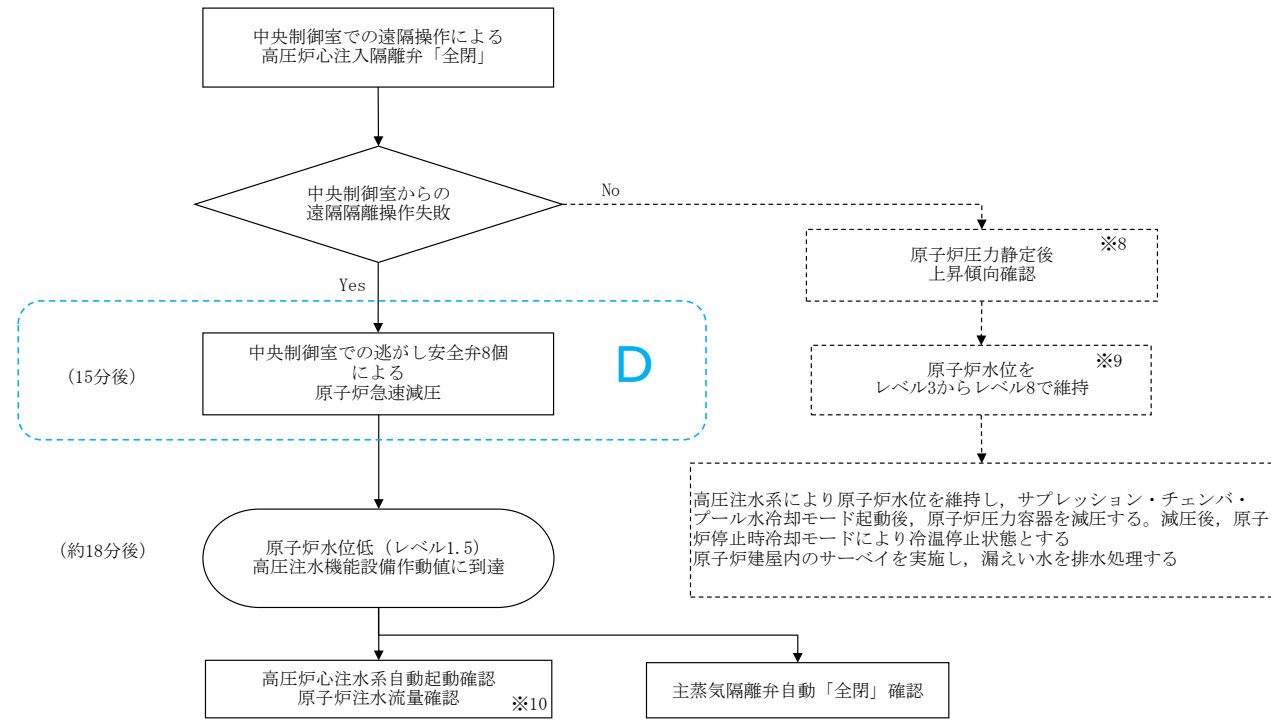
④基本的な考え方

- ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、主復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ・ 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- ・ 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- ・ 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。

保安規定 添付1

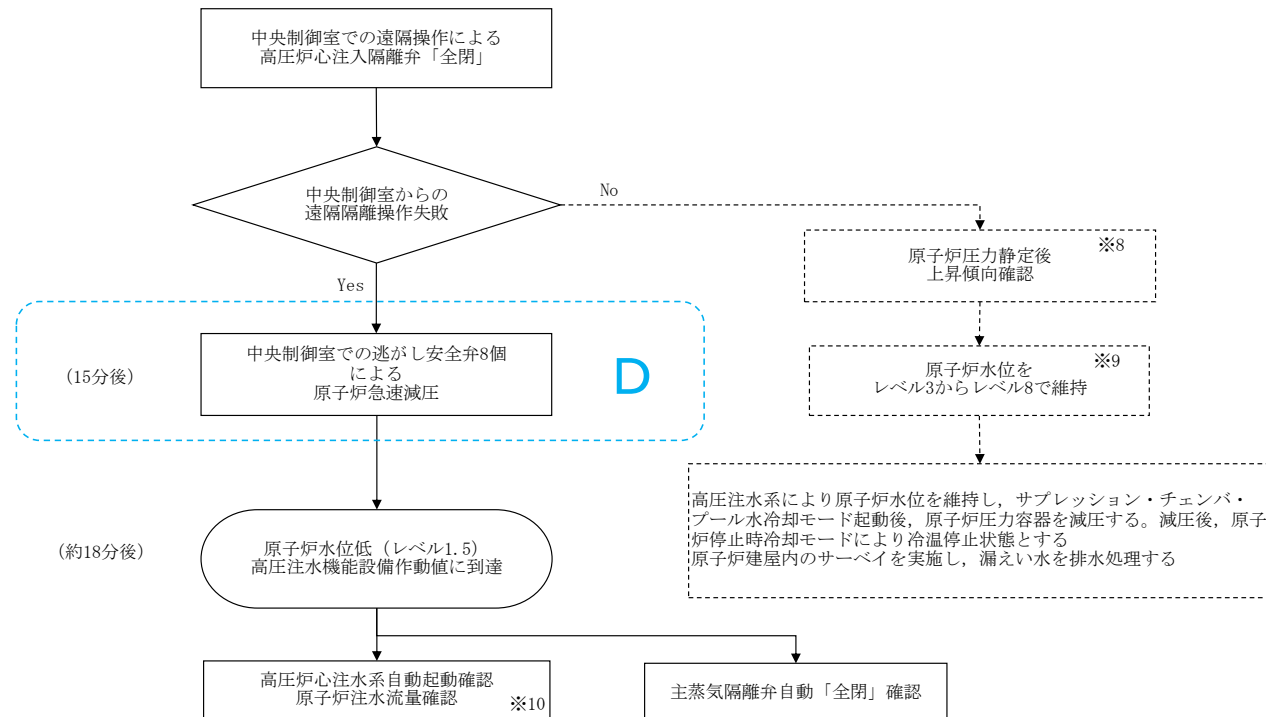
⑤ 主な監視操作内容

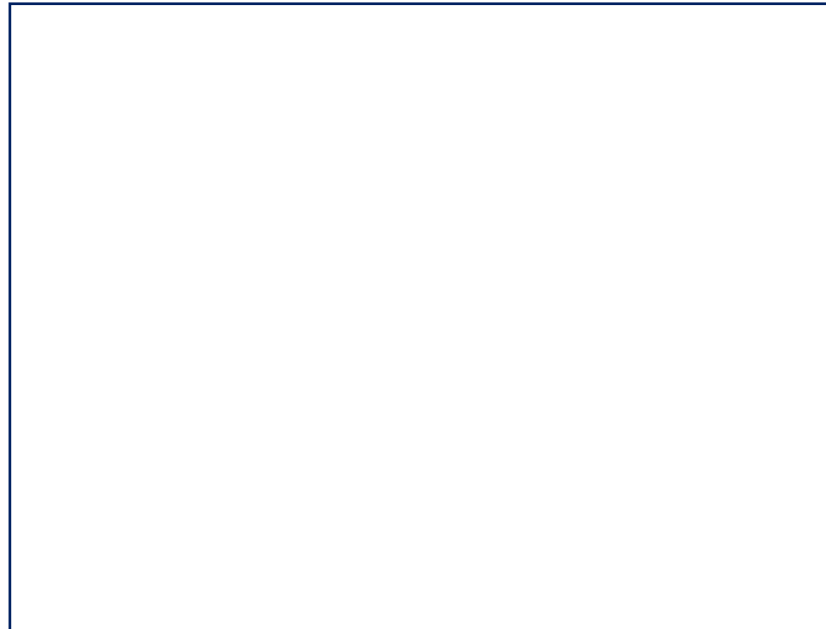
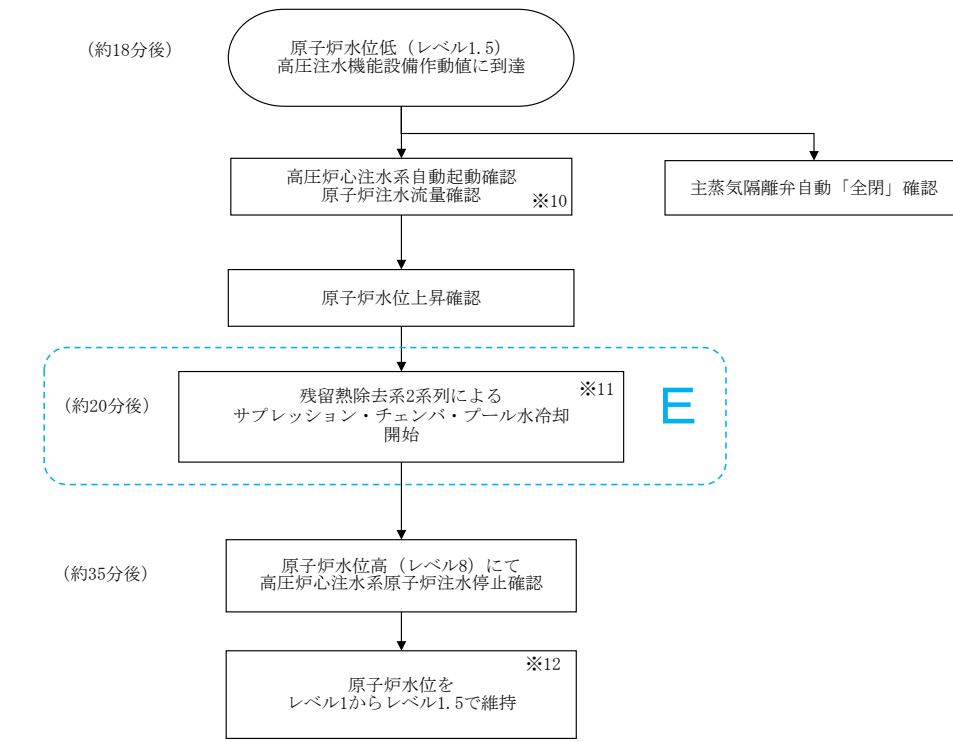
- ① 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上が起動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と主復水器により減圧する。
 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ③ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

<p>3. 二次格納容器制御 (1) 原子炉建屋制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器から原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。 	
<p>② 導入条件</p> <p>下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合 原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合 原子炉建屋内で漏えいを示す警報が発生した場合 	<p>③ 脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 漏えい箇所の隔離が成功した場合
<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、原子炉建屋からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。 隔離されたことが確認できない場合は、非常用ガス処理系を起動した後に原子炉を急速減圧し、原子炉冷却材の漏えい先を一次格納容器側に切り替える。 原子炉水位は高压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。 原子炉建屋環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。 モニタリングポスト指示上昇時又は原子炉建屋差圧の低下が発生した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高压代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 急速減圧後、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋への漏えいを抑制する。 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高压代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。 破断箇所を露出した原子炉水位とするため、高压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。 <p>C. 原子炉建屋環境</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替え（「使用済燃料プール水位・温度制御」から導入の場合を除く）、非常用ガス処理系を起動する。 原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋・タービン建屋換気空調系を起動する。 原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内の排水ポンプを起動する。 各室温度設定値以下かつ原子炉建屋放射線レベル設定値以下となり、漏えい箇所の隔離が成功した場合は、原子炉建屋制御導入前の制御に移行する。 	





保安規定 添付1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

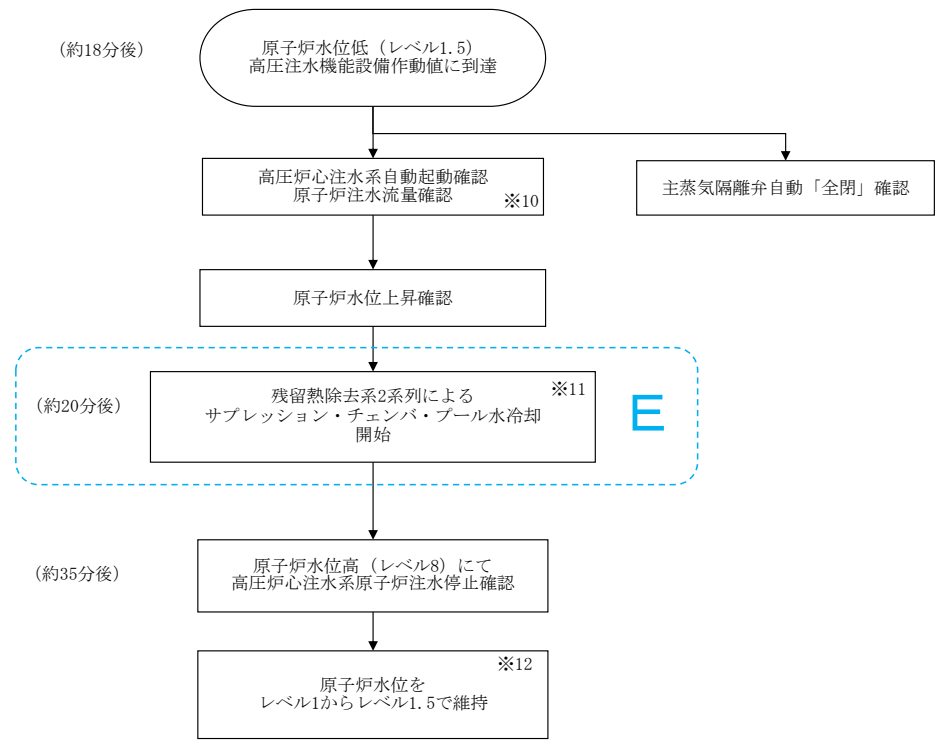
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

- ① 一次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。)

H. 二次格納容器制御への導入

- 二次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。)



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御
(3) サプレッションプール温度制御

①目的
・サブプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。

②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合
① サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合
・サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合

③脱出条件
④ サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合
・サブプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、又はサブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合
・サブプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合

④基本的な考え方
・サブプレッションプール水温及びサブプレッションプール空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。

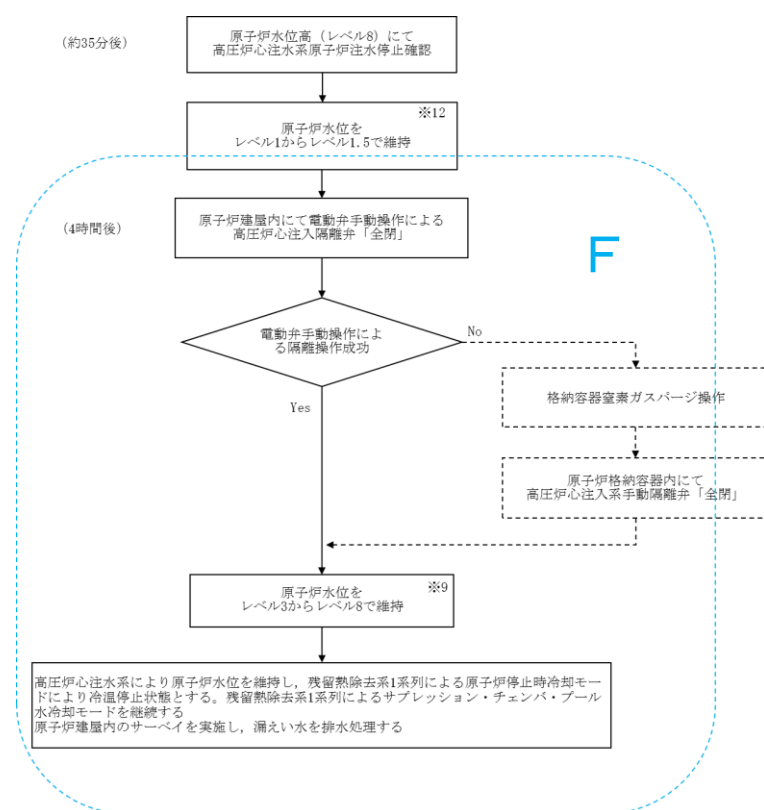
⑤主な監視操作内容

A. サプレッションプール水温制御

- ② サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サブプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ③ サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サブプレッションプール水温を確認する。サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。

B. サプレッションプール空間部温度制御

- ・サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサブプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ・サブプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。



保安規定 添付1

3. 二次格納容器制御
(1) 原子炉建屋制御

①目的
・ 原子炉圧力容器から原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。

② 導入条件
下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合
・ 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合
・ 原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合
・ 原子炉建屋内部で漏えいを示す警報が発生した場合

③ 脱出条件
・ 漏えい箇所の隔離が成功した場合

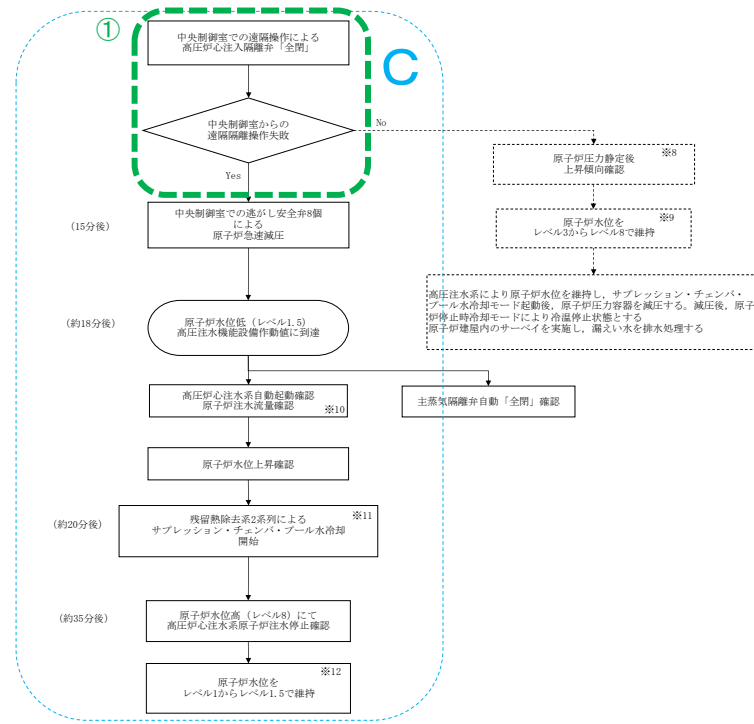
④ 基本的な考え方
・ 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、原子炉建屋からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。
・ 隔離されたことが確認できない場合は、非常用ガス処理系を起動した後に原子炉を急速減圧し、原子炉冷却材の漏えい先を一次格納容器側に切り替える。
・ 原子炉水位は高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。
・ 原子炉建屋環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。
・ モニタリングポスト指示上昇時又は原子炉建屋差圧の低下が発生した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。

⑤ 主な監視操作内容

A. 原子炉圧力
・ 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。
・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
・ 急速減圧後、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋への漏えいを抑制する。
・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。

B. 原子炉水位
・ 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。
・ 破断箇所を露出した原子炉水位とするため、高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。

C. 原子炉建屋環境
① 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替え（「使用済燃料プール水位・温度制御」から導入の場合を除く）、非常用ガス処理系を起動する。
② 原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋・タービン建屋換気空調系を起動する。
③ 原子炉建屋内部の溢水を処理するため、原子炉建屋内部の排水ポンプを起動する。
④ 各室温度設定値以下かつ原子炉建屋放射線レベル設定値以下となり、漏えい箇所の隔離が成功した場合は、原子炉建屋制御導入前の制御に移行する。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

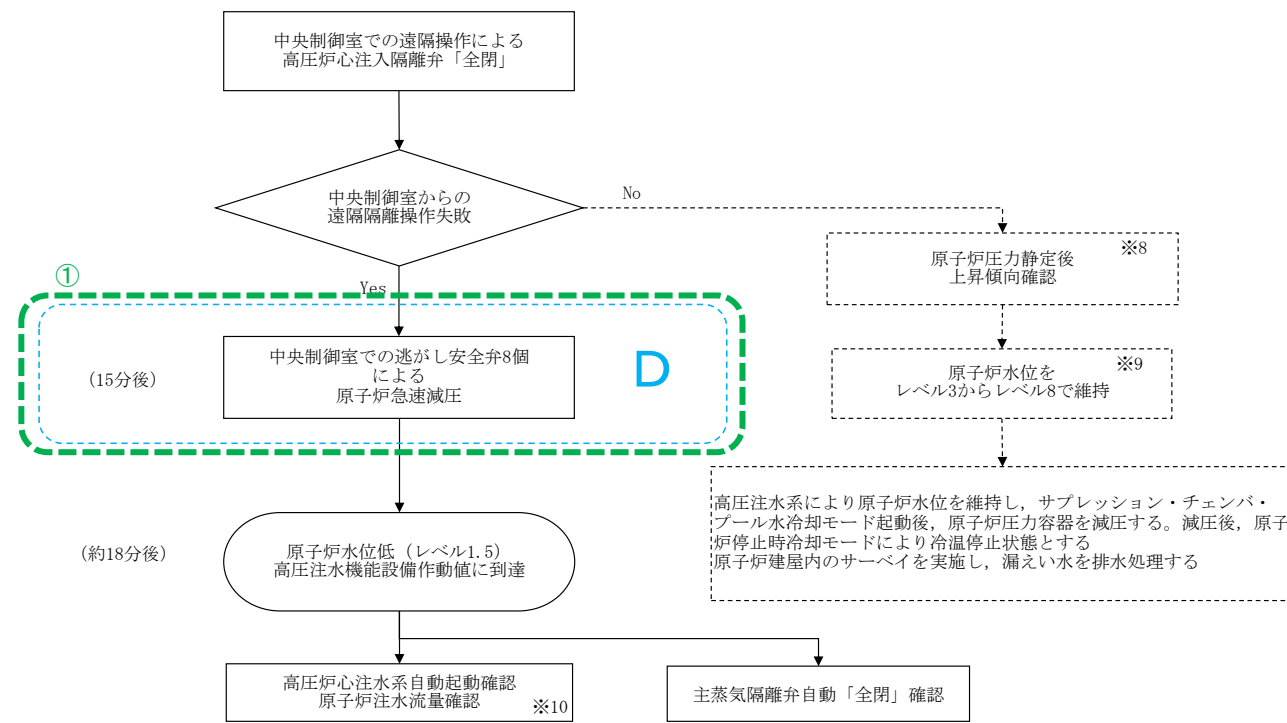
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (現場での隔離操作) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 240 分

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (現場での隔離操作) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 240 分

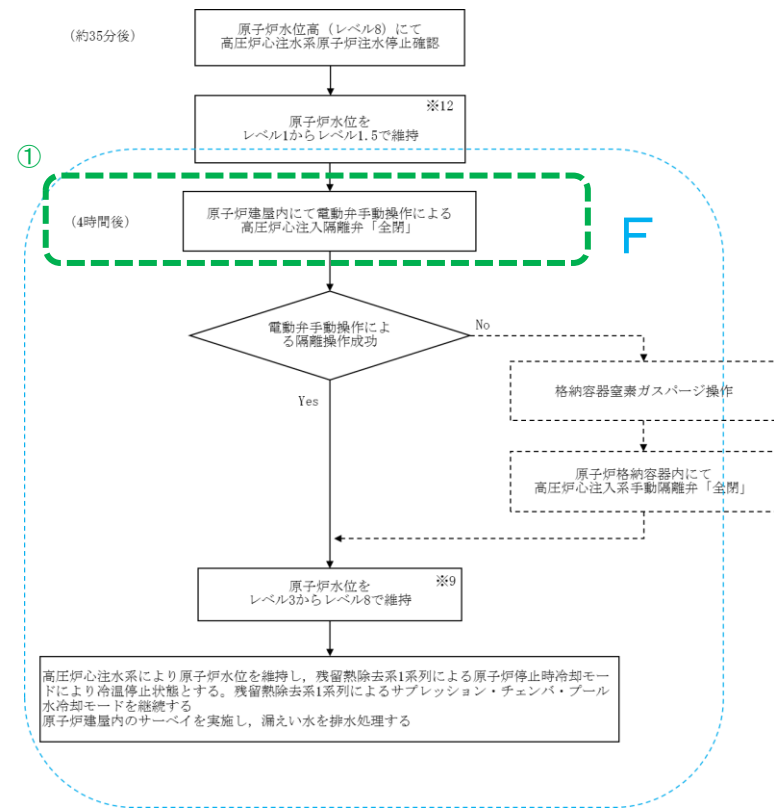
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (現場での隔離操作) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 240 分

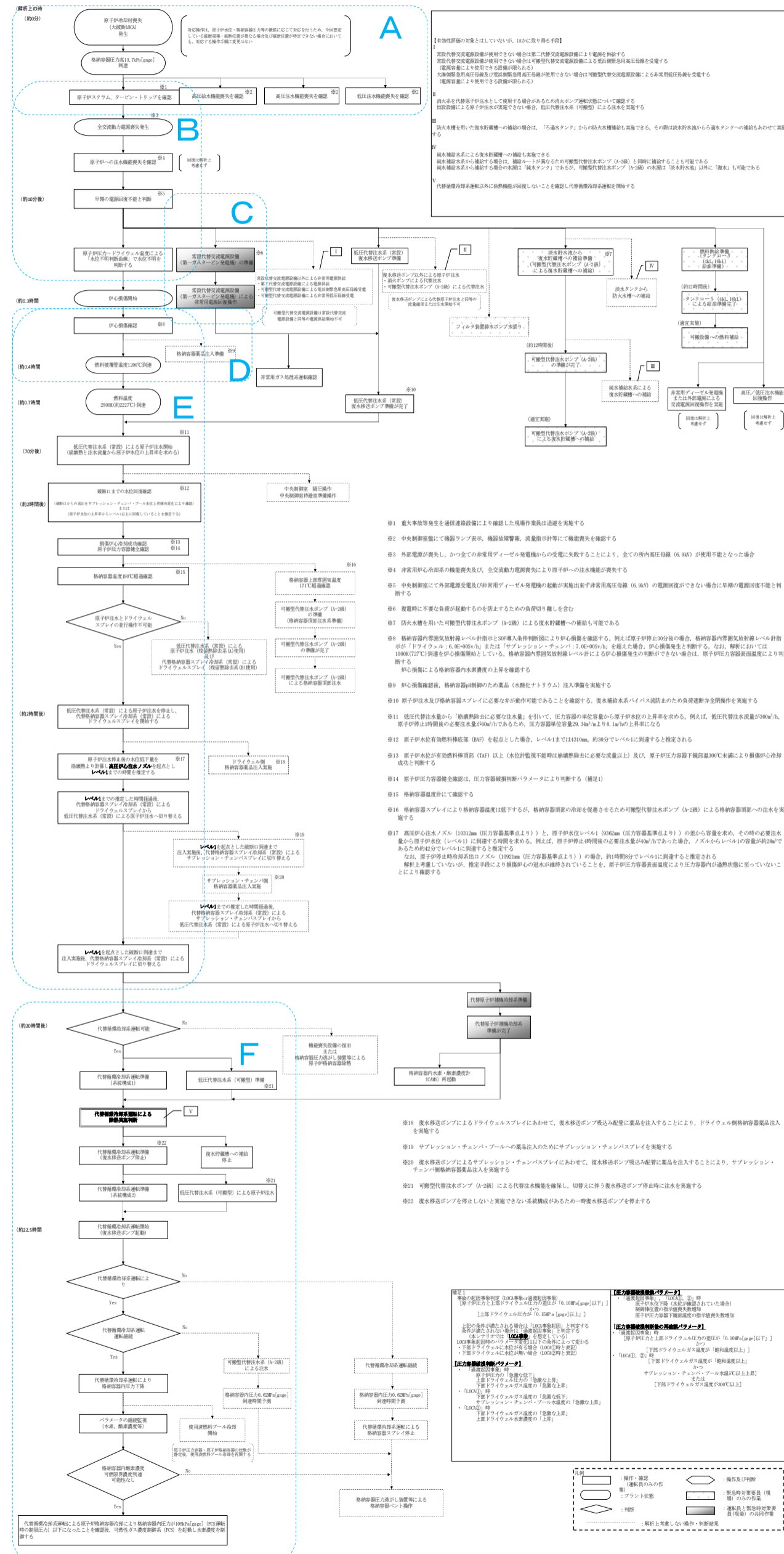
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下、本表において同じ。）



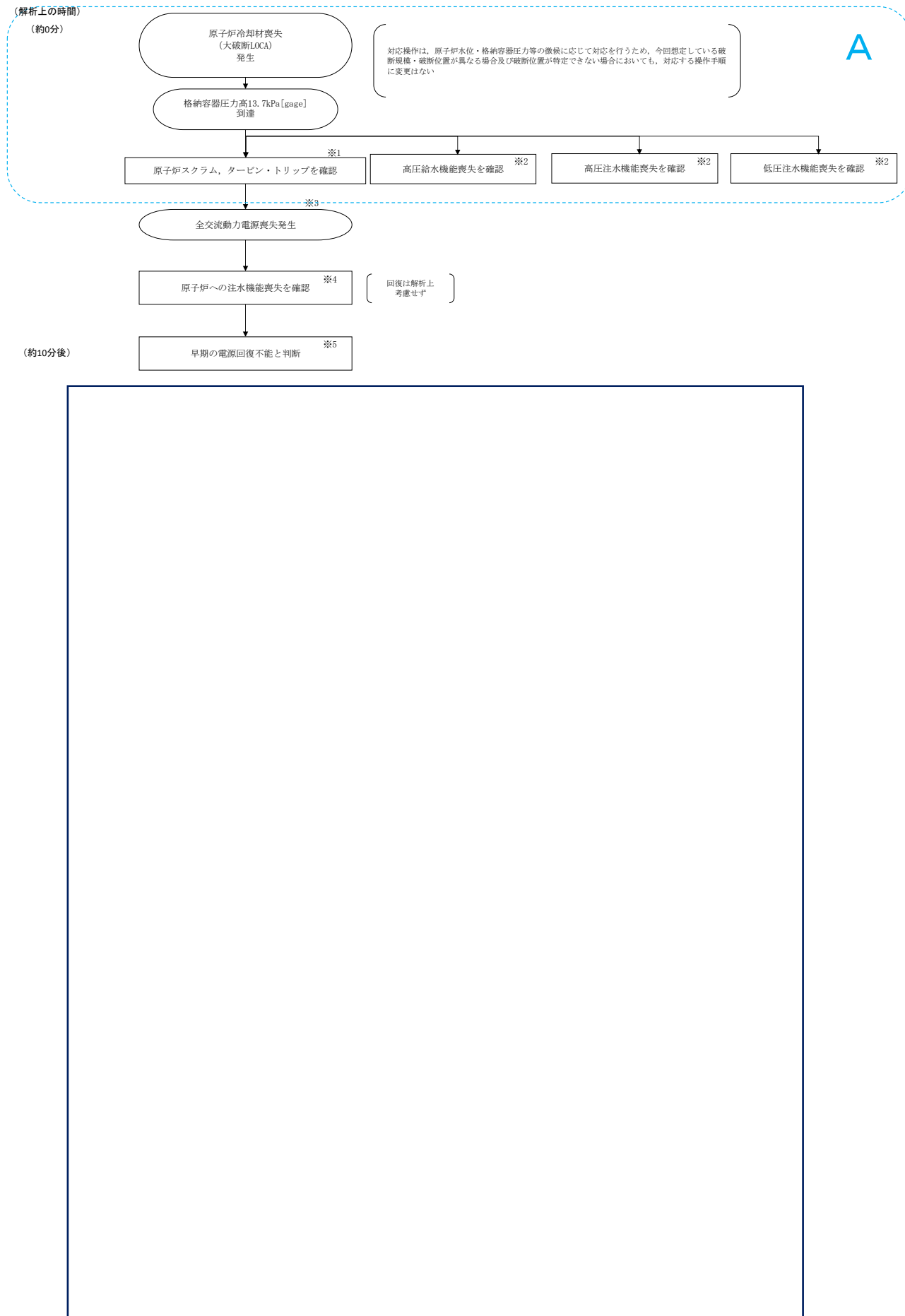
III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

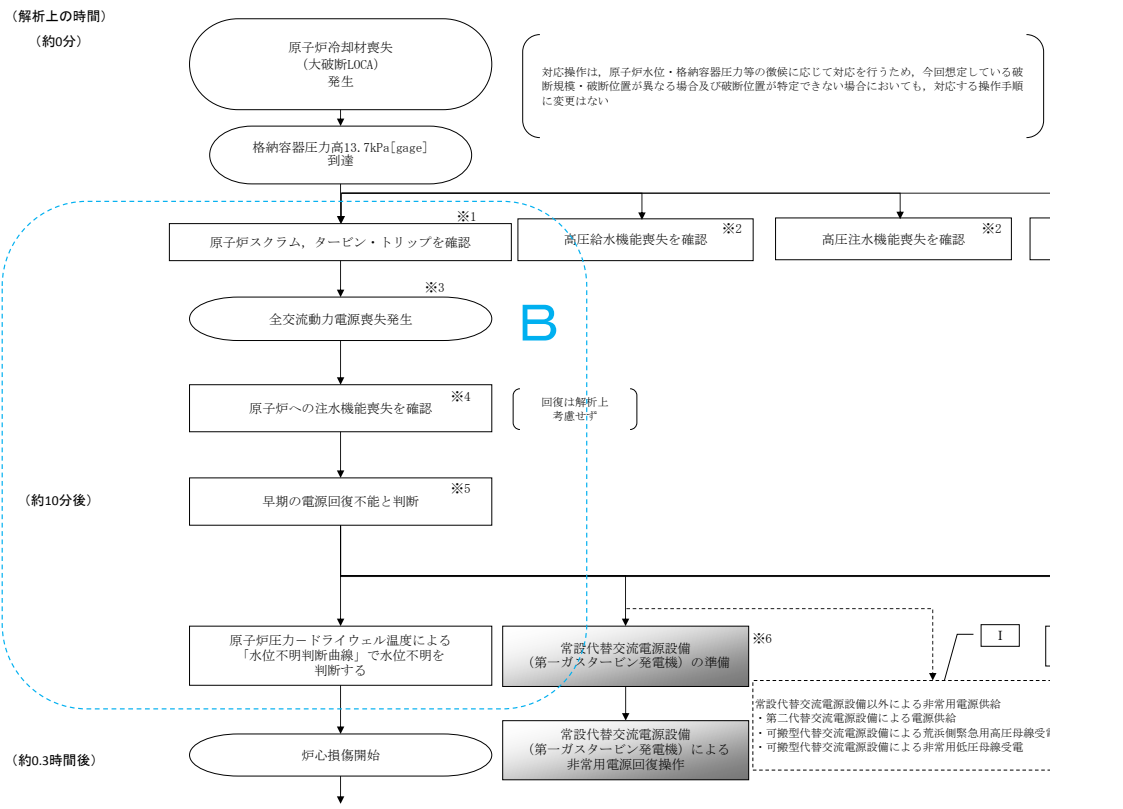
10. 「雰困気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）
「水素燃焼」

第7. 2. 1. 2-5図 「雰困気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）



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





保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (1) スクラム

①目的

- 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。
- 一次及び二次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。)

②導入条件

- 原子炉スクラム信号が発生した場合
- 手動スクラムした場合
- 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

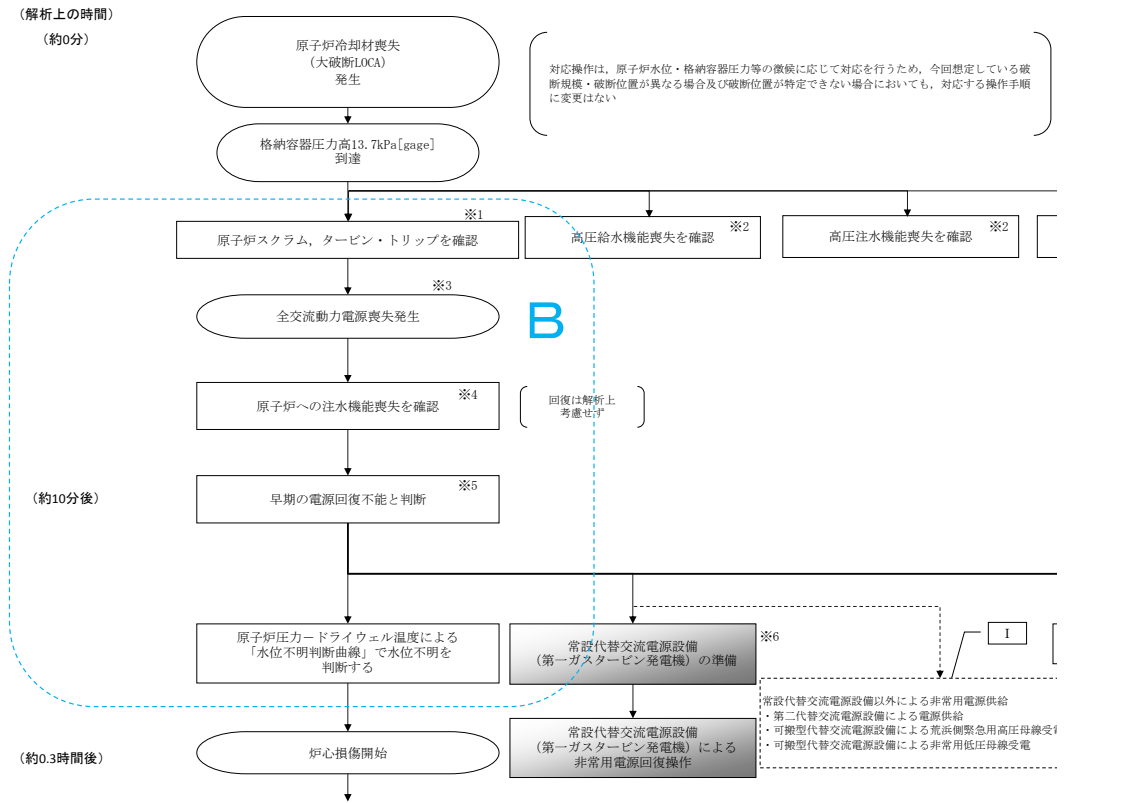
⑤主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ② 原子炉水位を確認する。
- ③ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- ④ タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)
- 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ⑤ 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

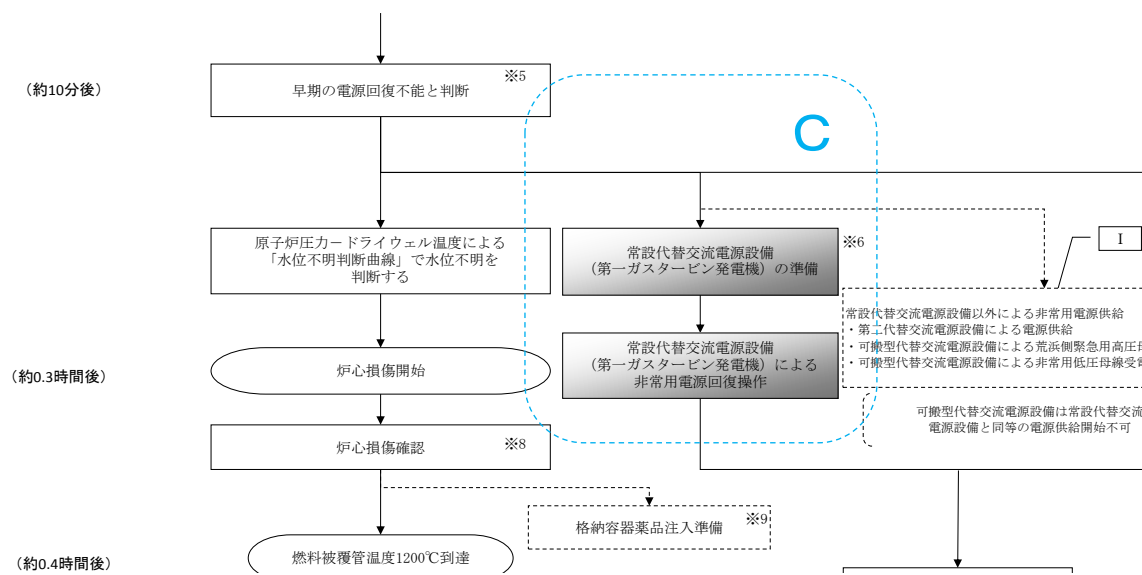
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)
 - タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
 - 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
 - タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

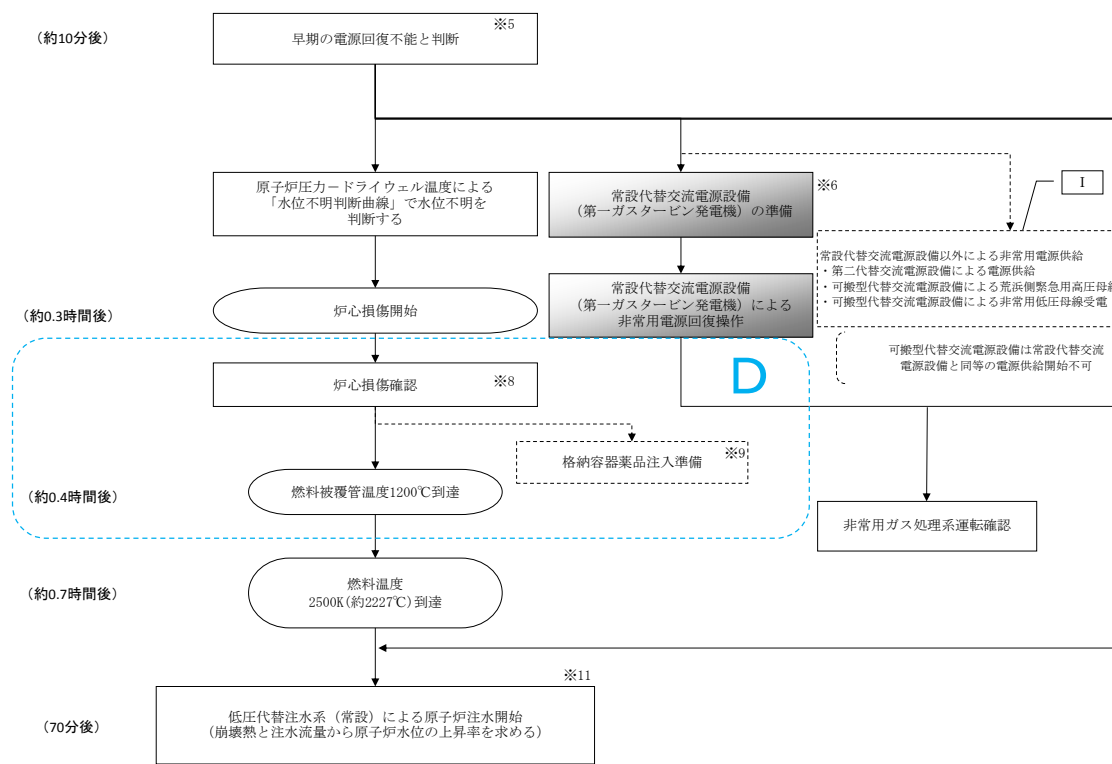
F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



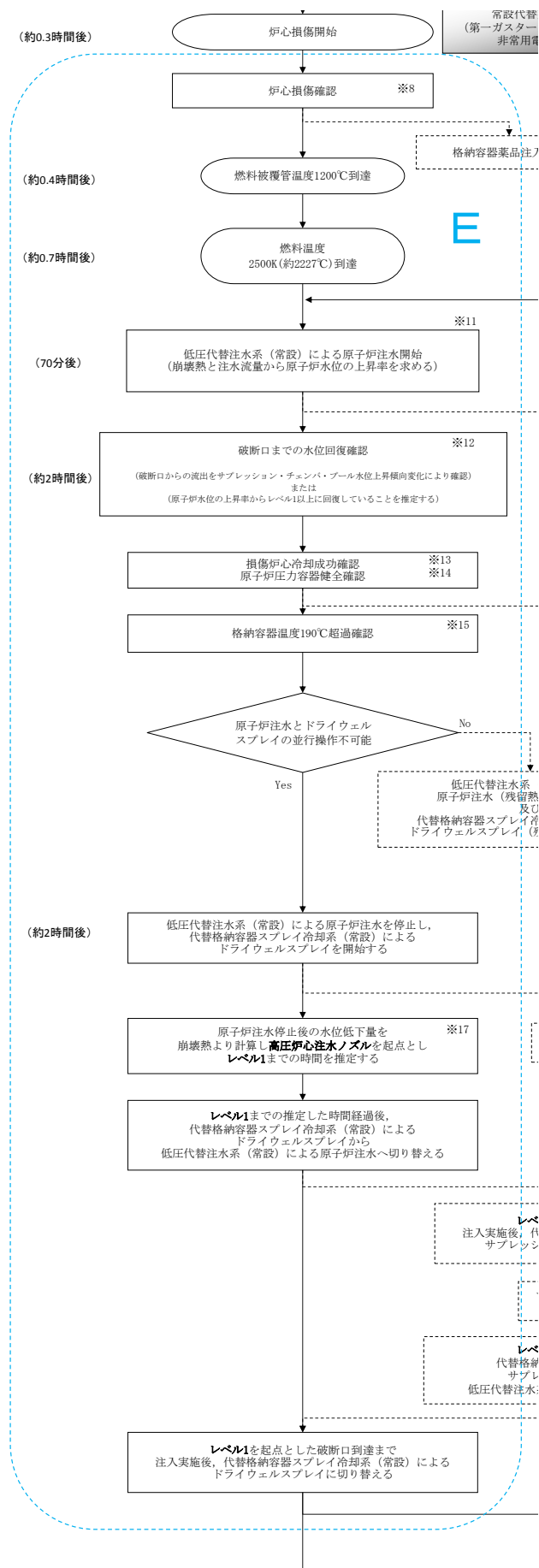
保安規定 添付1

5. 電源制御	
(1) 交流/直流電源供給回復	
①目的	・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件	・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方	・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容	
A. 非常用ディーゼル発電機	
②	・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
	・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
③	・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。
B. 電源構成	
④	・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。
C. 給電	
⑤	・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。
D. 直流電源確保	
	・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。
E. 直流電源回復	
	・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。
F. 復旧	
	・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。



保安規定 添付1

4. 不測事態 (3) 水位不明
①目的 ・ 原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
②導入条件 ① ・ 原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・ 原子炉制御「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ 「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・ 不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
④基本的な考え方 ・ 原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は注水設備、代替注水設備を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・ 原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、2系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・ 原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。
⑤主な監視操作内容 A. 注水確保 ・ 水位不明時刻を記録する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を作動させる。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が作動しない場合は、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上、を作動させ、不測事態「急速減圧」へ移行する。 B. 満水注入 ・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁以上開放、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。 ・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁も開放できない場合は、復水系、高圧炉心注水系、低圧注水系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けることにより原子炉を減圧する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか2系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・ 原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。 ・ 他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を8弁開とし、注水設備、代替注水設備を起動し原子炉水位をできるだけ上昇させる。



保安規定 添付3

操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に原子炉を冷却するための手順等

対応手段等

原子炉運転中の場合

フロントライン系故障時

1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却

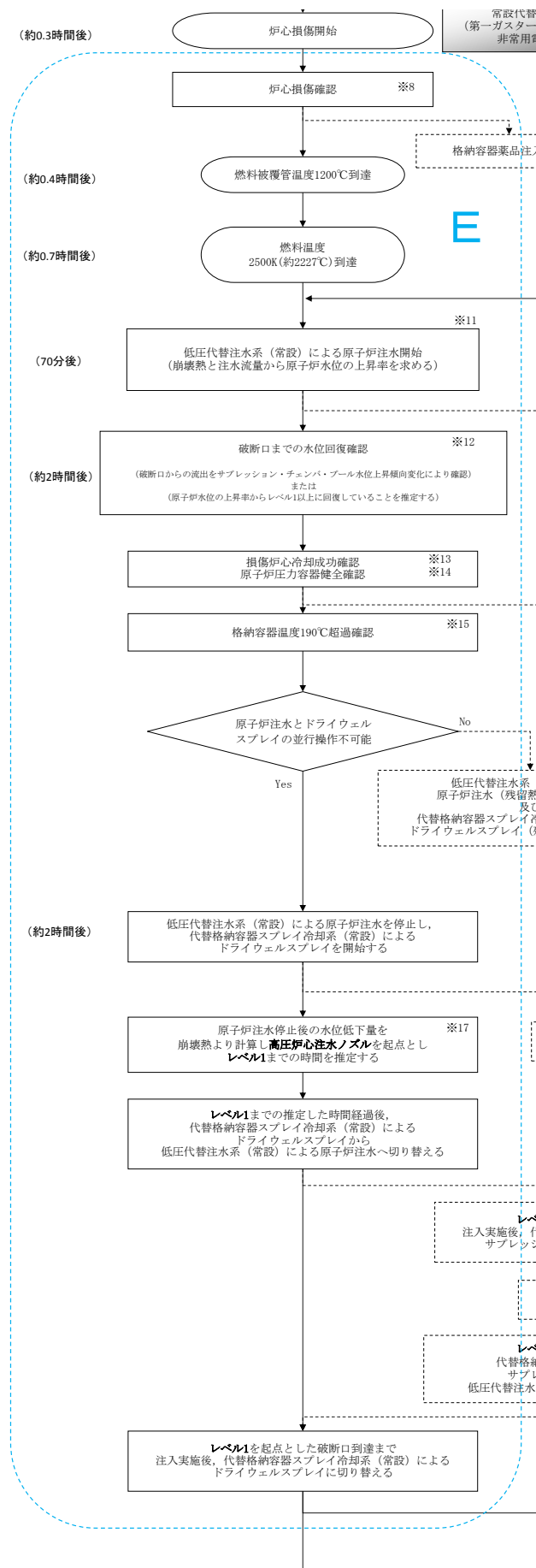
当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。

a. 手順着手の判断基準

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合^{※1}。

※1：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。



保安規定 添付3

操作手順

6. 格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段等

炉心損傷後

フロントライン系故障時

1. 代替格納容器スプレイ系による格納容器内の冷却

当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により格納容器内へスプレイし、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。

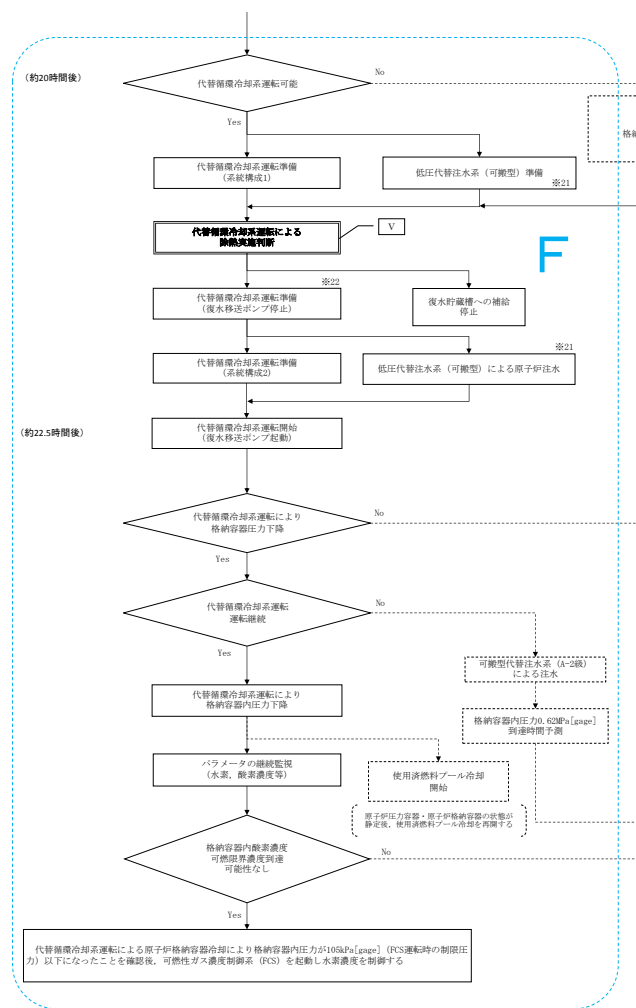
a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合※2で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。

※3：「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウエル）、格納容器内圧力（サブプレッション・チェンバ）、ドライウエル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。



保安規定 添付3

操作手順

7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段等

2. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

当直副長及び緊急時対策本部は、格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

(1) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。

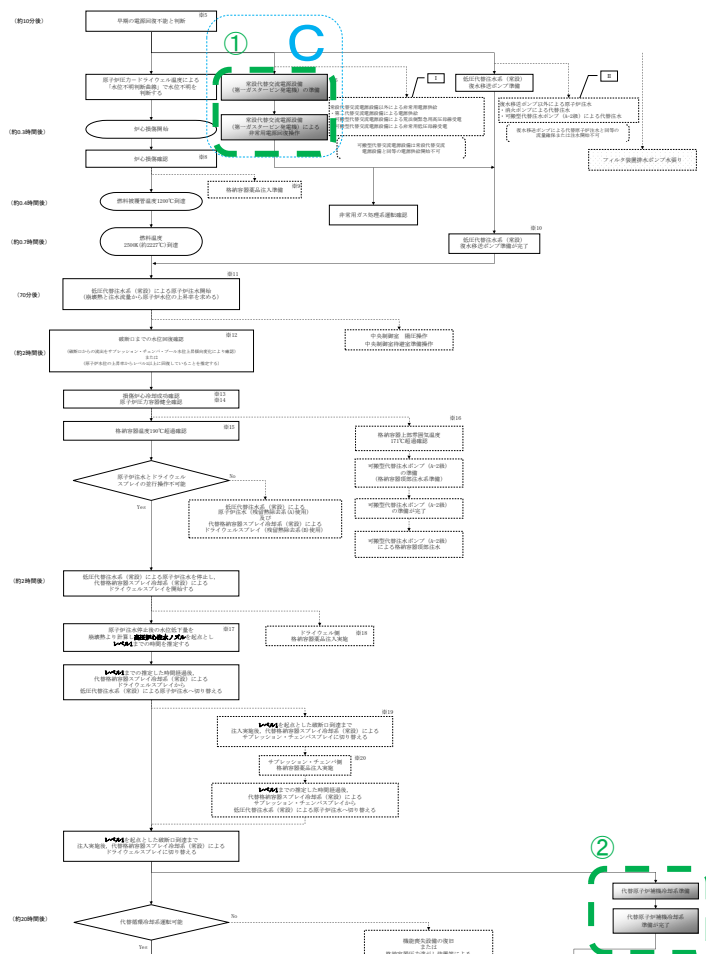
- a. 復水補給水系が使用可能^{※3}であること。
- b. 代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能であること。
- c. 格納容器内の酸素濃度が4 vol%以下^{※4}であること。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッションプール）が確保されている場合。

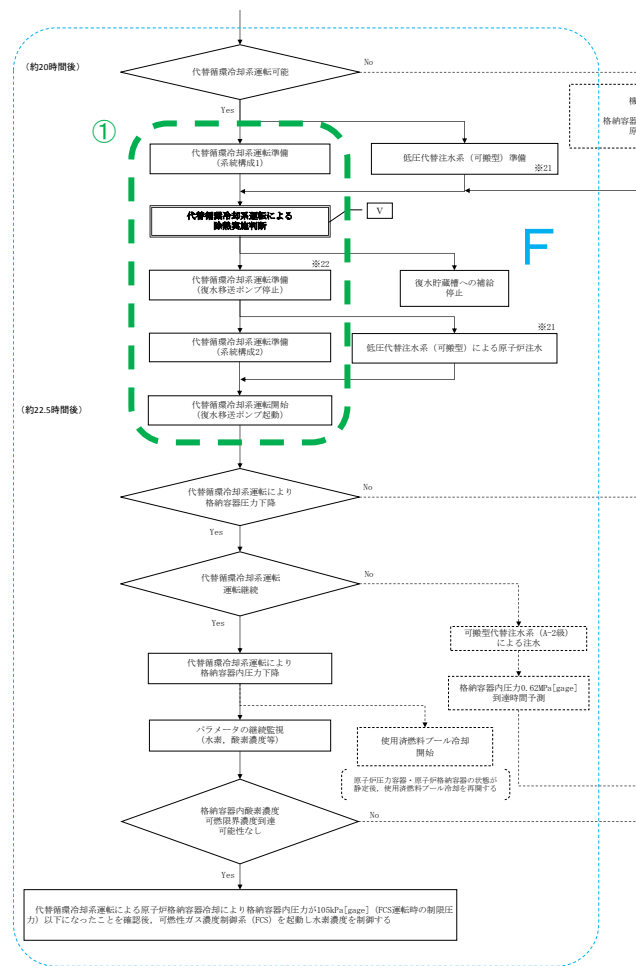
※4：ドライ条件の酸素濃度を確認する。格納容器内酸素濃度（CAMS）にて4 vol%以下を確認できない場合は、代替格納容器スプレイを継続することで、ドライウェル側とサブプレッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 14	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
① 14	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50分以内
② 7	代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約540分
		緊急時対策要員	13	

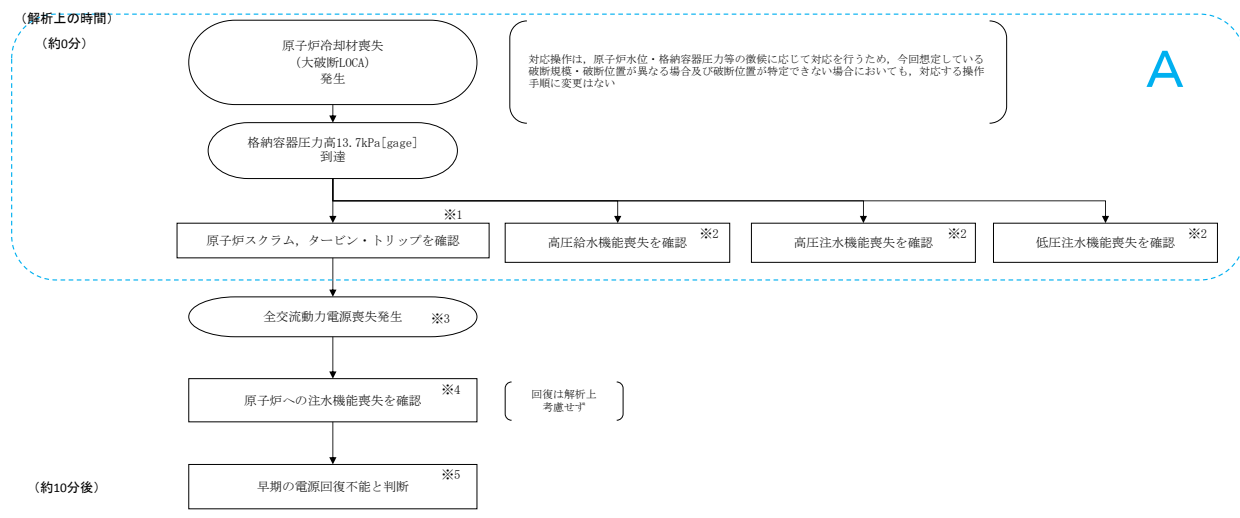
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)

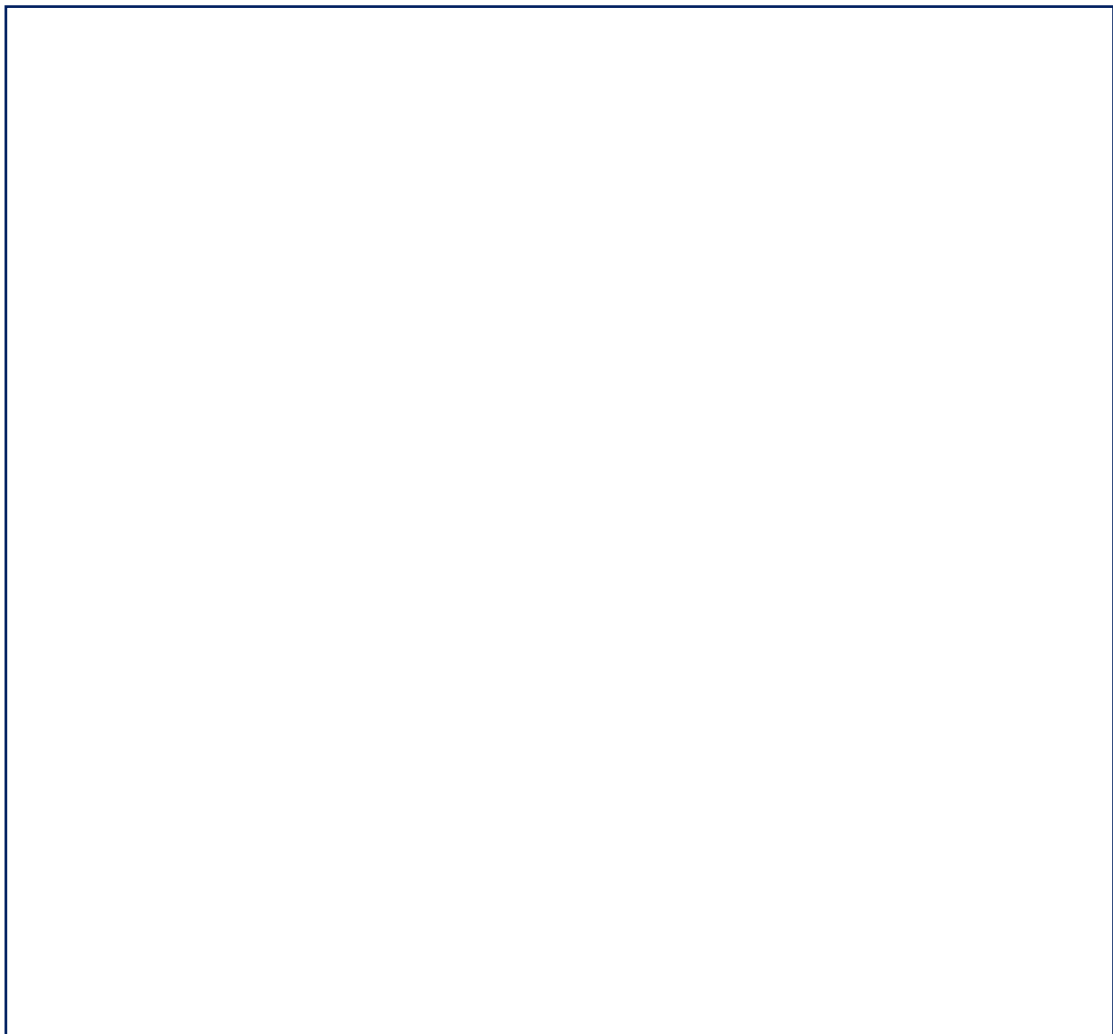
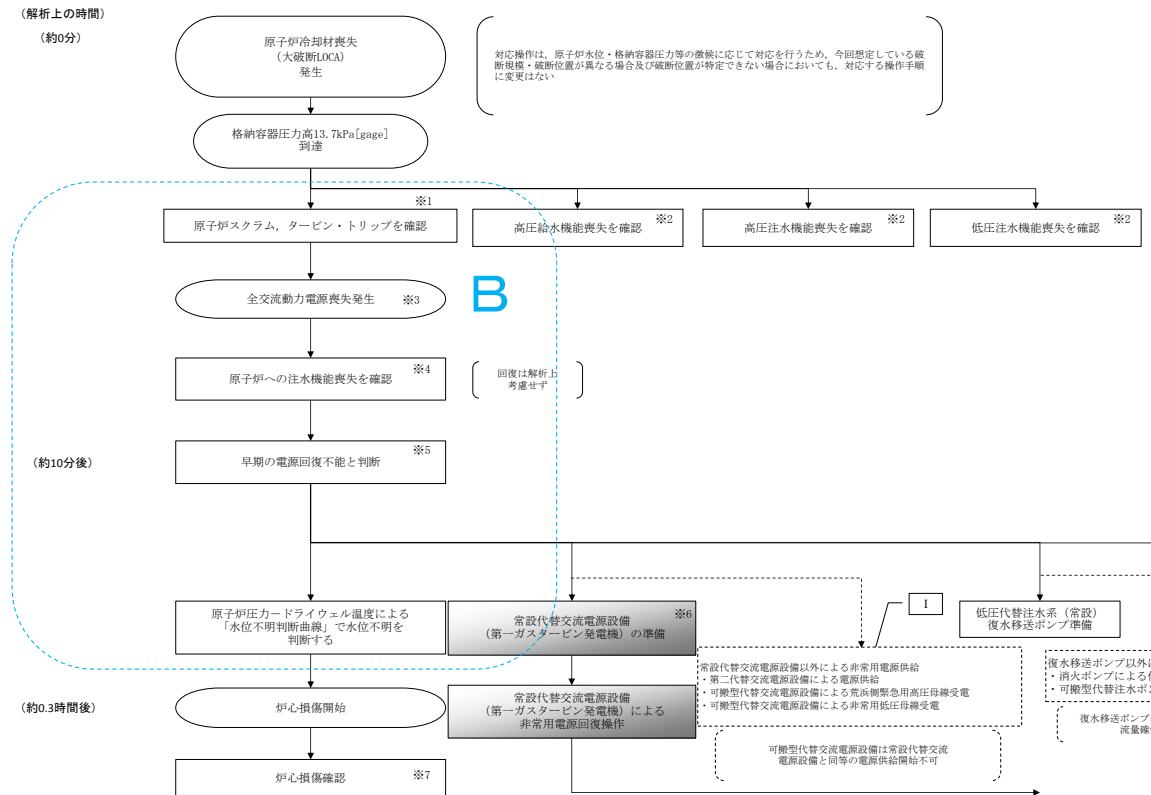


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成り立ち

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 7	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 90 分

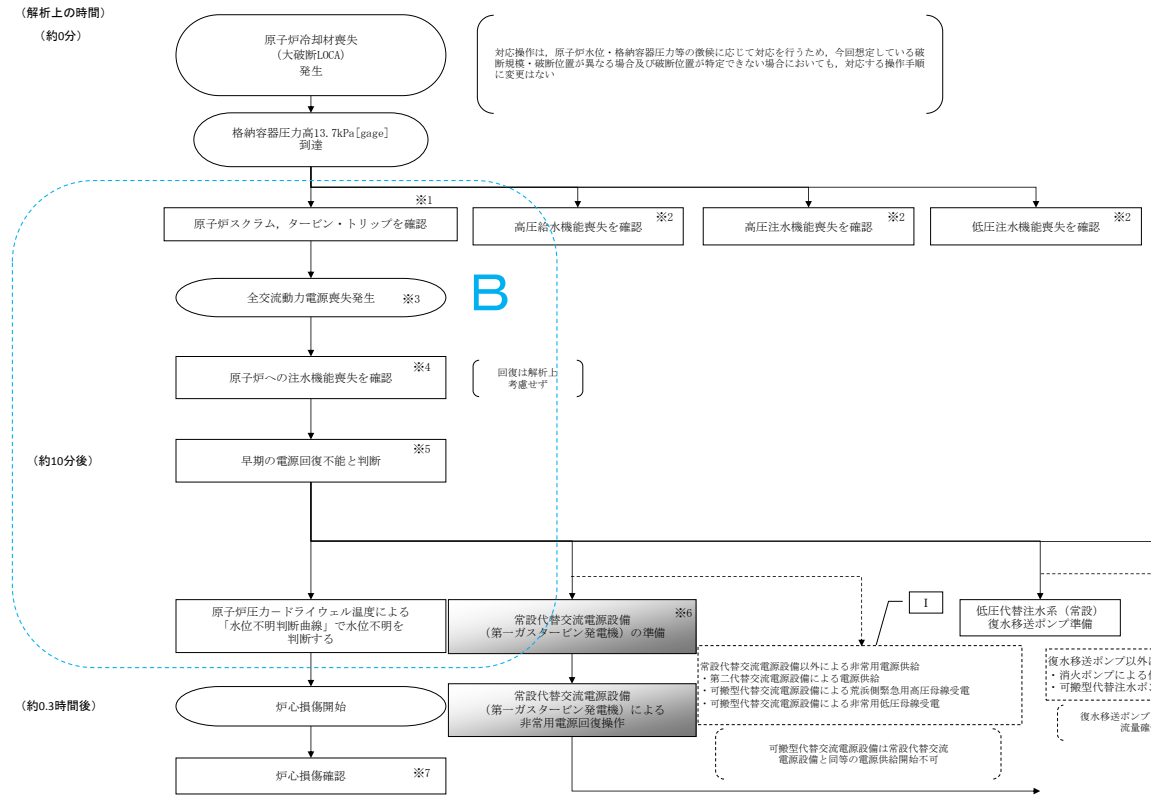
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)





保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</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。 一次及び二次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。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 重要警報「スクラム」の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域モニタの指示を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 	
<p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 	<p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
<p>④</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 	<p>⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

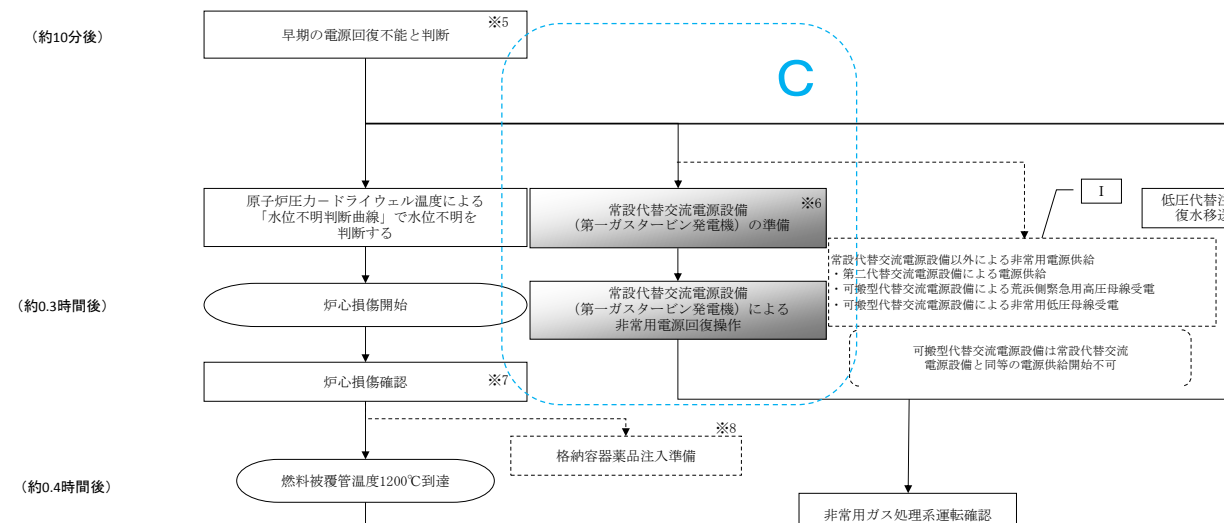
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)
 - タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
 - 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
 - タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

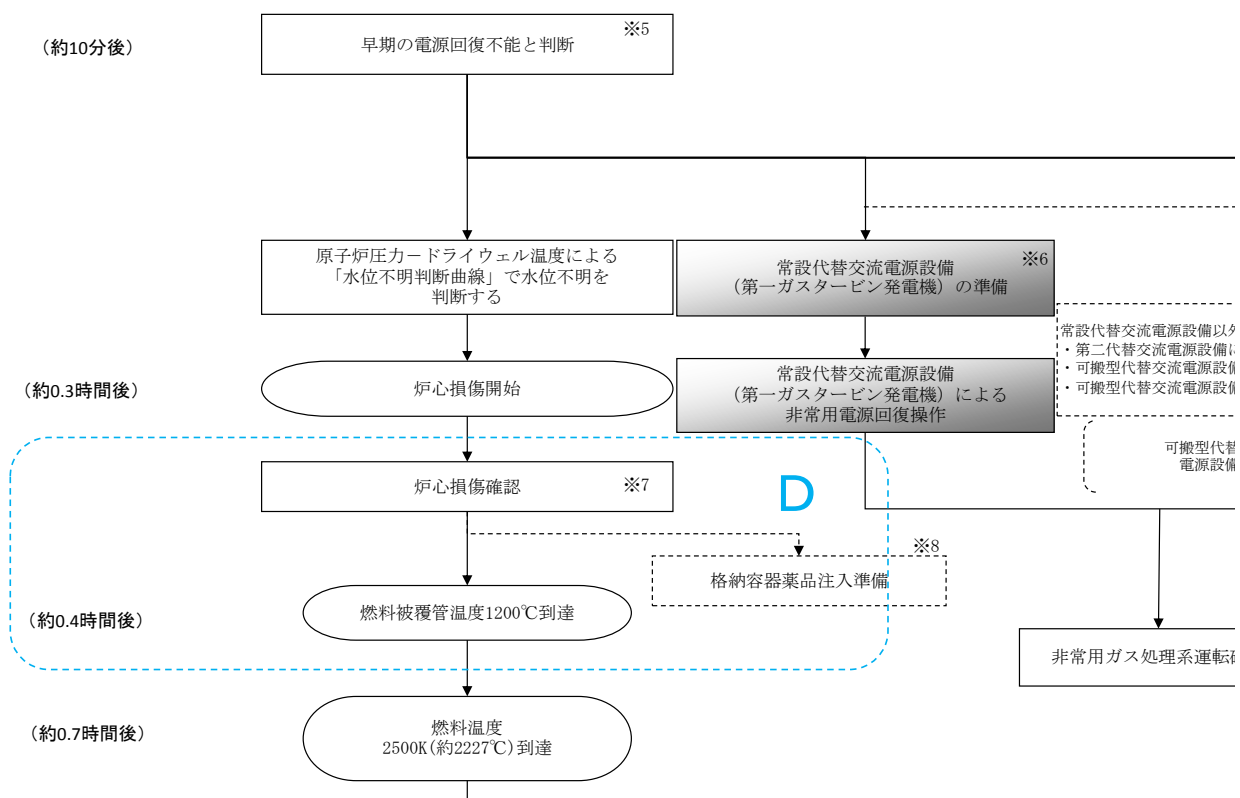
F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

5. 電源制御	
(1) 交流/直流電源供給回復	
①目的	・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件	① 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方	・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容	
A. 非常用ディーゼル発電機	
②	・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
③	・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
④	・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。
B. 電源構成	
④	・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。
C. 給電	
⑤	・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。
D. 直流電源確保	
	・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。
E. 直流電源回復	
	・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。
F. 復旧	
	・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。



保安規定 添付1

4. 不測事態 (3) 水位不明

①目的
 ・ 原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。

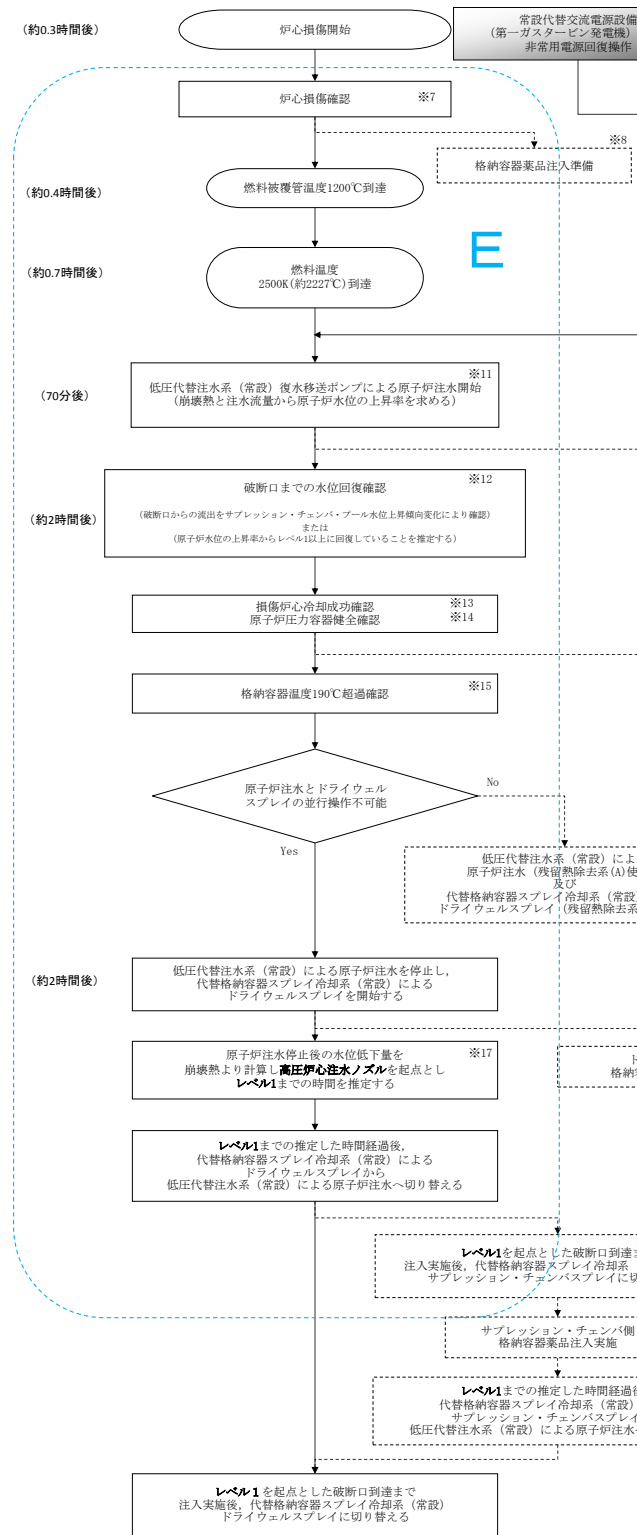
②導入条件
 ・ 原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合
 ・ 原子炉制御「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合
 ・ 「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
 ・ 不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合

④基本的な考え方
 ・ 原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は注水設備、代替注水設備を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。
 ・ 原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、2系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。
 ・ 原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

⑤主な監視操作内容

A. 注水確保
 ・ 水位不明時刻を記録する。
 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を作動させる。
 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が作動しない場合は、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上、を作動させ、不測事態「急速減圧」へ移行する。

B. 満水注入
 ・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁以上開放、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。
 ・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が2弁も開放できない場合は、復水系、高圧炉心注水系、低圧注水系、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けることにより原子炉を減圧する。
 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか2系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
 ・ 原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。
 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。
 ・ 他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を8弁開とし、注水設備、代替注水設備を起動し原子炉水位をできるだけ上昇させる。



保安規定 添付3

操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に原子炉を冷却するための手順等

対応手段等

原子炉運転中の場合

フロントライン系故障時

1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却

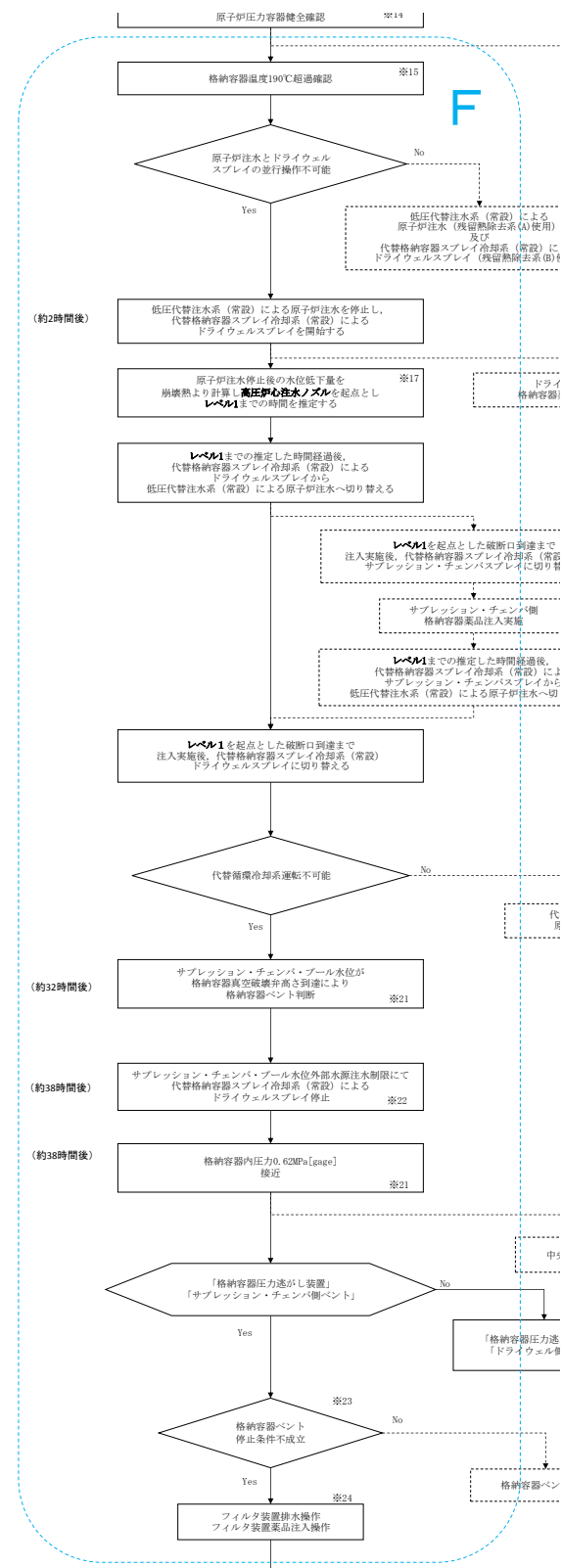
当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。

a. 手順着手の判断基準

給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合^{*1}。

^{*1}: 設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。



保安規定 添付3

操作手順

6. 格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段等

炉心損傷後

フロントライン系故障時

1. 代替格納容器スプレイ系による格納容器内の冷却

当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により格納容器内へスプレイし、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。

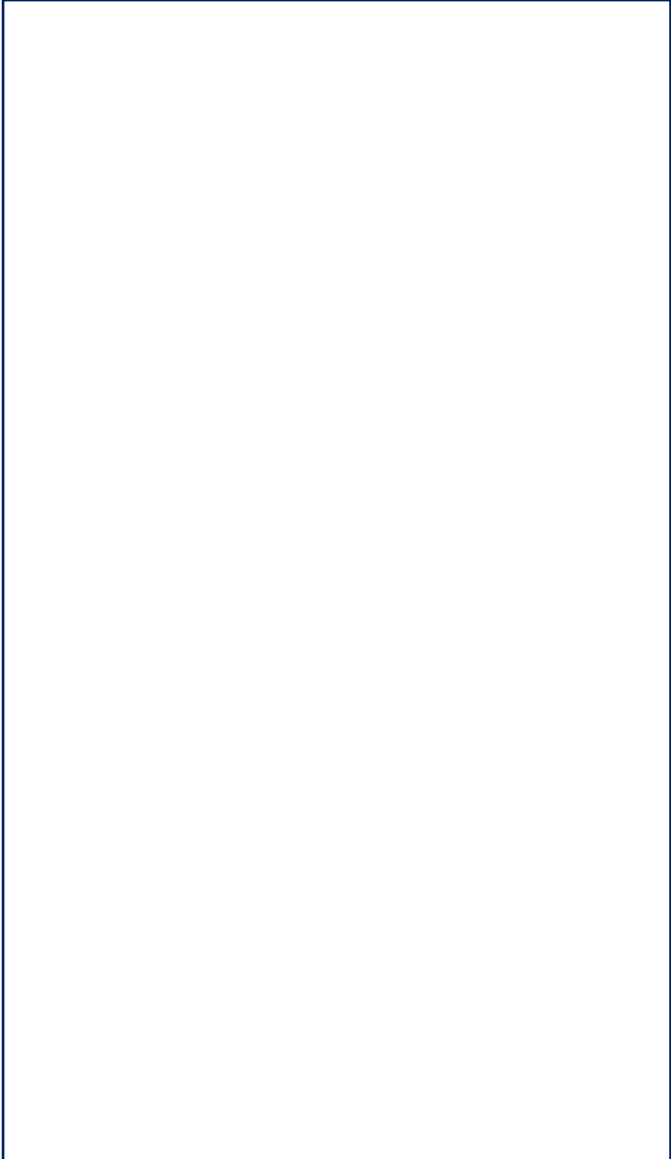
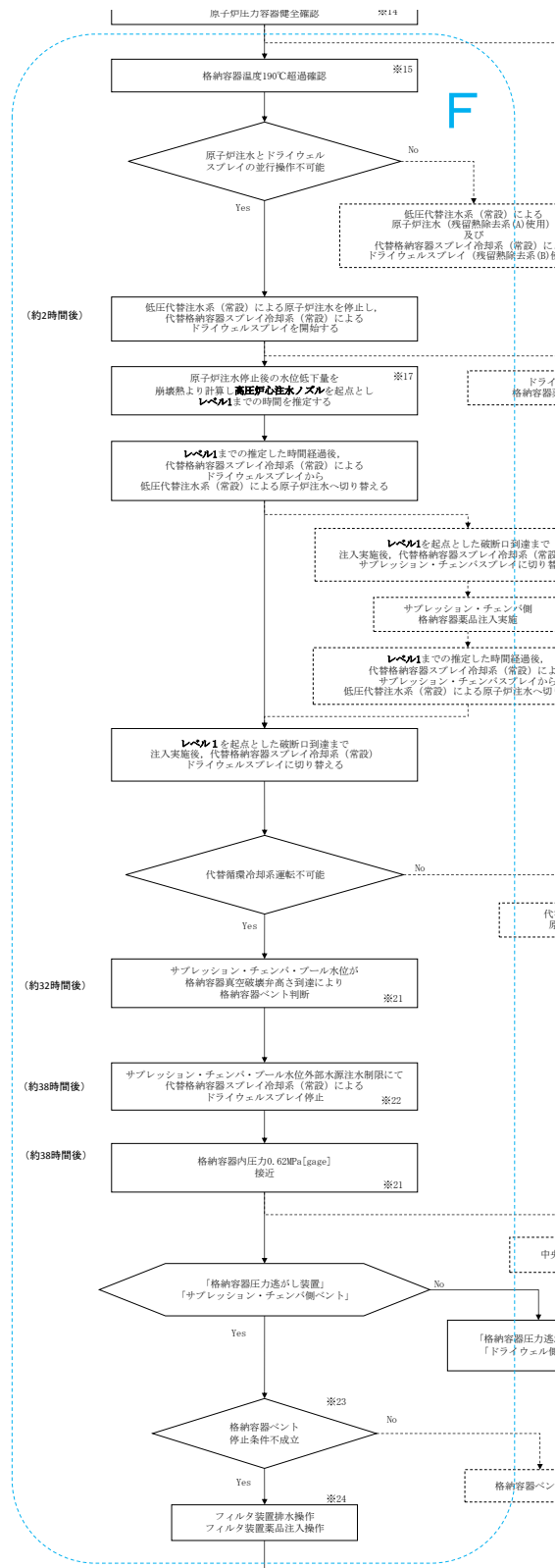
a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合※2で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※3。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。

※3：「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウェル）、格納容器内圧力（サブプレッション・チェンバ）、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。



保安規定 添付3

操作手順

7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段等

1. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

当直副長は、残留熱除去系の復旧又は代替循環冷却系の運転によって格納容器内の圧力を620kPa〔gauge〕以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

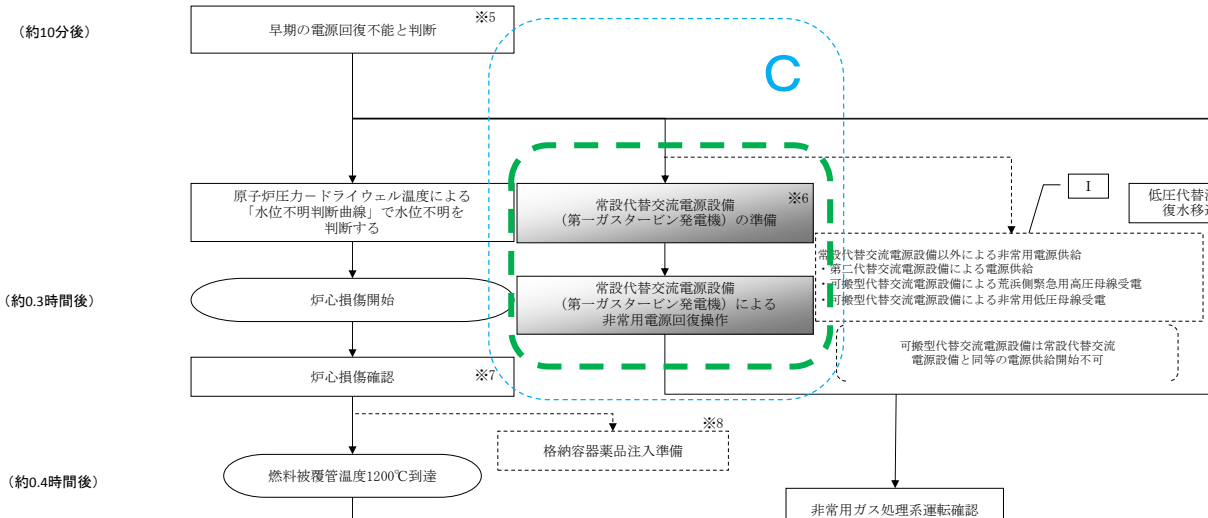
格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁、電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

(1) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において、炉心の著しい損傷の緩和及び格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合※2。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

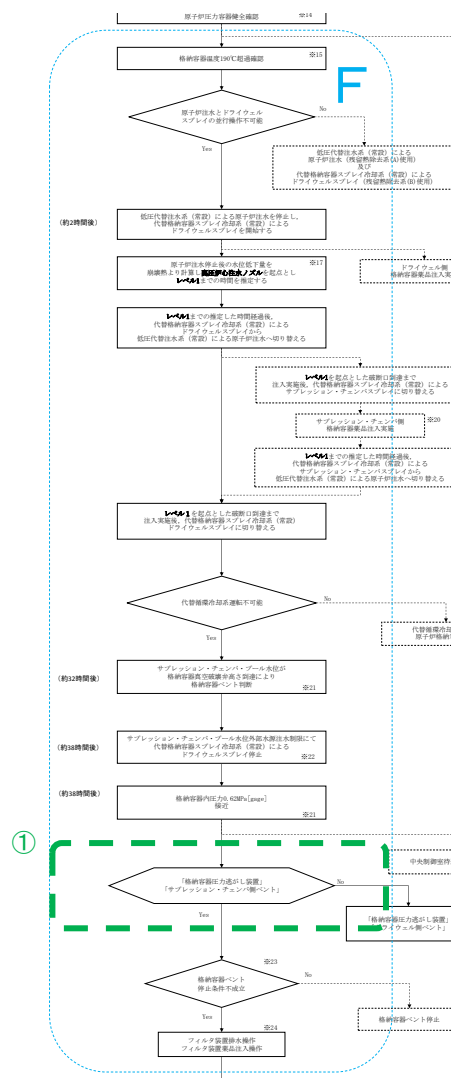
※2：炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は格納容器の破損を防止するために格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、原子炉の冷却ができない場合、又は格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50分以内

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 45 分
① 7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (一次隔離弁を全開状態で保持) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 75 分

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)

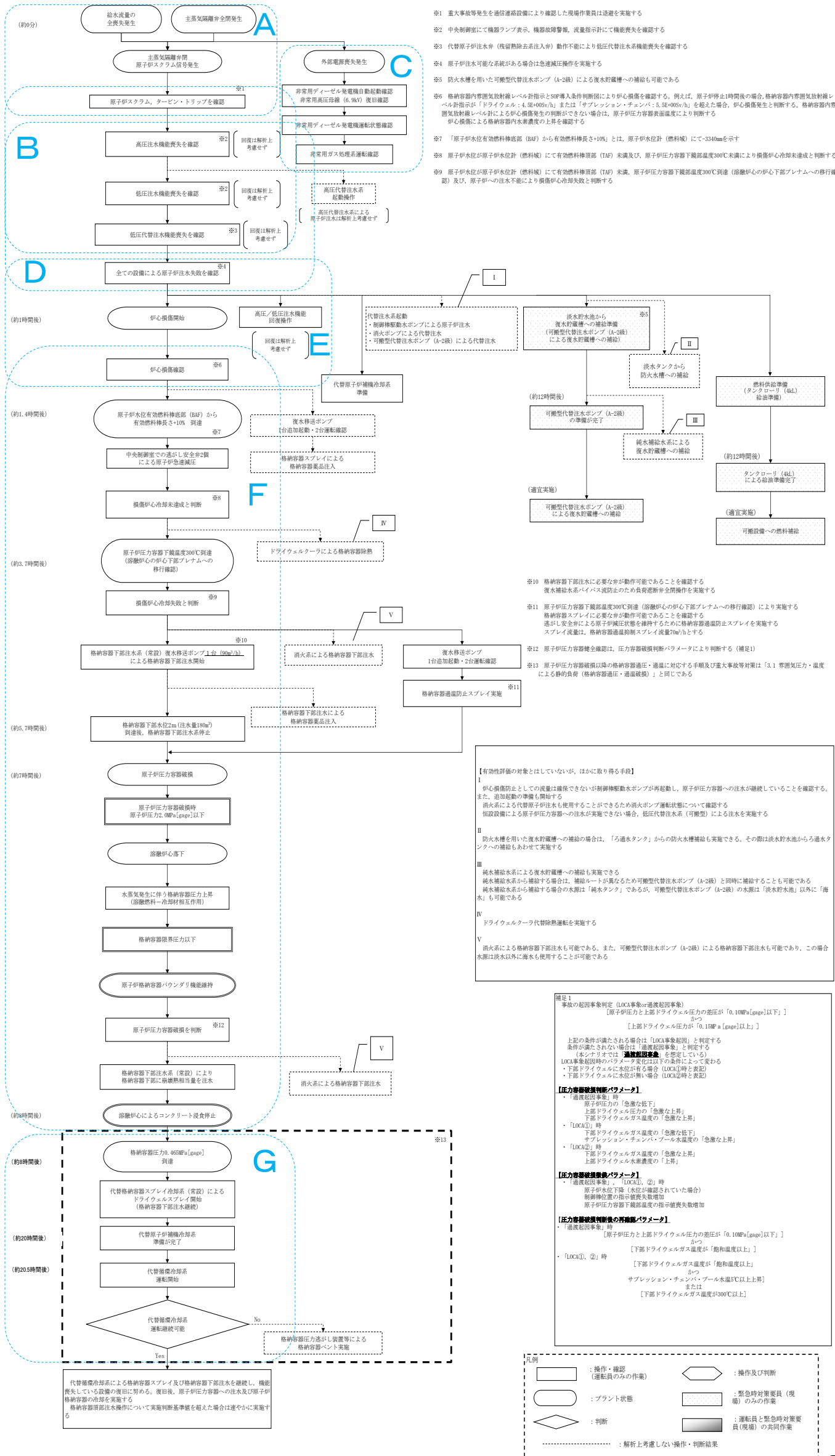
III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

12. 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要

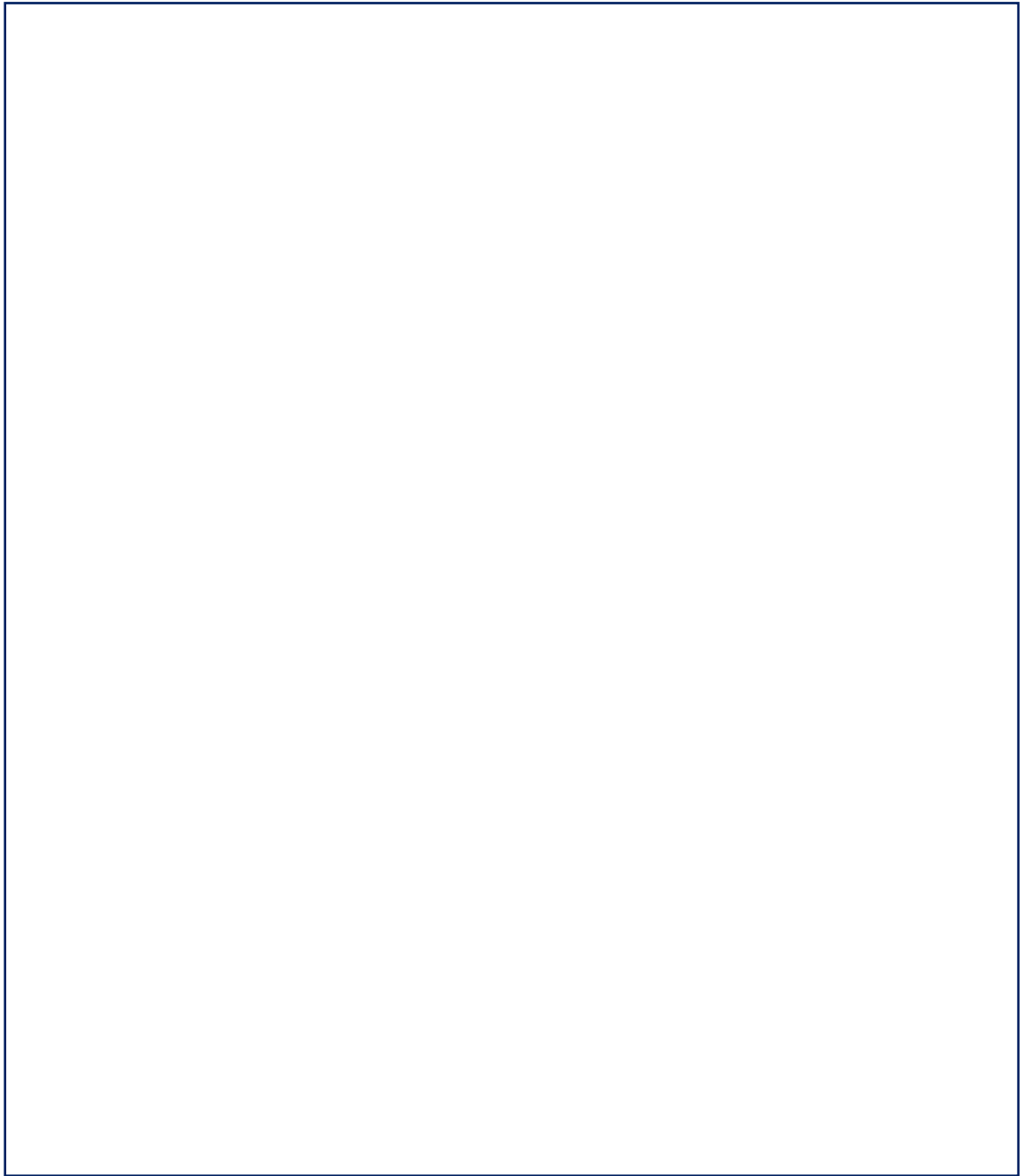
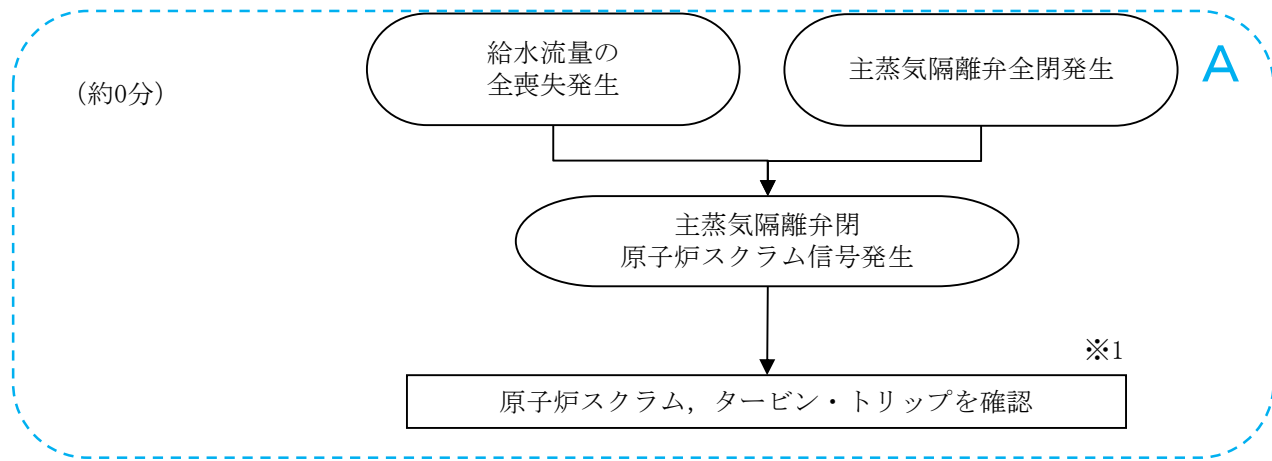
「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」

「溶融炉心・コンクリート相互作用」

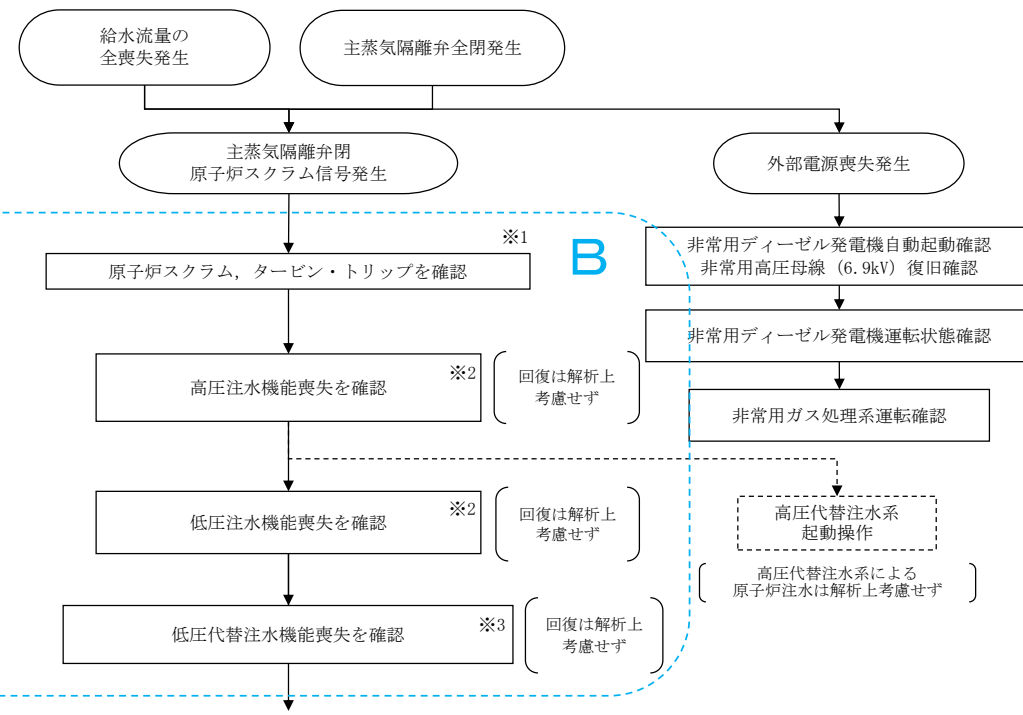
第7.2.2-5図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要



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



(約0分)



保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (1) スクラム

①目的

- ・ 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。
- ・ 一次及び二次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。)

②導入条件

- ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合
- ・ 手動スクラムした場合
- ・ 各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。
- ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。
- ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
- ・ 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。

⑤主な監視操作内容

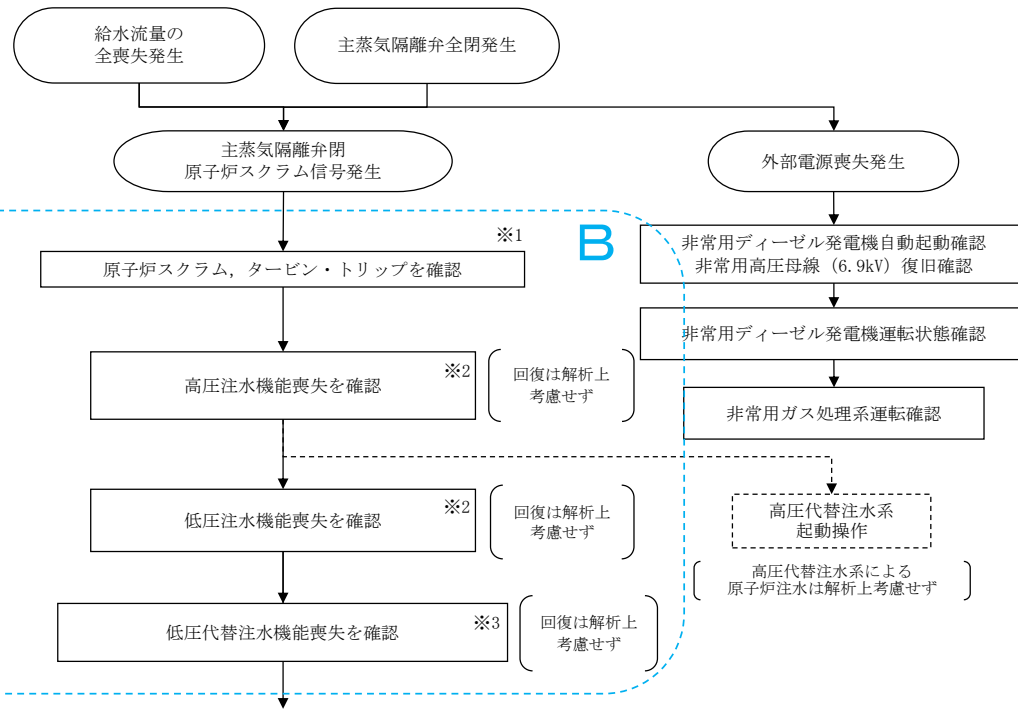
A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。
- ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- ・ 全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」へ移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- ・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ② 原子炉水位を確認する。
- ③ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- ④ タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ⑤ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)
- ⑥ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高压注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- ⑦ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

(約0分)



保安規定 添付1

- ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・ 原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- ・ 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認する。
- ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- ・ 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- ・ 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ・ 原子炉圧力を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ① 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
 - ② タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
 - ③ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
 - ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
 - ・ タービン、発電機の停止状態を確認する。

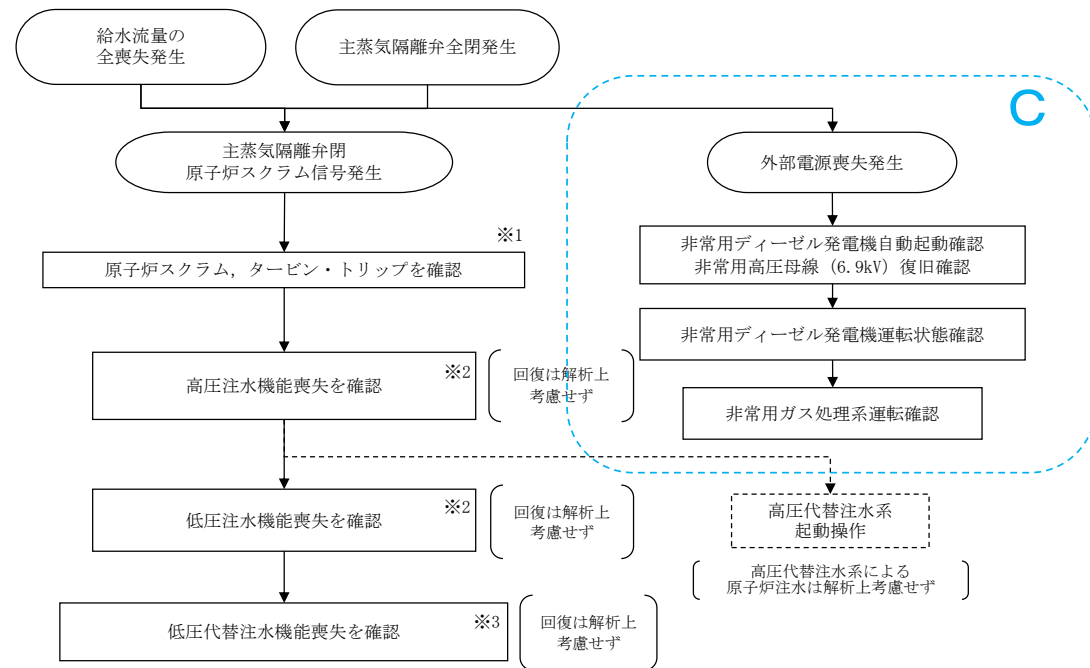
E. モニタ確認

- ・ 各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・ 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・ 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・ 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- ・ 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・ 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・ 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- ・ スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・ 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・ 原子炉を冷温停止する。

(約0分)



保安規定 添付1

5. 電源制御

(1) 交流/直流電源供給回復

①目的

- ・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。

②導入条件

- ① 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合

④基本的な考え方

- ・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。

⑤主な監視操作内容

A. 非常用ディーゼル発電機

- ② 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
- ③ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
- ・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は代替高圧注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。

B. 電源構成

- ・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。

C. 給電

- ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。

D. 直流電源確保

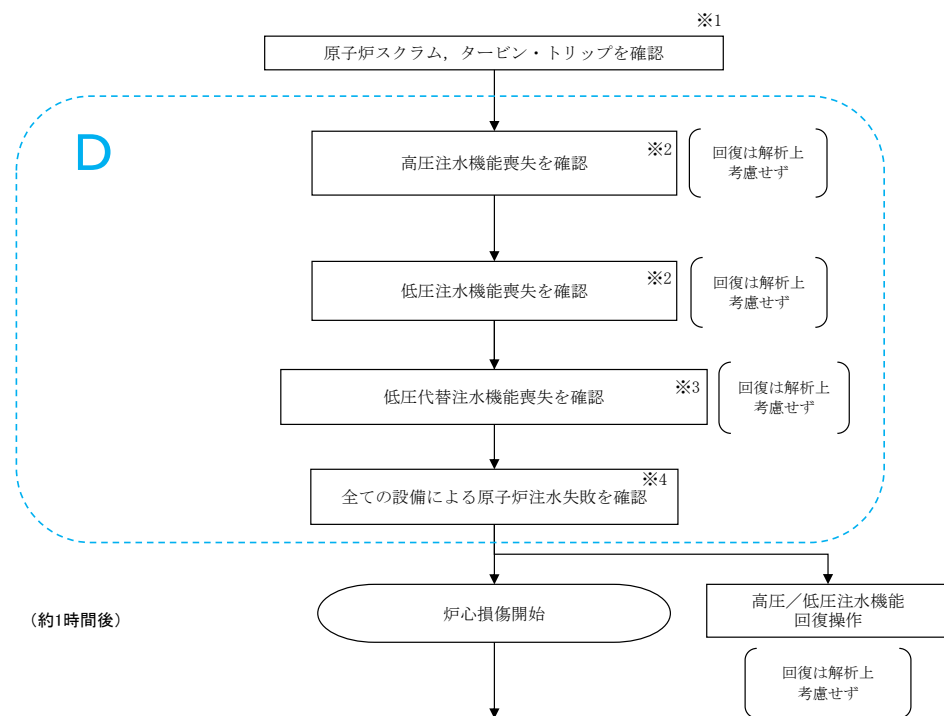
- ・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

E. 直流電源回復

- ・ 常設代替電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。

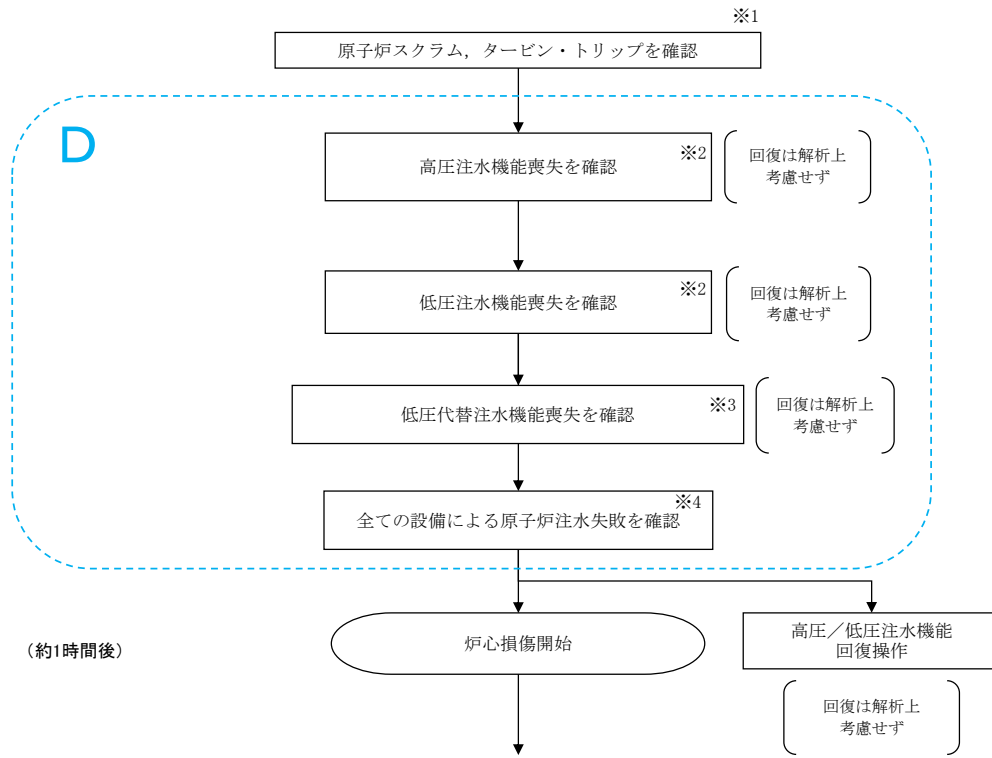
F. 復旧

- ・ 常設電源設備又は非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切替える。



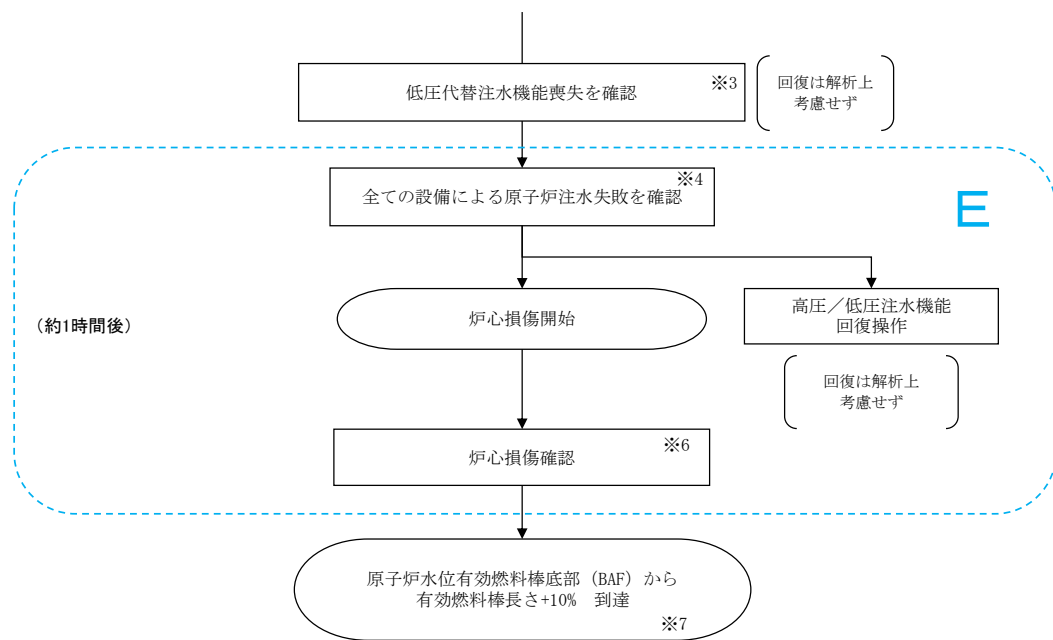
保安規定 添付1

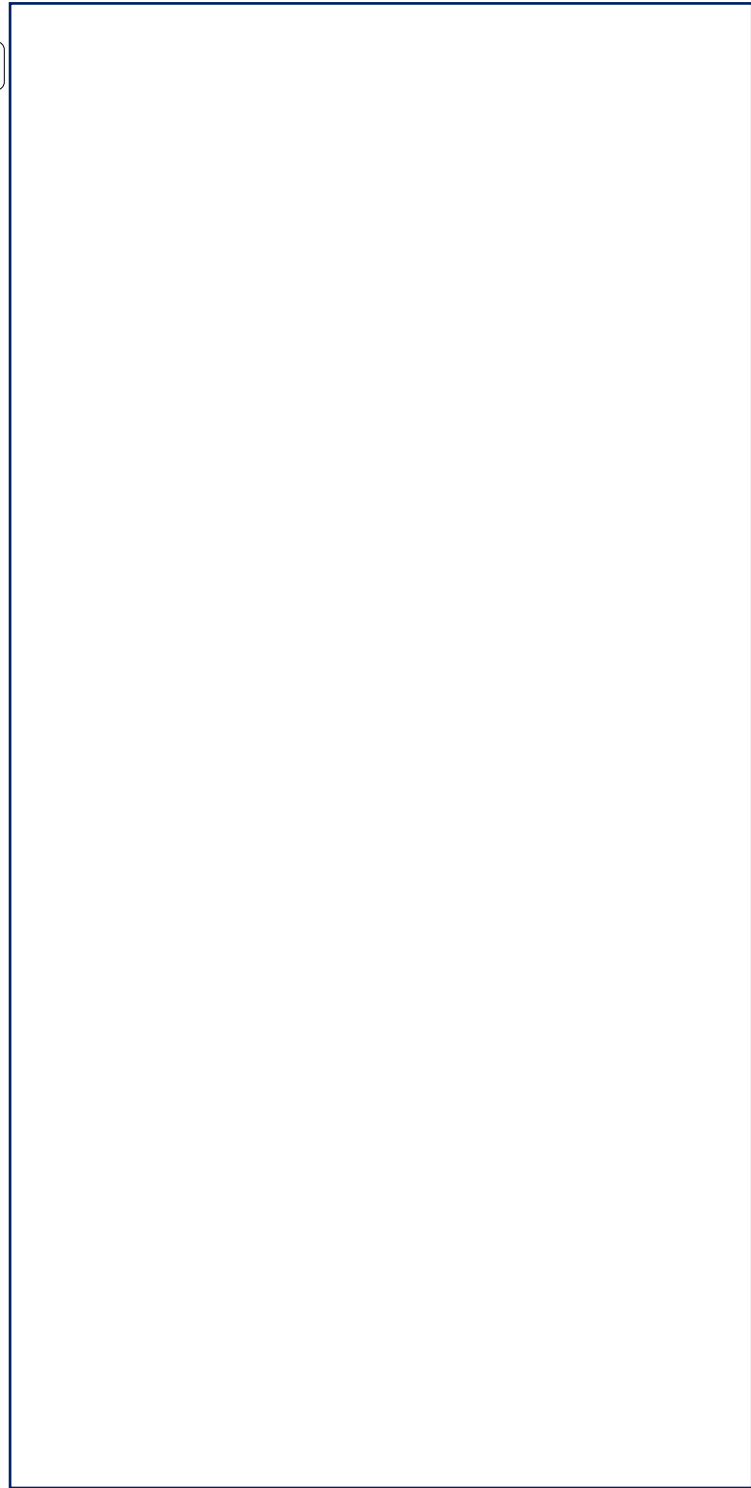
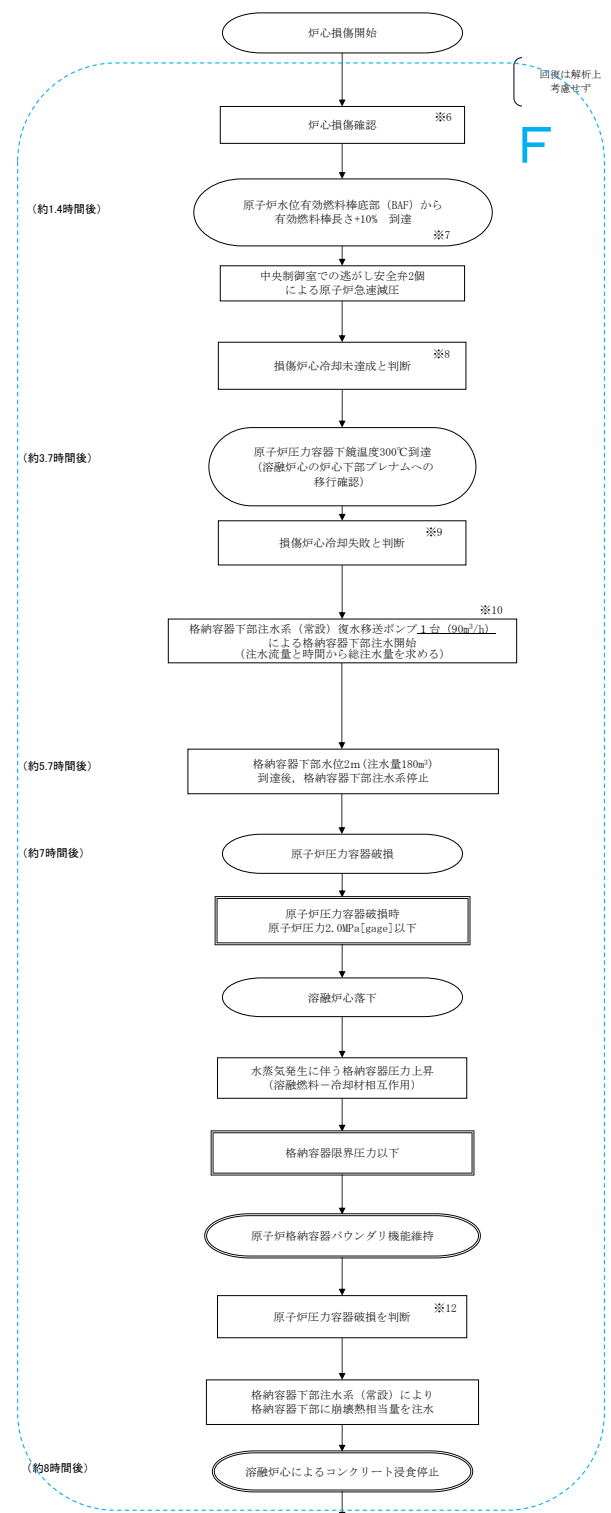
1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・ 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・ 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・ 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ・ 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合	③脱出条件 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 水位確保 ② ・ 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ③ ・ 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。	
B. 水位 ④ ・ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高压注水設備、注水設備、代替注水設備又は補助注水設備を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ⑤ ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、消防車の出動を要請する。 ⑥ ・ 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、注水設備2台以上又は代替注水設備2系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ⑦ ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。	



保安規定 添付1

<p>4. 不測事態 (1) 水位回復</p>	
①	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を回復する。
②	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が飽和温度以下の場合
④	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位の微候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や、注水設備、代替注水設備の起動を行う。 原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び注水設備、代替注水設備を起動する。
⑤	<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を起動する。 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統以上の起動を試みる。 低圧で原子炉へ注水可能で系統1系統以上の起動ができない場合、注水設備2台以上、代替注水設備2系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を作動させる。 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。





保安規定 添付3

<p>操作手順</p> <p>3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>
<p>対応手段等</p> <p>フロントライン系故障時</p> <p>1. 手動操作による減圧</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により主蒸気逃がし安全弁を開操作し、原子炉を減圧する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>c. 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p>(b) 低圧注水手段がない場合</p> <p>原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位 (有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%上の位置) に到達した場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</p>
<p>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>当直副長は、炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器が高圧の状態破損した場合に溶融物が放出され、格納容器内の雰囲気気直接加熱されることによる格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧する。</p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p>「対応手段等 フロントライン系故障時 1. 手動操作による減圧 (1) 手順着手の判断基準」 c. と同じ。</p>

保安規定 添付3

操作手順

8. 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段等

格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

1. 格納容器下部注水系による格納容器下部への注水

当直副長及び緊急時対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段により格納容器下部へ注水する。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、格納容器下部注水系（常設）により注水する。

a. 手順着手の判断基準

(a) 格納容器下部への初期水張りの判断基準

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。

(b) 原子炉压力容器破損後の格納容器下部への注水操作の判断基準

原子炉压力容器の破損の徴候^{※3}及び破損によるパラメータの変化^{※4}により原子炉压力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合^{※2}。

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉压力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。

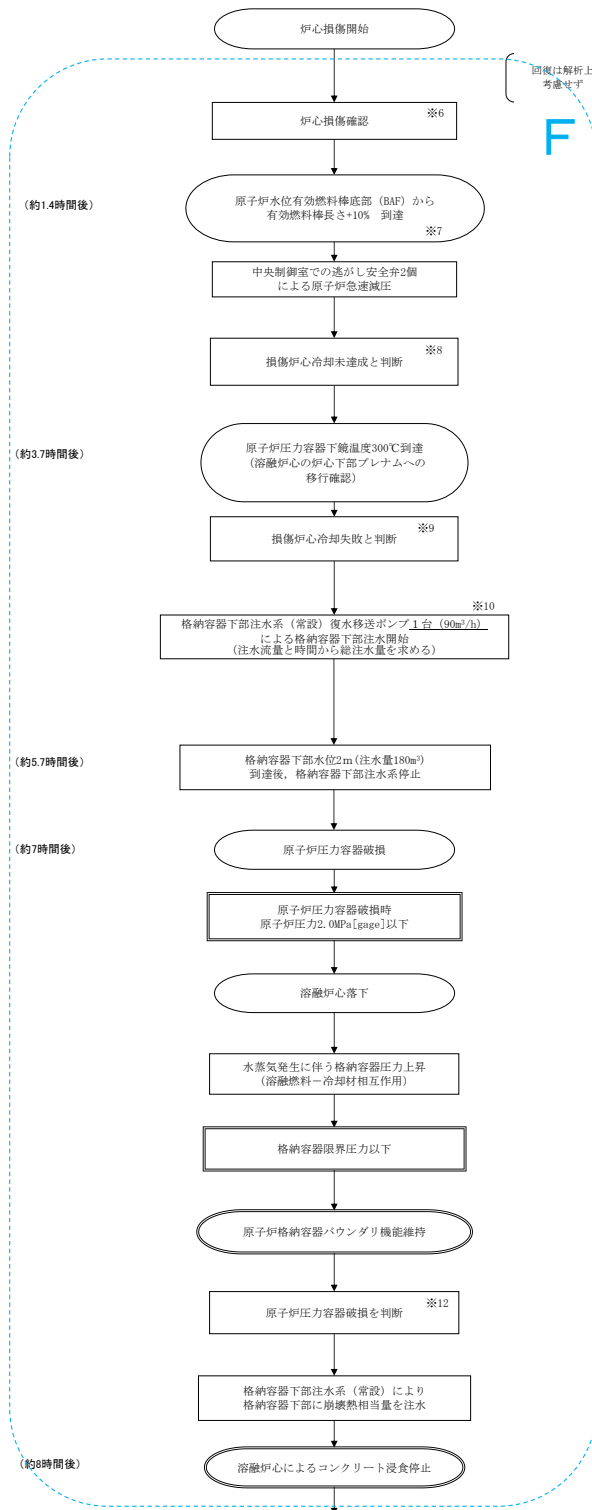
※3：「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

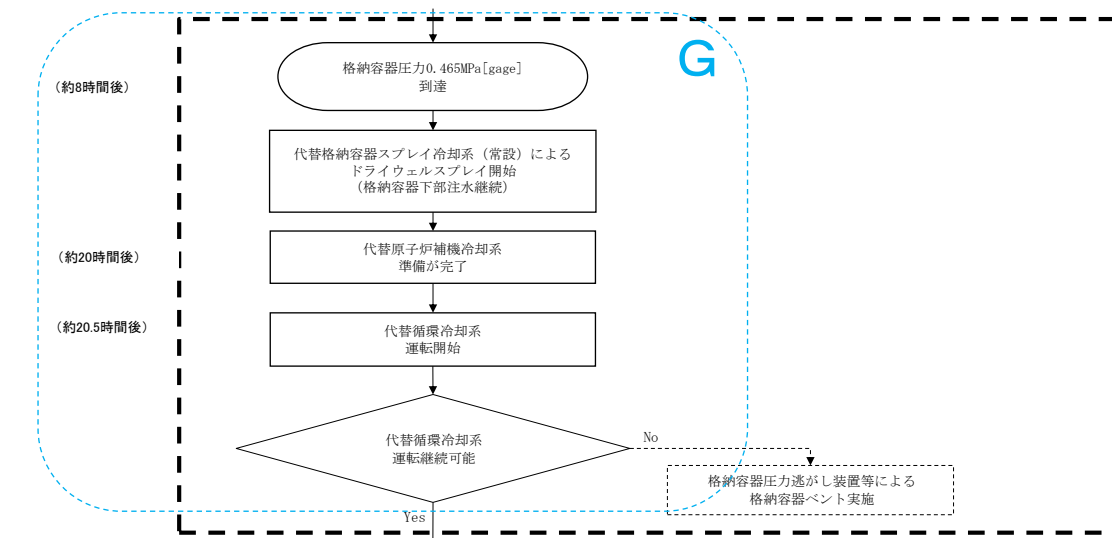
※4：「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇等により確認する。

(配慮すべき事項)

○重大事故等時の対応手段の選択

格納容器下部注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（常設）により格納容器下部へ注水する。





保安規定 添付3

操作手順

6. 格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段等

炉心損傷後

フロントライン系故障時

1. 代替格納容器スプレイ系による格納容器内の冷却

当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により格納容器内へスプレイし、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合^{※2}で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合^{※3}。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。

※3：「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウェル）、格納容器内圧力（サブプレッション・チェンバ）、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

(配慮すべき事項)

○重大事故等時の対応手段の選択

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の故障等により格納容器内の冷却ができない場合において、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内を冷却する。

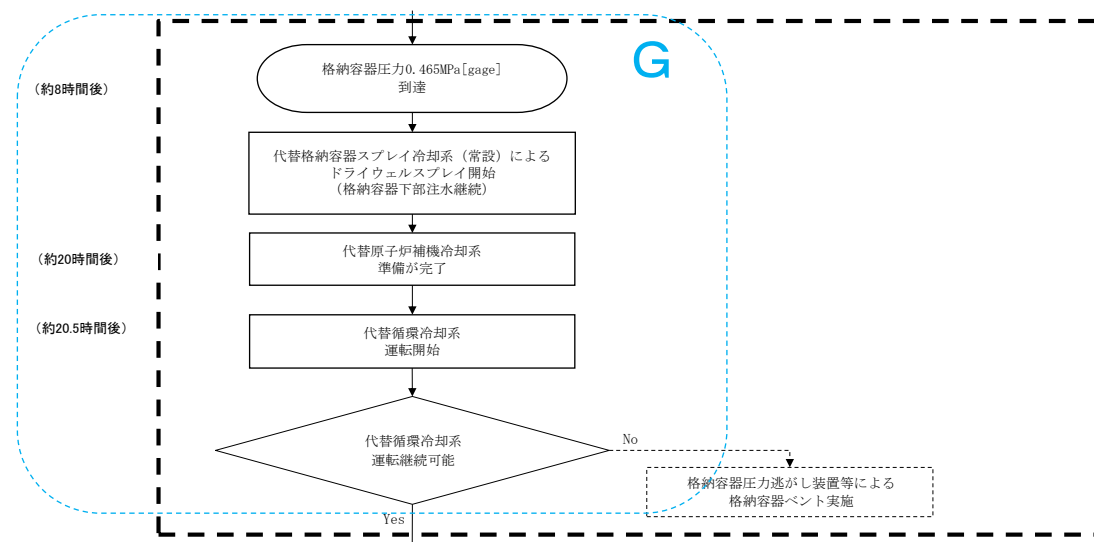
代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の冷却を実施する場合は、以下の優先順位でスプレイを実施する。

(1) 原子炉圧力容器破損前

- a. サプレッション・チェンバ内にスプレイ
- b. ドライウェル内にスプレイ

(2) 原子炉圧力容器破損後

- a. ドライウェル内にスプレイ
- b. サプレッション・チェンバ内にスプレイ



保安規定 添付3

操作手順

7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段等

2. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

当直副長及び緊急時対策本部は、格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

(1) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。

- a. 復水補給水系が使用可能^{※3}であること。
- b. 代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能であること。
- c. 格納容器内の酸素濃度が4 vol%以下^{※4}であること。

※1：格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）で格納容器内のガンマ線線量率が、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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。

※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッションプール）が確保されている場合。

※4：ドライ条件の酸素濃度を確認する。格納容器内酸素濃度（CAMS）にて4 vol%以下を確認できない場合は、代替格納容器スプレイを継続することで、ドライウェル側とサブプレッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。

(配慮すべき事項)

○重大事故等時の対応手段の選択

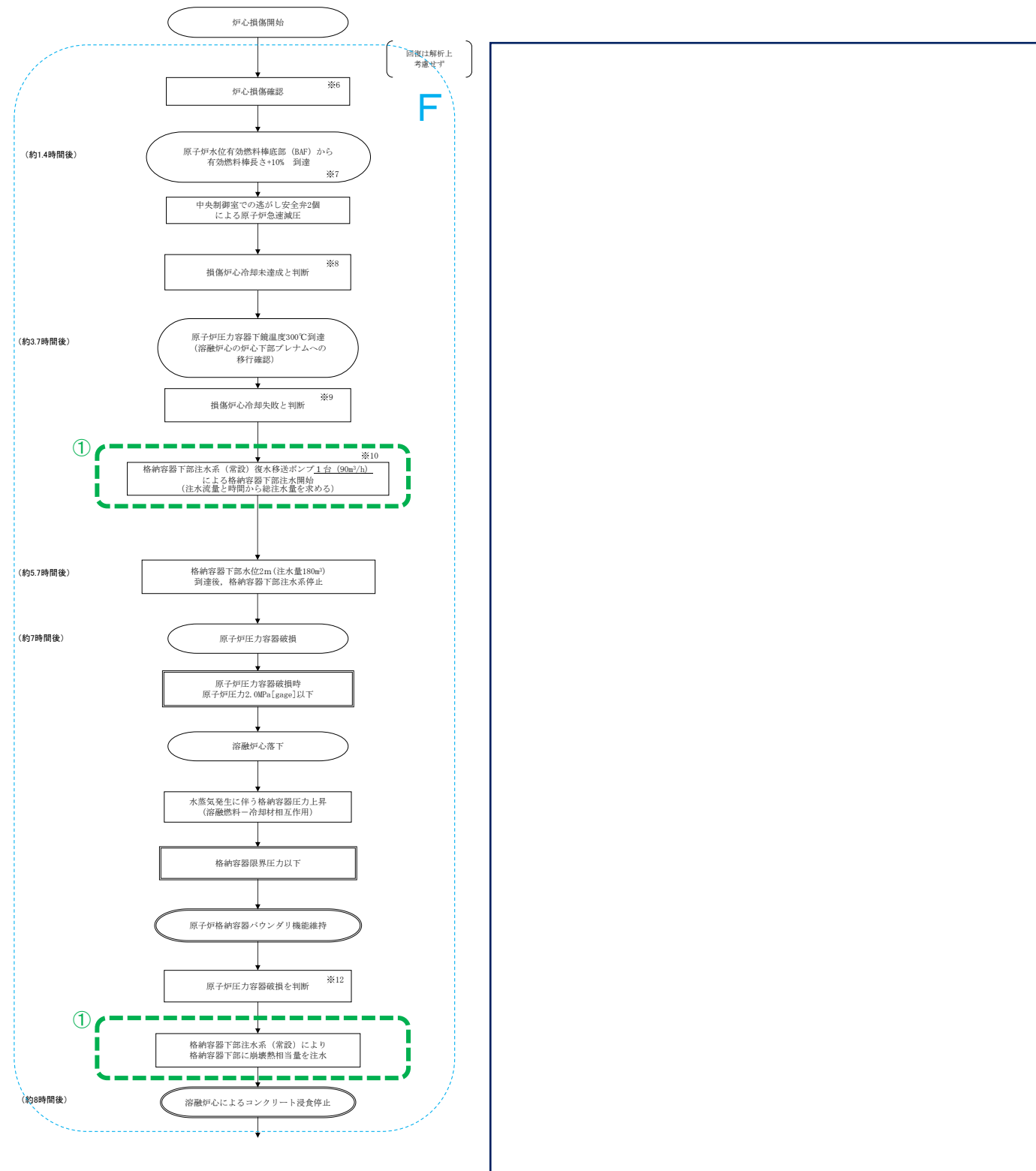
代替原子炉補機冷却系の設置が完了し、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水及び格納容器内へのスプレイを実施する。

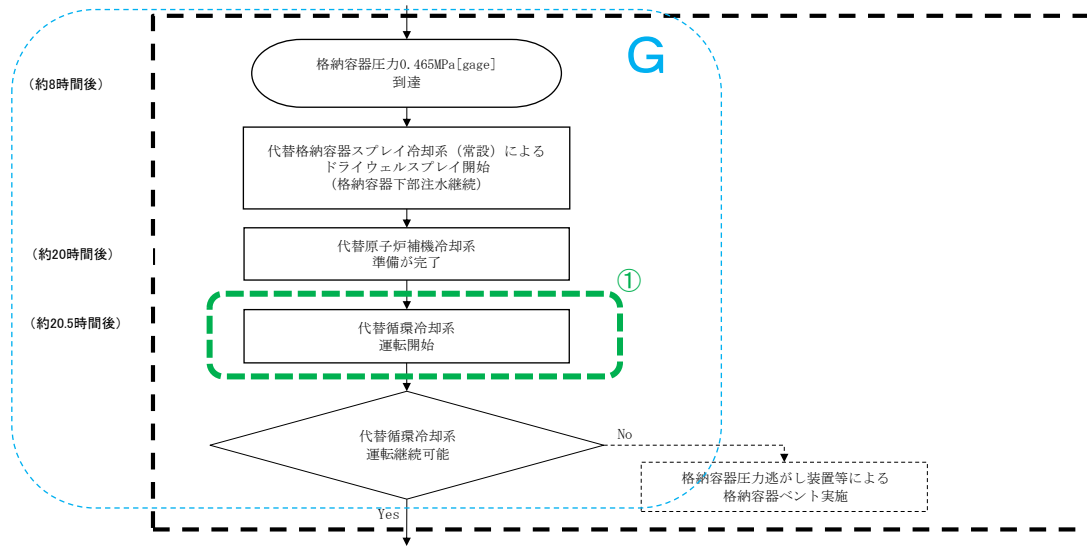
原子炉圧力容器の破損を判断した後は、代替循環冷却系により格納容器下部への注水及び格納容器内へのスプレイを実施する。

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 8	格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水※1	運転員 （中央制御室，現場）	4	35分以内

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）

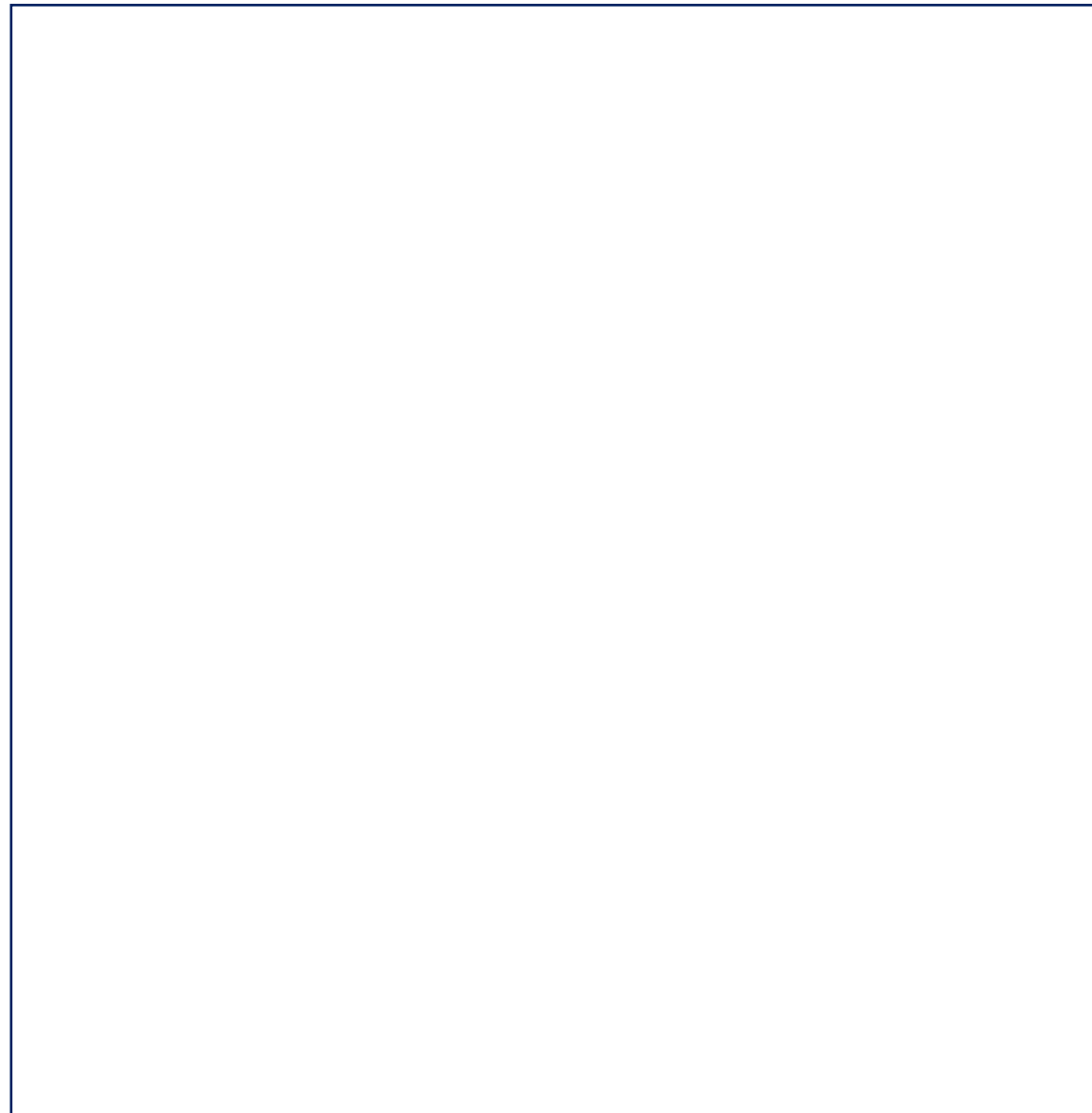




保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

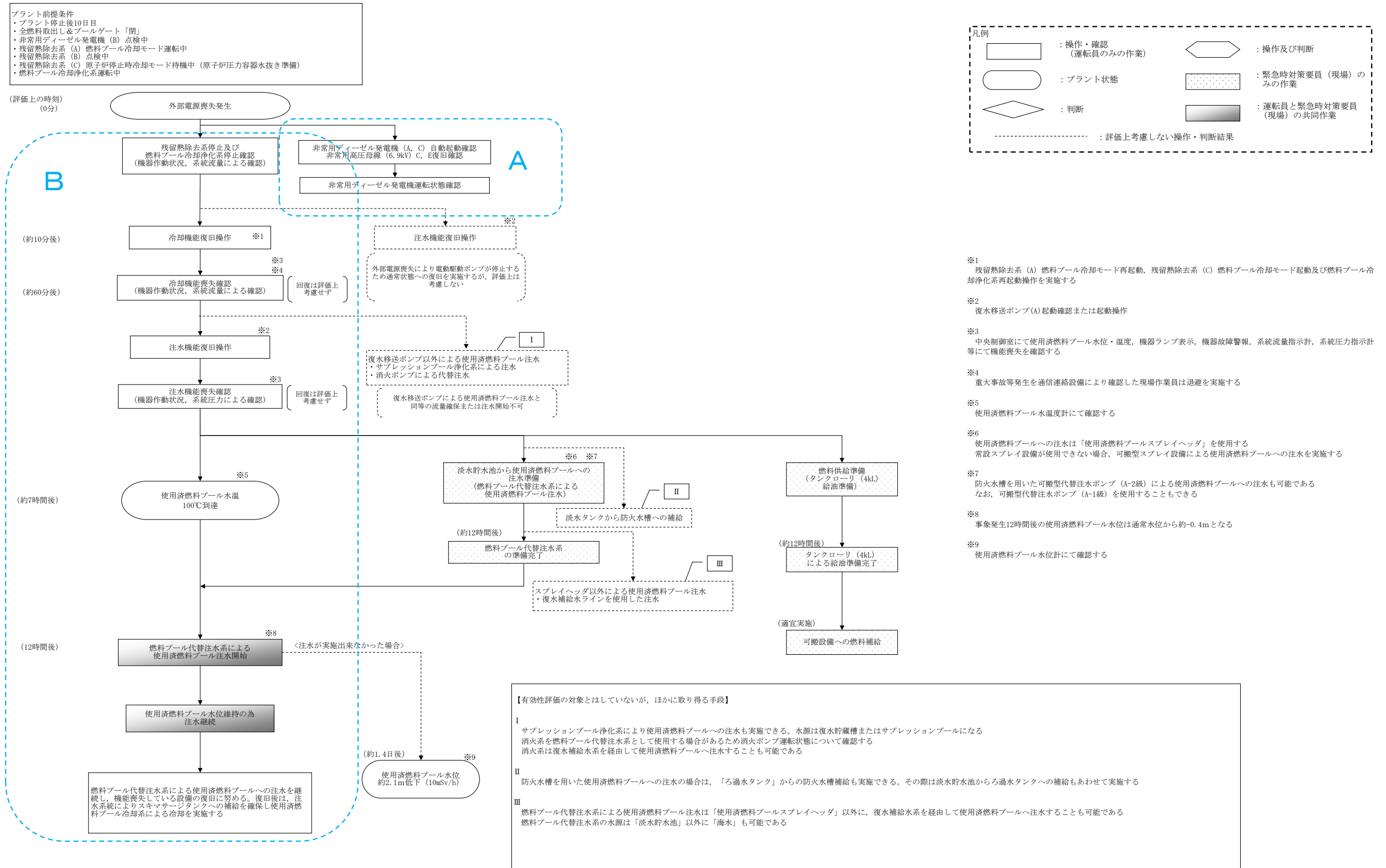
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 7	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 90 分

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）

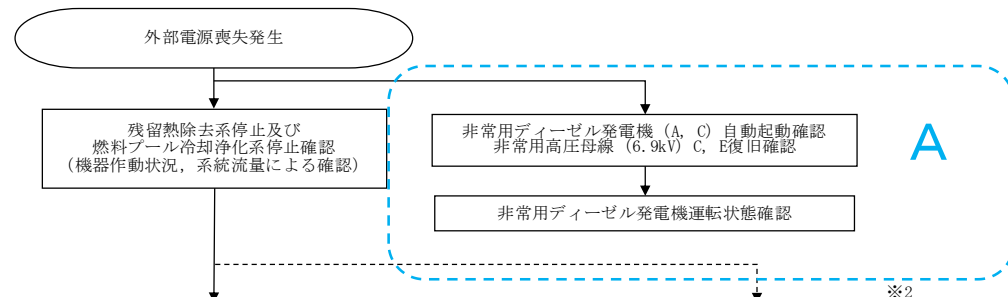


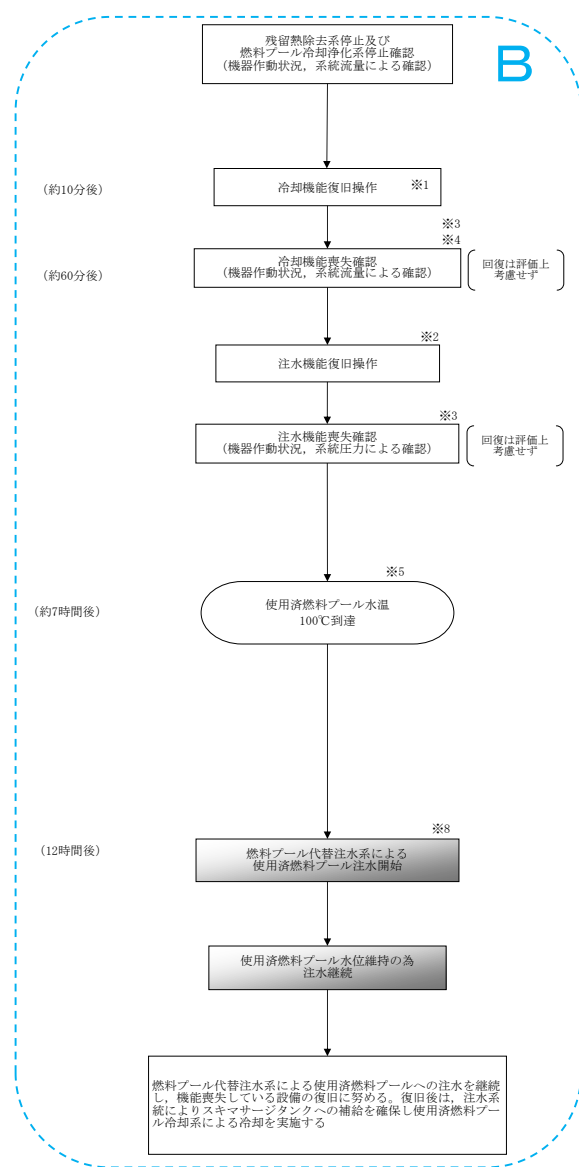
Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 13. 「想定事故1」の対応手順の概要

第7.3.1-2図 「想定事故1」の対応手順の概要



(評価上の時刻)
(0分)





保安規定 添付3

操作手順

1 1. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等

対応手段等

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時

1. 燃料プール代替注水

当直副長及び緊急時対策本部は、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッダ又は可搬型スプレイヘッダから使用済燃料プールへ注水する。

なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。

(1) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合は可搬型スプレイヘッダを使用した注水とする。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

重大事故等時の使用済燃料プールの監視

1. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

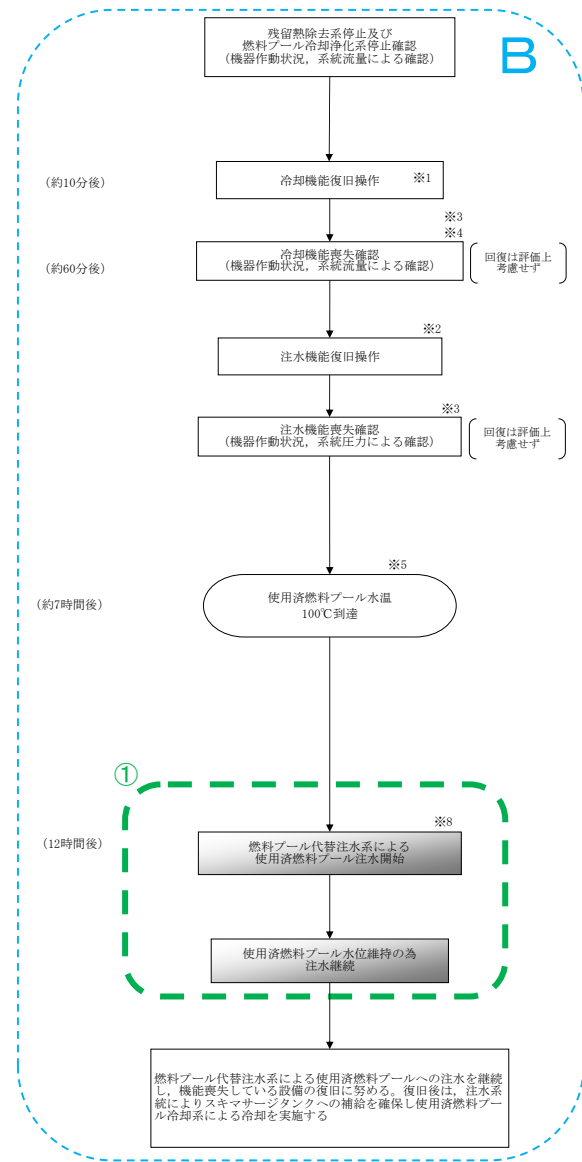
当直副長は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。

なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

(1) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

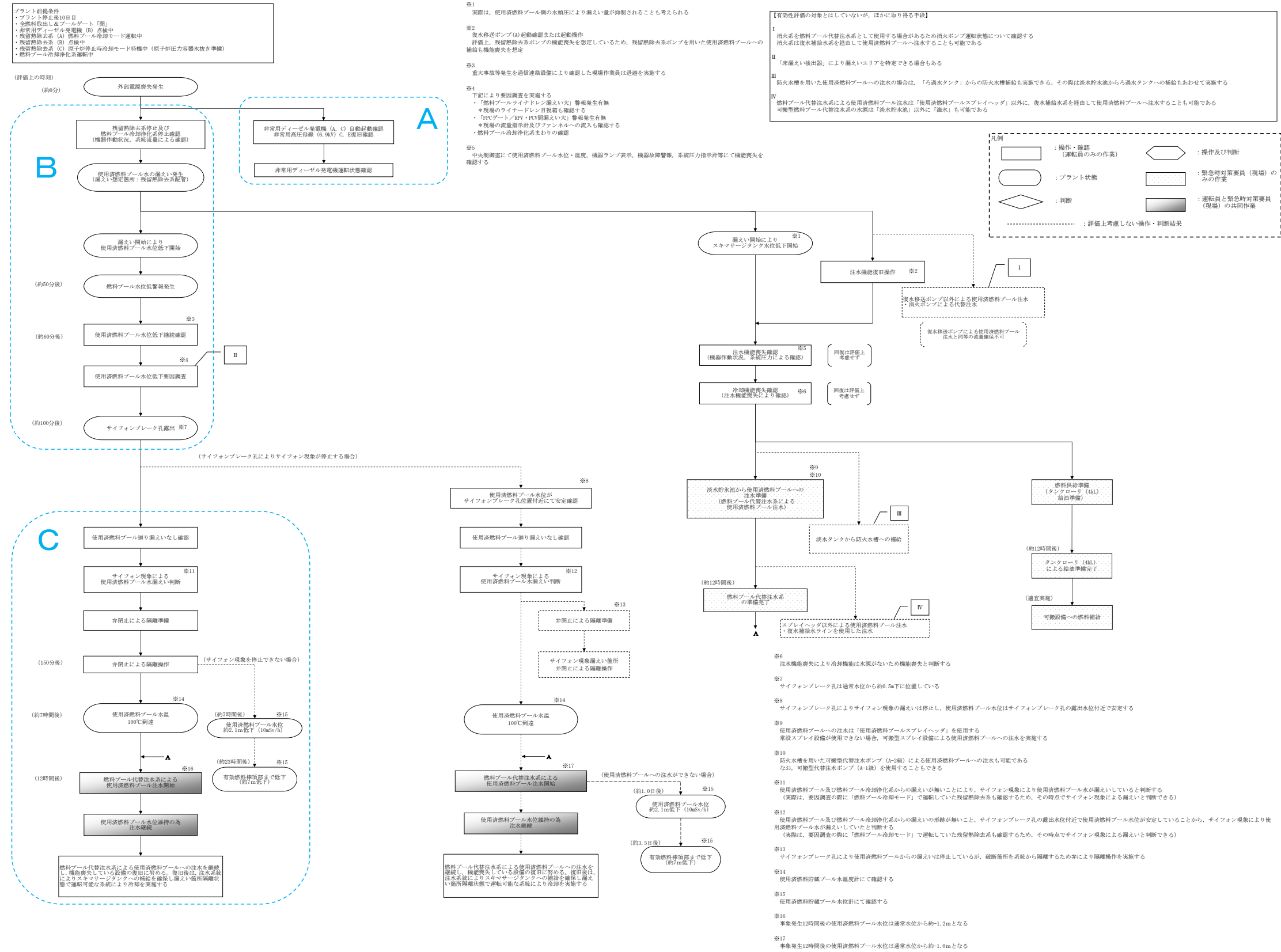
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 1	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1	運転員 (中央制御室)	1	330分以内
		緊急時対策要員	6	
② 1 1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約20分

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下、本表において同じ。)

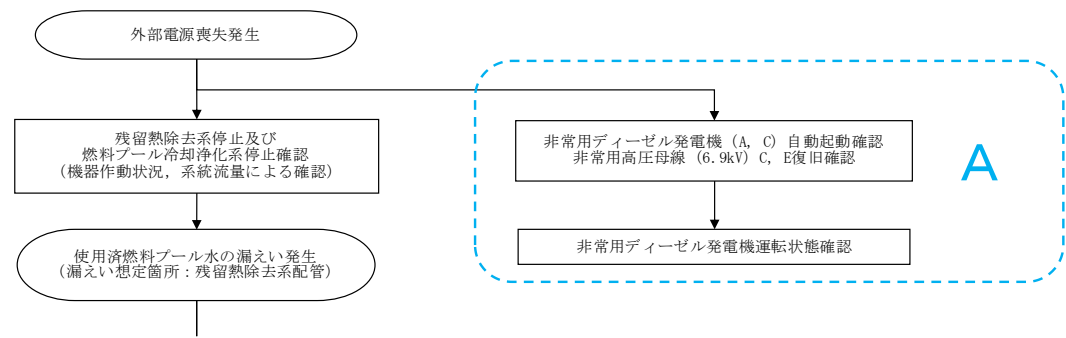
Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

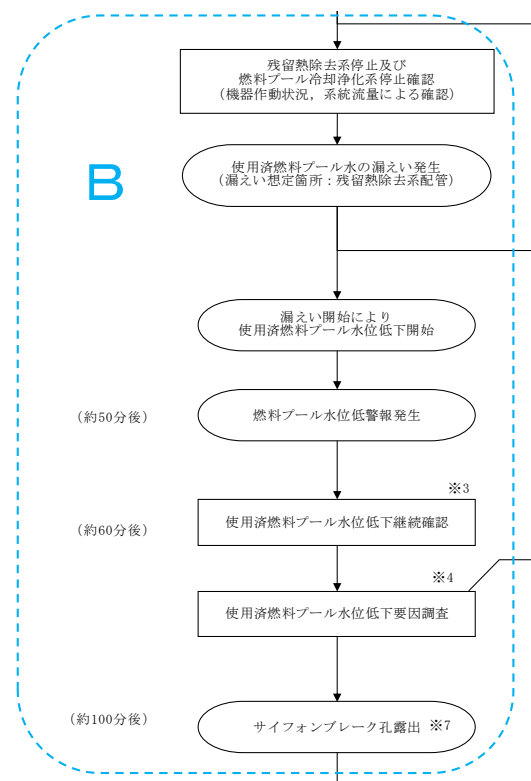
14. 「想定事故2」の対応手順の概要

第7.3.2-2図 「想定事故2」の対応手順の概要



(評価上の時刻)
(約0分)





保安規定 添付3

操作手順

1 1. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等

対応手段等

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時

2. 漏えい抑制

当直副長は、使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。

さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。

(1) 手順着手の判断基準

燃料プール水位低警報が発生した場合。

重大事故等時の使用済燃料プールの監視

1. 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

当直副長は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。

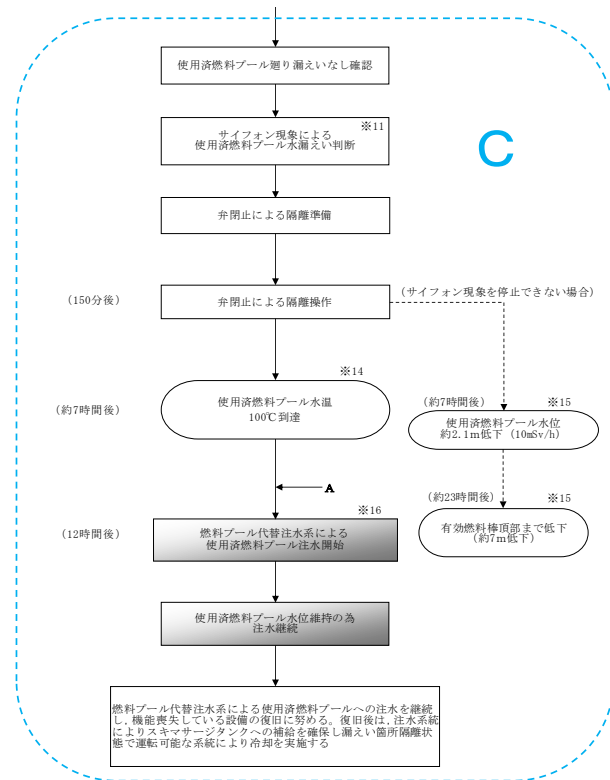
なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

(1) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。



保安規定 添付3

操作手順

1 1. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等

対応手段等

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時

1. 燃料プール代替注水

当直副長及び緊急時対策本部は、残留熱除去系（燃料プール冷却モード）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。

なお、燃料プール代替注水系による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。

(1) 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合は可搬型スプレイヘッドを使用した注水とする。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

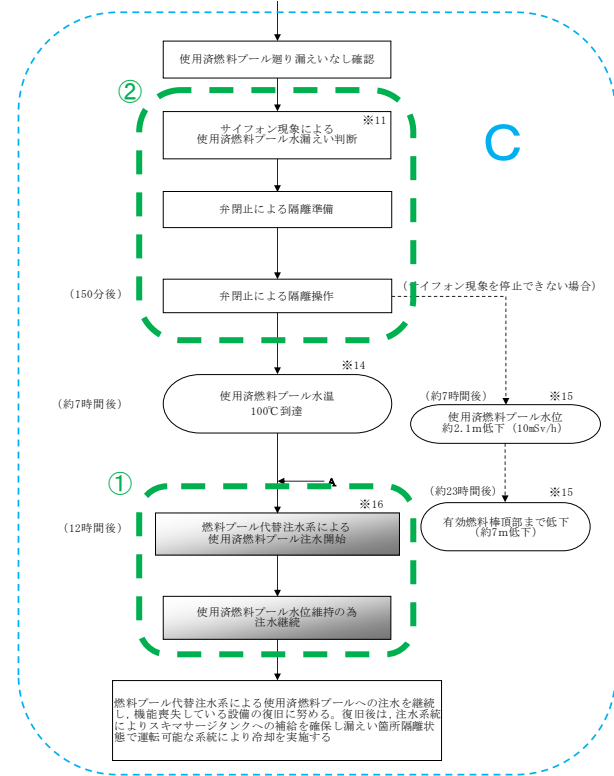
2. 漏えい抑制

当直副長は、使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。

さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。

(1) 手順着手の判断基準

燃料プール水位低警報が発生した場合。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

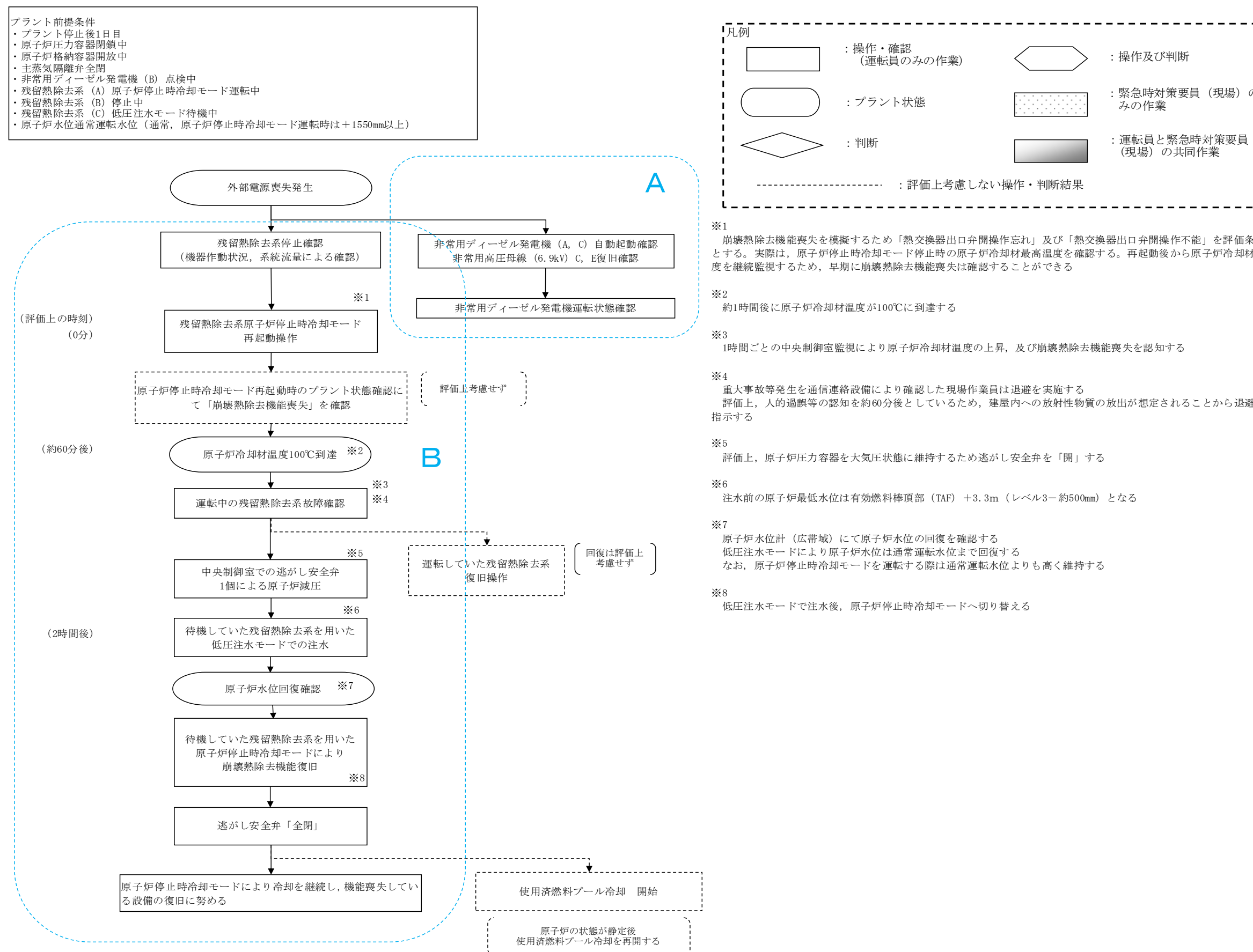
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 1	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) ※1	運転員 (中央制御室)	1	330分以内
		緊急時対策要員	6	
② 1 1	漏えい抑制 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	4	90分以内
③ 1 1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約20分

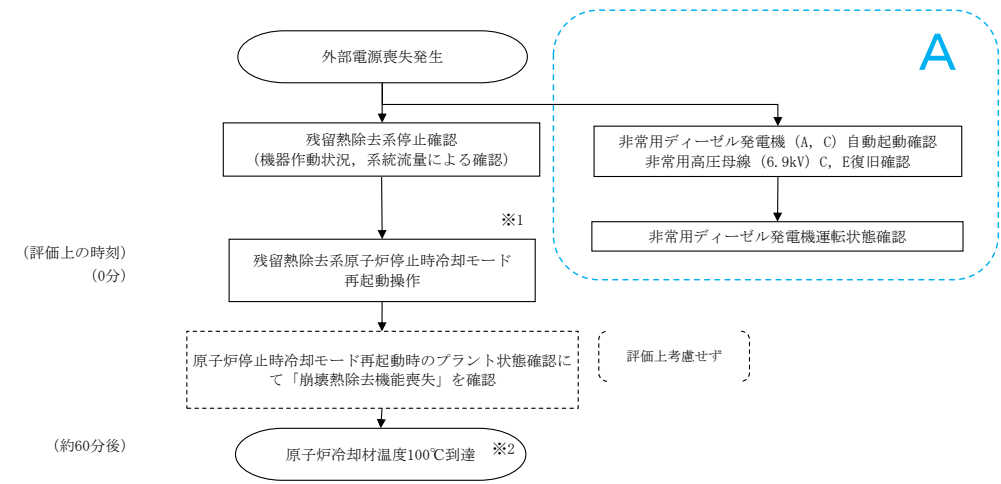
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)

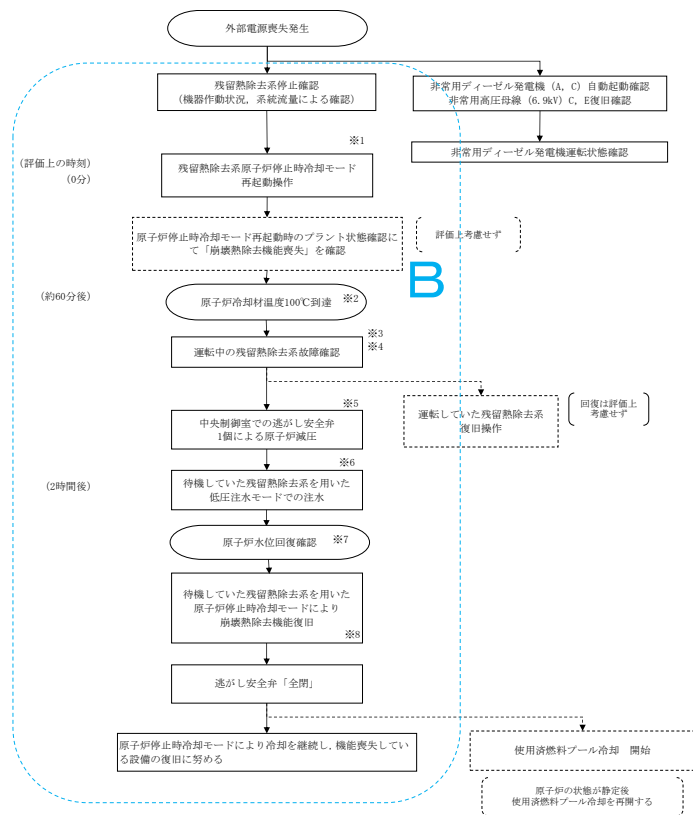
Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

15. 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要

第7. 4. 1-3図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要







保安規定 添付3

操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

対応手段等

重大事故等対処設備（設計基準拡張）

当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。

1. 手順着手の判断基準

低圧注水モードについては、給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず，原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

原子炉停止時冷却モードについては，原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され，かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。

操作手順

5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

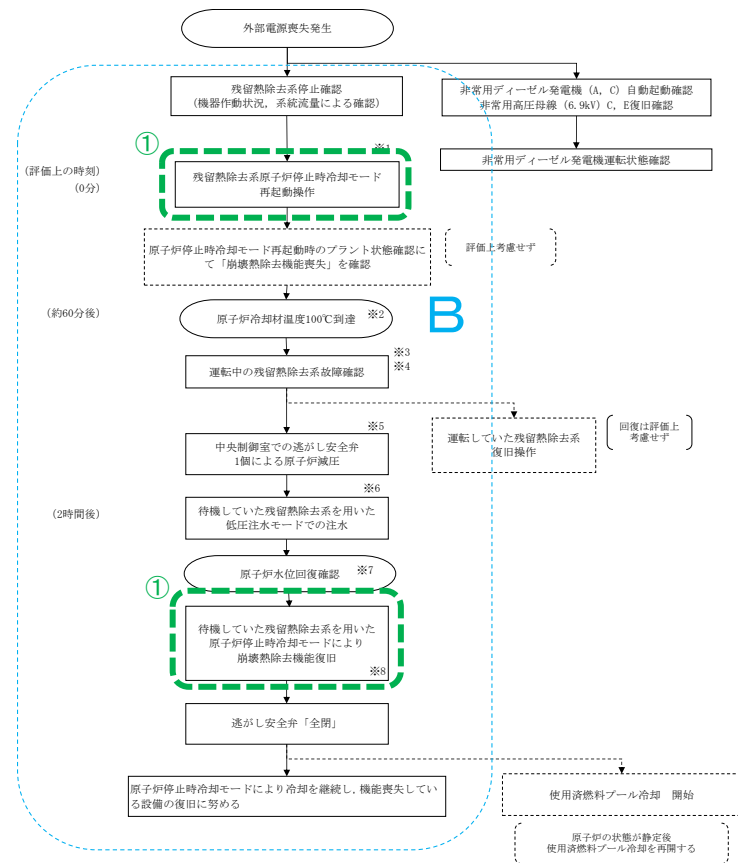
対応手段等

重大事故等対処設備（設計基準拡張）

当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード，サブプレッションプール水冷却モード又は格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系が健全であれば，これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。

(1) 手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び格納容器内の除熱が必要な場合。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

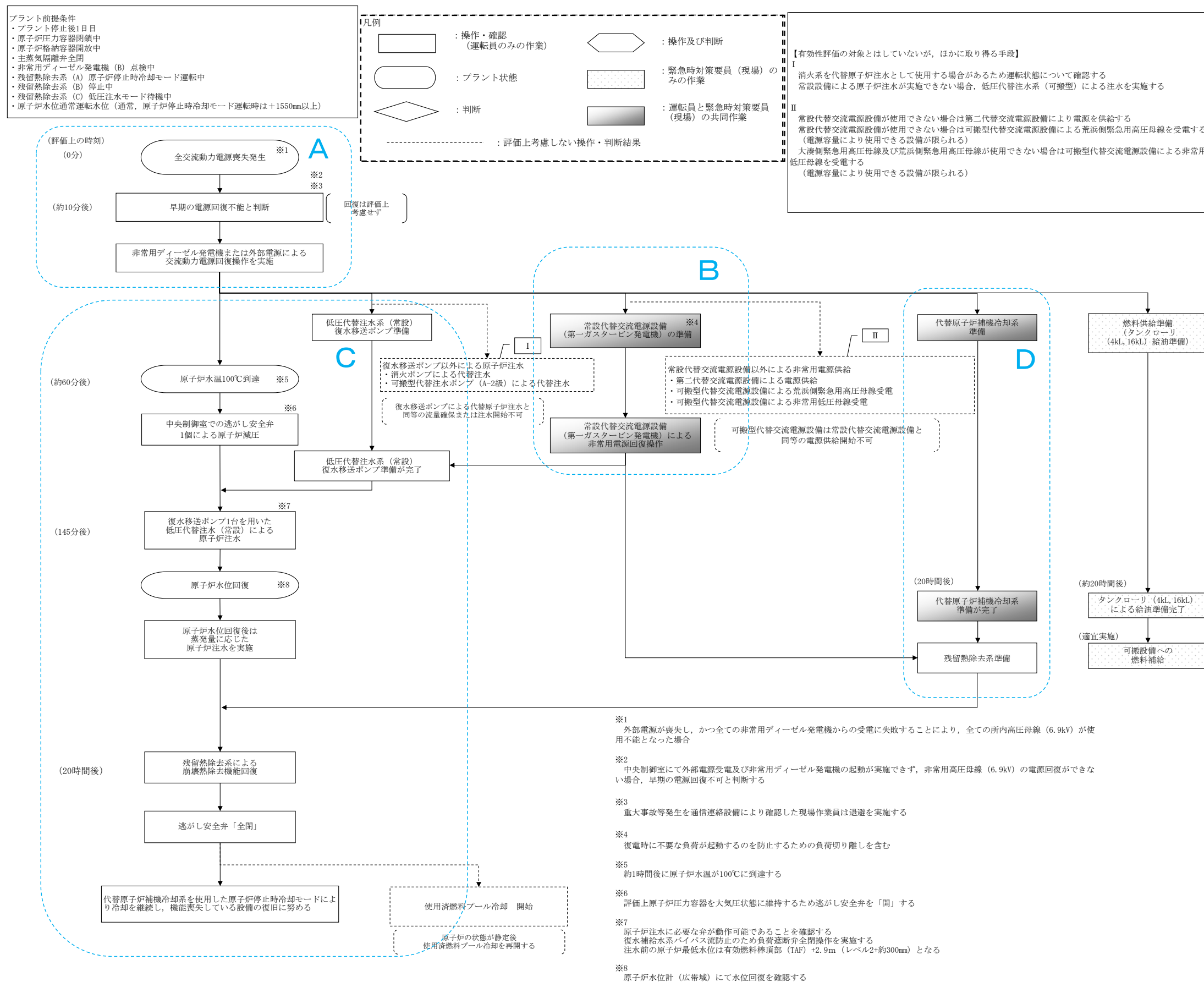
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 4	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉からの除熱(設計基準拡張) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内

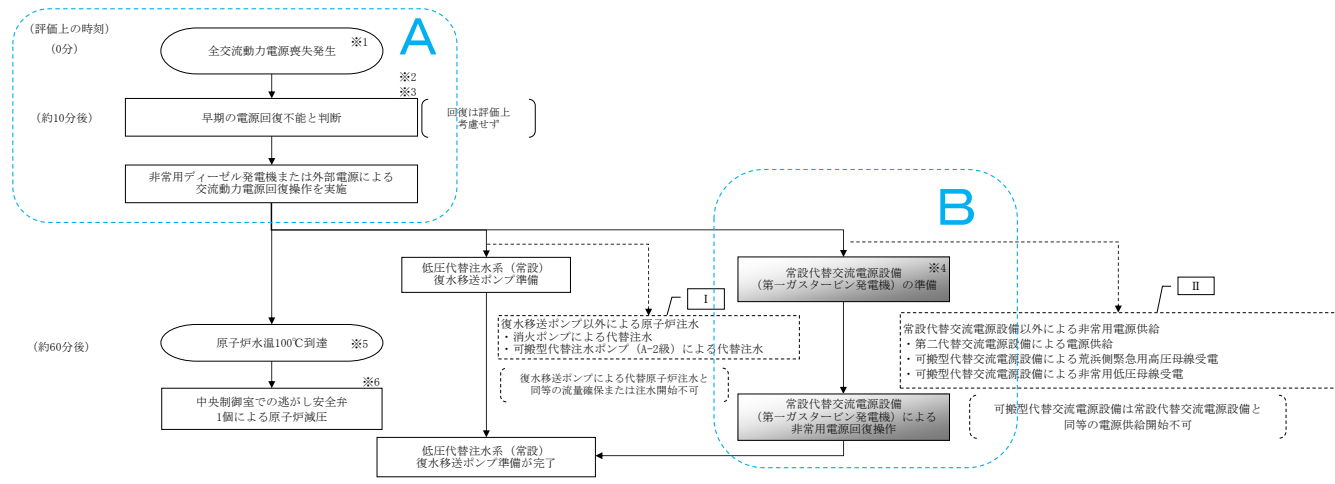
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)

Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

16. 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

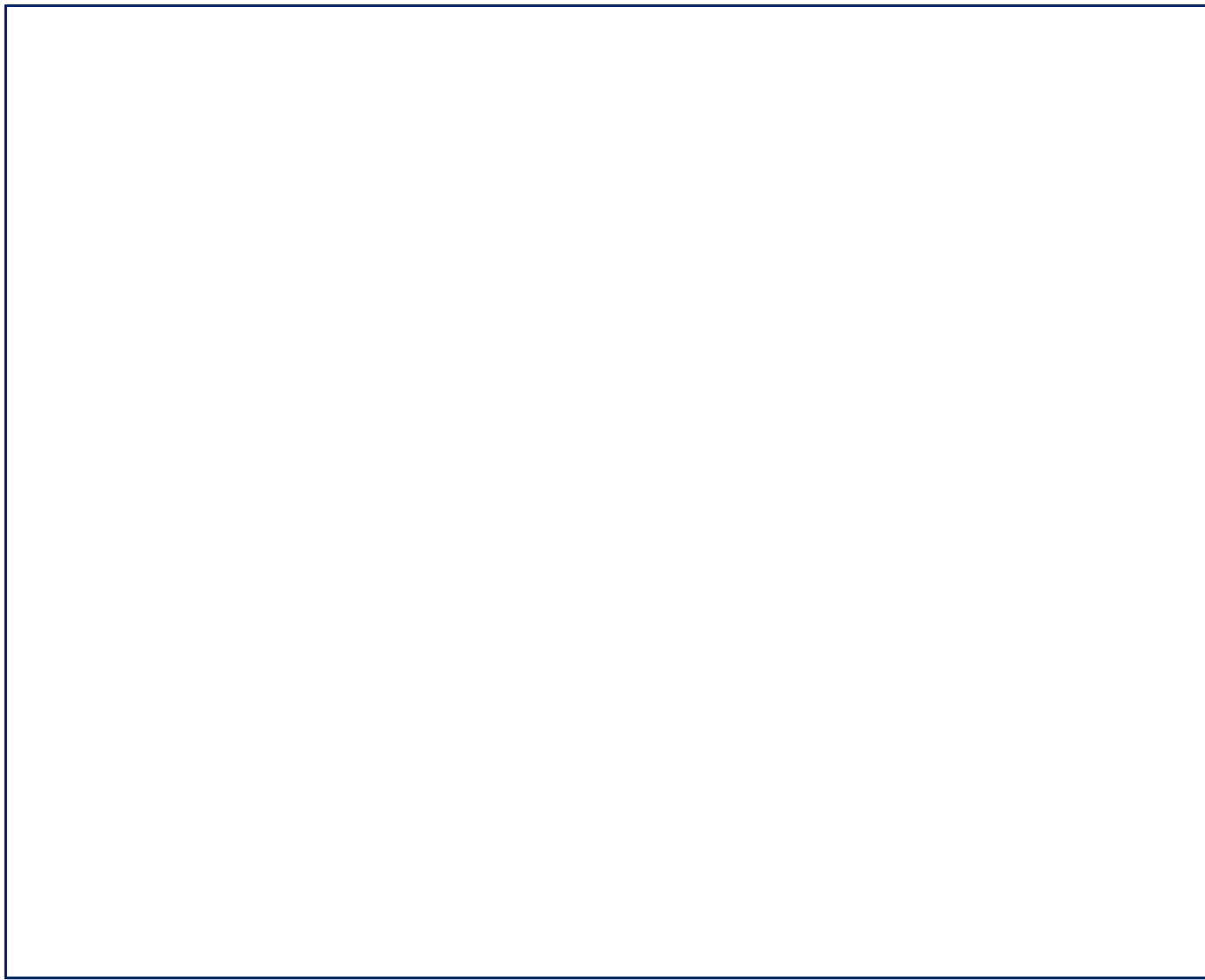
第7. 4. 2-3図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

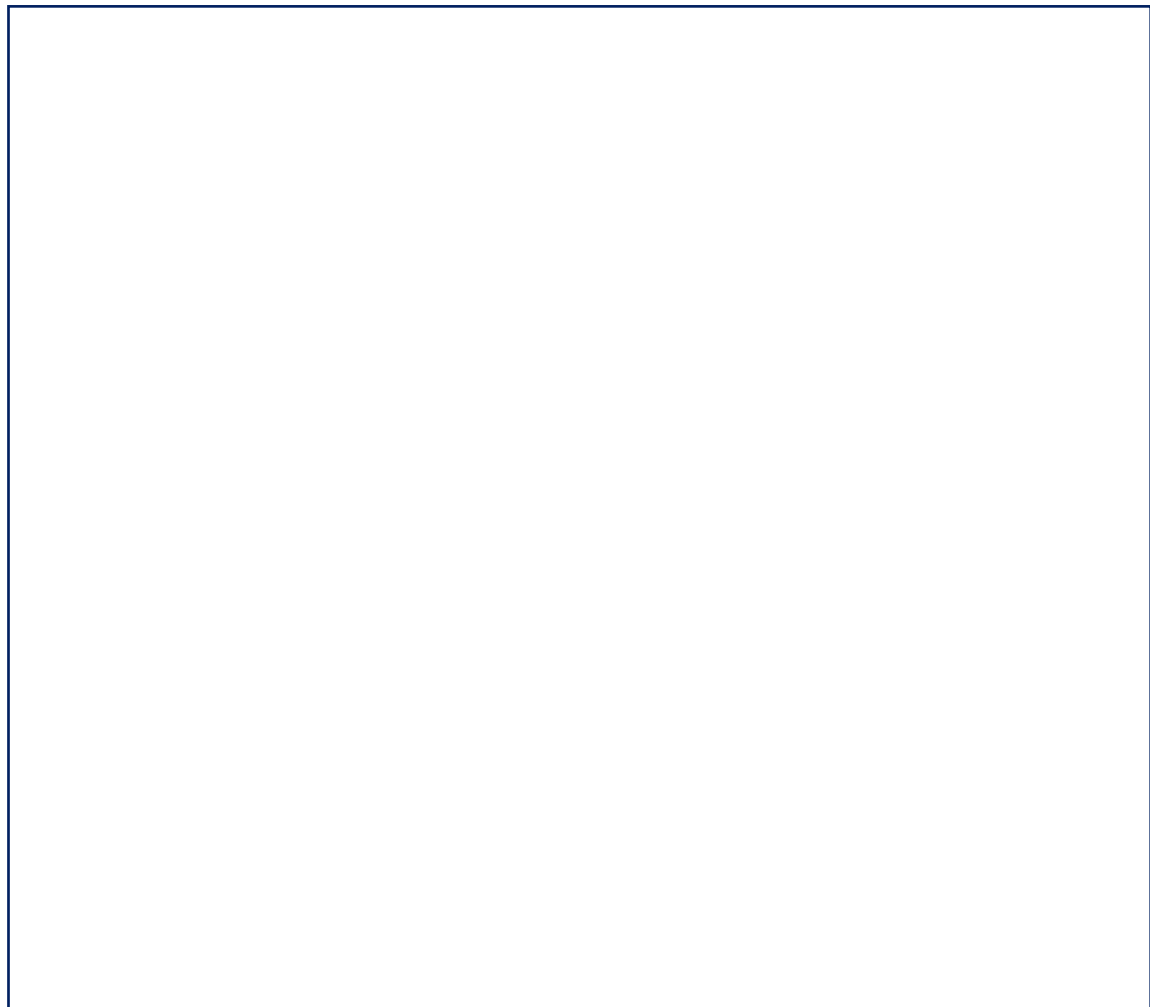
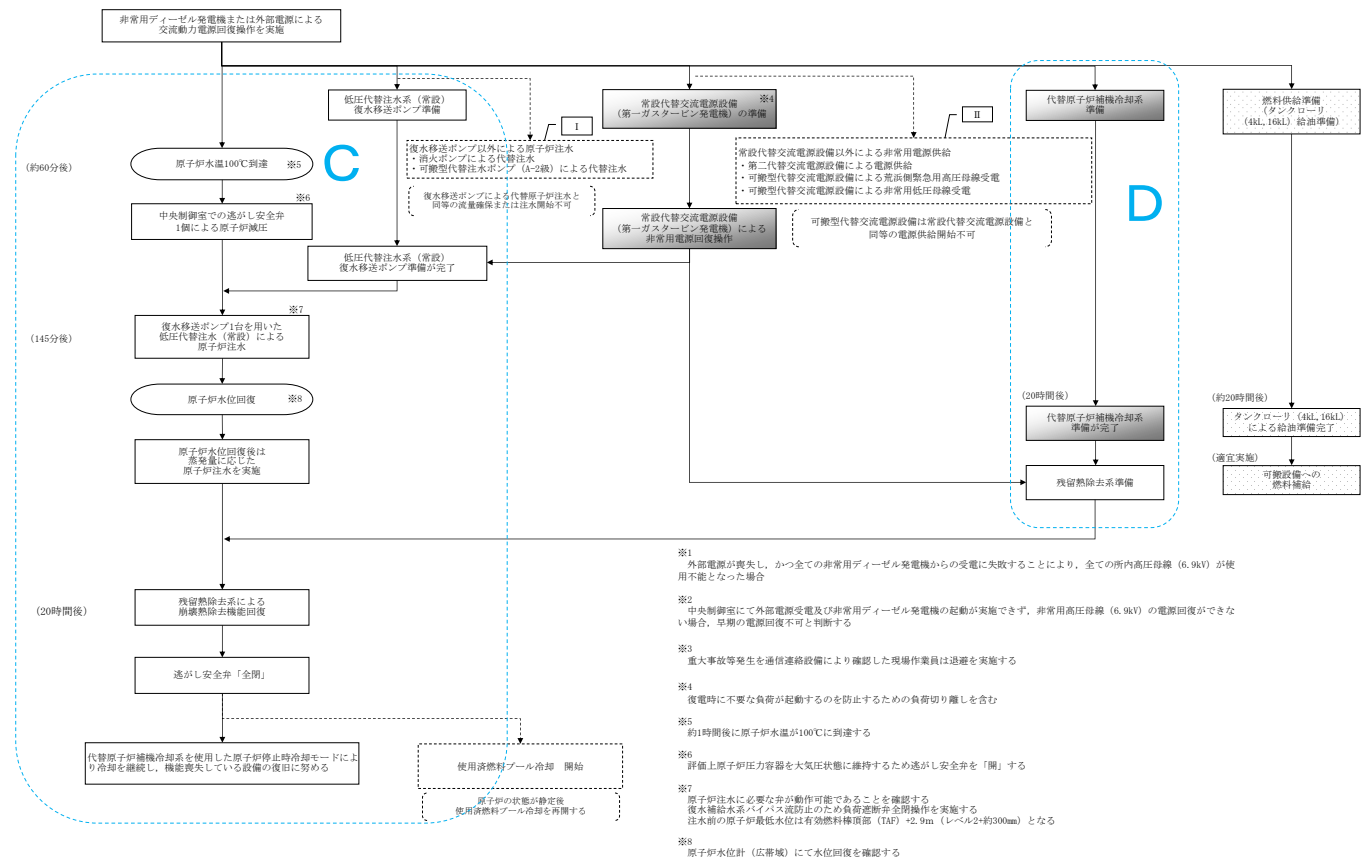




保安規定 添付3

<p>操作手順</p> <p>1 4. 電源の確保に関する手順等</p>
<p>対応手段等</p> <p>交流電源喪失時</p> <p>1. 代替交流電源設備による給電</p> <p>当直副長及び緊急時対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <p>(1) 常設代替交流電源設備を用いて給電する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系へ給電できない場合。</p>





保安規定 添付3

操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

対応手段等

原子炉停止中の場合

フロントライン系故障時

1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却

当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。

a. 手順着手の判断基準

「対応手段等 原子炉運転中の場合 フロントライン系故障時 1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却 a. 手順着手の判断基準」と同じ。

原子炉停止中の場合

サポート系故障時

1. 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

当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧代替注水系による原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）を復旧し、原子炉の除熱を実施する。

(1) 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が使用可能な状態※1に復旧された場合。

※1:設備に異常がなく、電源及び補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。

操作手順

5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段等

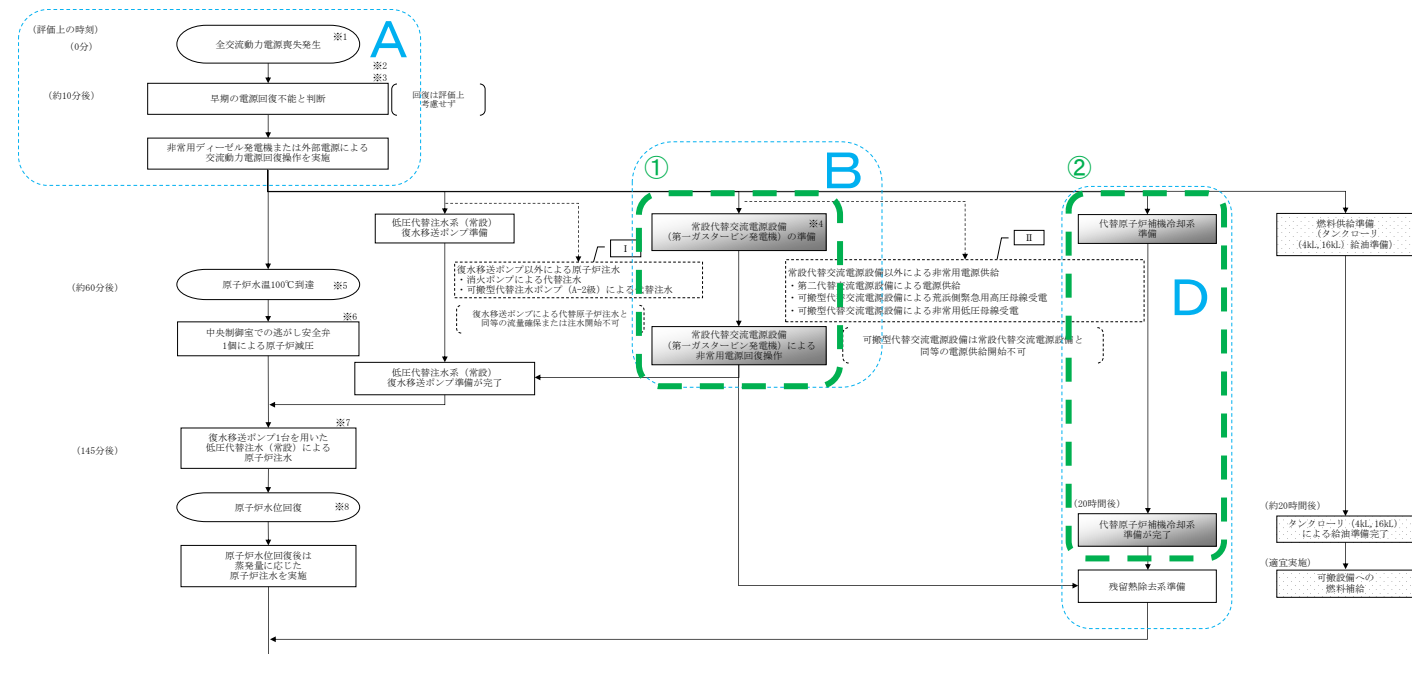
サポート系故障時

1. 代替原子炉補機冷却系による除熱

当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系の故障等又は全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、代替原子炉補機冷却系、残留熱除去系等により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。

(1) 手順着手の判断基準

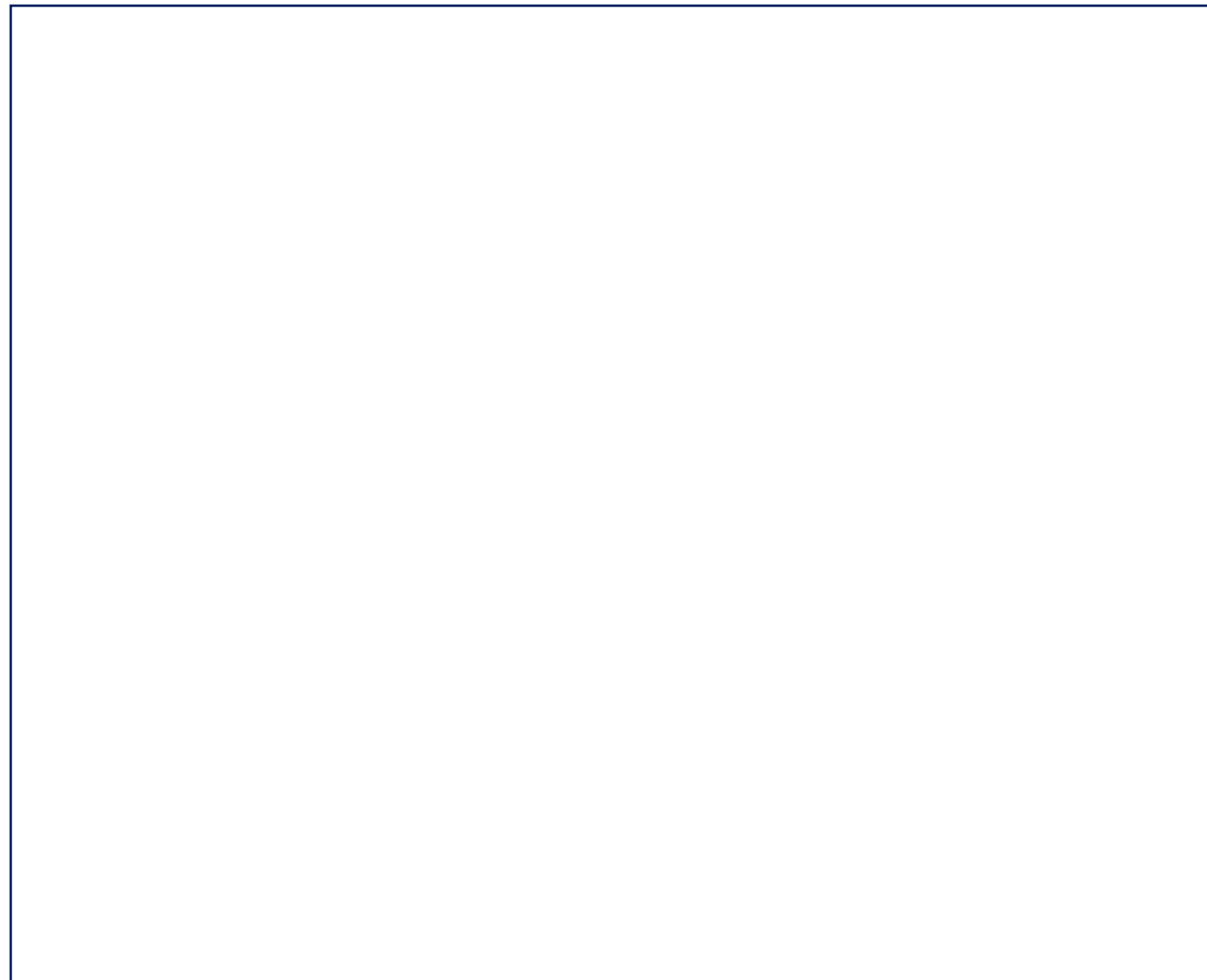
原子炉補機冷却水系の故障又は全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却水系を使用できない場合。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50分以内
② 5	代替原子炉補機冷却系による除熱 ※1	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 13	約540分

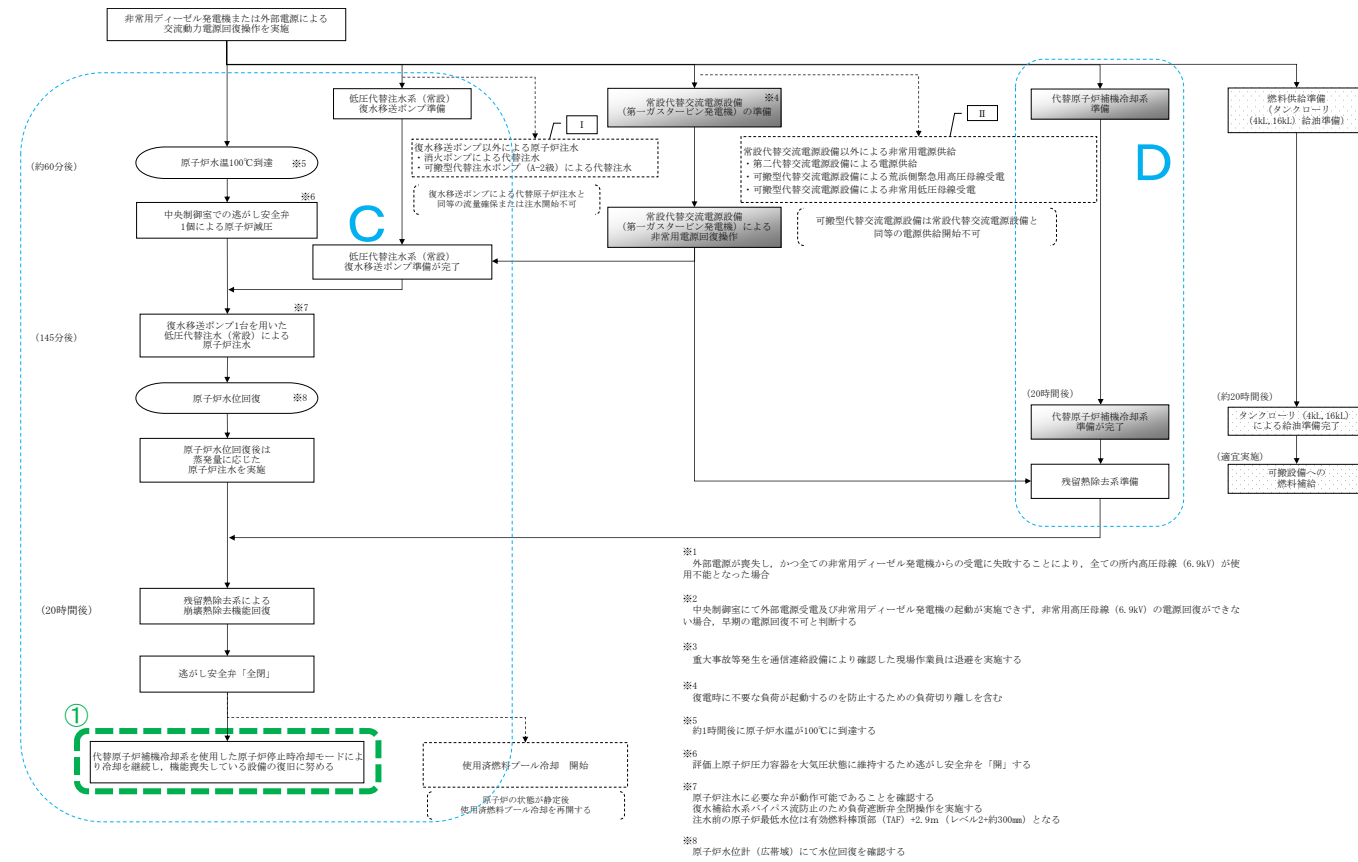
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 4	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	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内

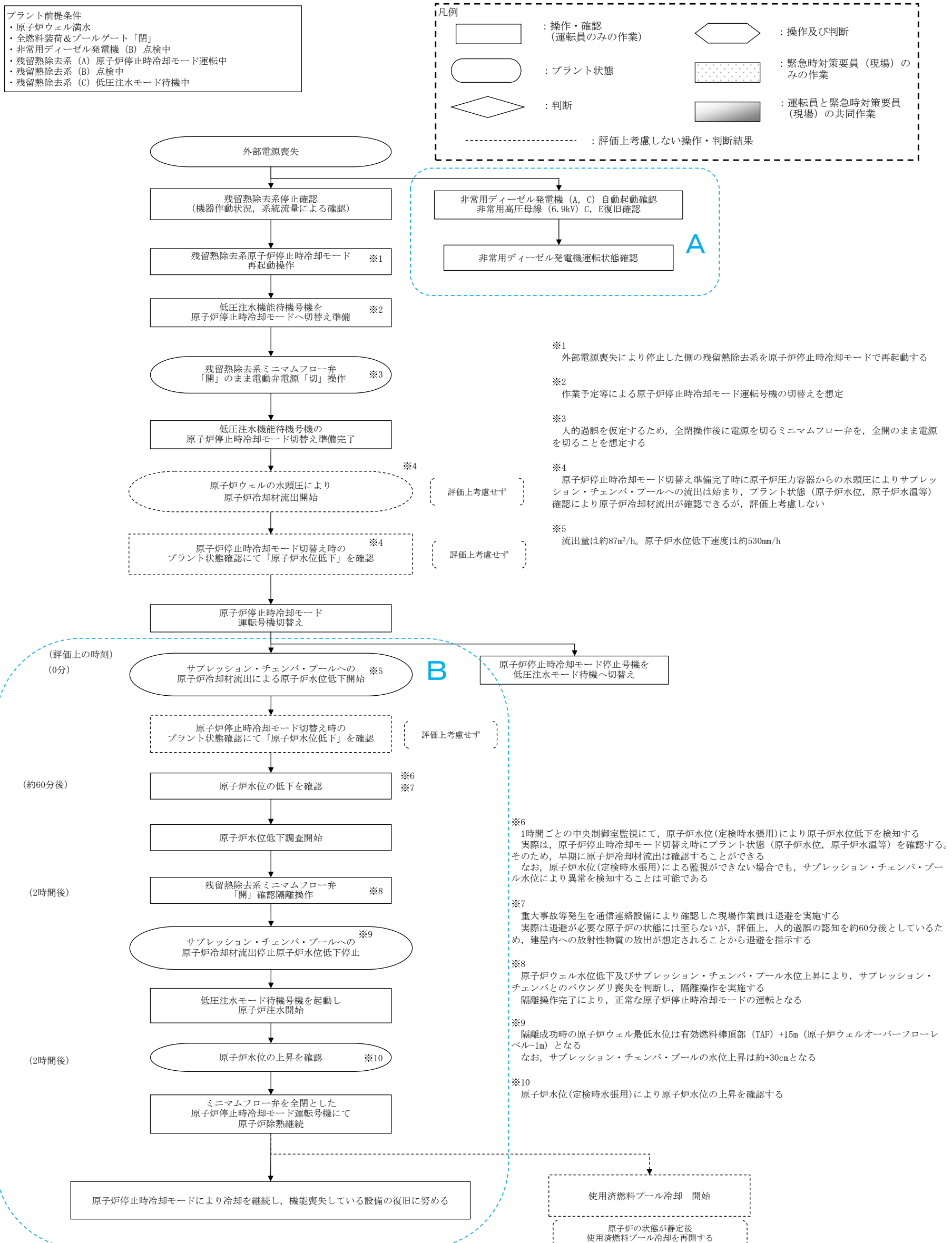
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)

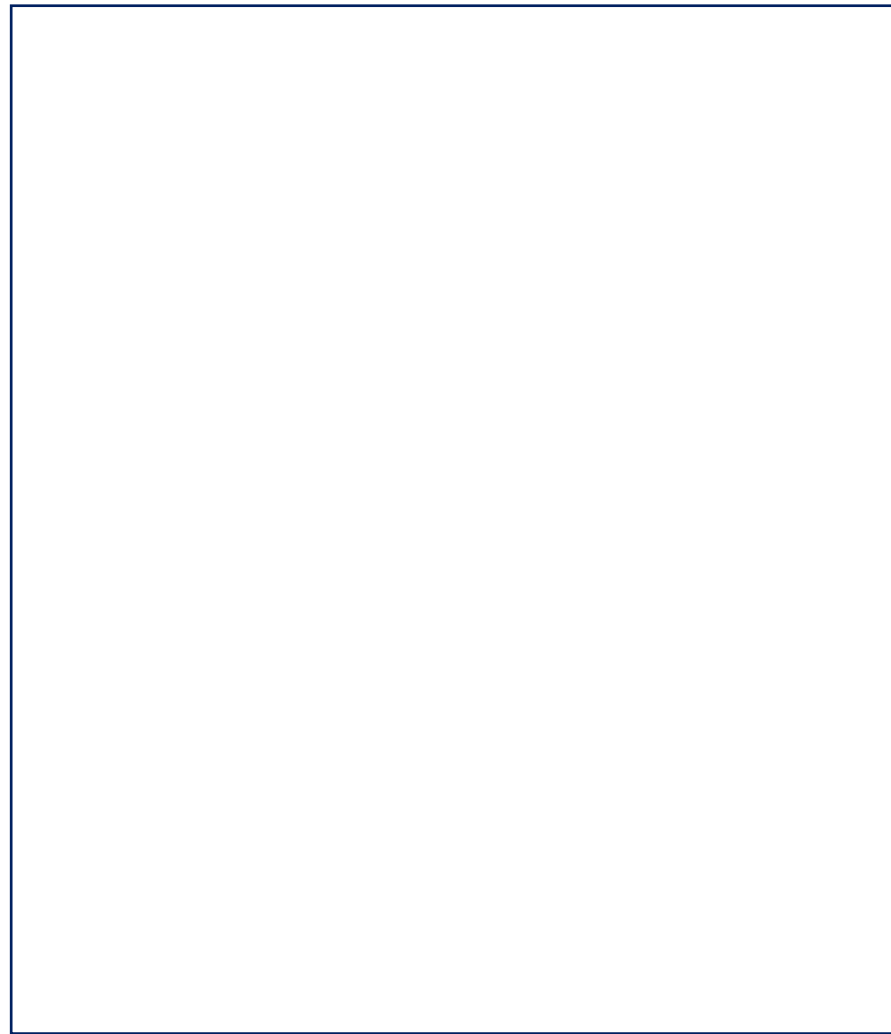
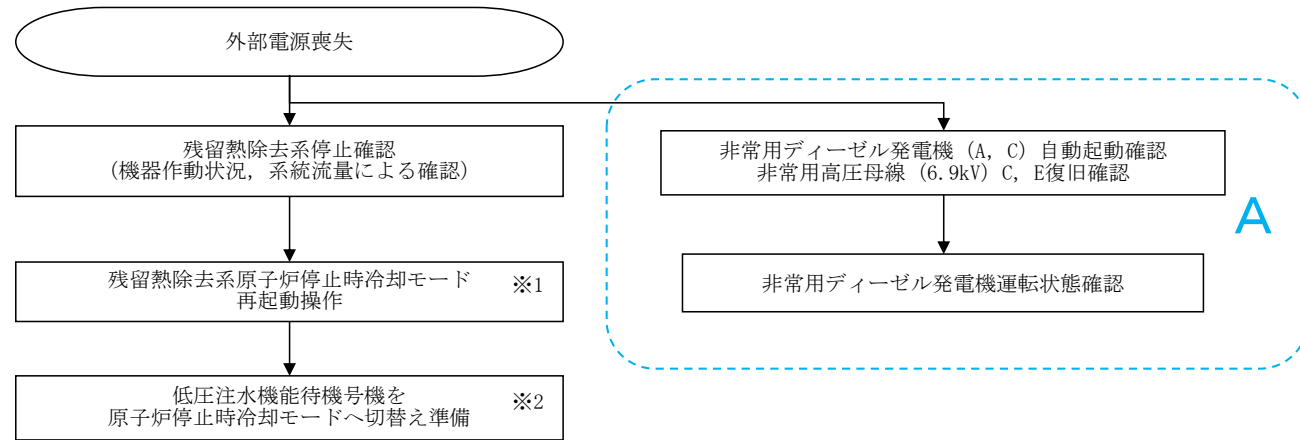


III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

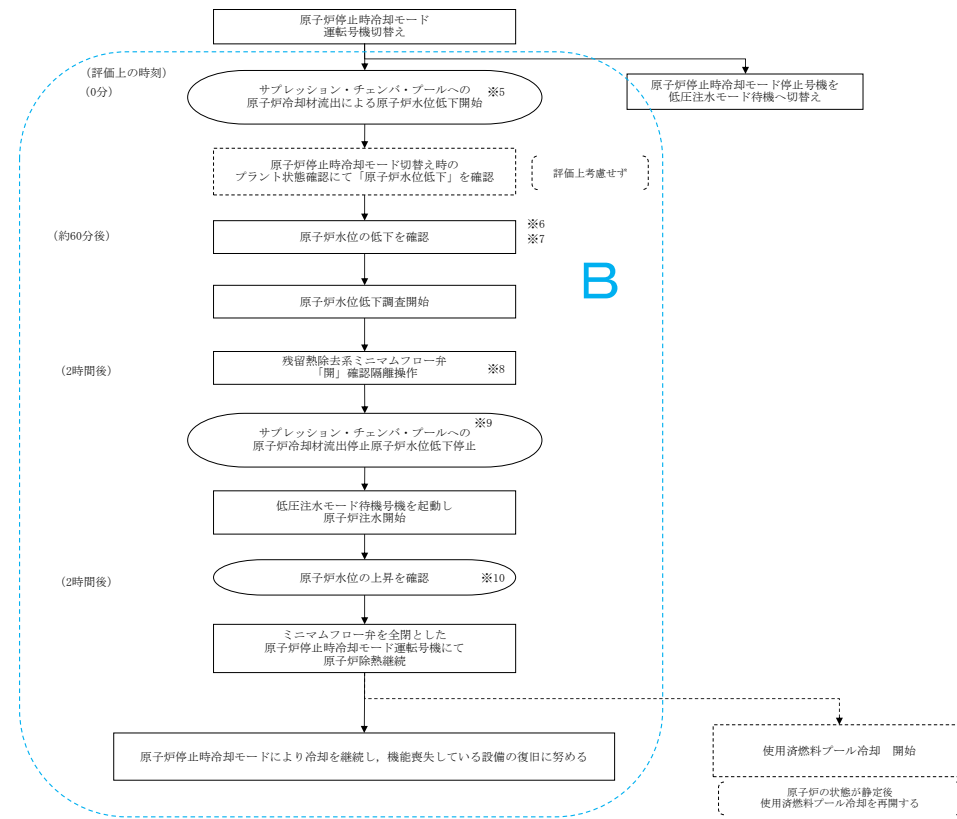
17. 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

第7. 4. 3-3図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要





保安規定 添付3



操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に原子炉を冷却するための手順等

対応手段等

重大事故等対処設備（設計基準拡張）

当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード又は原子炉停止時冷却モード）が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。

1. 手順着手の判断基準

低圧注水モードについては、給水・復水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

原子炉停止時冷却モードについては、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。

操作手順

5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段等

重大事故等対処設備（設計基準拡張）

当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サプレッションプール水冷却モード又は格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。

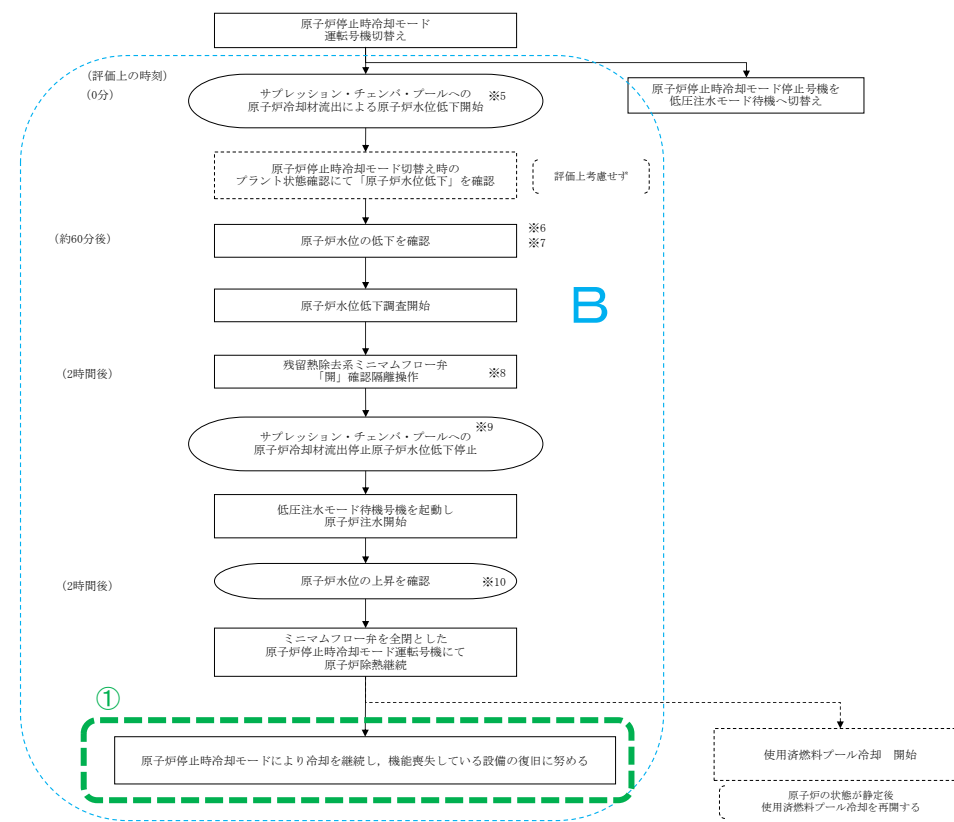
(1) 手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び格納容器内の除熱が必要な場合。

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 4	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉からの除熱(設計基準拡張) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



2. 火災, 溢水, その他自然災害及び有毒ガスに係る対応と保安規定記載内容について

目 次

I. 火災発生時の対応について.....	2-I-1
II. 内部溢水発生時の対応について.....	2-II-1
III. 津波発生時の対応について.....	2-III-1
IV. 竜巻発生時の対応について.....	2-IV-1
V. 火山（降灰）発生時の対応について.....	2-V-1
VI. 有毒ガス発生時の対応について.....	2-VI-1

I. 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①消火用水の確保 ②防火帯の維持・管理 ③巡視点検（火災発生有無の確認） ④持込可燃物の管理 ⑤火気作業時の管理 ⑥延焼防止 ⑦保守管理・点検</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>①⑤消火要員による消火活動 ②故障警報発生時の対応 ③⑧火災感知器動作時の対応 ③⑥⑦消火設備動作時及び使用時の対応 ④自動ガス消火設備動作時の対応 ⑨⑪排煙設備の起動 ⑩水素感知時の対応 ⑫⑬外気取入ダンパ閉、換気空調系の停止、再循環運転 ⑭代替設備の確保 ⑮原子炉施設の損傷の有無を確認 ⑯火災発生の有無の確認</p>	<p>第17条 〔7号炉〕 防災安全GMは、火災が発生した場合（以下「火災発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、防災安全部長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>(1) 発電所から消防機関へ通報するために必要な専用回線を使用した通報設備設置^{※2}に関すること</p> <p>(2) 火災発生時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に関すること</p> <p>(3) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</p> <p>(4) 火災発生時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資機材の配備に関すること</p> <p>(5) 発電所における可燃物の適切な管理に関すること</p> <p>2. 各GMは、前項の計画に基づき、火災発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各GMは、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。防災安全GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性がある^{※3}と判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>※1：消防機関への通報、消火又は延焼の防止 その他公設消防隊が火災の現場に到着</p>	<p>1 火災 1. 5 手順書の整備 (1) 防災安全GMは、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計画に以下の項目を含める。 ア. 火災防護対策を実施するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理に必要な要員の確保及び教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の保守管理、点検及び火災情報の共有化等 イ. 原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策 ウ. 重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知及び消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策 エ. その他の原子炉施設については、消防法、建築基準法、日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策 オ. 安全施設を外部火災から防護するための運用等 (2) 防災安全GMは、火災発生時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体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。 ア. 消火活動 ①各GMは、火災発生現場の確認及び中央制御室への連絡並びに消火器、消火栓等を用いた消火活動を実施する。 イ. 消火設備故障時の対応 ②当直長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室及び必要な現場の制御盤の警報の確認を実施する。 ウ. 消火設備のうち、自動ガス消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応 (ア) ③当直長は、火災感知器が作動した場合、火災区域又は火災区画からの退避警報、自動ガス消火設備の動作状況の確認を実施する。 (イ) ④当直長は、自動ガス消火設備の動作後の消火状況の確認、消火状況を踏まえた消火活動の実施、プラント運転状況の確認等を実施する。 エ. 消火設備のうち、手動操作による固定式ガス消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応 (ア) ⑤当直長は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。 (イ) ⑥当直長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式ガス消火設備を手動操作により動作させ、その動作状況、消火状況、プラント運転状態の確認等を実施する。 オ. 格納容器内における火災発生時の対応 ⑦当直長は、原子炉の起動中及び原子炉が冷温停止中の格納容器内において火災が発生した場合には、消火器等による消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認及び必要な運転操作等を実施する。 カ. 単一故障も想定した中央制御室盤内における火災発生時の対応（中央制御室の制御盤1面の機能が火災により全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む。） (ア) ⑧当直長は、中央制御室盤内の高感度煙検出設備により火災を感知し、火災を確認した場合は、常駐する運転員による消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。火災の発生箇所が特定できない場合を想定し、サーモグラフィカメラ等、火災の発生箇所を特定できる装置を使用して消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。</p>	<p>【体制】 ・火災防護計画 ・初期消火活動対応要領</p> <p>【事象発生前の対応】 ① ・巡視点検要領（5号機） ②、④～⑥ ・火災防護計画 ③ ・火災防護計画 ・巡視点検要領 ⑦ ・火災防護計画 ・保守管理基本マニュアル</p> <p>【事象発生時の対応】 ①、⑭～⑯ ・火災防護計画 ②～⑬ ・火災防護計画 ・初期消火活動対応要領 ・事故時運転操作手順書（事象ベース）</p>

I. 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
	<p>するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る措置を含む（以下、本条において同じ）。</p> <p>※2：一般回線の代替設備である専用回線、通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。</p>	<p>(イ) ⑨当直長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気するため、排煙設備を起動する。</p> <p>キ. 水素濃度検知器が設置される火災区域又は火災区画における水素濃度上昇時の対応 ⑩当直長は、換気空調設備の運転状態の確認及び換気空調設備の追加起動や切替え等を実施する。</p> <p>ク. 火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動 ⑪固定式ガス消火設備による消火後、消火要員が消火の確認のためにポンプ室へ入室する場合は、十分に冷却時間を確保した上で、可搬型排煙装置を準備し、扉を開放、換気空調系、可搬型排煙装置により換気し入室する。</p> <p>ケ. 消火用水の最大放水量の確保 ①当直長は、水源であるろ過水タンクには、最大放水量 360 m³に対して、十分な水量を確保する。</p> <p>コ. 防火帯の維持・管理 ②防災安全GMは、防火帯の維持・管理を実施する。</p> <p>サ. 外部火災によるばい煙発生時の対応 (ア) ⑫当直長は、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止及び換気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転による建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。</p> <p>シ. 外部火災による有毒ガス発生時の対応 ⑬当直長は、有毒ガス発生時、有毒ガス侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転による建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。</p> <p>ス. 外部火災によりモニタリングポストが影響を受けた場合 ⑭放射線安全GMは、モニタリングポストが外部火災の影響を受けた場合、代替設備をモニタリングポスト周辺に設置できる場合はその周辺に設置し、モニタリングポスト周辺に設置できない場合は、防火帯の内側同一方向に設置する。</p> <p>セ. 油貯蔵設備の運用 当直長は、油貯蔵設備の油量制限を実施する。</p> <p>ソ. 火災予防活動（巡視点検） ③各GMは、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。</p> <p>タ. 火災予防活動（可燃物管理） ④保全総括GMは、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器及び点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）及び重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。</p> <p>チ. 火災予防活動（火気作業等の管理） ⑤各GMは、火災区域又は火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。</p> <p>ツ. 延焼防止 ⑥防災安全GMは、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設及び植生との離隔を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。</p> <p>テ. 火災鎮火後の原子炉施設への影響確認 ⑮各GMは、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有</p>	

I. 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
		<p><u>無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>ト. 地震発生時における火災発生の有無の確認 <u>⑩各GMは、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>ナ. 定事検停止時等における運用管理 原子炉安全GMは、定事検停止時等の作用に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。</p> <p>ニ. 保守管理, 点検 <u>⑦各GMは、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理, 点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u> <u>なお、格納容器内に設置する火災感知器については、起動時の窒素ガス封入後に作動信号を切り替え、次のプラント停止後には速やかに健全性を確認し機能喪失した火災感知器を取り替える。</u></p> <p>ヌ. 火災影響評価条件の変更の要否確認 (ア) 内部火災影響評価 設備保守箇所GMは、設備改造等を行う場合、都度、技術計画GMへ設備更新計画を連絡し内部火災影響評価への影響確認を行う。 技術計画GMは内部火災影響評価にて改善すべき知見が得られた場合には改善策の検討を行う。 また、定期的に内部火災影響評価を実施し、評価結果に影響がある際は、原子炉施設内の火災に対しても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し維持できることを確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>(イ) 外部火災影響評価 技術計画GMは、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が外部事象防護対象施設へ影響を与えないこと及び火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。</p>	

II. 内部溢水発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①運転時間実績の管理 ②水密扉の運用 ③屋外タンクの片側運用 ④蒸気漏えいに対する管理 ⑤排水誘導経路に対する管理 ⑥配管の肉厚管理 ⑦保守管理・点検 ⑧評価条件の変更に伴う影響確認 ⑨定検作業時の運用</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>①溢水時の対応操作 ②原子炉施設の損傷の有無を確認 ③使用済燃料プールへの注水及び冷却対応操作</p>	<p>第17条の2 〔7号炉〕 技術計画GMは、原子炉施設内において溢水が発生した場合（以下「内部溢水発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <p>(1) 内部溢水発生時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に関すること (2) 内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること (3) 内部溢水発生時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資機材の配備に関すること</p> <p>2. 各GMは、前項の計画に基づき、内部溢水発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各GMは、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、内部溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>※1：内部溢水発生時に行う活動を含む。（以</p>	<p>2. 4 手順書の整備 (1) 発電GM及び技術計画GMは、溢水発生時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体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p>ア. 溢水発生時の措置に関する手順 (ア) ①当直長は、<u>想定破損による溢水、消火水の放水による溢水、地震起因による溢水及びその他の要因による溢水が発生した場合の措置を行う。</u> (イ) ③当直長は、<u>燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失した場合、残留熱除去系による使用済燃料プールの注水及び冷却の措置を行う。</u></p> <p>イ. 運転時間実績管理 ①技術計画GMは、運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい）により、低エネルギー配管として<u>いる系統についての運転時間実績管理を行う。</u></p> <p>ウ. 水密扉の閉止状態の管理 ②当直長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各GMは、<u>水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u></p> <p>エ. 屋外タンクの片側運用の管理 ③当直長は、<u>防護すべき設備が設置される建屋へ過度の溢水が流入し伝播することを防ぐため、ろ過水タンク及び純水タンクを常時一基隔離し、片側運用とする。</u></p> <p>オ. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順 ②各GMは、<u>原子炉施設に溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>カ. 蒸気漏えいに対する管理 ④当直長は、<u>原子炉建屋内における所内蒸気系漏えいによる影響の発生を防止するための管理を行う。</u></p> <p>キ. 排水誘導経路に対する管理 ⑤当直長は、<u>排水を期待する設備の状態監視を行う。また、技術計画GMは、排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための管理を行う。</u></p> <p>ク. 定事検停止時等における運用管理 ⑨原子炉安全GMは、<u>定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。</u></p> <p>ケ. 保守管理、点検 (ア) ⑥各GMは、<u>配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配</u></p>	<p>【事象発生前の対応】 ①, ③, ⑤ ・浸水防護管理要領</p> <p>② ・浸水防護管理要領 ・状態管理マニュアル</p> <p>④ ・浸水防護管理要領 ・現場手動弁管理要領</p> <p>⑥ ・重要度分類、保全方式策定マニュアル</p> <p>⑦ ・浸水防護管理要領 ・保守管理基本マニュアル</p> <p>⑧ ・設計管理基本マニュアル ・浸水防護管理要領</p> <p>⑨ ・原子力プラント停止中の安全管理マニュアル ・浸水防護管理要領</p> <p>【事象発生時の対応】 ① ・浸水防護管理要領 ・警報発生時操作手順書 ・事故時運転操作手順書（事象ベース） ・事故時運転操作手順書（徴候ベース）</p> <p>② ・浸水防護管理要領</p> <p>③ ・浸水防護管理要領 ・事故時運転操作手順書（徴候ベース）</p>

II. 内部溢水発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
	下, 本条において同じ。)	<p>管は, <u>評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために, 継続的な肉厚管理を行う。</u></p> <p>(イ) <u>⑦各GMは, 浸水防護施設を維持するため, 保守管理計画に基づき適切に保守管理, 点検を実施するとともに, 必要に応じ補修を行う。</u></p> <p>コ. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順</p> <p><u>⑧技術計画GMは, 各種対策設備の追加及び資機材の持ち込み等により評価条件に見直しがある場合, 都度, 溢水評価への影響確認を行う。</u></p>	

Ⅲ. 津波発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①水密扉の閉止状態の管理 ②取水槽閉止板の管理 ③保守管理・点検 ④⑤津波評価条件の変更の要否確認</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>①大津波警報発令時の常用系海水ポンプの停止（プラント停止） ②③④燃料等輸送船及び土運船等の緊急退避 ⑤津波襲来時の監視 ⑥原子炉施設の損傷の有無を確認 ⑦代替設備の確保</p>	<p>第17条の4 〔1号炉, 2号炉, 3号炉, 4号炉, 5号炉及び6号炉〕</p> <p>1. 各GMは、震度5弱以上の地震が観測^{※1}された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>2. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があるると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。</p> <p>〔7号炉〕</p> <p>技術計画GMは、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波、竜巻及び積雪等」をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <p>（1）その他自然災害発生時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に関すること</p> <p>（2）その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</p> <p>（3）その他自然災害発生時における原子炉施設</p>	<p>5. 4 手順書の整備</p> <p>（1）技術計画GMは、津波発生時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体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p>ア. 津波の襲来が予想される場合の対応</p> <p>（ア）①当直長は、<u>発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する。また、補機取水槽の水位を中央制御室にて監視し、引き波による水位低下を確認した場合、原子炉補機冷却海水ポンプによる原子炉補機冷却に必要な海水を確保するため、常用系海水ポンプ（循環水ポンプ及びタービン補機冷却海水ポンプ）を停止する。</u></p> <p>（イ）②各GMは、<u>燃料等輸送船に関し、発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物の退避に関する措置を実施する。</u></p> <p>（ウ）③土木GMは、<u>浚渫作業で使用する土運船等に関し、発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合、作業を中断し、陸側作業員の退避に関する措置を実施する。</u></p> <p>（エ）④各GMは、<u>緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。</u></p> <p>（オ）⑤当直長は、<u>津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</u></p> <p>イ. 水密扉の閉止状態の管理</p> <p>①当直長は、<u>中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各GMは、水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u></p> <p>ウ. 取水槽閉止板の管理</p> <p>②各GMは、<u>取水槽閉止板を点検等により開放する際の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u></p> <p>エ. 津波発生時の原子炉施設への影響確認</p> <p>⑥各GMは、<u>発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>オ. 保守管理、点検</p> <p>③各GMは、<u>津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備について、その要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u></p> <p>カ. 津波評価条件の変更の要否確認</p> <p>（ア）④各GMは、<u>設備改造等を行う場合、都度、津波評価への影響確認を行う。</u></p> <p>（イ）⑤技術計画GMは、<u>津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。</u></p> <p>キ. 代替設備の確保</p> <p>⑦各GMは、<u>津波の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持す</u></p>	<p>【事象発生前の対応】</p> <p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然現象対応要領 ・浸水防護管理要領 ・状態管理マニュアル <p>②、④、⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然現象対応要領 <p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然現象対応要領 ・保守管理基本マニュアル <p>【事象発生後の対応】</p> <p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然現象対応要領 ・事故時運転操作手順（事象ベース） <p>②、③、④、⑥、⑦</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然現象対応要領 <p>⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然現象対応要領 ・事故時運転操作手順（事象ベース）

III. 津波発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
	<p>設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>2. 各GMは、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各GMは、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるかと判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5. 原子力設備管理部長は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>6. 原子力設備管理部長は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</p> <p>7. 原子力設備管理部長は、地震観測及び影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 原子力設備管理部長は、定期的に発電所周</p>	<p><u>る。</u></p>	

Ⅲ. 津波発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する 社内規定文書
	<p>辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p>※1：その他自然災害発生時に行う活動を含む (以下、本条において同じ)。</p>		

IV. 竜巻発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書																		
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>① 屋外常設物、屋外仮設物の固定、固縛及び 離隔</p> <p>② 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設 備の位置的分散</p> <p>③ 防護板、竜巻防護扉等による防護</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>① 竜巻襲来が予想される場合の車両の固縛・退 避</p> <p>② 竜巻襲来が予測される場合の燃料取扱作業 及び屋外クレーン作業の中止</p> <p>③ 竜巻防護扉の閉止</p> <p>④ 代替設備、補修のために必要な予備品による 安全機能維持</p> <p>⑤ 原子炉施設の損傷の有無を確認</p>	<p>第17条の4 〔1号炉，2号炉，3号炉，4号炉，5号炉 及び6号炉〕 各GMは，震度5弱以上の地震が観測^{※1}された 場合は，地震終了後原子炉施設の損傷の有無を 確認するとともに，その結果を所長及び原子炉 主任技術者に報告する。</p> <p>2. 当直長は，その他自然災害の影響により， 原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性があ ると判断した場合は，当該号炉を所管する運転 管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転 管理部長は，所長，原子炉主任技術者及び関係 GMに連絡するとともに，必要に応じて原子 炉停止等の措置について協議する。</p> <p>※1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ 定めた測候所等の震度をいう。</p> <p>〔7号炉〕 技術計画GMは，原子炉施設内においてその他 自然災害（「地震，津波，竜巻及び積雪等」を いう。以下，本条において同じ。）が発生した 場合における原子炉施設の保全のための活動^{※1} ¹を行う体制の整備として，次の事項を含む計 画を定め，安全総括部長の承認を得る。計画の 策定にあたっては，添付2に示す「火災，内部 溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガ ス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <p>（1）その他自然災害発生時における原子炉施 設の保全のための活動を行うために必要な要 員の配置に関すること</p> <p>（2）その他自然災害発生時における原子炉施 設の保全のための活動を行う要員に対する教 育訓練に関すること</p> <p>（3）その他自然災害発生時における原子炉施</p>	<p>6. 4 手順書の整備 技術計画GMは，竜巻発生時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体制の整 備として，以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p>（1）飛来物管理の手順 ア. ①各GMは，衝突時に建屋又は竜巻防護対策設備に与えるエネルギー，貫通力が設計飛来物^{※1} ¹（極小飛来物である砂利を除く。）よりも大きなものについて，設置場所等に応じて固縛，固定又 は外部事象防護対象施設からの離隔により飛来物とならない管理を実施する。</p> <p>イ. ②各GMは，屋外の重大事故等対処設備について，設計基準事故対処設備と位置的分散を図る ことで，設計基準事故対処設備と同時に重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。</p> <p>※1：設計飛来物の寸法等は，以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1439 898 2151 1075"> <thead> <tr> <th>飛来物の種類</th> <th>鋼製材</th> <th>角型鋼管（大）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>寸法（m）</td> <td>長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2</td> <td>長さ×幅×高さ 4.0×0.1×0.1</td> </tr> <tr> <td>質量（kg）</td> <td>135</td> <td>28</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1439 1117 2151 1293"> <thead> <tr> <th>飛来物の種類</th> <th>足場パイプ</th> <th>鋼製足場板</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>寸法（m）</td> <td>長さ×幅×奥行き 4.0×0.05×0.05</td> <td>長さ×幅×高さ 4.0×0.25×0.04</td> </tr> <tr> <td>質量（kg）</td> <td>11</td> <td>14</td> </tr> </tbody> </table> <p>（2）竜巻の襲来が予想される場合の対応 ア. ①各GMは，<u>車両に関して停車している場所に応じて退避又は固縛することにより飛来物とな らない管理を実施する。</u></p> <p>イ. ②各GMは，<u>炉心変更，原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業及び屋外における クレーン作業を中止する。</u></p> <p>ウ. ③当直長は，<u>外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する。また， 各GMは，外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の開放後の確実な閉止操作及び閉止 されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u></p> <p>（3）代替設備の確保 ④各GMは，<u>竜巻の襲来により，安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して，代替設備 による必要な機能の確保，安全上支障のない期間における補修の実施等により，安全機能を維持す</u></p>	飛来物の種類	鋼製材	角型鋼管（大）	寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2	長さ×幅×高さ 4.0×0.1×0.1	質量（kg）	135	28	飛来物の種類	足場パイプ	鋼製足場板	寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.0×0.05×0.05	長さ×幅×高さ 4.0×0.25×0.04	質量（kg）	11	14	<p>【事象発生前の対応】 ①，② ・自然現象対応要領</p> <p>③ ・自然現象対応要領 ・保守管理基本マニュアル</p> <p>【事象発生後の対応】 ①，②，③，④，⑤ ・自然現象対応要領</p>
飛来物の種類	鋼製材	角型鋼管（大）																			
寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2	長さ×幅×高さ 4.0×0.1×0.1																			
質量（kg）	135	28																			
飛来物の種類	足場パイプ	鋼製足場板																			
寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.0×0.05×0.05	長さ×幅×高さ 4.0×0.25×0.04																			
質量（kg）	11	14																			

IV. 竜巻発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
	<p>設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>2. 各GMは、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各GMは、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるかと判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5. 原子力設備管理部長は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>6. 原子力設備管理部長は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</p> <p>7. 原子力設備管理部長は、地震観測及び影響確認に関する活動を実施する。</p>	<p>る。</p> <p>(4) 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認</p> <p><u>⑤各GMは、発電所敷地内に竜巻が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>(5) 保守管理、点検</p> <p><u>③各GMは、竜巻防護対策施設について、その要求機能を維持するために、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u></p>	

IV. 竜巻発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する 社内規定文書
	<p>8. 原子力設備管理部長は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p>※1：その他自然災害発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ）。</p>		

V. 火山（降灰）発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①保守管理，点検</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>①外気取入ダンパの閉止，換気空調系の停止，再循環運転 ②降下火砕物の除去（建屋等） ③改良型フィルタ取付 ④高圧代替注水系ポンプによる炉心の冷却 ⑤原子炉隔離時冷却系ポンプによる炉心の冷却 ⑥緊急時対策所扉の開放 ⑦通信連絡設備への給電 ⑧代替設備の確保 ⑨原子炉施設の損傷の有無を確認</p>	<p>第17条の3 〔7号炉〕</p> <p>技術計画GMは、火山現象による影響が発生するおそれがある場合又は発生した場合（以下「火山影響等発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動*1を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、安全総括部長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>（1）火山影響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ために必要な要員の配置に関すること</p> <p>（2）火山影響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要員に対する教育訓練に関すること</p> <p>（3）火山影響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ために必要なフィルタその他の資機材の配備に関すること</p> <p>2. 各GMは、前項の計画に基づき、次の各号を含む火山影響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ために必要な体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>（1）火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること</p> <p>（2）（1）に掲げるものの他、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること</p> <p>（3）（2）に掲げるものの他、火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関</p>	<p>3. 4 手順書の整備</p> <p>技術計画GMは、火山影響等及び降雪発生時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体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p>（1）①降下火砕物の侵入防止</p> <p><u>当直長は、外気取入口に設置しているバグフィルタ等の差圧監視，及び外気取入ダンパの閉止，換気空調系の停止又は再循環運転により建屋内への降下火砕物の侵入を防止する。</u></p> <p>（2）②降下火砕物及び積雪の除去作業</p> <p><u>各GMは、降下火砕物の堆積又は積雪が確認された場合は、降下火砕物及び積雪より防護すべき屋外の施設，並びに降下火砕物及び積雪より防護すべき施設を内包する建屋について，堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物及び積雪を除去する。</u></p> <p><u>降下火砕物の堆積又は積雪が確認された場合は，降下火砕物及び積雪より防護すべき屋外の施設，並びに降下火砕物及び積雪より防護すべき施設を内包する建屋について，堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物及び積雪を除去する。</u></p> <p>（3）③非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策</p> <p><u>火山影響発生時において，非常用ディーゼル発電機の機能を維持するため，非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタの取付を実施する。</u></p> <p><u>ア. 非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付</u></p> <p><u>各GMは，フィルタの取付が容易な改良型フィルタを取り付ける。</u></p> <p><u>（ア）手順着手の判断基準</u></p> <p><u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市，刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合，気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において，地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが，噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</u></p> <p>（4）④高圧代替注水系ポンプを用いた炉心の冷却するための対策</p> <p><u>火山影響等発生時において外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が機能喪失し，かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は，炉心損傷を防止するため高圧代替注水系ポンプを使用し炉心の冷却を行う。</u></p> <p><u>ア. 高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</u></p> <p><u>当直長は，原子炉隔離時冷却系による注水ができない場合は，高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却を行う。</u></p>	<p>【事象発生前の対応】</p> <p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然現象対応要領 ・保守管理基本マニュアル <p>【事象発生後の対応】</p> <p>①，④，⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然現象対応要領 ・事故時運転操作手順書（事象ベース） <p>③，⑦</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然現象対応要領 ・多様なハザード対応手順書 <p>②，⑥，⑧，⑨</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然現象対応要領

V. 火山（降灰）発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
	<p>すること</p> <p>3. 各GMは、第1項（1）の要員に第2項の手順を遵守させる。</p> <p>4. 各GMは、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>5. 当直長は、火山現象の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>6. 原子力設備管理部長は、火山現象に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>※1：火山影響等発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ）。</p>	<p><u>（ア）手順着手の判断基準</u> <u>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合</u></p> <p>（5）<u>⑤原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策</u> <u>火山影響等発生時において外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため原子炉隔離時冷却系ポンプを使用し炉心の冷却を行う。</u></p> <p><u>ア. 原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</u> <u>当直長は、原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却を行う。</u></p> <p><u>（ア）手順着手の判断基準</u> <u>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失した場合</u></p> <p>（6）<u>⑥緊急時対策所の居住性確保に関する対策</u> <u>火山影響等発生時において5号炉原子炉建屋内緊急時対策所扉を開放することにより緊急時対策所の居住性を確保する。</u></p> <p><u>ア. 緊急時対策所の居住性確保</u> <u>各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所扉を開放する。</u></p> <p><u>（ア）手順着手の判断基準</u> <u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</u></p> <p>（7）<u>⑦通信連絡設備に関する対策</u> <u>火山影響等発生時における通信連絡について、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を確保する。非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合においては、タービン建屋内に配置した5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の通信連絡設備へ給電する。</u></p> <p><u>ア. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業</u> <u>各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を降下火砕物の影響を受けることのない7号炉タービン建屋内へ移動し準備作業を行う。</u></p> <p><u>（ア）手順着手の判断基準</u> <u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</u></p>	

V. 火山（降灰）発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書																									
		<p>イ. <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電作業</u> <u>各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電準備を行ったのち給電を開始する。</u> <u>(ア) 手順着手の判断基準</u> <u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電開始は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機からの受電不能となった場合</u> <u>火山影響等発生時の対策における主な作業</u></p> <table border="1" data-bbox="1267 657 2318 1262"> <thead> <tr> <th data-bbox="1267 657 1415 779">作業 手順 No.</th> <th data-bbox="1415 657 1688 779">対応手段</th> <th data-bbox="1688 657 1973 779">要員</th> <th data-bbox="1973 657 2122 779">要員数</th> <th data-bbox="2122 657 2318 779">想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1267 779 1415 900">(3) ア.</td> <td data-bbox="1415 779 1688 900"><u>非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付^{※1}</u></td> <td data-bbox="1688 779 1973 900"><u>緊急時対策要員</u></td> <td data-bbox="1973 779 2122 900"><u>4</u></td> <td data-bbox="2122 779 2318 900"><u>70分</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 900 1415 984">(4) ア.</td> <td data-bbox="1415 900 1688 984"><u>高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</u></td> <td data-bbox="1688 900 1973 984"><u>運転員 (中央制御室)</u></td> <td data-bbox="1973 900 2122 984"><u>2</u></td> <td data-bbox="2122 900 2318 984"><u>15分</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 984 1415 1106">(5) ア.</td> <td data-bbox="1415 984 1688 1106"><u>原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</u></td> <td data-bbox="1688 984 1973 1106"><u>運転員 (中央制御室)</u></td> <td data-bbox="1973 984 2122 1106"><u>2</u></td> <td data-bbox="2122 984 2318 1106"><u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 1106 1415 1262">(7) ア. イ.</td> <td data-bbox="1415 1106 1688 1262"><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業及び給電作業^{※2}</u></td> <td data-bbox="1688 1106 1973 1262"><u>緊急時対策要員</u></td> <td data-bbox="1973 1106 2122 1262"><u>6</u></td> <td data-bbox="2122 1106 2318 1262"><u>85分</u></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1班2名で2班が並行で実施する。 ※2：1班2名で3班が並行で実施する。</p> <p>(8) <u>⑧代替設備の確保</u> <u>各GMは、火山影響等発生時又は積雪により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</u></p> <p>(9) <u>⑨降灰時の原子炉施設への影響確認</u> <u>各GMは、降灰が確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降下火砕物より防護すべき施設並びに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋について、点検を行うとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>(10) <u>⑩保守管理, 点検</u> <u>各GMは、降下火砕物防護対策施設について、その要求機能を維持するため、保守管理計画に基づ</u></p>	作業 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	(3) ア.	<u>非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付^{※1}</u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>4</u>	<u>70分</u>	(4) ア.	<u>高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	<u>2</u>	<u>15分</u>	(5) ア.	<u>原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	<u>2</u>	<u>速やかに</u>	(7) ア. イ.	<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業及び給電作業^{※2}</u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>6</u>	<u>85分</u>	
作業 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間																								
(3) ア.	<u>非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付^{※1}</u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>4</u>	<u>70分</u>																								
(4) ア.	<u>高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	<u>2</u>	<u>15分</u>																								
(5) ア.	<u>原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	<u>2</u>	<u>速やかに</u>																								
(7) ア. イ.	<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業及び給電作業^{※2}</u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>6</u>	<u>85分</u>																								

V. 火山（降灰）発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する 社内規定文書
		<u>き適切に保守管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。</u>	

VI. 有毒ガス発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①発電所敷地内外の有毒化学物質の確認 ②可動源の輸送ルート管理 ③防護具の着用及び防護具のバックアップ体制整備の対策</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>無し</p>	<p>第17条の5 〔7号炉〕 技術計画GMは、発電所敷地内において有毒ガスを確認した場合（以下「有毒ガス発生時」という。）における有毒ガス発生時における原子炉施設の保全のための運転員及び緊急時対策要員（以下「運転・対処要員」という。）の防護のための活動^{*1}を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <p>（1）有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること （2）有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行う要員に対する教育及び訓練の実施に関すること （3）有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>2. 各GMは、前項の計画に基づき、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を実施する。</p> <p>3. 各GMは、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性がある^{と判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応}</p>	<p>7. 4 手順書の整備 （1）技術計画GMは、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p>ア. 有毒ガス防護の確認に関する手順 （ア）各GMは、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下、「固定源」という。）及び発電所敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下、「可動源」という。）に対して、（イ）項及び（ウ）項の実施により、運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。</p> <p>（イ）①化学管理GMは、発電所敷地内における新たな有毒化学物質の有無を確認し、技術計画GMは中央制御室等から半径10km近傍における新たな有毒化学物質の有無を確認する。化学管理GMは、発電所敷地内における新たな固定源又は可動源を評価対象として特定した場合、技術計画GMに連絡する。技術計画GMは、有毒ガスが発生した場合の吸気中の有毒ガス濃度評価を実施し、評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。</p> <p>（ウ）②各GMは可動源の輸送ルートについて、運転員及び緊急時対策所内で指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用管理を実施する。</p> <p>イ. 有毒ガス発生時の防護に関する手順 （ア）③各GMは、予期せぬ有毒ガスの発生に対して、防護具の着用及び防護具のバックアップ体制整備の対策を実施する。</p>	<p>【事象発生前の対応】 ①, ②, ③ ・自然現象対応要領</p> <p>【事象発生後の対応】 無し</p>

VI. 有毒ガス発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する 社内規定文書
	<p>じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>※1：有毒ガス発生時に行う活動を含む。(以下、本条において同じ。)</p>		

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-42 (改訂1)
提出年月日	令和2年7月30日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

原子炉主任技術者の職務の見直しについて

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

原子炉主任技術者の職務の範囲の見直しについて

原子力発電所の安全性を維持・向上させるためには、原子炉主任技術者に求められる責務は更に重要なものとなる。そこで、今回の新規制基準の施行を踏まえて、原子炉主任技術者の職務の範囲について以下にその見直しに関する考え方、見直し結果についてまとめる。

I. 原子炉主任技術者（代行者）に関する運用の見直しについて

1. 検討の背景と目的

原子炉主任技術者の職務のひとつに、重大事故等の発生時にその事故収束のための的確な対応を行うことがあり、例えば、休日等においても、現場での原子炉主任技術者としての対応が必要な場合は発電所に参集可能なように、非常召集が可能なエリア内（柏崎市又は刈羽村）に配置する必要がある。この配置に関する運用においては、正の原子炉主任技術者が速やかに発電所に参集できない場合を考慮し、原子炉主任技術者の代行者を含めた配置とする。この運用を行うにあたり、正の原子炉主任技術者および原子炉主任技術者の代行者への負担を考慮して、代行者選任の運用は「保安規定変更に係る基本方針」を踏まえ、見直しを行う。

2. 具体的検討

「保安規定変更に係る基本方針」において、実用炉規則を踏まえ原子炉主任技術者の選任条件として、「原子炉主任技術者免状を有すること」、「実務経験を有すること」を定めており、正の原子炉主任技術者については独立性の観点から保安規定に定める特定の役職者、代行者の選任に関しては「課長級以上※から選任すること」を定めている（添付資料1「保安規定変更に係る基本方針」での記載事項等参照）。

※：当社においては、特別管理職

正の原子炉主任技術者と代行者の職務遂行に関する役割の考え方を従来から変えるものではなく、保安規定第8条第7項にあるように「原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合（7号炉の原子炉主任技術者については、非常召集が可能なエリア外に離れる場合を含む）は、代行者と交代する」ものである。

上述のとおり、原子炉主任技術者としての職務としては、重大事故等の対応を適切に実施することがあることから、正の原子炉主任技術者が非常召集可能なエリア内を離れる場合にはその職務が遂行できなくなると考え、その際に、原子炉主任技術者としての権限を非常召集が可能なエリア内に配置される代行者に引き継ぐこととする。これにより、重大事故等を含めて、プラントに異常が発生した場合の対応に関して、対応する原子炉主任技術者の権限及び連絡体制を予め明確にしておくことで、原子炉主任技術者としての職務遂行を円滑に実施できるようにしておく。

以上、今回の原子炉主任技術者（代行者）に関する運用の見直しについて、従来の運用と比較して以下のとおり整理される。

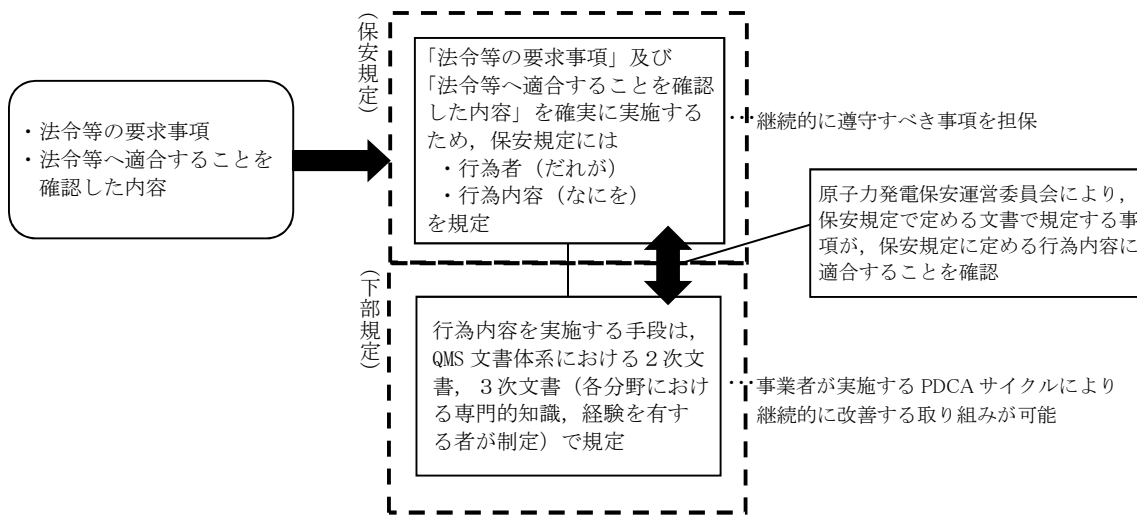
項目		従来の運用 (既存の当社運用事項)	今後の運用 (原子炉設置変更許可申請書参照)
原子炉 設置変 更許可 申請書	本文十号 (c) 体制 の整備	休祭日に発電所でトラブルが生じた場合等、必要があれば発電所に駆けつけて直接保安の監督に当たれるよう、原子炉主任技術者に選任されている者（代行者を含む）が1名、発電所近郊に駐在する。	夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に重大事故等が発生した場合、緊急時対策要員は原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡設備により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、原子炉主任技術者は得られた情報に基づき、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。 7号炉の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、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常召集が可能なエリア（柏崎市又は刈羽村）に7号炉の原子炉主任技術者又は代行者を1名待機させる。
	添付資料五 (6.有資格 者等の選 任・配置)	代行者を原子炉主任技術者の選任要件を満たす特別管理職から選任し、職務遂行に万全を期している。	同左
原子炉主任技術者の 配置	発電所の特別管理職 (課長級) 以上	同左	
代行者の運用が必要 な場合	原子炉主任技術者が職務 を遂行できない場合	同左	

II. 原子炉主任技術者の今後の運用に関する規定方法について

I. の検討結果を踏まえた、原子炉主任技術者の職務の範囲の見直しに伴って明確にすべき運用方法について整理し、それらを保安規定または下部規定に規定する基本的考え方について以下に示す。

1. 原子炉主任技術者の運用に関する規定の基本的考え方について

当社の原子炉主任技術者の運用については、保安規定及び下部規定において規定する。その整理については「保安規定変更に係る基本方針」（添付資料2 参照）に則り実施する。その概要は以下の通りである。



	概要	詳細
保安規定	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 行為者 (だれが) ➢ 行為内容 (なにを) 	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 組織の役割分担 ➢ 文書化する項目と体系 ➢ 力量の維持 ➢ 適用する外部条件 ➢ 各条文における要求事項等
下部規定	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 保安規定に定める行為の範囲内において実施手段としての具体的な実施要領 	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 保安規定に定める行為内容を遂行する実施者及び実施内容

2. 原子炉主任技術者の運用について保安規定に記載すべき事項に関する検討

1. の通り、保安規定については、原子炉主任技術者に係る継続的に遵守する事項を記載し、下部規定については、保安規定に定める行為の範囲内においてPDCA サイクルにより継続的に改善すべき実施手段としての具体的な実施要領を記載することとする。ここでは、今回の保安規定変更認可申請(補正)において、原子炉主任技術者の職務の範囲を見直した内容について、具体的に1. の基本的考え方との整理を実施し、結果を以下に示す。

変更点	①運用	①を実施する際の留意事項		保安規定と 下部規定の 整理	備考
		目的	実施内容		
原子炉主任 技術者に関 する運用の 見直し	7号炉の原子 炉主任技術者 は、非常召集 が可能なエリ ア内に配置	責任と権限 の明確化	非常召集が可能な エリアを設定する 号炉を担当する正 の原子炉主任技術 者が、非常召集が 可能なエリア内か ら離れる場合、責 任と権限を代行者 に引き継ぐ。	保安規定に 記載する。	行為者及び行為内 容を明確にする内 容であり、継続的 に遵守すべき事項 であるため、保安 規定(第8条及び添 付書類3)に記載す る。

3. 保安規定変更案について

2. の通り整理した結果、以下の通り保安規定を変更する。

(1) 第8条（原子炉主任技術者の選任）の変更案

（原子炉主任技術者の選任）

第8条 原子力・立地本部長は、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、次の業務に通算して3年以上従事した経験を有する者の中から選任する。

- (1) 原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務
- (2) 原子炉の運転に関する業務
- (3) 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
- (4) 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. 原子炉主任技術者は原子炉毎に選任する。

3. 原子炉主任技術者及び代行者は特別管理職とする。

4. 原子炉主任技術者のうち少なくとも1名は部長以上に相当する者とし、第9条に定める職務を専任する。

5. 第4項以外の原子炉主任技術者については、原子力安全センターの職務を兼務できる。

6. 第5項の原子炉主任技術者については、自らの担当している号炉について原子炉主任技術者の職務と原子力安全センターの職務が重複する場合には、原子炉主任技術者としての職務を優先し、原子力安全センターの職務については、上位職の者が実施する。

7. 原子炉主任技術者が職務を遂行できない場合（7号炉の原子炉主任技術者については、早期に非常召集が可能なエリア外に離れる場合を含む）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、第1項から第5項に基づき、改めて原子炉主任技術者を選任する。

黒字：新規制基準に関する補正箇所（R2.3.30）

赤字：新規制基準に関する再補正箇所（表現の統一）

(2) 添付3 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準（第17条の7及び第17条の8 関連）の変更案

重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準

本「実施基準」は、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合に対処しうる体制を維持管理していくための実施内容について定める。

また、重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等については、表1から表19に定める。なお、自主対策設備を使用した運用手順及び運用手順の詳細な内容等については、マニュアルに定める。

1. 重大事故等対策

(1) 社長は、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にあたって、財産（設備等）保護よりも安全を優先することを方針として定める。

(2) 原子力運営管理部長は、以下に示す重大事故等発生時における原子炉主任技術者の職務等について、「原子炉主任技術者職務運用マニュアル」に定める。

ア. 原子炉主任技術者は、緊急時対策本部において、独立性を確保し、重大事故等対策における原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ最優先に行うことを任務とする。

イ. 原子炉主任技術者は、保安上必要な場合は、重大事故等に対処する要員へ指示を行い、緊急時対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

ウ. 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、緊急時対策要員からの情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を受け、保安上必要な場合は指示を行う。

エ. 重大事故等の発生連絡を受けた後、速やかに発電所対策本部に駆けつけられるよう、早期に非常召集が可能なエリア（柏崎市又は刈羽村）に7号炉の原子炉主任技術者又は代行者1名を待機させる。

オ. 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にあたって、保安上必要な事項について確認を行う。

(省略)

黒字：新規基準に関する補正箇所（R2.3.30）

赤字：新規基準に関する補正案（目的の明確化のため、設置許可記載事項を記載した。）

以上

「保安規定変更に係る基本方針」での記載事項等

保安規定変更に係る基本方針においては、以下のとおりの記載があり、「発電用原子炉ごとに選任」、「実務経験が必要」、「課長級以上から選定する」こととしている。

5.1 原子炉主任技術者の選任について

省令改正に伴い、実用炉規則第 95 条が改正され、原子炉主任技術者の選任等について、「同一の工場又は事業所における同一型式の原子炉については、兼任することを妨げない。」として規定していた内容が削除されるとともに、新たに実務の経験として通算して 3 年以上であることが求められている。

<実用炉規則改正内容の抜粋>

実用炉規則第 95 条 発電用原子炉主任技術者の選任等

変更前	変更後
第十九条 法第四十条第一項の規定による原子炉主任技術者は、原子炉ごとに行うものとする。 <u>ただし、同一の工場又は事業所における同一型式の原子炉については、兼任することを妨げない。</u>	第九十五条 法第四十三条の三の二十六第一項の規定による発電用原子炉主任技術者の選任は、発電用原子炉ごとに行うものとする。 2 法第四十三条の三の二十六第一項の原子力規制委員会規則で定める実務の経験は、 <u>第一号から第四号までに掲げる期間が通算して三年以上であることとする。</u> 一 発電用原子炉施設の工事又は保守管理に関する業務に従事した期間 二 発電用原子炉の運転に関する業務に従事した期間 三 発電用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に従事した期間 四 発電用原子炉に使用する燃料体の設計又は管理に関する業務に従事した期間
2 法第四十条第二項の規定による届出書の提出部数は、正本一通とする。	3 法第四十三条の三の二十六第二項で準用する法第四十条第二項の規定による届出書の提出部数は、正本一通とする。

(中略)

5.1.3 保安規定に定める役職要件

原子炉主任技術者に選任する役職要件は、従前より保安規定において原子炉主任技術者の職務を果たすために、正の原子炉主任技術者については独立性の観点から保安規定に定める特定の役職者、代行者の職位についても課長級以上としており、考え方に変更は無い。

なお、一部の事業者は、平成 19・05・01 原第 4 号「保安規定の変更命令について」を受け、組織面、人事面等においても、発電所の保安組織からの独立性が確保されるよう、役職要件を定めている。

保安規定変更に係る基本方針 (抜粋)

令和元年 8 月

東北電力株式会社
東京電力ホールディングス株式会社
中部電力株式会社
北陸電力株式会社
中国電力株式会社
日本原子力株式会社

2. 新規制基準における要求事項

新規制基準における保安規定に規定すべき法令上の要求事項としては、原子炉等規制法、「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。）及びこれらの法令をもとにした具体的な事項について「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。）、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下、「技術基準規則」という。）、「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」（以下、「技術的能力審査基準」という。）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準」（以下、「保安規定審査基準」という。）等により定められている。

2.1 保安規定に規定すべき項目について

原子炉設置者は、保安規定第1条（目的）に「保安活動を定め、核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物（以下、「核燃料物質等」という。）又は原子炉による災害の防止を図ることを目的とする。」旨を規定している。この目的を達成するため、また「実用発電用原子炉施設保安規定の審査について（内規）」（以下、「旧保安規定審査内規」という。）（旧原子力安全・保安院制定）に定められている要求事項を満足するため、原子炉設置者は、実施すべき保安活動内容を保安規定及び保安規定に定める QMS に係る社内規定（以下、「下部規定」という。）に規定し遵守してきた。保安活動の具体的な内容は以下のとおりである。

- ・ 従事者への保安教育の実施方針、内容等
- ・ 原子炉施設の保守管理に関すること
- ・ 原子炉施設の品質保証に関すること
- ・ 原子炉施設の定期的な評価（定期安全レビュー）に関すること 等

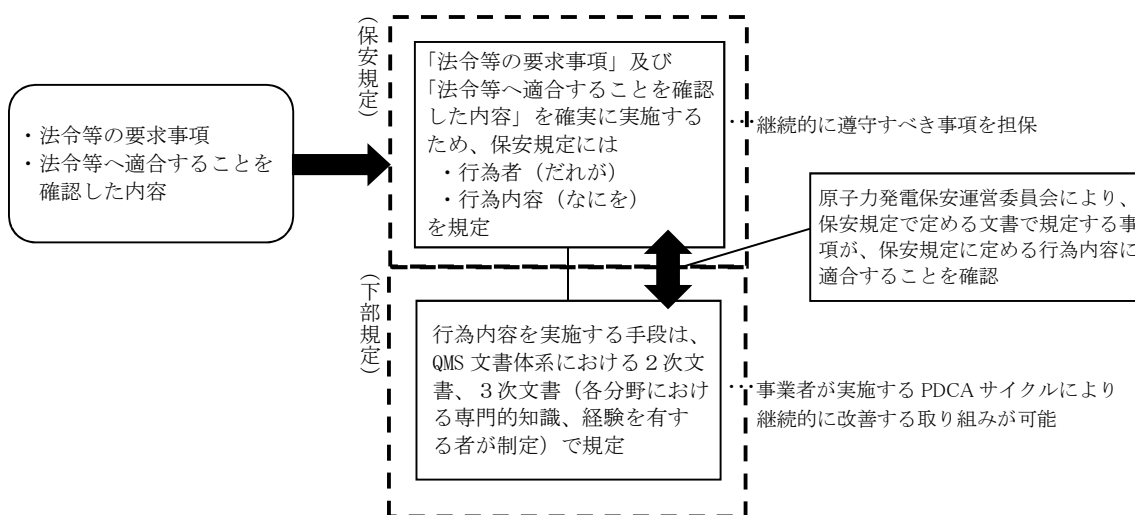
新規制基準の施行により旧保安規定審査内規から保安規定審査基準へ変更された内容も一部見直されたことから、旧保安規定審査内規から保安規定審査基準へ変更された事項を整理し保安規定に反映すべき項目のうち詳細検討が必要なもの（原子炉設置（変更）許可申請書で確認された原子炉施設の安全性が、運転段階においても継続して確保されることを担保するために必要な事項（原子炉設置（変更）許可申請書の成立性の根拠となる事項）に該当すると考えられるもの）を論点として抽出した。また、旧保安規定審査内規から変更のない部分も含

めて新規制基準の施行による影響の有無を確認し、影響のあるものについて保安規定へ反映すべき項目の論点として合わせて整理した。(添付資料-1)

これら法令上及び保安規定審査基準等の要求事項の変更を踏まえ、原子炉設置者は論点ごとに保安規定へ反映すべき項目を整理し、必要な改正、制定を行ったうえで引き続きこれらを遵守する。

2.2 保安規定及び下部規定に記載すべき事項の考え方について

保安規定及び下部規定に記載すべき事項の考え方について第2.2-1図に示し、以下に詳細な説明を記載する。



第2.2-1図 保安規定に記載すべき事項の考え方

2.2.1 保安規定に記載すべき事項について

原子炉設置者は従来から、原子炉等規制法、実用炉規則、発電用原子力設備に関する技術基準等(以下、「法令等」という。)の要求事項及び法令等へ適合することを確認した内容(保安管理に係るものに限る。以下、同じ。)については、保安規定第1条(目的)で定める「核燃料物質等又は原子炉による災害の防止を図る」ため原子炉設置者の保安活動として必須の事項であり、原子力発電所の安全性を継続的に確保するうえで原子炉設置者の組織として担保すべき事項であることから、その内容を実施する行為者とその行為内容を保安規定へ記載することとしている。保安規定に定める行為者は、法令等へ適合することを確認した内容の実施について責任を負う責任者となる。

保安規定への記載に当たっては、法令等の要求事項及び法令等に適合することを確認した内容を確実に達成するため、原子炉設置者が管理し実施できる内

容の規定とすることが必要である。具体的には、組織の役割分担、文書化する項目と体系（具体的運用との紐付け）、力量の維持、適用する外部条件（運転上の制限等）及び各条文における要求事項等が該当する。なお、保安規定に規定されている各条文は、基本的にそれぞれが独立した内容を規定しているが、保安規定の全条文をすべて遵守することにより法令等の要求事項及び法令等に適合することを確認した内容をすべて網羅できる構成としている。

保安規定は、その内容を変更する場合は、変更内容について原子炉設置者の組織としての階層的なチェックを行い、品質保証計画に定める QMS 体系の中で設置される原子力発電保安委員会（委員：原子力・立地本部長、発電所長、原子炉主任技術者、本社及び発電所の特別管理職）において原子炉主任技術者や起案部署以外の特別管理職により審議し確認（保安規定第6条）したうえで、最終的には社長の決定により保安規定変更認可申請が行われることから、原子炉設置者内においてもその改正の際は階層的なチェックを受ける文書の位置付けとなっている。このため、保安規定に法令等へ適合することを確認した内容の行為者及び行為内容を定めることにより、原子炉設置者が必要な保安活動を継続的に実施することを担保できると考えられる。

法令等の要求事項に対する行為者、行為内容を保安規定へ規定した具体的な例を、別紙1に示す。

2.2.2 下部規定に記載すべき事項について

原子炉設置者が遵守すべき必須事項である法令等へ適合することを確認した行為内容を保安規定に規定し階層的なチェックを受ける仕組みとする一方で、原子炉設置者は保安規定第3条（品質保証計画）で定める「原子力発電所の安全を達成・維持・向上させる」ための取り組みを行おうとする際に、保安規定に定める行為の範囲内において保安規定の下部規定に実施手段としての具体的な実施要領を定めている。

具体的には、保安規定に定める行為内容を遂行する実施者及び実施内容を下部規定に規定する。実施者が下部規定に規定されている要領に従い業務を遂行しPDCAサイクルを実施した結果、改善すべき事項が抽出された場合は、各分野の専門的知識や経験を踏まえ文書の改正内容を検討し、保安規定で規定する範囲内において改正することにより問題点を改善する。

下部規定に規定された実施手段が保安規定に定める行為内容に適合することの確認は、発電所長、原子炉主任技術者、発電所の特別管理職が参加する原子力発電保安運営委員会により審議し、確認（保安規定第7条）することにより、発電所内における組織としての階層的なチェックを行うこととしている。

2.2.3 新規制基準施行を踏まえた保安規定に記載すべき事項の考え方について

新規制基準の施行により、原子炉等規制法、実用炉規則、設置許可基準規則、技術基準規則及び技術的能力審査基準等が改正又は制定されたことから、これらに定められている新しい要求事項を満足するために、保安規定及び下部規定に新たに記載すべき事項が追加となる。

このうち新規制基準に適合することを確認した内容については、従来の法令等へ適合することを確認した内容と同様、原子炉設置者の組織が実施する保安活動として必須の事項であることから、従来からの考え方に従い、その内容を実施する行為者とその行為内容については保安規定へ記載することが適切であると考える。また下部規定についても、従来からの考え方に従い保安規定に定める行為内容を遂行する実施者及び実施内容を記載し、保安規定で定める行為内容に適合することの確認については原子力発電保安運営委員会により審議し、確認することが適切であると考える。

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-44 (改訂1)
提出年月日	令和2年7月30日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

誤操作防止に関する事項について

枠囲みの内容は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

青字(青下線): 保安規定及び下部規定文書に記載すべき内容
 緑字(緑下線): 下部規定文書に記載すべき内容
 橙字(橙下線): 核物質防護に関連する内容
 黒字(青下線): 要求事項を実施する行為者

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文五号+添付書類八）
 【1.1.1.10 誤操作防止及び容易な操作】

設置変更許可申請書【本文】 (補正) R2.2.21	設置変更許可申請書【添付書類八】 (補正) R2.2.21	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
<p>ロ(3)その他の主要な構造 (i)本発電用原子炉施設は、(1)耐震構造、(2)耐津波構造に加え、以下の基本的方針のもとに安全設計を行う。</p> <p>a. 設計基準対象施設 (e) 誤操作の防止</p> <p>設計基準対象施設は、<u>プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある機器・弁等に対して、色分けや銘板取り付け等の識別管理</u>や人間工学的な操作性も考慮した監視操作エリア・設備の配置、中央監視操作の盤面配置、理解しやすい表示方法とともに<u>施錠管理を行い、運転員等の誤操作を防止する設計とする。</u></p> <p>また、中央制御室は耐震性を有するコントロール建屋内に設置し、放射線防護措置（遮蔽及び換気空調設備の再循環運転の実施）、火災防護措置（感知・消火設備の設置）、照明用電源の確保措置を講じ、環境条件を想定しても、運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作することができる設計とするとともに、現場操作についても同様な環境条件を想定しても、設備を容易に操作することができる設計とする。</p>	<p>1.1.1.10 誤操作の防止 (1) 設計方針 設計基準対象施設は、設計、製作、建設及び試験検査を通じて、信頼性の高いものとし、運転員の誤操作等による異常状態に対しては、警報により、運転員が措置し得るようにするとともに、もし、これらの修正動作が取られない場合にも、発電用原子炉固有の安全性及び安全保護系等の動作により、重大な事故に発展することがないように設計する。 設計基準対象施設は、運転員の誤操作を防止する設計とする。 安全施設は、想定される地震や外部電源喪失等の環境条件下においても、運転員が、中央制御室及び中央制御室以外の操作場所において、容易に操作することができる設計とする。</p> <p>(2) 手順等 誤操作防止に関して、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。 a. <u>現場手動弁の銘板の取り付け及び保守・点検作業に係る識別管理方法を定めるとともに、弁・機器の施錠管理方法を定め運用する。</u></p>	<p>(マニュアルの作成) 第14条 各GM（当直長を除く。）は、次の各号に掲げる原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。 (1) 原子炉の起動及び停止操作に関する事項 (2) 巡視点検に関する事項 (3) 異常時の操作に関する事項 (4) 警報発生時の措置に関する事項 (5) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項 (6) 定例試験に関する事項 (7) 誤操作の防止に関する事項（7号炉） (8) 火災、内部溢水（7号炉）、火山影響等（7号炉）、その他自然災害及び有毒ガス発生時（7号炉）</p>	<p>・発電用原子炉施設における設計の方針に係る事項であり、保安規定に規定しない。</p> <p>・要求事項及び法令等へ適合する事項を確実に実施するために必要な事項は、保安規定に記載。</p>	<p>・NM-51-5・KK-H1-172 現場手動弁管理要領（新規）</p>	<p>現場手動弁の銘板の取り付け及び保守・点検作業に係る識別管理方法を定めるとともに、弁・機器の施錠管理方法を定めることを記載。（新規記載）</p>

青字(青下線): 保安規定及び下部規定文書に記載すべき内容
 緑字(緑下線): 下部規定文書に記載すべき内容
 橙字(橙下線): 核物質防護に関連する内容
 黒字(青下線): 要求事項を実施する行為者

上流文書（設置変更許可申請書）から保安規定への記載内容（本文五号+添付書類八）
 【1.1.1.10 誤操作防止及び容易な操作】

設置変更許可申請書【本文】 (補正) R2. 2. 21	設置変更許可申請書【添付書類八】 (補正) R2. 2. 21	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
	b. 中央制御室換気空調系の再循環運転に関する運転手順については「1. 8. 8 火山防護に関する基本方針」及び「1. 8. 10 外部火災防護に関する基本方針」に示す。 c. 防火・防災管理業務及び初期消火活動のための体制及び運用方法等については「10. 5 火災防護設備」に示す。 d. <u>地震発生時は、操作を中止し身体及びプラントの安全確保に努めるよう社内規定類に定め運用する。</u>	の体制の整備に関する事項 (9) 重大事故等及び大規模損壊時の体制の整備に関する事項 (7号炉) (マニュアルの作成) 第14条 各GM(当直長を除く。)は、次の各号に掲げる原子炉施設の運転管理に関する事項のマニュアルを作成し、制定・改定にあたっては、第7条第2項に基づき運営委員会の確認を得る。 (1) 原子炉の起動及び停止操作に関する事項 (2) 巡視点検に関する事項 (3) 異常時の操作に関する事項 (4) 警報発生時の措置に関する事項 (5) 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項 (6) 定例試験に関する事項 (7) 誤操作の防止に関する事項 (7号炉) (8) 火災、内部溢水 (7号炉)、火山影響等 (7号炉)、その他自然災害及び有毒ガス発生時 (7号炉)の体制の整備に関する事項 (9) 重大事故等及び大規模損壊時の体制の整備に関する事項 (7号炉)	・要求事項及び法令等へ適合する事項を確実に実施するために必要な事項は、保安規定に記載。	・NM-51-5・KK-HI-514-521 事故時運転操作手順書 (EOP・SOP) (既存) ・NM-51-5・KK-HI-507 事故時運転操作手順書 (AOP) (既存)	地震発生時は、操作を中止し身体及びプラントの安全確保に努める事を記載。(新規記載)

【5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備】

青字(青下線):保安規定及び下部規定文書に記載すべき内容
 緑字(緑下線):下部規定文書に記載すべき内容
 橙字(橙下線):核物質防護に関連する内容
 黒字(青下線):要求事項を実施する行為者

設置変更許可申請書【本文】 (補正) R2.2.21	設置変更許可申請書【添付書類八】 (補正) R2.2.21	原子炉施設保安規定		下部規定文書	
		記載すべき内容	記載の考え方	該当規定文書	記載内容の概要
	<p>ないことを確認する。 また、主蒸気隔離弁の閉鎖速度を確認するための試験及び漏えい率の測定を定期的に行う。 (3) 逃がし安全弁の設定圧を定期的に確認する。</p> <p>5.1.1.6 手順等 原子炉冷却材圧力バウンダリについては、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。 (1) <u>原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレン配管の弁については、通常時又は事故時閉となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。</u></p> <p>5.1.1.7 評価 (1) 原子炉冷却系統施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、残留熱除去系及び非常用炉心冷却系と相まって炉心を冷却できる設計としている。 (2) 原子炉冷却系の圧力は、逃がし安全弁の設置により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の 1.1 倍以下にできる設計としている。 (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、原子力規制委員会規則等に基づき、最低使用温度を考慮して、非延性破壊を防止できる設計としている。 (4) a. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器及び配管は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生じる荷重をも適切に重ね合わせ、変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を想定し、材料疲労や腐食を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計としている。 b. 原子炉冷却系を構成する系統及び機器は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に健全</p>	<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁管理) 第18条の2 [7号炉] 当直長は、定検停止後の原子炉起動前に、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち、開となるおそれがないように施錠管理を行う原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁（原子炉側からみた第1弁）について、閉止施錠状態であることを確認する。</p>	<p>・設置変更許可本文記載事項は、保安規定に記載する。</p> <p>・発電用原子炉施設における設計の方針に係る事項であり、保安規定に規定しない。</p>	<p>・NM-51-5・KK-H1-172 現場手動弁管理要領（新規）</p>	<p>・原子炉冷却材浄化系原子炉圧力容器ボトムドレン配管の弁を含む、原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離弁の施錠・管理方法を記載。（新規記載）</p>

文書名	第一線業務取扱文書
	現場手動弁管理要領
	NM-51-5・KK-H1-172 改1

2020年 4月13日施行

2020年 5月27日（改訂1）

第二運転管理部（主管部）

東京電力ホールディングス株式会社

枠囲みの内容は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません

I 総則

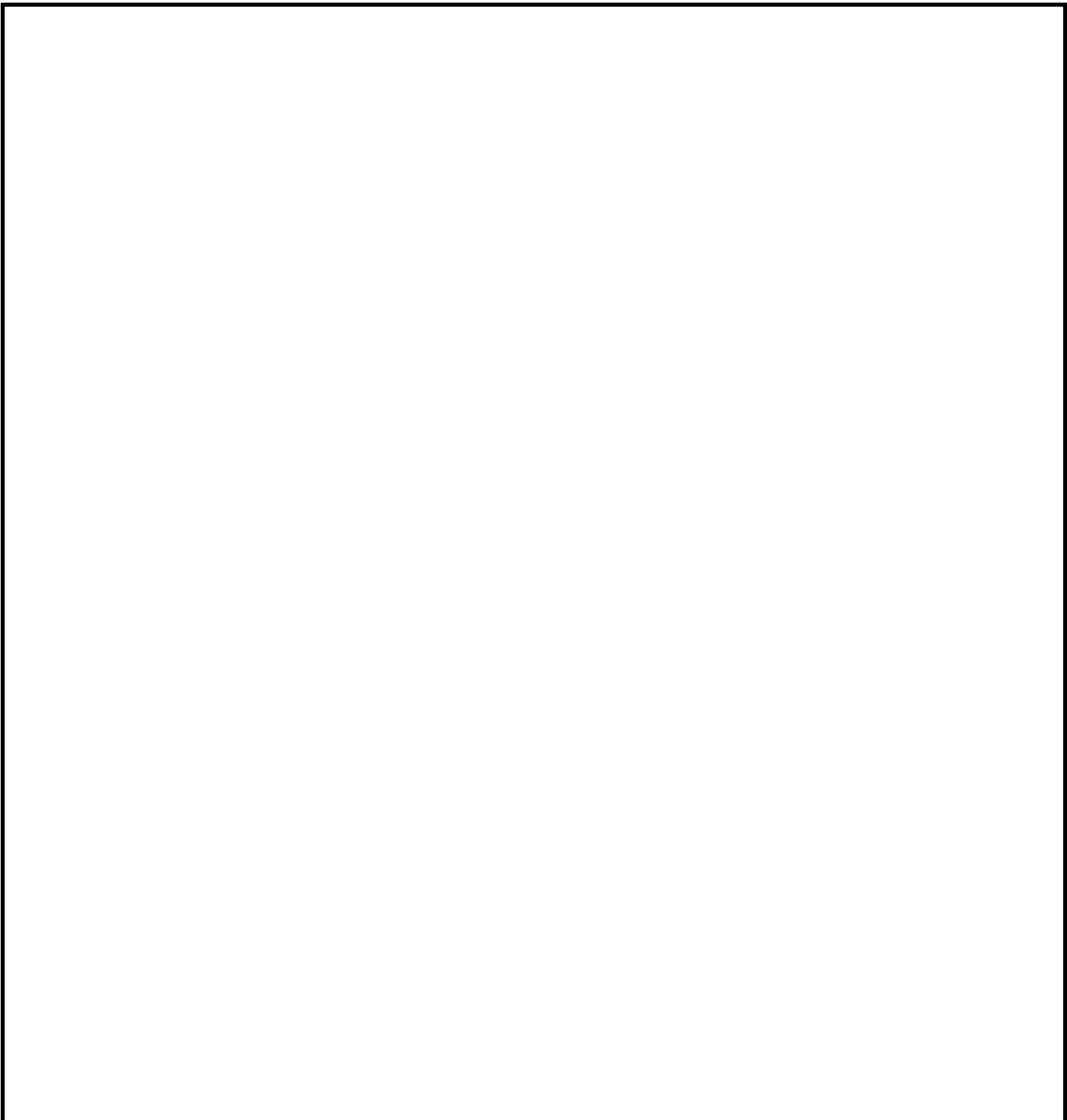
1 本マニュアルを適用する業務範囲

本要領は、現場手動弁の誤操作防止措置の実施、並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第44条2項（以下「技術基準」という）に基づく、現場手動弁の管理業務に適用する。

なお、保守・点検作業に係る誤操作防止措置のうち識別管理方法（安全処置に関わるタグ札等）については、「NM-51-8 作業管理マニュアル」を参照。

2 目的

本要領は、誤操作の防止と原子炉冷却材圧力バウンダリ確認の具体的運用を定め、原子炉安全を確保することを目的とする。



II 本編

1 誤操作の防止（全号機）

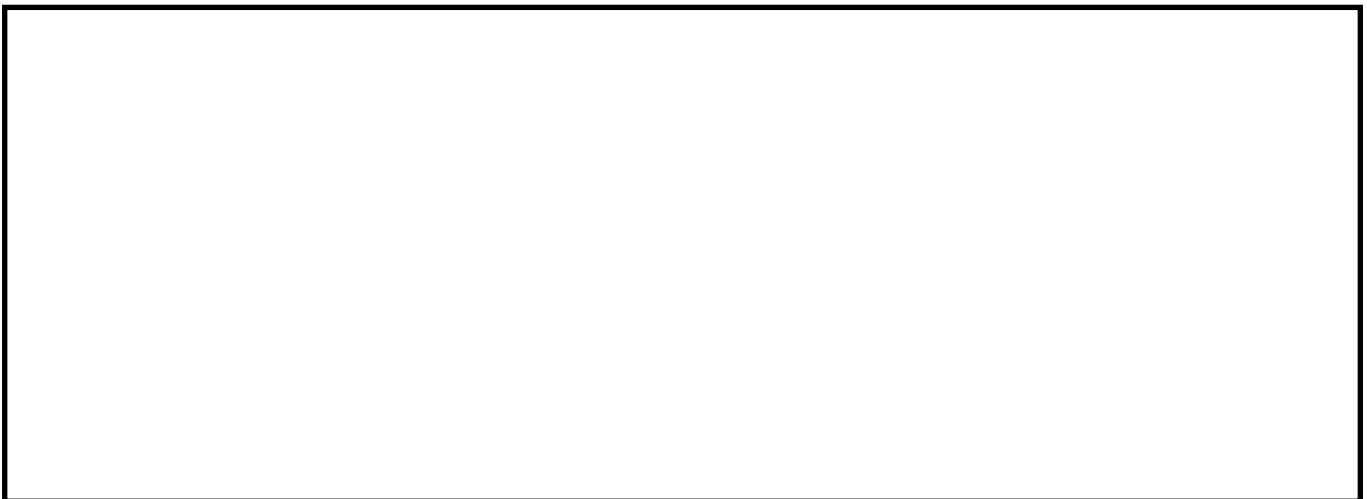
当直長は運転員の誤操作の防止を図るため、プラントの安全上重要な機能に支障をきたすおそれがある現場手動弁（運転員の操作する計装元弁以上）に対して、識別管理と施錠管理を以下のとおり行う。

- (1) 該当弁全てに対し、弁本体または近傍（配管含む）に機器銘板とは別に表示札を取り付ける。
- (2) 上記のうち、下記に相当する弁については施錠管理を実施する。（添付1参照）
 - a) 安全上重要な手動弁で、単一弁の誤操作により原子炉緊急停止系等の安全機能が損なわれる可能性のある手動弁
 - b) 安全上重要な手動弁で、単一弁の誤操作により放射性物質の系外への放出に至る可能性のある手動弁
 - c) 安全上重要な手動弁で、単一弁の誤操作により「安全上必要な原子炉への注水等の安全機能が損なわれる可能性のある手動弁」及び「MUWC（復水補給水系）、代替注水設備による原子炉、格納容器及び燃料プールへの注水ラインが損なわれる可能性のある手動弁」
 - d) 運転上重要な手動弁で、単一弁の誤操作により原子炉停止又は出力降下に至る可能性のある手動弁
 - e) その他、運転上で特に必要と認められる手動弁
 - f) 技術基準等により施錠する手動弁（添付2参照）
 - g) 原子炉冷却材圧力バウンダリに該当する手動弁（様式1～7参照）
- (3) 施錠管理に使用する鍵の管理は、「NM-51-9・KK-F1-137、鍵管理要領」に従う。

2 原子炉冷却材圧力バウンダリの確認（7号機）

当直長は、定検停止後の原子炉起動前の原子炉冷却材圧力バウンダリの確認を以下のとおり行う。

- (1) 通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち、開となるおそれがないように施錠管理を行う原子炉冷却材圧力バウンダリ隔離弁（原子炉側からみた第1弁）について、閉止施錠状態であることを確認する。
- (2) 対象弁は上記1(2)g)に相当するため、機器銘板とは別に表示札取り付けと施錠管理を行う。



文書名	業務マニュアル
	作業管理マニュアル
	NM-51-8 改13

2009年 1月 7日 施行

2020年 6月 5日 (改訂13)

原子力運営管理部 (主管部)

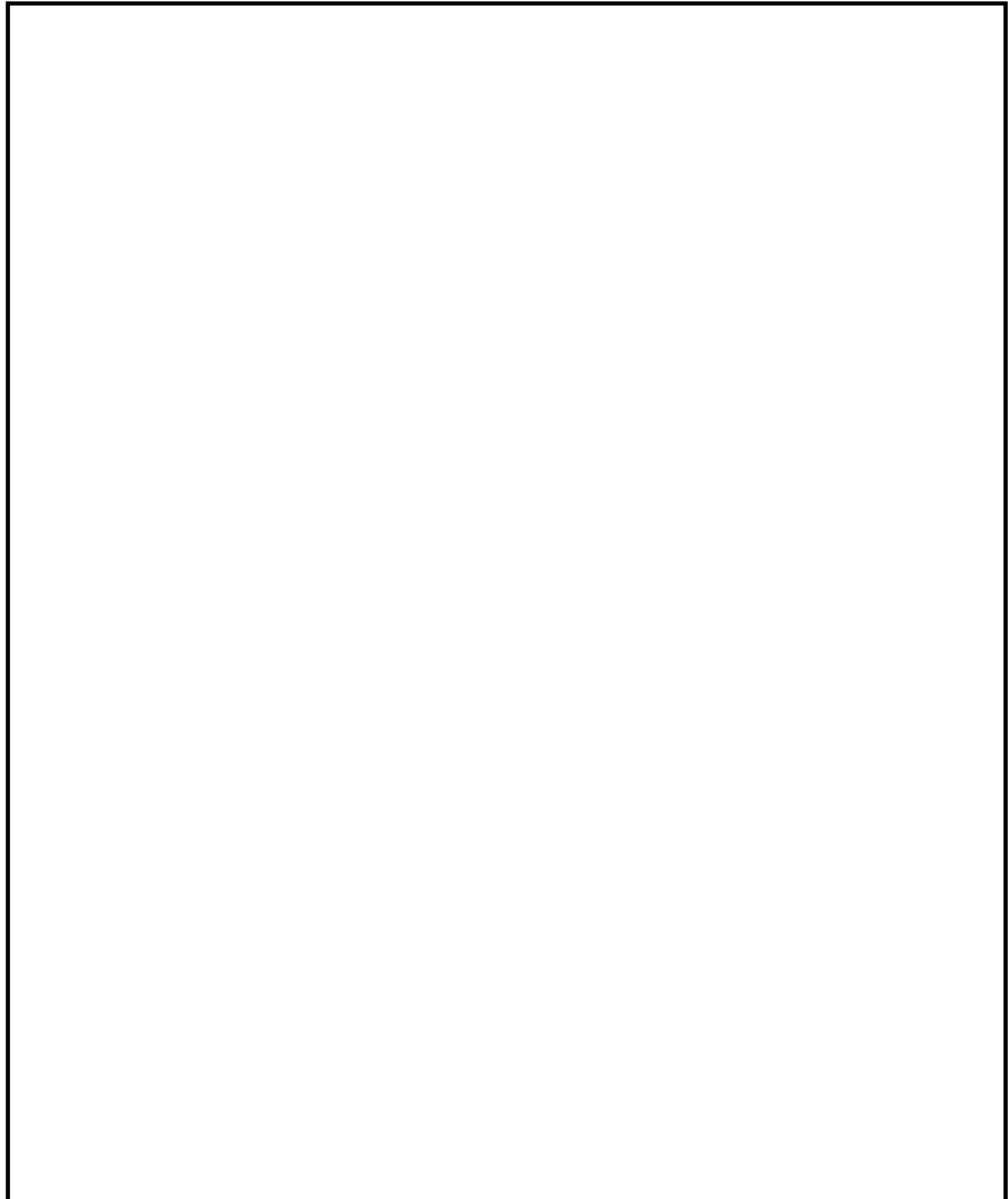
東京電力ホールディングス株式会社

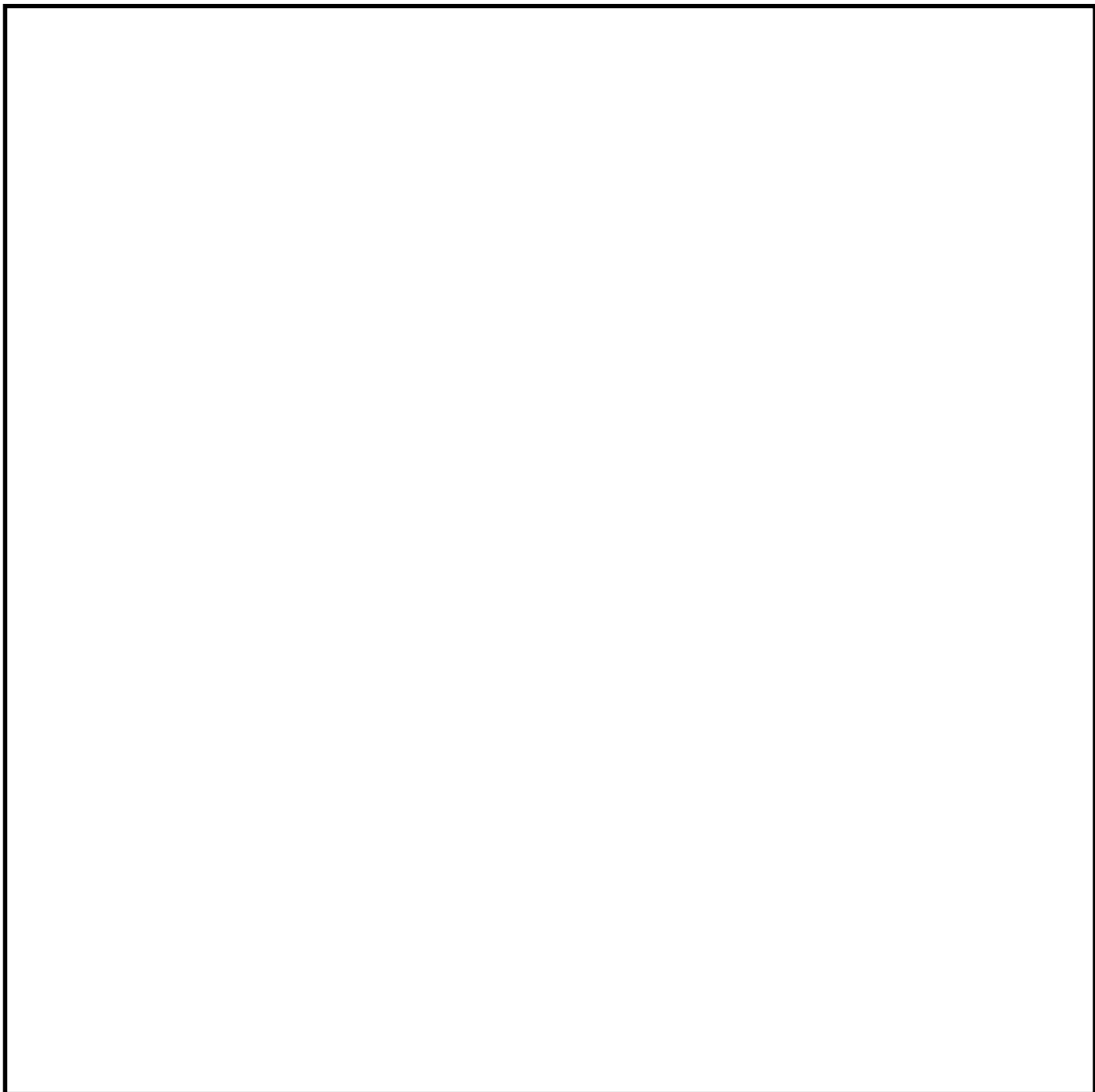
枠囲みの内容は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません



(11) 操作禁止タグ

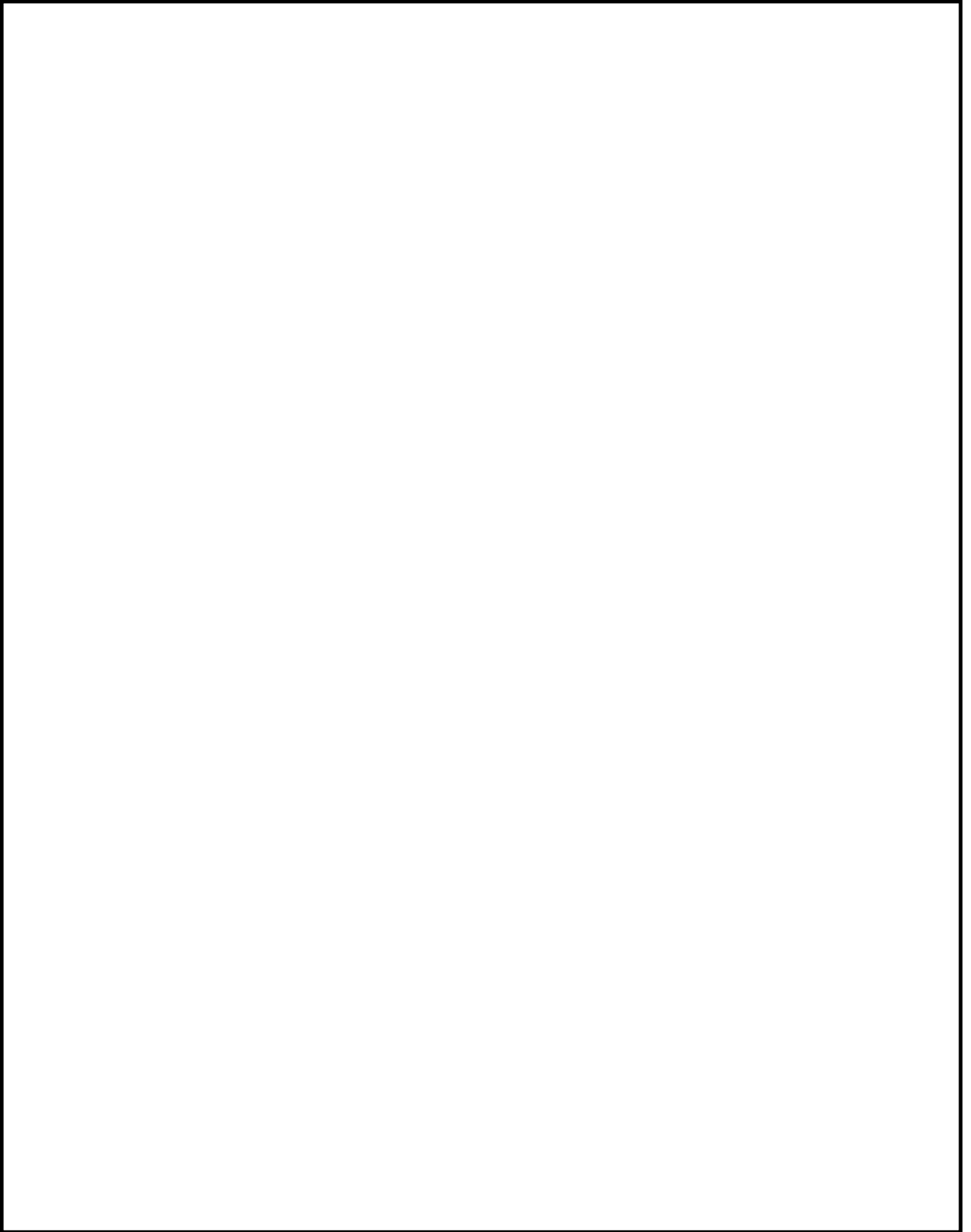
機器の状態が通常の状態と異なること、及び操作を禁止することを識別するための表示札。(操作禁止タグの上部には「操作禁止」または「操作を禁ず」と記載されている。) 作業管理における安全処置を実施するに当たって、設備管理箇所が発行する。





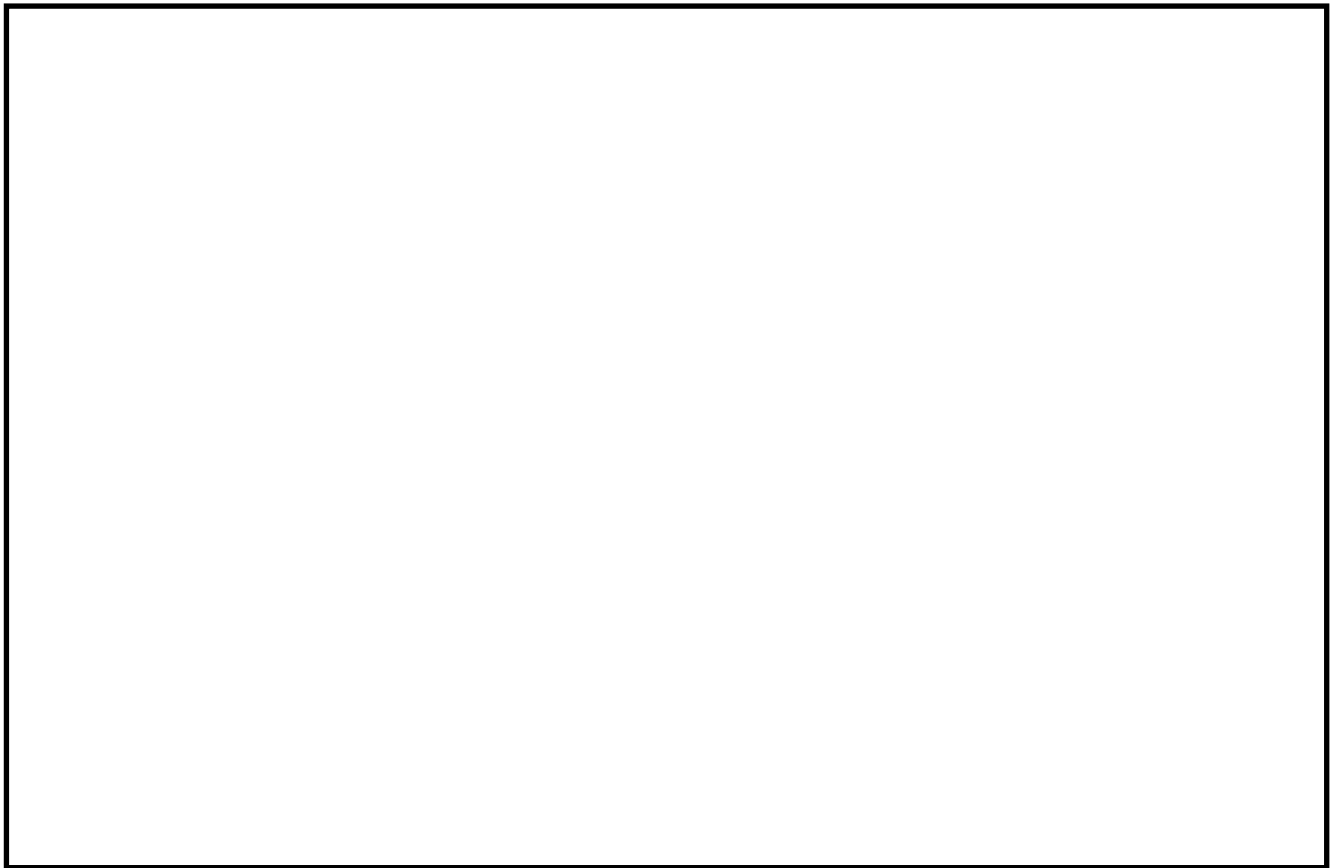
(4) C a u t i o n タグ (注意タグ)

機器の状態が通常の状態と異なること、及び操作を禁止することを識別するための表示札。(C a u t i o n タグの上部には「注意」と記載されている。) C a u t i o n 管理による安全処置を実施するに当たって、設備管理箇所が発行する。



b 操作禁止タグに関する要求事項

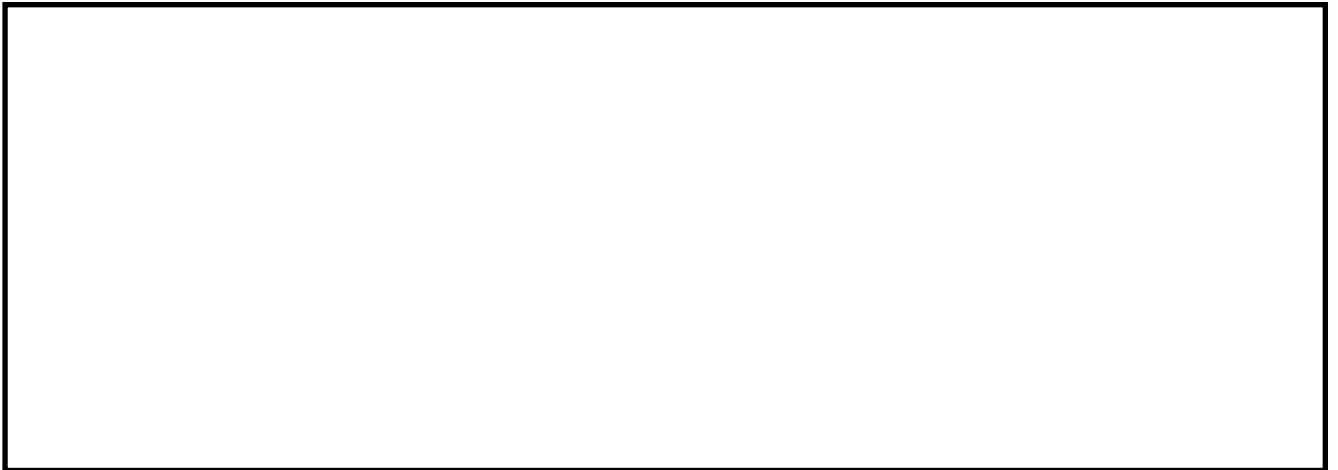
操作禁止タグは、隣接号機との識別が可能なものとする。



(3) 操作禁止タグの取り付け／取り外し

3-1d

操作禁止タグは、作業実施の為に機器が通常状態と異なる状態であることを識別するためのものであることから、通常状態と異なった段階で取り付け、通常状態に戻った段階で取り外す。



7号機 事故時運転操作手順書
（事象ベース）

[Ⅳ]

災害編

共通手順・参考資料編

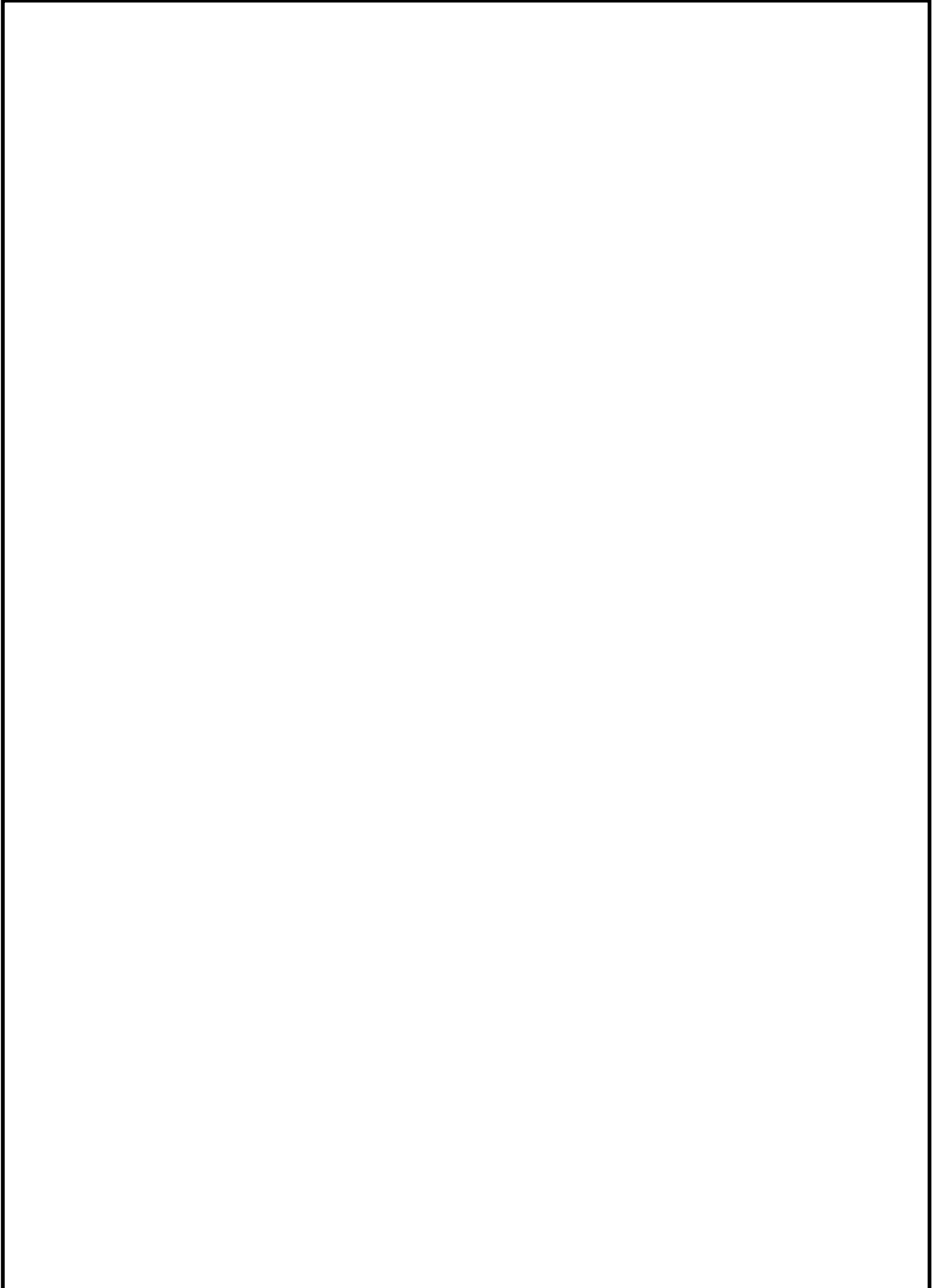
東京電力ホールディングス株式会社

柏崎刈羽原子力発電所

枠囲みの内容は、商業機密あるいは防護上の観点から公開できません

2. 操作のポイント

(1) 地震発生時は、操作を中止し身体及びプラントの安全確保に努める。



柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-45
提出年月日	令和2年6月1日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

保安規定条文の主語の明確化等について

令和2年6月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 保安規定条文における主語（各GM）の明確化について

保安規定条文における主語として、「各GM」となっているものに関して、対象となるGM名を明確化する観点から、具体的なGM名を限定できるものについて、検討を実施した。

検討の結果、主語が各GMとなっている箇所のうち、表1に示す3箇所については、具体的なGM名が限定できるため明確化することとする。

表1 「各GM」の主語を変更した箇所一覧

		該当箇所		修正後の記載
1	第72条 ^{※1}	運転上の制限の確認	第1項, 4項	各GM(第3節各条の第2項で定める事項を行う当直長及びGMをいう。)
2			第3項	当直長及び燃料GM
3	第73条 ^{※2}	運転上の制限を満足しない場合	第1～8項	当直長及び燃料GM

※1： 第72条

<p>(運転上の制限の確認)</p> <p>第72条 各GM <u>(第3節各条の第2項で定める事項を行う当直長及びGMをいう。)</u>は、運転上の制限を第3節各条の第2項で定める事項^{※1}で確認する。</p> <p>2. (略)</p> <p>3. <u>当直長及び燃料GM</u>は、第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかった場合 <u>又は各GM (当直長及び燃料GMを除く。)</u> から <u>第3節各条の第2項で定める事項を行うことができなかった旨の連絡を受けた場合は</u>、運転上の制限を満足していないと判断するが、この場合は判断した時点から第3節各条の第3項の要求される措置を開始するのではなく、判断した時点から速やかに当該事項を実施し、運転上の制限を満足していることを確認することができる。(略)</p> <p>4. 各GM <u>(第3節各条の第2項で定める事項を行う当直長及びGMをいう。)</u>は、運転上の制限が適用される時点から、第3節各条の第2項で定める頻度(期間)以内に最初の運転上の制限を確認するための事項を実施する。(略)</p> <p>5～8. (略)</p>
--

第72条第1項及び第4項では、第3節各条の第2項において運転上の制限の確認等を実施すると定めるGMが対象となることから、「(第3節各条の第2項で定める事項を行う当直長及びGMをいう。)」を追記する。

第72条第3項では、運転上の制限を満足していないと判断する対象が当直長及び燃料GMであることから、「当直長及び燃料GM」の記載に修正する。

※2 第73条

(運転上の制限を満足しない場合)

第73条 運転上の制限を満足しない場合とは、当直長及び燃料GMが第3節で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合をいう。なお、当直長及び燃料GMは、この判断を速やかに行う。

2. 当直長及び燃料GMは、第3節各条の第2項で定める事項が実施されていない期間においても、運転上の制限に関係する事象が発見された場合は、運転上の制限を満足しているかどうかの判断を速やかに行う。
3. 当直長及び燃料GMは、ある運転上の制限を満足していないと判断した場合に、当該条文の要求される措置に定めがある場合を除き、他の条文における運転上の制限を満足していないと判断しなくてもよい。
4. 当直長及び燃料GMは、運転上の制限を満足していないと判断した場合、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は所長及び原子炉主任技術者に報告する。
5. 当直長及び燃料GMは、運転上の制限を満足していないと判断した時点(完了時間の起点)から要求される措置を開始する。なお、運転上の制限を満足していないと判断した場合の要求される措置の運用方法については、表73の例に準拠する。
6. 当直長及び燃料GMは、当該運転上の制限を満足していると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告し、当該号炉を所管する運転管理部長は原子炉主任技術者に報告する。
7. 当直長及び燃料GMは、当該運転上の制限を満足していないと判断した時点の前の原子炉の状態への移行又は原子炉熱出力の復帰にあたっては、原子炉主任技術者の確認を得る。
8. 当直長及び燃料GMは、次の各号を適用することができる。
(1)～(4) (略)

第73条においても、第72条第3項と同様、運転上の制限を満足していないと判断する対象が当直長及び燃料GMであることから、「当直長及び燃料GM」の記載に修正する。

なお、一般的な事項であり主体となるグループが一定とならない箇所については、現状案の通り「各GM」のままとする。

例：87条の2 放射性廃棄物でない廃棄物の管理

→ 管理区域内で使用した物品の管理であり、いずれのグループも実施しうる。

2. 保安規定条文のうち受動的な言い回しとしている箇所に関する考え方について

保安規定条文の記載のうち、受動的な言い回しとしている箇所の考え方について、以下のとおり整理する。

(燃料移動)	
第84条 (略)	
2. 当直長は、燃料移動時に全制御棒が全挿入の場合は表84-1-aについて確認する。 (略)	
表84-1-a	
項目	頻度
1～2. (略)	(略)
3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で <u>施錠されていることを確認する。</u>	毎日1回
4～5. (略)	(略)

当該の記載は、「状態を維持・管理する」という意味の「状態の継続性」を重要視した記載としている。仮に、能動的な記載に改めると「当直長は、原子炉モードスイッチを燃料取替位置で施錠する（ことを確認すること。）」となり、「状態を維持・管理する」という意味の記載とならない。

以下に、現状の記載と能動的な記載に変更した案を比較表として数例上げる。

現状の記載	能動的な記載案
(燃料移動) 第84条 (略) 表84-1-a 3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で <u>施錠されていることを確認する。</u>	(燃料移動) 第84条 (略) 表84-1-a 3. 原子炉モードスイッチが燃料取替位置で <u>施錠することを確認する。</u>
(異常収束後の措置) 78条 当直長は、第76条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、その原因に対する <u>対策が講じられていること</u> 及び原子炉の状態に応じて適用される運転	(異常収束後の措置) 78条 当直長は、第76条第1項の異常収束後、原子炉を再起動する場合は、その原因に対する <u>対策を講じること</u> 及び原子炉の状態に応じて適用される運転上の制限

上の制限を満足していることを確認する。 (略)	を満足していることを確認する。 (略)
(協力企業従業員への保安教育) 第119条 各GMは、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表119の実施方針に基づいて <u>実施されていることを確認する。</u> (略)	(協力企業従業員への保安教育) 第119条 各GMは、原子炉施設に関する作業を協力企業が行う場合、当該協力企業従業員の発電所入所時に安全上必要な教育が表119の実施方針に基づいて <u>実施することを確認する。</u> (略)

また、下記事例により、この考え方を補足する。

(格納容器及び格納容器隔離弁)

第43条
(略)

3. 当直長は、格納容器又は格納容器隔離弁が第1項で定める運転上の制限を満足していないと判断した場合、表43-4の措置を講じる。(略)

表43-4

条 件	要求される措置	完了時間
A. 条件B, C又はD以外の場合であって、格納容器の機能が健全でない場合	A 1. 格納容器の機能を健全な状態に復旧する。	1 時間
B. 動作不能な格納容器隔離弁1個を有する配管が1つ以上ある場合 (主蒸気隔離弁以外の格納容器隔離弁2個を有する配管に適用)	B 1. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管を隔離する。 ^{※1} 及び B 2. 動作不能な格納容器隔離弁を有する配管が隔離されていることを確認する。 ただし、第94条第1項に定める区域については管理的手段により確認することができる。	4 時間 1 ヶ月に1回
C～E. (略)	(略)	(略)

※1 (略)

「配管を隔離する」は瞬間的な行為を示す一方、「配管が隔離されていることを確認する」は、状態の継続性の確認を示すものとなっている。

以上から、保安規定条文の記載において、受動的な言い回しは、確認すべき事項等に応じて、適切な使い分けを実施しているものである。

以 上

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-46(改訂2)
提出年月日	令和2年7月30日

柏崎刈羽原子力発電所7号炉

火災発生時，内部溢水発生時，
火山影響等発生時，
その他自然災害発生時及び有毒ガス発生時の
体制の整備について

令和2年7月

東京電力ホールディングス株式会社

火災発生時，内部溢水発生時，火山影響等発生時，その他自然災害発生時
及び有毒ガス発生時の体制の整備について

火災発生時，内部溢水発生時，火山影響等発生時，その他自然災害発生時 及び有毒ガス発生時の体制の整備について

発電用原子炉施設において，火災が発生した場合，内部溢水が発生した場合，火山影響等が発生した場合，その他自然災害が発生した場合及び有毒ガスが発生した場合（「火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス」という。以下，本項において同じ。）における当該事故等に適切に対処するためには，火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガスに対応するために必要な要員の配置，必要な資機材を十分に活用するための手順書の整備，活動を行う要員に対する教育訓練の実施等運用面での体制をあらかじめ整備するとともに，運転段階の運用においてもそれら体制が維持管理されていかなければならない。

従って，重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制の整備同様，発電用原子炉設置者が構築するQMS文書体系の上位に位置付けられる保安規定に，「保安規定変更に係る基本方針」で示される以下の方針に基づき発電用原子炉設置者が運用を行っていく中において遵守しなければならない事項を規定することとし，発電用原子炉設置者が運用を行っていく中で教育及び訓練や手順書等の改善を継続的に行っていく場合においても，体制が維持管理されていくことを確実にする。

保安規定第3条（品質保証計画）に基づき，火災発生時，内部溢水発生時，火山影響等発生時，その他自然災害発生時及び有毒ガス発生時に対処しうる体制の整備に関する計画を策定するとともに，体制に係る評価を定期的を実施し，必要な改善を図っていく管理の枠組みとなる以下の事項を，保安規定本文に規定する。なお，保安規定審査基準にはその他自然災害発生時の体制の整備について要求はないが，保安活動として必要な事項であり，火災発生時及び内部溢水発生時の体制の整備同様，保安規定に規定する。

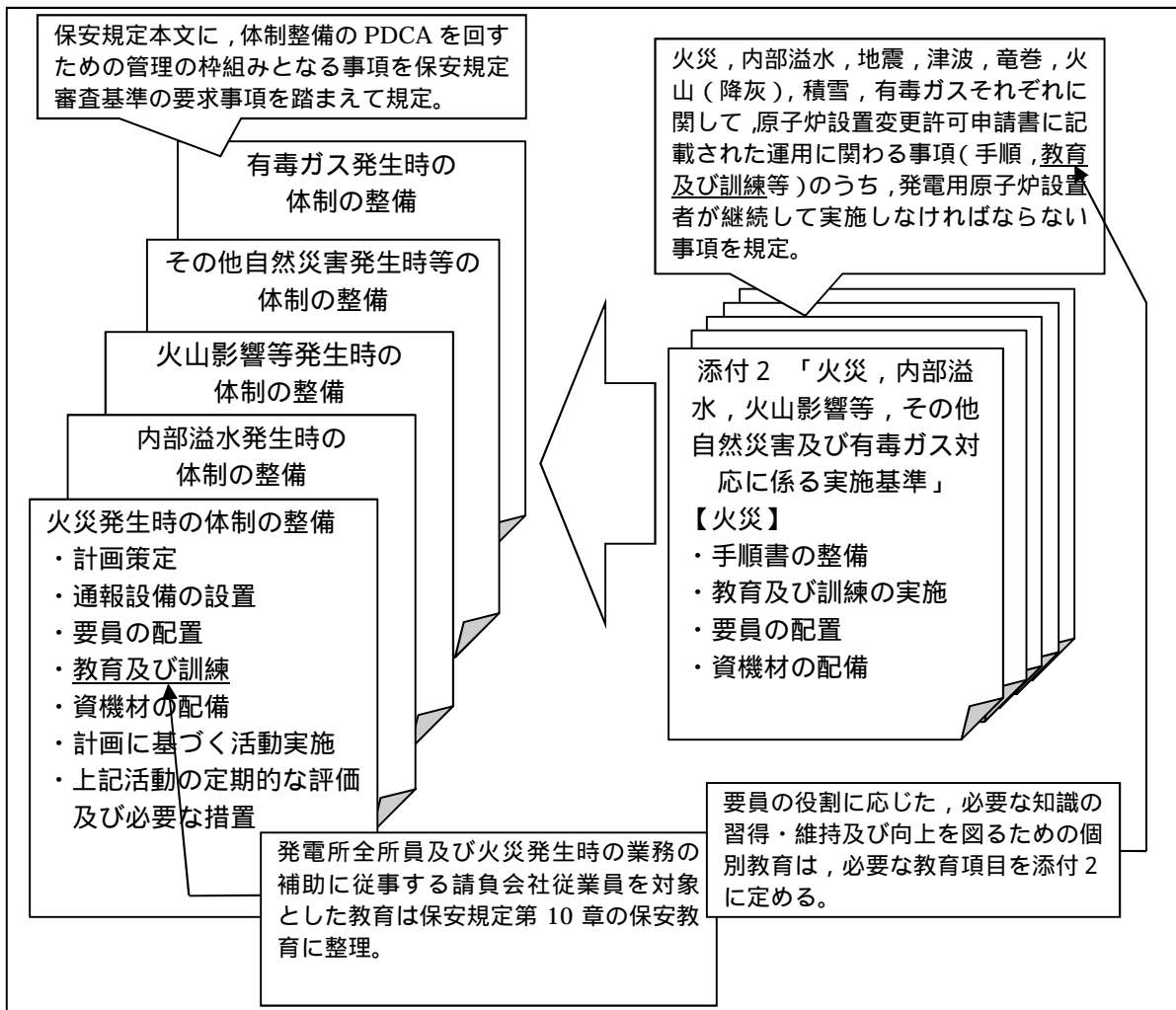
- ・体制の整備に関する計画を策定すること
- ・活動を行うために必要な要員を配置すること
- ・要員に対し，教育訓練を定期的を実施すること
- ・必要な資機材を配備すること
- ・活動を行うために必要な手順を整備すること
- ・手順に基づき必要な活動を実施すること
- ・上記事項について定期的の評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じること

火災，内部溢水，火山影響等，地震，津波，竜巻，積雪及び有毒ガスそれぞれに関して，原子炉設置変更許可申請書に記載された運用に関わる事項を抽出し，発電用原子炉設置者が継続して実施しなければならない事項を，保安規定の添付2「火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」として新たに規定する。さらに，その添付を本文と関連付け，体制の整備に係る二次マニュアル他への遵守事項とすることにより，運転段階において発電用原子炉設置者が運用を行っていく中で，それら内容が確実に継続して確保されるようにする。

上記記載方針に基づく，保安規定の構成は第 3-2 図のとおりとする。

なお，地震，津波，竜巻及び火山以外で原子炉設置変更許可申請書において考慮している自然現象としては，風（台風），低温（凍結），降水，積雪，落雷，地滑り，生物学的事象があるが，積雪以外は設計により安全機能を損なわないことを規定しており，運用で担保する
とした事項は規定されていないことから，その他自然災害として保安規定の添付 2 に運用に関する遵守事項を規定するものは「地震，津波，竜巻，火山（降灰），積雪及び有毒ガス」とする。

火災発生時，内部溢水発生時，火山影響等発生時，その他自然災害発生時及び有毒ガス発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制（要員の配置，教育及び訓練，資機材の配備等）の整備に係る計画は，それぞれ三次マニュアルである「火災防護計画」等に全体計画として定め，教育訓練等それぞれの詳細は関連規定文書に定める。



第 3-2 図 火災発生時，内部溢水発生時，火山影響等発生時，その他自然災害発生時
及び有毒ガス発生時の体制の整備に係る保安規定の構成

現行の保安規定には、第 17 条として「地震・火災等発生時の措置」が規定されているが、7号炉について現行第 17 条の内容は、新たに規定する火災発生時の体制の整備又は添付 2「火災、内部溢水、火山影響等発生時、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に整理し直し、本条は削除する。

火災発生時、内部溢水発生時、火山影響等発生時、その他自然災害発生時及び有毒ガス発生時に必要な要員に対する教育は、実用炉規則第 92 条に定められる保安教育の内容（非常時の場合に講ずべき処置に関すること）に該当するものであることから、重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制の整備同様、発電所全所員及び火災発生時の業務の補助に従事する請負会社従業員を対象とした教育（年 1 回以上）を保安教育として保安規定の第 10 章に整理する。

また、各要員の役割に応じた、必要な知識の習得・維持及び向上を図るための個別の教育については、添付 2「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に必要な教育項目を定め、二次マニュアル他に教育対象者や教育頻度等の詳細を定め、今後の教育成果等の結果を踏まえ、より有効な教育となるよう継続的に改善を行っていく。

設計基準対象施設に係るその他要求事項について

設計基準対象施設については、現状の保安規定においても既に規定され、保安規定第4条に定める保安に関する組織の体制の下、適切に運用管理されているものもあると考えられるが、新規制基準施行に伴う「設置許可基準規則」及び「技術基準規則」の改正内容を踏まえた対応について、運用面での体制をあらかじめ整備し、運転段階の運用においてもそれら体制が維持管理されていかなければならない。

従って、設計上要求される設計基準対象施設に対して、それら施設の安全機能が損なわれないために必要となる運用に係る事項は、発電用原子炉設置者が構築するQMS文書体系の上位に位置付けられる保安規定に規定し、発電用原子炉設置者が運用を行っていく中で設計基準対象施設が適切に維持管理されていくことを確実にする。

具体的には、「設置許可基準規則」及び「技術基準規則」を受けて、原子炉設置変更許可申請書に記載された設備の運用・維持に係る事項や運用管理に必要な資機材の管理について保安規定に記載する。但し、保安規定に基づき従来から運転操作手順として規定しているもの(例えば、換気空調系)や識別管理など既に運用されている内容も含まれることから、個々に対応内容を検討し、現在の保安規定の記載内容では明示的になっていないものや規定されていないものを保安規定に反映する。

以上の方針に基づき、以下の条文を新規に追記又は改正する。詳細は、「保安規定審査基準の要求事項に対する保安規定への記載方針」に示す。

- (1) 第17条(火災発生時の体制の整備)
- (2) 第17条の2(内部溢水発生時の体制の整備)
- (3) 第17条の3(火山影響等発生時の体制の整備)
- (4) 第17条の4(その他自然災害発生時等の体制の整備)
- (5) 第17条の5(有毒ガス発生時の体制の整備)
- (6) 第3条(品質保証計画)、第5条(保安に関する職務)、第7条(原子力発電保安運営委員会)、第9条(原子炉主任技術者の職務等)、第14条(マニュアルの作成)、第17条の6(資機材等の整備)
- (7) 第118条(所員への保安教育)、第119条(協力企業従業員への保安教育)
- (8) 添付2(火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準)

添付 2 火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び

有毒ガス対応に係る実施基準

（第 17 条，第 17 条の 2，第 17 条の 3，第 17 条の 4

及び第 17 条の 5 関連）

1. 火災

防災安全GMは、火災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として、次の1.1項から1.5項を含む火災防護計画を策定し、防災安全部長の承認を得る。また、各GMは、火災防護計画に基づき、火災発生時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体制及び手順の整備を実施する。

1.1 専用回線を使用した通報設備の設置

防災安全GMは、中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置する。

1.2 要員の配置

(1) 防災安全GMは、火災の発生により災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災安全GMは、火災の発生により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備え、第108条(原子力防災組織)に定める必要な要員を配置する。

(3) 防災安全GMは、上記体制以外の通常時及び火災発生時における火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。

ア. 火災予防活動に関する要員

各建屋、階及び部屋等の火災予防活動を実施するため、防火・防災管理者を置く。

イ. 消火要員

運転員、消防車隊による消火要員として、10名以上を発電所に常駐させる。

ウ. 自衛消防組織

(ア) 火災による人的又は物的な被害を最小限にとどめるため、所長が指名した統括管理者を自衛消防組織に設置する。

(イ) 自衛消防組織は、9つの班で構成され、各班には、責任者である班長を配置するとともに、自衛消防組織を統括する統括管理者を置く。

(ウ) 統括管理者は、自衛消防組織が行う活動に対し、指揮、指令を行うとともに、公設消防隊との連携を密にし、円滑な自衛消防活動ができるように努める。

1.3 教育訓練の実施

防災安全GMは、火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。

(1) 火災防護教育

全所員に対して、以下の教育訓練を実施する。また、消防車隊に対して、以下の教育訓練が実施されていることを確認する。

ア. 原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物、系統及び機器並びに重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として、火災から防護すべき機器等の火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した対策に関する教育訓練

イ. 安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練

(ア) 外部火災発生時の予防散水に関する教育訓練

(イ) 外部火災によるばい煙発生時及び有毒ガス発生時における外気取入ダンパの閉止、換

気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転により、建屋内へのばい煙及び有毒ガスの侵入を防止することについての教育訓練

(ウ) 森林火災から外部事象防護対象施設を防護するための防火帯の点検等に係る教育訓練

(エ) 近隣の産業施設の火災・爆発から外部事象防護対象施設を防護するために、離隔距離を確保すること等の火災防護に関する教育訓練

ウ．火災が発生した場合の消火活動及び内部溢水を考慮した消火活動に関する教育訓練

(2) 自衛消防隊による総合訓練

自衛消防隊に対して、火災発生時における消火活動等に関する総合的な訓練を実施する。

また、消防車隊に対して、同内容の訓練が実施されていることを確認する。

(3) 運転員に対する教育訓練

運転員に対して、火災発生時の運転操作等の教育訓練を実施する。

(4) 消防訓練（防火対応）

消火要員に対して、火災発生時における初期消火活動に関する訓練を実施する。また、消防車隊に対して、同内容の訓練が実施されていることを確認する。

1.4 資機材の配備

(1) 防災安全GMは、化学消防自動車、泡消火薬剤等の消火活動のために必要な資機材を配備する。

(2) 各GMは、火災防護対策のために必要な資機材を配備する。

1.5 手順書の整備

(1) 防災安全GMは、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計画に以下の項目を含める。

ア．火災防護対策を実施するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理に必要な要員の確保及び教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の保守管理、点検及び火災情報の共有化等

イ．原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策

ウ．重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知及び消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策

エ．その他の原子炉施設については、消防法、建築基準法、日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策

オ．安全施設を外部火災から防護するための運用等

(2) 防災安全GMは、火災発生時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体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

ア．消火活動

各GMは、火災発生現場の確認及び中央制御室への連絡並びに消火器、消火栓等を用いた消火活動を実施する。

イ．消火設備故障時の対応

当直長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室及び必要な現場の制御盤の

警報の確認を実施する。

ウ．消火設備のうち、自動ガス消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応

(ア) 当直長は、火災感知器が作動した場合、火災区域又は火災区画からの退避警報、自動ガス消火設備の動作状況の確認を実施する。

(イ) 当直長は、自動ガス消火設備の動作後の消火状況の確認、消火状況を踏まえた消火活動の実施、プラント運転状況の確認等を実施する。

エ．消火設備のうち、手動操作による固定式ガス消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応

(ア) 当直長は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。

(イ) 当直長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式ガス消火設備を手動操作により動作させ、その動作状況、消火状況、プラント運転状態の確認等を実施する。

オ．格納容器内における火災発生時の対応

当直長は、原子炉の起動中及び原子炉が冷温停止中の格納容器内において火災が発生した場合には、消火器等による消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認及び必要な運転操作等を実施する。

カ．単一故障も想定した中央制御室盤内における火災発生時の対応（中央制御室の制御盤1面の機能が火災により全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む。）

(ア) 当直長は、中央制御室盤内の高感度煙検出設備により火災を感知し、火災を確認した場合は、常駐する運転員による消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。火災の発生箇所が特定できない場合を想定し、サーモグラフィカメラ等、火災の発生箇所を特定できる装置を使用して消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。

(イ) 当直長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気するため、排煙設備を起動する。

キ．水素濃度検知器が設置される火災区域又は火災区画における水素濃度上昇時の対応

当直長は、換気空調設備の運転状態の確認及び換気空調設備の追加起動や切替え等を実施する。

ク．火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動

固定式ガス消火設備による消火後、消火要員が消火の確認のためにポンプ室へ入室する場合は、十分に冷却時間を確保した上で、可搬型排煙装置を準備し、扉を開放、換気空調系、可搬型排煙装置により換気し入室する。

ケ．消火用水の最大放水量の確保

当直長は、水源であるろ過水タンクには、最大放水量360m³に対して、十分な水量を確保する。

コ．防火帯の維持・管理

防災安全GMは、防火帯の維持・管理を実施する。

サ．外部火災によるばい煙発生時の対応

(ア) 当直長は、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止及び換気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転による建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。

シ．外部火災による有毒ガス発生時の対応

当直長は、有毒ガス発生時、有毒ガス侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転による建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。

ス．外部火災によりモニタリングポストが影響を受けた場合

放射線安全GMは、モニタリングポストが外部火災の影響を受けた場合、代替設備をモニタリングポスト周辺に設置できる場合はその周辺に設置し、モニタリングポスト周辺に設置できない場合は、防火帯の内側同一方向に設置する。

セ．油貯蔵設備の運用

当直長は、油貯蔵設備の油量制限を実施する。

ソ．火災予防活動（巡視点検）

各GMは、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。

タ．火災予防活動（可燃物管理）

保全総括GMは、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器及び点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）及び重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。

チ．火災予防活動（火気作業等の管理）

各GMは、火災区域又は火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。

ツ．延焼防止

防災安全GMは、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設及び植生との離隔を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。

テ．火災鎮火後の原子炉施設への影響確認

各GMは、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

ト．地震発生時における火災発生の有無の確認

各GMは、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

ナ．定事検停止時等における運用管理

原子炉安全GMは、定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。

二．保守管理、点検

各GMは、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

なお、格納容器内に設置する火災感知器については、起動時の窒素ガス封入後に作動信

号を切り替え、次のプラント停止後には速やかに健全性を確認し機能喪失した火災感知器を取り替える。

ヌ．火災影響評価条件の変更の要否確認

(ア) 内部火災影響評価

設備保守箇所 GM は、設備改造等を行う場合、都度、技術計画 GM へ設備更新計画を連絡し内部火災影響評価への影響確認を行う。

技術計画 GM は、内部火災影響評価にて改善すべき知見が得られた場合には改善策の検討を行う。

また、定期的に内部火災影響評価を実施し、評価結果に影響がある際は、原子炉施設内の火災に対しても、安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し維持できることを確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。

(イ) 外部火災影響評価

技術計画 GM は、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が外部事象防護対象施設へ影響を与えないこと及び火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。

1.6 定期的な評価

(1) 各 GM は、1.1 項から 1.5 項の活動の実施結果について、防災安全 GM に報告する。

(2) 防災安全 GM は、1.1 項から 1.5 項の活動の実施結果を取りまとめ、1 年に 1 回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、火災防護計画の見直しを行う。

1.7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

当直長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係 GM に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

2. 内部溢水

技術計画GMは、溢水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として、次の2.1項から2.4項を含む計画を策定し、安全総括部長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、溢水発生時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体制及び手順の整備を実施する。

2.1 要員の配置

防災安全GMは、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備え、第108条に定める必要な要員を配置する。

2.2 教育訓練の実施

技術計画GMは、溢水発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。

(1) 全所員に対して、溢水全般（評価内容並びに溢水経路、防護すべき設備、水密扉及び堰等の設置の考え方等）の運用管理に関する教育訓練を実施する。

(2) 運転員に対して、溢水発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。

2.3 資機材の配備

各GMは、溢水発生時に使用する資機材を配備する。

2.4 手順書の整備

(1) 発電GM及び技術計画GMは、溢水発生時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体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

ア. 溢水発生時の措置に関する手順

(ア) 当直長は、想定破損による溢水、消火水の放水による溢水、地震起因による溢水及びその他の要因による溢水が発生した場合の措置を行う。

(イ) 当直長は、燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失した場合、残留熱除去系による使用済燃料プールの注水及び冷却の措置を行う。

イ. 運転時間実績管理

技術計画GMは、運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい）により、低エネルギー配管として系統についての運転時間実績管理を行う。

ウ. 水密扉の閉止状態の管理

当直長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各GMは、水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

エ. 屋外タンクの片側運用の管理

当直長は、防護すべき設備が設置される建屋へ過度の溢水が流入し伝播することを防ぐため、ろ過水タンク及び純水タンクを常時一基隔離し、片側運用とする。

オ. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順

各GMは、原子炉施設に溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

カ．蒸気漏えいに対する管理

当直長は、原子炉建屋内における所内蒸気系漏えいによる影響の発生を防止するための管理を行う。

キ．排水誘導経路に対する管理

当直長は、排水を期待する設備の状態監視を行う。また、技術計画GMは、排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための管理を行う。

ク．定事検停止時等における運用管理

原子炉安全GMは、定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。

ケ．保守管理、点検

(ア)各GMは、配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。

(イ)各GMは、浸水防護施設を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

コ．溢水評価条件の変更の要否を確認する手順

技術計画GMは、各種対策設備の追加及び資機材の持ち込み等により評価条件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。

2.5 定期的な評価

(1)各GMは、2.1項から2.4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。

(2)技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

2.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

当直長は、溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

3. 火山影響等、積雪

技術計画GMは、火山影響等及び積雪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として、次の3.1項から3.4項を含む計画を策定し、安全総括部長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、火山影響等及び積雪発生時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体制及び手順の整備を実施する。

3.1 要員の配置

(1) 防災安全GMは、災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災安全GMは、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備え、第108条に定める必要な要員を配置する。

また、所長は、降灰予報等により柏崎刈羽発電所を含む地域(柏崎市、刈羽村)への多量の降灰が予想される場合、マニュアルに定める組織の要員を参集して活動する。

なお、休日、時間外(夜間)においては、第12条に定める重大事故等の対応を行う要員を活用する。

3.2 教育訓練の実施

技術計画GMは、火山影響等及び積雪発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。

(1) 全所員に対して、火山影響等及び積雪発生時に対する運用管理に関する教育訓練を実施する。

(2) 運転員に対して、火山影響等発生時の運転操作等に係る手順に関する教育訓練を実施する。

(3) 各グループ員に対して、降下火砕物防護対策施設の保守管理、点検に関する教育訓練を実施する。

(4) 緊急時対策要員に対して、火山影響等発生時の非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策等に関する教育訓練を実施する。

3.3 資機材の配備

(1) 各GMは、降下火砕物の除去等の屋外作業時に使用する道具や防護具等を配備する。

(2) 原子炉GMは、火山影響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ために必要な非常用ディーゼル発電機の着脱可能なフィルタ(200メッシュ。以下「改良型フィルタ」という。)その他必要な資機材を配備する。

3.4 手順書の整備

技術計画GMは、火山影響等及び積雪発生時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体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

(1) 降下火砕物の侵入防止

当直長は、外気取入口に設置しているバグフィルタ等の差圧監視、及び外気取入ダンプの閉止、換気空調系の停止又は再循環運転により建屋内への降下火砕物の侵入を防止する。

(2) 降下火砕物及び積雪の除去作業

各GMは、降下火砕物の堆積又は積雪が確認された場合は、降下火砕物及び積雪より防護すべき屋外の施設、並びに降下火砕物及び積雪より防護すべき施設を内包する建屋について、堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物及び積雪を除去する。

(3) 非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策

火山影響発生時において、非常用ディーゼル発電機の機能を維持するため、非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタの取付を実施する。

ア．非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付

各GMは、フィルタの取付が容易な改良型フィルタを取り付ける。

(ア) 手順着手の判断基準

気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合

(4) 高压代替注水系ポンプを用いた炉心を冷却するための対策

火山影響等発生時において外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため高压代替注水系ポンプを使用し炉心の冷却を行う。

ア．高压代替注水系ポンプを用いた炉心冷却

当直長は、原子炉隔離時冷却系による注水ができない場合は、高压代替注水ポンプを用いた炉心冷却を行う。

(ア) 手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合

(5) 原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策

火山影響等発生時において外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため原子炉隔離時冷却系ポンプを使用し炉心の冷却を行う。

ア．原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却

当直長は、原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却を行う。

(ア) 手順着手の判断基準

火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失した場合

(6) 緊急時対策所の居住性確保に関する対策

火山影響等発生時において5号炉原子炉建屋内緊急時対策所扉を開放することにより緊急時対策所の居住性を確保する。

ア．緊急時対策所の居住性確保

各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所扉を開放する。

(ア) 手順着手の判断基準

気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴

火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合

(7) 通信連絡設備に関する対策

火山影響等発生時における通信連絡について、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を確保する。非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合には、タービン建屋内に配置した5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の通信連絡設備へ給電する。

ア. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業

各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を降下火砕物の影響を受けることのない7号炉タービン建屋内へ移動し準備作業を行う。

(ア) 手順着手の判断基準

気象庁が発表する降灰予報(「速報」又は「詳細」)により柏崎刈羽発電所を含む地域(柏崎市、刈羽村)への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合

イ. 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電作業

各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電準備を行ったのち給電を開始する。

(ア) 手順着手の判断基準

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電開始は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機からの受電不能となった場合

火山影響等発生時の対策における主な作業

<u>作業手順</u>	<u>対応手段</u>	<u>要員</u>	<u>要員数</u>	<u>想定時間</u>
<u>(3)ア.</u>	<u>非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付¹</u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>4</u>	<u>70分</u>
<u>(4)ア.</u>	<u>高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	<u>2</u>	<u>15分</u>
<u>(5)ア.</u>	<u>原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	<u>2</u>	<u>速やかに</u>
<u>(7)ア.イ</u>	<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業及び給電作業²</u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>6</u>	<u>85分</u>

1：1班2名で2班が並行で実施する。

2：1班2名で3班が並行で実施する。

(8) 代替設備の確保

各GMは、火山影響等発生時又は積雪により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。

(9) 降灰時の原子炉施設への影響確認

各GMは、降灰が確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降下火砕物より防護すべき施設並びに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋について、点検を行うとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(10) 保守管理、点検

各GMは、降下火砕物防護対策施設について、その要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

3.5 定期的な評価

(1) 各GMは、3.1項から3.4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。

(2) 技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

3.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

当直長は、火山影響等及び積雪の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

(1) 火山影響等発生時における原子炉停止の判断基準

ア．火山影響等発生時において、発電所を含む地域（柏崎市，刈羽村）に降灰予報「多量」が発表された場合

イ．発電所より半径160km以内の火山が噴火したが、降灰予報が発表されない場合において、保安規定第58条の3に定める外部電源5回線のうち、3回線以上が動作不能となり、動作可能な外部電源が2回線以下となった場合（送電線の点検時を含む。）又は全ての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合

3.7 その他関連する活動

(1) 原子力設備管理部長は、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

ア．新たな知見の収集、反映

原子力設備管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の火山現象の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

4. 地震

技術計画GMは、地震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として、次の4.1項から4.4項を含む計画を策定し、安全総括部長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、地震発生時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体制及び手順の整備を実施する。

4.1 要員の配置

(1) 防災安全GMは、災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災安全GMは、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備え、第108条に定める必要な要員を配置する。

4.2 教育訓練の実施

技術計画GMは、地震発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。

(1) 全所員に対して、地震発生時の運用管理に関する教育訓練を実施する。

(2) 運転員に対して、地震発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。

4.3 資機材の配備

各GMは、地震発生時に使用する資機材を配備する。

4.4 手順書の整備

(1) 技術計画GMは、地震発生時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体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

ア. 波及的影響防止に関する手順

(ア) 各GMは、波及的影響を防止するよう現場を維持するため、7号炉の機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。

(イ) 各GMは、7号炉の機器・配管等の設置及び点検資材等の仮設・仮置時における、耐震重要施設(耐震Sクラス施設)及び常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備、常設重大事故防止設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)並びにこれらが設置される重大事故等対処施設(以下、「耐震重要施設等」という。)に対する下位クラス施設¹の波及的影響(4つの観点²及び溢水・火災の観点)を防止する。

1: 耐震重要施設等以外の施設をいう。

2: 4つの観点とは、以下をいう。

a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響

b. 耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響

c. 建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響

d. 建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響

イ. 設備の保管に関する手順

(ア)各GMは、7号炉の可搬型重大事故等対処設備について、地震による周辺斜面の崩壊・溢水・火災等の影響により重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう、固縛措置、分散配置、転倒防止対策等による適切な保管がなされていることを確認する。

(イ)各GMは、7号炉の可搬型重大事故等対処設備のうち、屋外の車両型設備について、離隔距離を基に必要な設備間隔を定め適切な保管がなされていることを確認する。

ウ．地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順

各GMは、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

エ．代替設備の確保

各GMは、地震の影響により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。

4.5 定期的な評価

(1)各GMは、4.1項から4.4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。

(2)技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

4.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

当直長は、地震の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるかと判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

4.7 その他関連する活動

(1)7号炉について、原子力設備管理部長は、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

ア．新たな知見等の収集、反映

原子力設備管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合、耐震安全性に関する評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

イ．波及的影響防止

原子力設備管理部長は、4つの観点以外の新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。

ウ．地震観測及び影響確認

(ア)原子力設備管理部長は、7号炉の原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対して、地震観測等により振動性状の把握及び土木設備・建築物の機能に支障のないことの確認を行うとともに、適切な観測を継続的に実施するために、必要に応じ、地震観測網の拡充を計画する。

(イ)原子力設備管理部長は、7号炉の原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対する振動性状の確認結果を受けて、その結果をもとに施設の機能に支障のないことを確認する。

5. 津波

技術計画GMは、津波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として、次の5.1項から5.4項を含む計画を策定し、安全総括部長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、津波発生時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体制及び手順の整備を実施する。

5.1 要員の配置

(1) 防災安全GMは、災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災安全GMは、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備え、第108条に定める必要な要員を配置する。

5.2 教育訓練の実施

技術計画GMは、津波発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。

(1) 全所員に対して、津波防護の運用管理に関する教育訓練を実施する。

(2) 運転員に対して、津波発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。

(3) 各グループ員に対して、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の保守管理、点検に関する教育訓練を実施する。

5.3 資機材の配備

各GMは、津波発生時に使用する資機材を配備する。

5.4 手順書の整備

(1) 技術計画GMは、津波発生時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体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

ア. 津波の襲来が予想される場合の対応

(ア) 当直長は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する。また、補機取水槽の水位を中央制御室にて監視し、引き波による水位低下を確認した場合、原子炉補機冷却海水ポンプによる原子炉補機冷却に必要な海水を確保するため、常用系海水ポンプ(循環水ポンプ及びタービン補機冷却海水ポンプ)を停止する。

(イ) 各GMは、燃料等輸送船に関し、発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員及び輸送物の退避に関する措置を実施する。

(ウ) 土木GMは、浚渫作業で使用する土運船等に関し、発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合、作業を中断し、陸側作業員の退避に関する措置を実施する。

(エ) 各GMは、緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。

(オ) 当直長は、津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。

イ. 水密扉の閉止状態の管理

当直長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各GMは、水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

ウ．取水槽閉止板の管理

各GMは、取水槽閉止板を点検等により開放する際の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

エ．津波発生時の原子炉施設への影響確認

各GMは、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

オ．保守管理、点検

各GMは、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備について、その要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

カ．津波評価条件の変更の要否確認

(ア)各GMは、設備改造等を行う場合、都度、津波評価への影響確認を行う。

(イ)技術計画GMは、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。

キ．代替設備の確保

各GMは、津波の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。

5.5 定期的な評価

(1)各GMは、5.1項から5.4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。

(2)技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

5.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

当直長は、津波の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

5.7 その他関連する活動

(1)原子力設備管理部長は、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

ア．新たな知見の収集、反映

原子力設備管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合、耐津波安全性に関する評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

6. 竜巻

技術計画GMは、竜巻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として、次の6.1項から6.4項を含む計画を策定し、安全総括部長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、竜巻発生時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体制及び手順の整備を実施する。

6.1 要員の配置

(1) 防災安全GMは、災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災安全GMは、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備え、第108条に定める必要な要員を配置する。

6.2 教育訓練の実施

技術計画GMは、竜巻発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。

(1) 全所員に対して、竜巻防護の運用管理に関する教育訓練を実施する。また、全所員に対して、竜巻発生時における車両退避等の教育訓練を実施する。

(2) 運転員に対して、竜巻発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。

(3) 各グループ員に対して、竜巻防護対策施設の保守管理、点検に関する教育訓練を実施する。

6.3 資機材の配備

各GMは、竜巻対策として固縛に使用する資機材を配備する。

6.4 手順書の整備

技術計画GMは、竜巻発生時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体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

(1) 飛来物管理の手順

ア. 各GMは、衝突時に建屋又は竜巻防護対策設備に与えるエネルギー、貫通力が設計飛来物¹(極小飛来物である砂利を除く。)よりも大きなものについて、設置場所等に応じて固縛、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔により飛来物とならない管理を実施する。

イ. 各GMは、屋外の重大事故等対処設備について、設計基準事故対処設備と位置的分散を図ることで、設計基準事故対処設備と同時に重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。

1：設計飛来物の寸法等は、以下のとおり。

飛来物の種類	鋼製材	角型鋼管(大)
寸法(m)	<u>長さ×幅×奥行き</u> 4.2×0.3×0.2	<u>長さ×幅×高さ</u> 4.0×0.1×0.1
質量(kg)	135	28

飛来物の種類	足場パイプ	鋼製足場板
寸法 (m)	長さ×幅×奥行き 4.0×0.05×0.05	長さ×幅×高さ 4.0×0.25×0.04
質量 (kg)	11	14

(2) 竜巻の襲来が予想される場合の対応

ア．各GMは、車両に関して停車している場所に応じて退避又は固縛することにより飛来物とならない管理を実施する。

イ．各GMは、炉心変更、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業及び屋外におけるクレーン作業を中止する。

ウ．当直長は、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する。また、各GMは、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。

(3) 代替設備の確保

各GMは、竜巻の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。

(4) 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認

各GMは、発電所敷地内に竜巻が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。

(5) 保守管理、点検

各GMは、竜巻防護対策施設について、その要求機能を維持するために、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

6.5 定期的な評価

(1) 各GMは、6.1項から6.4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。

(2) 技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

6.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

当直長は、竜巻の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

6.7 その他関連する活動

(1) 原子力設備管理部長は、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

ア．新たな知見の収集、反映

原子力設備管理部長は、定期的に新たな知見の確認を行い、新たな知見が得られた場合の章巻の評価を行い、必要な事項を適切に反映する。

7. 有毒ガス

技術計画GMは、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行う体制の整備として、次の7.1項から7.4項を含む計画を策定し、安全総括部長の承認を得る。また、各GMは、計画に基づき、運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。

7.1 要員の配置

(1) 防災安全GMは、災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え、必要な要員を配置する。

(2) 防災安全GMは、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備え、第108条に定める必要な要員を配置する。

7.2 教育訓練の実施

技術計画GMは、有毒ガス発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。

(1) 全所員に対して、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動に係る教育訓練を実施する。

(2) 有毒ガス発生時における原子炉施設の保全のための運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応を行う要員に対して、有毒ガス発生時における防護具の着用のための教育訓練を実施する。

7.3 資機材の配備

各GMは、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材を配備する。

7.4 手順書の整備

(1) 技術計画GMは、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することをマニュアルに定める。

ア. 有毒ガス防護の確認に関する手順

(ア) 各GMは、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下、「固定源」という。）及び発電所敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下、「可動源」という。）に対して、(イ)項及び(ウ)項の実施により、運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。

(イ) 化学管理GMは、発電所敷地内における新たな有毒化学物質の有無を確認し、技術計画GMは中央制御室等から半径10km近傍における新たな有毒化学物質の有無を確認する。化学管理GMは、発電所敷地内における新たな固定源又は可動源を評価対象として特定した場合、技術計画GMに連絡する。技術計画GMは、有毒ガスが発生した場合の吸気中の有毒ガス濃度評価を実施し、評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。

(ウ) 各GMは可動源の輸送ルートについて、運転員及び緊急時対策所内で指示を行う要員

の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用管理を実施する。

イ. 有毒ガス発生時の防護に関する手順

(ア) 各GMは、予期せぬ有毒ガスの発生に対して、防護具の着用及び防護具のバックアップ体制整備の対策を実施する。

7.5 定期的な評価

(1) 各GMは、7.1項から7.4項の活動の実施結果について、1年に1回以上定期的に評価を行うとともに、評価結果に基づき、より適切な活動となるように必要に応じて、計画の見直しを行い、技術計画GMに報告する。

(2) 技術計画GMは、各GMからの報告を受け、必要に応じて、計画の見直しを行う。

7.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置

当直長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性がある
と判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する
運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて
原子炉停止等の措置について協議する。

内部溢水，重大事故等及び大規模損壊が発生した後の措置について

内部溢水，重大事故等及び大規模損壊が発生した後の措置について

実用炉規則及び保安規定審査基準の改正により，内部溢水，重大事故等及び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ついて新たに要求され，この要求は，実用炉規則第 92 条第 1 項第 19 号「非常の場合に講ずべき処置」とは別に，第 21 号「内部溢水発生時の体制の整備」，第 22 号「重大事故等発生時の体制の整備」及び第 23 号「大規模損壊発生時の体制の整備」として追加された。

この要求を踏まえた保安規定の変更については，第 9 章（緊急時の措置）ではなく，第 4 章（運転管理）第 17 条に体制の整備に係る計画を策定し，実施し，評価し，継続的に改善していく管理の枠組みとして規定することとした。即ち，本条文は原災法第 10 条又は第 15 条に相当する事象が発生した後の措置を規定したのではなく，内部溢水，重大事故等及び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ために必要な体制の整備（備え）を規定したものである。

なお，内部溢水，重大事故等及び大規模損壊の発生（原子力災害に至るおそれが発生した場合（＝特定事象の発生））以降については，原子力災害の未然防止を目的とする原子炉等規制法体系の保安規定の範囲を超えているため，防災に係る法令，特に原災法のもと公衆の安全を守るために講ずべき措置について原子力事業者防災業務計画に定め，それに従い実施することとなっている。これは，保安規定審査基準の第 19 号「非常の場合に講ずべき処置」の要求とも整合している。

よって，内部溢水，重大事故等及び大規模損壊が発生した後の措置に関する事項については，保安規定審査基準の第 19 号「非常の場合に講ずべき処置」の要求として，第 9 章（緊急時の措置）に整理する。

以上

保安規定審査基準 抜粋

実用炉規則第 92 条第 1 項第 19 号 非常の場合に講ずべき処置

緊急時に備え，平常時から緊急時に実施すべき事項が定められていること。

緊急時における運転操作に関する社内規程類を作成することが定められていること。

緊急事態発生時は定められた通報経路に従い，関係機関に通報することが定められていること。

緊急事態の発生をもってその後の措置は防災業務計画によることが定められていること。

緊急事態が発生した場合は，緊急時体制を発令し，応急措置及び緊急時における活動を実施することが定められていること。

事象が収束した場合は，緊急時体制を解除することが定められていること。

防災訓練の実施頻度について定められていること。

第 17 条関連と第 9 章（緊急時の措置）との関係について

第 17 条関連と第 9 章（緊急時の措置）との関係について

1. 第 17 条（火災発生時）、第 17 条の 3（火山影響等発生時）、第 17 条の 4（その他自然災害発生時）及び第 17 条の 5（有毒ガス発生時）の要員の配置について

第 17 条（火災発生時）、第 17 条の 3（火山影響等発生時）、第 17 条の 4（その他自然災害発生時）及び第 17 条の 5（有毒ガス発生時）の要員の配置については、添付 2 において「災害（原子力災害を除く。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合」と「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」にそれぞれ体制を発令するとしている。これは、災害対策基本法第二条第一号にて定義されている災害（自然災害等発生時）を想定した場合の体制と原子力災害を想定した場合の体制が相違するためである。

また、第 9 章（緊急時の措置）との関係については、原子力災害が発生するおそれ又は発生した場合は、第 108 条に定める原子力防災組織にて対応するとしている。

なお、災害対策基本法に定める災害を想定した場合については、「非常事態が発生したとき又は非常事態が発生すると予想される場合」としているが、「非常事態」の定義を明確にするため「災害（原子力災害を除く）」に見直すこととしたい。

2. 第 17 条の 7（重大事故等発生時）、第 17 条の 8（大規模損壊発生時）の要員の配置について

第 17 条の 7（重大事故等発生時）、第 17 条の 8（大規模損壊発生時）の要員の配置（体制）については、「原子力災害が発生するおそれ又は発生した場合」に該当することから、添付 3 において第 9 章（緊急時の措置）第 108 条に定める原子力防災組織にて対応するとしている。

（参考）

災害対策基本法

（定義）

第二条 この法律において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

- 一 災害 暴風、竜巻、豪雨、豪雪、洪水、崖崩れ、土石流、高潮、地震、津波、噴火、地滑りその他の異常な自然現象又は大規模な火事若しくは爆発その他その及ぼす被害の程度においてこれらに類する政令で定める原因により生ずる被害をいう。

非常災害対策基本マニュアル（抜粋）

5. 用語の定義

(1) 非常災害 : 次の事項に該当する災害をいう。

- a. 地震・津波・台風・塩害・雪害等の自然現象により、人身安全の確保や電力設備の機能維持が著しく困難となる災害
- b. 社会的に大きな影響を及ぼす停電事故、設備事故及びガス事業におけるガス事

故

c．電力供給上，著しく支障となる災害

d．物理テロ・武力攻撃による災害

(2) 原子力災害：原子力緊急事態により，公衆の生命，身体又は財産に生ずる被害をいう。

(3) 原子力緊急事態：原子炉の運転等により放射性物質又は放射線が異常な水準で発電所の敷地外（原子力事業所の外における放射性物質の運搬の場合にあっては，当該運搬に使用する容器外）へ放出された事態をいう。

3. 重大事故と第9章「緊急時の措置」の関係について

『重大事故』とは、保安規定第11条（構成及び定義）に記載のとおり、実用炉規則第4条に掲げる『一 炉心の著しい損傷』、『二 核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷』に至る事故となっている。この場合、原子力災害の発生又は、原子力災害が発生する恐れとして、原子力防災組織により、保安規定第111条に基づき、該当する通報連絡を行い、緊急時における活動を行うこととなる。また、『重大事故等』とは、保安規定第17条の7に『重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故』と記載しており、『大規模損壊』とは、保安規定第17条の8に『大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる原子炉施設の大規模な損壊』と記載している。

保安規定第9章「緊急時の措置」の対応の範囲については、以下の通り。

(1) 要員について

- ・ 保安規定第108条では、「原子力災害の発生又は拡大を防止するため」の体制として、原子力防災組織を定めることを規定しているが、これに重大事故に対応する要員が含まれている。
- ・ また、保安規定添付2、添付3において、重大事故への対応手順として、第108条を呼び込み、原子力災害の発生又は拡大を防止するための体制を構築することを規定している。

(2) 措置について

- ・ 保安規定第114条では、「原子力防災態勢を・・・発電所に緊急時対策本部を設置する。」と規定している。この本部は原子力防災組織で構成され、第115条に示す応急措置を実施する。
- ・ 原子力災害とは、「原子力緊急事態」(放射性物質又は放射線が異常な水準で発電所外へ放出された事態)により住民等に生じる被害のことであり、一方、保安規定第11条に、重大事故とは炉心の著しい損傷及び核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷と記載している。
- ・ 重大事故から事態が進展すると原子力災害に至る可能性があり、原子力防災組織は、その発生又は拡大を防止するための組織であることから、重大事故への対応もこれに含まれる。

(参考)

原子力災害対策特別措置法

(定義)

第二条

- 一 原子力災害 原子力緊急事態により国民の生命、身体又は財産に生ずる被害をいう。
- 二 原子力緊急事態 原子力事業者の原子炉の運転等（原子力損害の賠償に関する法律（昭和三十六年法律第四百七十七号）第二条第一項に規定する原子炉の運転等をいう。以下同じ。）により放射性物質又は放射線が異常な水準で当該原子力事業者の原子力事業所外（原子力事業所の外における放射性物質の運搬（以下「事業所外運搬」という。）の場合にあっては、当該運搬に使用する容器外）へ放出された事態をいう。

柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画

第1章第2節

1. 原子力災害

原子力緊急事態により公衆の生命，身体または財産に生ずる被害をいう。

5. 原子力緊急事態

原子炉の運転等により放射性物質又は放射線が異常な水準で発電所の敷地外（原子力事業所の外における放射性物質の運搬（以下「事業所外運搬」という。）の場合にあっては，当該運搬に使用する容器外）へ放出された事態をいう。

保安規定 第 17 条関係の主語の整理

保安規定 第17条関係の主語の整理

1. 方針

17条の各項の主語については、以下の(1)～(6)の内容に関して定められた規定文書に基づき、計画、活動、評価等を実施している箇所とする。

- (1) 計画策定：保全のための活動の計画について定めている規定文書 (17条, 17条の2, 17条の3, 17条の4, 17条の5, 17条の7, 17条の8)
- (2) 手順：(1)の計画策定に当たって必要な手順を定めている規定文書 (17条の3, 17条の7, 17条の8)
- (3) 保全のための活動：(1)の計画に基づき行う保全のための活動を定めている規定文書 (17条, 17条の2, 17条の3, 17条の4, 17条の7, 17条の8)
- (4) 定期的評価：(3)の保全のための活動の定期的評価・改善について定めている規定文書 (17条, 17条の2, 17条の3, 17条の4, 17条の5, 17条の7, 17条の8)
- (5) 所長等への連絡：原子炉停止、燃料体搬出等の事前協議について定めている規定文書 (17条, 17条の2, 17条の3, 17条の4, 17条の5, 17条の7)
- (6) 本社、発電所の活動：新たな知見の収集・反映等について定めている規定文書 (17条の3, 17条の4)

2. 関連規定文書の整理

1項の(1)～(6)に関連する規定文書を表1に整理する。

表1 関連規定文書

	(本社/発電所)	計画策定	保全のための活動	手順	定期的評価	所長等への連絡	本社又は発電所における保全のための活動
17条 火災	本社	-	-	-	-	-	-
	発電所	火災防護計画	火災防護計画	-	火災防護計画	火災防護計画	-
17条の2 内部溢水	本社	-	-	-	-	-	-
	発電所	浸水防護管理要領	浸水防護管理要領	-	浸水防護管理要領	浸水防護管理要領	-
17条の3 火山影響等	本社	-	-	-	-	-	自然現象対応要領 (新たな知見等の収集・反映)
	発電所	自然現象対応要領	自然現象対応要領	自然現象対応要領	自然現象対応要領	自然現象対応要領	-
17条の4 その他自然災害	本社	-	-	-	-	-	自然現象対応要領 (新たな知見等の収集・反映)
	発電所	自然現象対応要領	自然現象対応要領	-	自然現象対応要領	自然現象対応要領	-
17条の5 有毒ガス	本社	-	-	-	-	-	-
	発電所	自然現象対応要領	自然現象対応要領	-	自然現象対応要領	自然現象対応要領	-

	(本社/発電所)	計画策定	手順	保全のための活動	定期的評価
17条の7 重大事故	本社	-	-	-	-
	発電所	緊急時対策本部運営要領	緊急時対策本部運営要領	緊急時対策本部運営要領	緊急時対策本部運営要領
17条の8 大規模損壊	本社	-	-	-	-
	発電所	大規模損壊事象対応要領	大規模損壊事象対応要領	大規模損壊事象対応要領	大規模損壊事象対応要領

3. 結果

2項の整理の結果、17条関連の主語は表2の通り整理する。計画策定及び定期的評価の主語については、規定文書の主管箇所を対象にする。

表2 17条関連の主語

	計画策定	保全のための活動	手順	定期的評価	所長等への連絡	本社又は発電所における保全のための活動
火災	防災安全GM	各GM	-	防災安全GM	当直長	-
内部溢水	技術計画GM	各GM	-	技術計画GM	当直長	-
火山影響	技術計画GM	各GM	各GM	技術計画GM	当直長	原子力設備管理部長
その他自然災害	技術計画GM	各GM	-	技術計画GM	当直長	原子力設備管理部長
有毒ガス	技術計画GM	-	-	技術計画GM	当直長	-

	計画策定	手順	保全のための活動	定期的評価
重大事故等	防災安全GM	各GM	各GM	防災安全GM
大規模損壊	防災安全GM	各GM	各GM	防災安全GM

保安規定（17条，17条の2，17条の3，17条の4，17条の5および添付2）の整合確認について

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰）、積雪	有毒ガス	補足
<p>（火災発生時の体制の整備） 第17条 〔7号炉〕 防災安全GMは、火災が発生した場合（以下「火災発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、防災安全部長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p>	<p>（内部溢水発生時の体制の整備） 第17条の2 〔7号炉〕 技術計画GMは、原子炉施設内において溢水が発生した場合（以下「内部溢水発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p>	<p>（その他自然災害発生時等の体制の整備） 第17条の4 〔7号炉〕 技術計画GMは、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波、竜巻及び積雪等」をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p>	<p>（その他自然災害発生時等の体制の整備） 第17条の4 〔7号炉〕 技術計画GMは、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波、竜巻及び積雪等」をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p>	<p>（その他自然災害発生時等の体制の整備） 第17条の4 〔7号炉〕 技術計画GMは、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波、竜巻及び積雪等」をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p>	<p>（火山影響等発生時の体制の整備） 第17条の3 〔7号炉〕 技術計画GMは、火山現象による影響が発生するおそれがある場合又は発生した場合（以下「火山影響等発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、安全総括部長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p>	<p>（有毒ガス発生時の体制の整備） 第17条の5 〔7号炉〕 技術計画GMは、発電所敷地内において有毒ガスを確認した場合（以下「有毒ガス発生時」という。）における原子炉施設の保全のための運転員及び緊急時対策要員（以下「運転・対処要員」という。）の防護のための活動¹を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p>	
<p>（1）発電所から消防機関へ通報するために必要な専用回線を使用した通報設備設置²に関すること （2）火災発生時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に関すること （3）火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること （4）火災発生時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資機材の配備に関すること （5）発電所における可燃物の適切な管理に関すること</p>	<p>（1）内部溢水発生時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に関すること （2）内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること （3）内部溢水発生時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資機材の配備に関すること</p>	<p>（1）その他自然災害発生時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に関すること （2）その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること （3）その他自然災害発生時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資機材の配備に関すること</p>	<p>（1）その他自然災害発生時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に関すること （2）その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること （3）その他自然災害発生時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資機材の配備に関すること</p>	<p>（1）その他自然災害発生時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に関すること （2）その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること （3）その他自然災害発生時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資機材の配備に関すること</p>	<p>（1）火山影響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ために必要な要員の配置に関すること （2）火山影響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要員に対する教育訓練に関すること （3）火山影響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ために必要なフィルタその他の資機材の配備に関すること</p>	<p>（1）有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること （2）有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行う要員に対する教育及び訓練の実施に関すること （3）有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p>	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>2 .各GMは,前項の計画に基づき,火災発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>3 .各GMは,第2項の活動の実施結果をとりまとめ,第1項に定める事項について定期的に評価するとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じ,防災安全GMに報告する。防災安全GMは,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4 .当直長は,火災の影響により,原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼ</p>	<p>2 .各GMは,前項の計画に基づき,内部溢水発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>3 .各GMは,第2項の活動の実施結果をとりまとめ,第1項に定める事項について定期的に評価するとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じ,技術計画GMに報告する。技術計画GMは,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4 .当直長は,内部溢水の影響により,原子炉施設の保安に重大な影響を</p>	<p>2 .各GMは,前項の計画に基づき,その他自然災害発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>3 .各GMは,第2項の活動の実施結果をとりまとめ,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じ,技術計画GMに報告する。技術計画GMは,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4 .当直長は,その他自然災害の影響により,原子炉施設の保安に重大な</p>	<p>2 .各GMは,前項の計画に基づき,その他自然災害発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>3 .各GMは,第2項の活動の実施結果をとりまとめ,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じ,技術計画GMに報告する。技術計画GMは,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4 .当直長は,その他自然災害の影響により,原子炉施設の保安に重大な</p>	<p>2 .各GMは,前項の計画に基づき,その他自然災害発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>3 .各GMは,第2項の活動の実施結果をとりまとめ,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じ,技術計画GMに報告する。技術計画GMは,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4 .当直長は,その他自然災害の影響により,原子炉施設の保安に重大な</p>	<p>2 .各GMは,前項の計画に基づき,次の各号を含む火山影響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ために必要な体制及び手順の整備を実施する。</p> <p>(1) 火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること</p> <p>(2)(1)に掲げるものの他,火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること</p> <p>(3)(2)に掲げるものの他,火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること</p> <p>3 .各GMは,第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。</p> <p>4 .各GMは,第2項の活動の実施結果をとりまとめ,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じ,技術計画GMに報告する。技術計画GMは,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>5 .当直長は,火山現象の影響により,原子炉施設の保安に重大な影響を</p>	<p>2 .各GMは,前項の計画に基づき,有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を実施する。</p> <p>3 .各GMは,第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じ,技術計画GMに報告する。技術計画GMは,第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに,評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4 .当直長は,有毒ガスの影響により,原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼ</p>	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>す可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>1：消防機関への通報、消火又は延焼の防止その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る措置を含む(以下、本条において同じ)。</p> <p>2：一般回線の代替設備である専用回線、通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。</p>	<p>及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>1：内部溢水発生時に行う活動を含む。(以下、本条において同じ。)</p>	<p>影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5：原子力設備管理部長は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>6：原子力設備管理部長は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</p> <p>7：原子力設備管理部長は、地震観測及び影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8：原子力設備管理部長は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p>1：その他自然災害発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ)。</p>	<p>影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5：原子力設備管理部長は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>6：原子力設備管理部長は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</p> <p>7：原子力設備管理部長は、地震観測及び影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8：原子力設備管理部長は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p>1：その他自然災害発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ)。</p>	<p>影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5：原子力設備管理部長は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>6：原子力設備管理部長は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</p> <p>7：原子力設備管理部長は、地震観測及び影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8：原子力設備管理部長は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p>1：その他自然災害発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ)。</p>	<p>及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>6：原子力設備管理部長は、火山現象に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>1：火山影響等発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ)。</p>	<p>す可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>1：有毒ガス発生時に行う活動を含む。(以下、本条において同じ。)</p>	
<p>1. 火災 防災安全GMは、火災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として、次の1.1項から1.5項を含む火災防護計画を策</p>	<p>2. 内部溢水 技術計画GMは、溢水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として、次の2.1項から2.4項を含む計画を策定し、安</p>	<p>4. 地震 技術計画GMは、地震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として、次の4.1項から4.4項を含む計画を策定し、安</p>	<p>5. 津波 技術計画GMは、津波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として、次の5.1項から5.4項を含む計画を策定し、安</p>	<p>6. 竜巻 技術計画GMは、竜巻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として、次の6.1項から6.4項を含む計画を策定し、安</p>	<p>3. 火山影響等、積雪 技術計画GMは、火山影響等及び積雪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として、次の3.1項から3.4項を含む計</p>	<p>7. 有毒ガス 技術計画GMは、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行う体制の整備として、次の7.1項から7.4項を含む計画</p>	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰), 積雪	有毒ガス	補足
<p>定し, 防災安全部長の承認を得る。また, 各GMは, 火災防護計画に基づき, 火災発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p>	<p>全統括部長の承認を得る。また, 各GMは, 計画に基づき, 溢水発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p>	<p>全統括部長の承認を得る。また, 各GMは, 計画に基づき, 地震発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p>	<p>全統括部長の承認を得る。また, 各GMは, 計画に基づき, 津波発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p>	<p>全統括部長の承認を得る。また, 各GMは, 計画に基づき, 竜巻発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p>	<p>画を策定し, 安全統括部長の承認を得る。また, 各GMは, 計画に基づき, 火山影響等及び積雪発生時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体制及び手順の整備を実施する。</p>	<p>を策定し, 安全総括部長の承認を得る。また, 各GMは, 計画に基づき, 運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施する。</p>	
<p>1.1 専用回線を使用した通報設備の設置 防災安全GMは, 中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設置する。</p>							
<p>1.2 要員の配置 (1) 防災安全GMは, 火災の発生により災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え, 必要な要員を配置する。 (2) 防災安全GMは, 火災の発生により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備え, 第108条(原子力防災組織)に定める必要な要員を配置する。 (3) 防災安全GMは, 上記体制以外の通常時及び火災発生時における火災防護対策を実施するための要員を以下のとおり配置する。 ア. 火災予防活動に関する要員 各建屋, 階及び部屋等の火災予防活動を実施するため, 防火・防災管理者を置く。 イ. 消火要員 運転員, 消防車隊による消火要員として, 10名以上を発電所に常駐させる。 ウ. 自衛消防組織</p>	<p>2.1 要員の配置 防災安全GMは, 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備え, 第108条に定める必要な要員を配置する。</p>	<p>4.1 要員の配置 (1) 防災安全GMは, 災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え, 必要な要員を配置する。 (2) 防災安全GMは, 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備え, 第108条に定める必要な要員を配置する。</p>	<p>5.1 要員の配置 (1) 防災安全GMは, 災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え, 必要な要員を配置する。 (2) 防災安全GMは, 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備え, 第108条に定める必要な要員を配置する。</p>	<p>6.1 要員の配置 (1) 防災安全GMは, 災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え, 必要な要員を配置する。 (2) 防災安全GMは, 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備え, 第108条に定める必要な要員を配置する。</p>	<p>3.1 要員の配置 (1) 防災安全GMは, 災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え, 必要な要員を配置する。 (2) 防災安全GMは, 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備え, 第108条に定める必要な要員を配置する。 また, 所長は, 降灰予報等により柏崎刈羽発電所を含む地域(柏崎市, 刈羽村)への多量の降灰が予想される場合, マニュアルに定める組織の要員を参集して活動する。 なお, 休日, 時間外(夜間)においては, 第12条に定める重大事故等の対応を行う要員を活用する。</p>	<p>7.1 要員の配置 (1) 防災安全GMは, 災害(原子力災害を除く。)が発生するおそれがある場合又は発生した場合に備え, 必要な要員を配置する。 (2) 防災安全GMは, 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備え, 第108条に定める必要な要員を配置する。</p>	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>(ア)火災による人的又は物的な被害を最小限にとどめるため,所長が指名した統括管理者を自衛消防組織に設置する。</p> <p>(イ)自衛消防組織は,9つの班で構成され,各班には,責任者である班長を配置するとともに,自衛消防組織を統括する統括管理者を置く。</p> <p>(ウ)統括管理者は,自衛消防組織が行う活動に対し,指揮,指令を行うとともに,公設消防隊との連携を密にし,円滑な自衛消防活動ができるように努める。</p>							
<p>1.3 教育訓練の実施 防災安全GMは,火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</p> <p>(1)火災防護教育 全所員に対して,以下の教育訓練を実施する。また,消防車隊に対して,以下の教育訓練が実施されていることを確認する。</p> <p>ア.原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物,系統及び機器並びに重大事故等対処施設の機能を火災から防護することを目的として,火災から防護すべき機器等の火災の発生防止,火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した対策に関する教育訓練</p> <p>イ.安全施設を外部火災から防護するために必要な以下の教育訓練</p>	<p>2.2 教育訓練の実施 技術計画GMは,溢水発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</p> <p>(1)全所員に対して,溢水全般(評価内容並びに溢水経路,防護すべき設備,水密扉及び堰等の設置の考え方等)の運用管理に関する教育訓練を実施する。</p> <p>(2)運転員に対して,溢水発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</p>	<p>4.2 教育訓練の実施 技術計画GMは,地震発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</p> <p>(1)全所員に対して,地震発生時の運用管理に関する教育訓練を実施する。</p> <p>(2)運転員に対して,地震発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</p>	<p>5.2 教育訓練の実施 技術計画GMは,津波発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</p> <p>(1)全所員に対して,津波防護の運用管理に関する教育訓練を実施する。</p> <p>(2)運転員に対して,津波発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</p> <p>(3)各グループ員に対して,津波防護施設,浸水防止設備及び津波監視設備の保守管理,点検に関する教育訓練を実施する。</p>	<p>6.2 教育訓練の実施 技術計画GMは,竜巻発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</p> <p>(1)全所員に対して,竜巻防護の運用管理に関する教育訓練を実施する。また,全所員に対して,竜巻発生時における車両退避等の教育訓練を実施する。</p> <p>(2)運転員に対して,竜巻発生時の運転操作等に関する教育訓練を実施する。</p> <p>(3)各グループ員に対して,竜巻防護対策施設の保守管理,点検に関する教育訓練を実施する。</p>	<p>3.2 教育訓練の実施 技術計画GMは,火山影響等及び積雪発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</p> <p>(1)全所員に対して,火山影響等及び積雪発生時に対する運用管理に関する教育訓練を実施する。</p> <p>(2)運転員に対して,火山影響等発生時の運転操作等に係る手順に関する教育訓練を実施する。</p> <p>(3)各グループ員に対して,降下火砕物防護対策施設の保守管理,点検に関する教育訓練を実施する。</p> <p>(4)緊急時対策要員に対して,火山影響等発生時の非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策等に関する教育訓練を実施する。</p>	<p>7.2 教育訓練の実施 技術計画GMは,有毒ガス発生時の対応に関する以下の教育訓練を定期的実施する。</p> <p>(1)全所員に対して,有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動に係る教育訓練を実施する。</p> <p>(2)有毒ガス発生時における原子炉施設の保全のための運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応を行う要員に対して,有毒ガス発生時における防護具の着用のための教育訓練を実施する。</p>	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰), 積雪	有毒ガス	補足
<p>(ア) 外部火災発生時の 予防散水に関する教育訓練</p> <p>(イ) 外部火災によるば い煙発生時及び有毒 ガス発生時における 外気取入ダンパの閉 止, 換気空調系の停 止又は中央制御室の 再循環運転により, 建屋内へのばい煙及 び有毒ガスの侵入を 防止することについ ての教育訓練</p> <p>(ウ) 森林火災から外部 事象防護対象施設を防護す るための防火帯の点検等に 係る教育訓練</p> <p>(エ) 近隣の産業施設の 火災・爆発から外部 事象防護対象施設を 防護するために, 離 隔距離を確保するこ と等の火災防護に関 する教育訓練</p> <p>ウ. 火災が発生した場合 の消火活動及び内部溢水を 考慮した消火活動に関する 教育訓練</p> <p>(2) 自衛消防隊による総 合訓練</p> <p>自衛消防隊に対し て, 火災発生時におけ る消火活動等に関する 総合的な訓練を実施す る。また, 消防車隊に対 して, 同内容の訓練が 実施されていることを 確認する。</p> <p>(3) 運転員に対する教育 訓練</p> <p>運転員に対して, 火 災発生時の運転操作等の教 育訓練を実施する。</p> <p>(4) 消防訓練(防火対応)</p> <p>消火要員に対して, 火災発生時における初 期消火活動に関する訓 練を実施する。また, 消 防車隊に対して, 同内 容の訓練が実施されて いることを確認する。</p>							

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>1.4 資機材の配備 (1)防災安全GMは,化学消防自動車,泡消火薬剤等の消火活動のために必要な資機材を配備する。 (2)各GMは,火災防護対策のために必要な資機材を配備する。</p>	<p>2.3 資機材の配備 各GMは、溢水発生時に使用する資機材を配備する。</p>	<p>4.3 資機材の配備 各GMは、地震発生時に使用する資機材を配備する。</p>	<p>5.3 資機材の配備 各GMは、津波発生時に使用する資機材を配備する。</p>	<p>6.3 資機材の配備 各GMは、竜巻対策として固縛に使用する資機材を配備する。</p>	<p>3.3 資機材の配備 (1)各GMは,降下火砕物の除去等の屋外作業時に使用する道具や防護具等を配備する。 (2)原子炉GMは,火山影響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ために必要な非常用ディーゼル発電機の着脱可能なフィルタ(200メッシュ。以下「改良型フィルタ」という。)その他必要な資機材を配備する。</p>	<p>7.3 資機材の配備 各GMは、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材を配備する。</p>	
<p>1.5 手順書の整備 (1)防災安全GMは,原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計画に以下の項目を含める。 ア.火災防護対策を実施するための体制,責任の所在,責任者の権限,体制の運営管理に必要な要員の確保及び教育訓練,火災発生防止のための活動,火災防護設備の保守管理,点検及び火災情報の共有化等 イ.原子炉施設の安全機能を有する構築物,系統及び機器を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止,火災の早期感知及び消火並びに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策 ウ.重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止,火災の早期感知及び消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</p>	<p>2.4 手順書の整備 (1)発電GM及び技術計画GMは,溢水発生時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体制の整備として,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。 ア.溢水発生時の措置に関する手順 (ア)当直長は,想定破損による溢水,消火水の放水による溢水,地震起因による溢水及びその他の要因による溢水が発生した場合の措置を行う。 (イ)当直長は,燃料プール冷却浄化系やサブレーションプール浄化系が機能喪失した場合,残留熱除去系による使用済燃料プールの注水及び冷却の措置を行う。 イ.運転時間実績管理 技術計画GMは,運転実績(高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%又はプラント運転期間の1%より小さい)に</p>	<p>4.4 手順書の整備 (1)技術計画GMは,地震発生時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体制の整備として,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。 ア.波及的影響防止に関する手順 (ア)各GMは,波及的影響を防止するよう現場を維持するため,7号炉の機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。 (イ)各GMは,7号炉の機器・配管等の設置及び点検資材等の仮設・仮置時における,耐震重要施設(耐震Sクラス施設)及び常設耐震重要重大事故防止設備,常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)(当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの)又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)並びにこれらが設置さ</p>	<p>5.4 手順書の整備 (1)技術計画GMは,津波発生時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体制の整備として,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。 ア.津波の襲来が予想される場合の対応 (ア)当直長は,発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合,原子炉を停止し,冷却操作を開始する。また,補機取水槽の水位を中央制御室にて監視し,引き波による水位低下を確認した場合,原子炉補機冷却に必要な海水を確保するため,常用系海水ポンプ(循環水ポンプ及びタービン補機冷却海水ポンプ)を停止する。 (イ)各GMは,燃料等輸送船に関し,発電所を含む地域に津波警報が発令された場合,荷役作業を中断</p>	<p>6.4 手順書の整備 技術計画GMは,竜巻発生時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体制の整備として,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。 (1)飛来物管理の手順 ア.各GMは,衝突時に建屋又は竜巻防護対策設備に与えるエネルギー,貫通力が設計飛来物¹(極小飛来物である砂利を除く。)よりも大きなものについて,設置場所等に応じて固縛,固定又は外部事象防護対象施設からの離隔により飛来物とならない管理を実施する。 イ.各GMは,屋外の重大事故等対処設備について,設計基準事故対処設備と位置的分散を図ることで,設計基準事故対処設備と同時に重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。</p>	<p>3.4 手順書の整備 技術計画GMは,火山影響等及び積雪発生時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体制の整備として,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。 (1)降下火砕物の侵入防止 当直長は,外気取入口に設置しているバグフィルタ等の差圧監視,及び外気取入ダンパの閉止,換気空調系の停止又は再循環運転により建屋内への降下火砕物の侵入を防止する。 (2)降下火砕物及び積雪の除去作業 各GMは,降下火砕物の堆積又は積雪が確認された場合は,降下火砕物及び積雪より防護すべき屋外の施設,並びに降下火砕物及び積雪より防護すべき施設を内包する建屋について,堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物及び積雪を除去する。</p>	<p>7.4 手順書の整備 (1)技術計画GMは,有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。 ア.有毒ガス防護の確認に関する手順 (ア)各GMは,発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質(以下,「固定源」という。)及び発電所敷地内において輸送手段の輸送容器に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質(以下,「可動源」という。)に対して,(イ)項及び(ウ)項の実施により,運転・対処要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。 (イ)化学管理GMは,発電所敷地内における</p>	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>工. その他の原子炉施設については,消防法,建築基準法,日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策</p> <p>オ. 安全施設を外部火災から防護するための運用等</p> <p>(2)防災安全GMは,火災発生時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体制の整備として,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p>ア. 消火活動 各GMは,火災発生現場の確認及び中央制御室への連絡並びに消火器,消火栓等を用いた消火活動を実施する。</p> <p>イ. 消火設備故障時の対応 当直長は,消火設備の故障警報が発信した場合,中央制御室及び必要な現場の制御盤の警報の確認を実施する。</p> <p>ウ. 消火設備のうち,自動ガス消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応 (ア)当直長は,火災感知器が作動した場合,火災区域又は火災区画からの退避警報,自動ガス消火設備の動作状況の確認を実施する。 (イ)当直長は,自動ガス消火設備の動作後の消火状況の確認,消火状況を踏まえた消火活動の実施,プラント運転状況の確認</p>	<p>より,低エネルギー配管としている系統についての運転時間実績管理を行う。</p> <p>ウ. 水密扉の閉止状態の管理 当直長は,中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により,必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また,各GMは,水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>エ. 屋外タンクの片側運用の管理 当直長は,防護すべき設備が設置される建屋へ過度の溢水が流入し伝播することを防ぐため,ろ過水タンク及び純水タンクを常時一基隔離し,片側運用とする。</p> <p>オ. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順 各GMは,原子炉施設に溢水が発生した場合は,事象収束後,原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに,その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>カ. 蒸気漏えいに対する管理 当直長は,原子炉建屋内部における所内蒸気系漏えいによる影響の発生を防止するための管理を行う。</p> <p>キ. 排水誘導経路に対する管理 当直長は,排水を期待する設備の状態監視を行う。また,技術計画GMは,排水を期待す</p>	<p>れる重大事故等対処施設(以下,「耐震重要施設等」という。)に対する下位クラス施設¹の波及的影響(4つの観点²及び溢水・火災の観点)を防止する。</p> <p>1:耐震重要施設等以外の施設をいう。 2:4つの観点とは,以下をいう。 a.設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響 b.耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響 c.建屋内部における下位クラス施設の損傷,転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響 d.建屋外における下位クラス施設の損傷,転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響</p> <p>イ.設備の保管に関する手順 (ア)各GMは,7号炉の可搬型重大事故等対処設備について,地震による周辺斜面の崩壊・溢水・火災等の影響により重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう,固縛措置,分散配置,転倒防止対策等による適切な保管がなされていることを確認する。 (イ)各GMは,7号炉の可搬型重大事故等対処設備のうち,屋外の車両型設備について,離隔距離を基に必要な設備間隔を定め適切な保管がなされていることを確認する。</p>	<p>し,陸側作業員及び輸送物の退避に関する措置を実施する。</p> <p>(ウ)土木GMは,浚渫作業で使用する土運船等に関し,発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合,作業を中断し,陸側作業員の退避に関する措置を実施する。</p> <p>(エ)各GMは,緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。 (オ)当直長は,津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</p> <p>イ. 水密扉の閉止状態の管理 当直長は,中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により,必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また,各GMは,水密扉開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>ウ. 取水槽閉止板の管理 各GMは,取水槽閉止板を点検等により開放する際の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>エ. 津波発生時の原子炉施設への影響確認 各GMは,発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は,事象収束後,原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに,その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>オ. 保守管理,点検</p>	<p>1:設計飛来物の寸法等は,以下のとおり。</p> <p>表省略</p> <p>(2)竜巻の襲来が予想される場合の対応 ア.各GMは,車両に関して停車している場所に応じて退避又は固縛することにより飛来物とならない管理を実施する。 イ.各GMは,炉心変更,原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業及び屋外におけるクレーン作業を中止する。 ウ.当直長は,外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する。また,各GMは,外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の開放後の確実な閉止操作及び閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>(3)代替設備の確保 各GMは,竜巻の襲来により,安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して,代替設備による必要な機能の確保,安全上支障のない期間における補修の実施等により,安全機能を維持する。</p> <p>(4)竜巻発生時の原子炉施設への影響確認 各GMは,発電所敷地内に竜巻が発生した場合は,事象収束後,原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに,その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(5)保守管理,点検</p>	<p>(3)非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策 火山影響発生時において,非常用ディーゼル発電機の機能を維持するため,非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタの取付を実施する。 ア.非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付 各GMは,フィルタの取付が容易な改良型フィルタを取り付ける。 (ア)手順着手の判断基準 気象庁が発表する降灰予報(「速報」又は「詳細」)により柏崎刈羽発電所を含む地域(柏崎市,刈羽村)への「多量」の降灰が予想された場合,気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において,地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の火山に噴火が確認されたが,噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合 (4)高圧代替注水系ポンプを用いた炉心を冷却するための対策 火山影響等発生時において外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が機能喪失し,かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は,炉心損傷を防止するため高圧代替注水系ポンプを使用し炉心の冷却を行う。</p>	<p>新たな有毒化学物質の有無を確認し,技術計画GMは中央制御室等から半径10km近傍における新たな有毒化学物質の有無を確認する。化学管理GMは,発電所敷地内における新たな固定源又は可動源を評価対象として特定した場合,技術計画GMに連絡する。技術計画GMは,有毒ガスが発生した場合の吸気中の有毒ガス濃度評価を実施し,評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。</p> <p>(ウ)各GMは可動源の輸送ルートについて,運転員及び緊急時対策所内で指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう運用管理を実施する。</p> <p>イ. 有毒ガス発生時の防護に関する手順 (ア)各GMは,予期せぬ有毒ガスの発生に対して,防護具の着用及び防護具のバックアップ体制整備の対策を実施する。</p>	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>等を実施する。</p> <p>エ．消火設備のうち、手動操作による固定式ガス消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応</p> <p>(ア)当直長は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。</p> <p>(イ)当直長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式ガス消火設備を手動操作により動作させ、その動作状況、消火状況、プラント運転状態の確認等を実施する。</p> <p>オ．格納容器内における火災発生時の対応</p> <p>当直長は、原子炉の起動中及び原子炉が冷温停止中の格納容器内において火災が発生した場合には、消火器等による消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認及び必要な運転操作等を実施する。</p> <p>カ．単一故障も想定した中央制御室盤内における火災発生時の対応(中央制御室の制御盤1面の機能が火災により全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む。)</p> <p>(ア)当直長は、中央制御室盤内の高感度煙検出設備により火災を感知し、火災を確認した場合は、常駐する運転員による消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。火災の発生箇所が特定できない</p>	<p>る箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための管理を行う。</p> <p>ク．定事検停止時等における運用管理</p> <p>原子炉安全GMは、定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。</p> <p>ケ．保守管理、点検</p> <p>(ア)各GMは、配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。</p> <p>(イ)各GMは、浸水防護施設を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>コ．溢水評価条件の変更の要否を確認する手順</p> <p>技術計画GMは、各種対策設備の追加及び資機材の持ち込み等により評価条件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。</p>	<p>ウ．地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順</p> <p>各GMは、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>エ．代替設備の確保</p> <p>各GMは、地震の影響により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p>	<p>各GMは、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備について、その要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>カ．津波評価条件の変更の要否確認</p> <p>(ア)各GMは、設備改造等を行う場合、都度、津波評価への影響確認を行う。</p> <p>(イ)技術計画GMは、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。</p> <p>キ．代替設備の確保</p> <p>各GMは、津波の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p>	<p>各GMは、竜巻防護対策施設について、その要求機能を維持するために、保守管理計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p>	<p>ア．高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</p> <p>当直長は、原子炉隔離時冷却系による注水ができない場合は、高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却を行う。</p> <p>(ア)手順着手の判断基準</p> <p>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合</p> <p>(5)原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策</p> <p>火山影響等発生時において外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため原子炉隔離時冷却系ポンプを使用し炉心の冷却を行う。</p> <p>ア．原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</p> <p>当直長は、原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却を行う。</p> <p>(ア)手順着手の判断基準</p> <p>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失した場合</p> <p>(6)緊急時対策所の居住性確保に関する対策</p> <p>火山影響等発生時において5号炉原子炉建屋内緊急時対策所扉を開放することにより緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p>ア．緊急時対策所の居住</p>		

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>場合を想定し,サーモグラフィカメラ等,火災の発生箇所を特定できる装置を使用して消火活動を行い,プラント運転状況の確認等を実施する。</p> <p>(イ)当直長は,煙の充満により運転操作に支障がある場合,火災発生時の煙を排気するため,排煙設備を起動する。</p> <p>キ.水素濃度検知器が設置される火災区域又は火災区画における水素濃度上昇時の対応 当直長は,換気空調設備の運転状態の確認及び換気空調設備の追加起動や切替え等を実施する。</p> <p>ク.火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動 固定式ガス消火設備による消火後,消火要員が消火の確認のためにポンプ室へ入室する場合は,十分に冷却時間を確保した上で,可搬型排煙装置を準備し,扉を開放,換気空調系,可搬型排煙装置により換気し入室する。</p> <p>ケ.消火用水の最大放水量の確保 当直長は,水源であるろ過水タンクには,最大放水量360m³に対して,十分な水量を確保する。</p> <p>コ.防火帯の維持・管理 防災安全GMは,防火帯の維持・管理を実施する。</p> <p>サ.外部火災によるばい煙発生時の対応 (ア)当直長は,ばい煙発</p>					<p>性確保 各GMは,5号炉原子炉建屋内緊急時対策所扉を開放する。 (ア)手順着手の判断基準 気象庁が発表する降灰予報(「速報」又は「詳細」)により柏崎刈羽発電所を含む地域(柏崎市,刈羽村)への「多量」の降灰が予想された場合,気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において,地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の火山に噴火が確認されたが,噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合 (7)通信連絡設備に関する対策 火山影響等発生時における通信連絡について,降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を確保する。非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合においては,タービン建屋内に配置した5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の通信連絡設備へ給電する。 ア.5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業 各GMは,5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を降下火砕物の影響を受</p>		

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>生時,ばい煙侵入防止のため,外気取入ダンパの閉止及び換気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転による建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。</p> <p>シ.外部火災による有毒ガス発生時の対応</p> <p>当直長は,有毒ガス発生時,有毒ガス侵入防止のため,外気取入ダンパの閉止,換気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転による建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。</p> <p>ス.外部火災によりモニタリングポストが影響を受けた場合</p> <p>放射線安全GMは,モニタリングポストが外部火災の影響を受けた場合,代替設備をモニタリングポスト周辺に設置できる場合はその周辺に設置し,モニタリングポスト周辺に設置できない場合は,防火帯の内側同一方向に設置する。</p> <p>セ.油貯蔵設備の運用</p> <p>当直長は,油貯蔵設備の油量制限を実施する。</p> <p>ソ.火災予防活動(巡視点検)</p> <p>各GMは,巡視点検により,火災発生の有無の確認を実施する。</p> <p>タ.火災予防活動(可燃物管理)</p> <p>保全総括GMは,原子炉施設の安全機能を有する構築物,系統及び機器を設置する火災区域又は火災区画については,当該施設を火災から防護するため,恒設機器及び点検等に</p>					<p>けることのない7号炉タービン建屋内へ移動し準備作業を行う。</p> <p>(ア)手順着手の判断基準</p> <p>気象庁が発表する降灰予報(「速報」又は「詳細」)により柏崎刈羽発電所を含む地域(柏崎市,刈羽村)への「多量」の降灰が予想された場合,気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において,地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の火山に噴火が確認されたが,噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合又は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</p> <p>イ.5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電作業</p> <p>各GMは,5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電準備を行ったのち給電を開始する。</p> <p>(ア)手順着手の判断基準</p> <p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電開始は,火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し,非常用ディーゼル発電機からの受電不能となった場合</p> <p>火山影響等発生時の対策における主な作業</p> <p>表省略</p>		

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>使用する可燃物(資機材)の総発熱量が,制限発熱量を超えない管理(持込みと保管)及び重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については,当該施設を火災から防護するため,可燃物を置かない管理を実施する。</p> <p>チ.火災予防活動(火気作業等の管理)</p> <p>各GMは,火災区域又は火災区画において,溶接等の火気作業を実施する場合,火気作業前に計画を策定するとともに,火気作業時の養生,消火器等の配備,監視人の配置等を実施する。</p> <p>ツ.延焼防止</p> <p>防災安全GMは,重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では,周辺施設及び植生との離隔を確保し,火災区域内の周辺の植生区域については,除草等の管理を実施し,延焼防止を図る。</p> <p>テ.火災鎮火後の原子炉施設への影響確認</p> <p>各GMは,原子炉施設に火災が発生した場合は,火災鎮火後,原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに,その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>ト.地震発生時における火災発生の有無の確認</p> <p>各GMは,発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合,地震終了後,原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに,その結果を</p>					<p>1:1班2名で2班が並行で実施する。</p> <p>2:1班2名で3班が並行で実施する。</p> <p>(8)代替設備の確保</p> <p>各GMは,火山影響等発生時又は積雪により,安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して,代替設備による必要な機能の確保,安全上支障のない期間における補修の実施等により,安全機能を維持する。</p> <p>(9)降灰時の原子炉施設への影響確認</p> <p>各GMは,降灰が確認された場合は,原子炉施設への影響を確認するため,降下火砕物より防護すべき施設並びに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋について,点検を行うとともに,その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(10)保守管理,点検</p> <p>各GMは,降下火砕物防護対策施設について,その要求機能を維持するため,保守管理計画に基づき適切に保守管理,点検を実施するとともに,必要に応じ補修を行う。</p>		

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>ナ．定事検停止時等における運用管理 原子炉安全GMは、定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。</p> <p>ニ．保守管理，点検 各GMは、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、保守管理計画に基づき適切に保守管理，点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>なお、格納容器内に設置する火災感知器については、起動時の窒素ガス封入後に作動信号を切り替え、次のプラント停止後には速やかに健全性を確認し機能喪失した火災感知器を取り替える。</p> <p>ヌ．火災影響評価条件の変更の要否確認 (ア)内部火災影響評価 設備保守箇所GMは、設備改造等を行う場合、都度、技術計画GMへ設備更新計画を連絡し内部火災影響評価への影響確認を行う。</p> <p>技術計画GMは、内部火災影響評価にて改善すべき知見が得られた場合には改善策の検討を行う。</p> <p>また、定期的に内部火災影響評価を実施し、評価結果に影響がある際は、原子炉施設内の火災に対</p>							

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>しても,安全保護系及び原子炉停止系の作動が要求される場合には,火災による影響を考慮しても,多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく,原子炉の高温停止及び冷温停止を達成し維持できることを確認するために,内部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>(イ)外部火災影響評価技術計画GMは,評価条件を定期的に確認し,評価結果に影響がある場合は,発電所敷地内外で発生する火災が外部事象防護対象施設へ影響を与えないこと及び火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために,外部火災影響評価の再評価を実施する。</p>							
<p>1.6 定期的な評価</p> <p>(1)各GMは,1.1項から1.5項の活動の実施結果について,防災安全GMに報告する。</p> <p>(2)防災安全GMは,1.1項から1.5項の活動の実施結果を取りまとめ,1年に1回以上定期的に評価を行うとともに,評価結果に基づき,より適切な活動となるように必要に応じて,火災防護計画の見直しを行う。</p>	<p>2.5 定期的な評価</p> <p>(1)各GMは,2.1項から2.3項の活動の実施結果について,1年に1回以上定期的に評価を行うとともに,評価結果に基づき,より適切な活動となるように必要に応じて,計画の見直しを行い,技術計画GMに報告する。</p> <p>(2)技術計画GMは,各GMからの報告を受け,必要に応じて,計画の見直しを行う。</p>	<p>4.5 定期的な評価</p> <p>(1)各GMは,4.1項から4.4項の活動の実施結果について,1年に1回以上定期的に評価を行うとともに,評価結果に基づき,より適切な活動となるように必要に応じて,計画の見直しを行い,技術計画GMに報告する。</p> <p>(2)技術計画GMは,各GMからの報告を受け,必要に応じて,計画の見直しを行う。</p>	<p>5.5 定期的な評価</p> <p>(1)各GMは,5.1項から5.4項の活動の実施結果について,1年に1回以上定期的に評価を行うとともに,評価結果に基づき,より適切な活動となるように必要に応じて,計画の見直しを行い,技術計画GMに報告する。</p> <p>(2)技術計画GMは,各GMからの報告を受け,必要に応じて,計画の見直しを行う。</p>	<p>6.5 定期的な評価</p> <p>(1)各GMは,6.1項から6.4項の活動の実施結果について,1年に1回以上定期的に評価を行うとともに,評価結果に基づき,より適切な活動となるように必要に応じて,計画の見直しを行い,技術計画GMに報告する。</p> <p>(2)技術計画GMは,各GMからの報告を受け,必要に応じて,計画の見直しを行う。</p>	<p>3.5 定期的な評価</p> <p>(1)各GMは,3.1項から3.4項の活動の実施結果について,1年に1回以上定期的に評価を行うとともに,評価結果に基づき,より適切な活動となるように必要に応じて,計画の見直しを行い,技術計画GMに報告する。</p> <p>(2)技術計画GMは,各GMからの報告を受け,必要に応じて,計画の見直しを行う。</p>	<p>7.5 定期的な評価</p> <p>(1)各GMは,7.1項から7.4項の活動の実施結果について,1年に1回以上定期的に評価を行うとともに,評価結果に基づき,より適切な活動となるように必要に応じて,計画の見直しを行い,技術計画GMに報告する。</p> <p>(2)技術計画GMは,各GMからの報告を受け,必要に応じて,計画の見直しを行う。</p>	
<p>1.7 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置 当直長は,火災の影響</p>	<p>2.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</p>	<p>4.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</p>	<p>5.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</p>	<p>6.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</p>	<p>3.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</p>	<p>7.6 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置</p>	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰),積雪	有毒ガス	補足
<p>により,原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は,当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は,所長,原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに,必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p>	<p>当直長は,溢水の影響により,原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるとして判断した場合は,当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は,所長,原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに,必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p>	<p>当直長は,地震の影響により,原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるとして判断した場合は,当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は,所長,原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに,必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p>	<p>当直長は,津波の影響により,原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるとして判断した場合は,当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は,所長,原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに,必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p>	<p>当直長は,竜巻の影響により,原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は,当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は,所長,原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに,必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p>	<p>当直長は,火山影響等及び積雪の影響により,原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は,当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は,所長,原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに,必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>(1)火山影響等発生時における原子炉停止の判断基準</p> <p>ア.火山影響等発生時において,発電所を含む地域(柏崎市,刈羽村)に降灰予報「多量」が発表された場合</p> <p>イ.発電所より半径160km以内の火山が噴火したが,降灰予報が発表されない場合において,保安規定第58条の3に定める外部電源5回線のうち,3回線以上が動作不能となり,動作可能な外部電源が2回線以下となった場合(送電線の点検時を含む。)又は全ての外部電源が他の回線に対し独立性を有していない場合</p>	<p>当直長は,有毒ガスの影響により,原子炉施設の保安に重大な影響をおよぼす可能性があるとして判断した場合は,当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は,所長,原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに,必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p>	
		<p>4.7 その他関連する活動(1)7号炉について,原子力設備管理部長は,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p>ア.新たな知見等の収集,反映</p> <p>原子力設備管理部長は,定期的に新たな知見の確認を行い,新たな知見が得られた場合,耐震安全性に関する評価を行い,必要な事項を適切に反映する。</p>	<p>5.7 その他関連する活動(1)原子力設備管理部長は,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p>ア.新たな知見の収集,反映</p> <p>原子力設備管理部長は,定期的に新たな知見の確認を行い,新たな知見が得られた場合,耐津波安全性に関する評価を行い,必要な事項を適切に反映する。</p>	<p>6.7 その他関連する活動(1)原子力設備管理部長は,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p>ア.新たな知見の収集,反映</p> <p>原子力設備管理部長は,定期的に新たな知見の確認を行い,新たな知見が得られた場合の竜巻の評価を行い,必要な事項を適切に反映する。</p>	<p>3.7 その他関連する活動(1)原子力設備管理部長は,以下の活動を実施することをマニュアルに定める。</p> <p>ア.新たな知見の収集,反映</p> <p>原子力設備管理部長は,定期的に新たな知見の確認を行い,新たな知見が得られた場合の火山現象の評価を行い,必要な事項を適切に反映する。</p>		

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山(降灰), 積雪	有毒ガス	補足
		<p>イ.波及的影響防止 <u>原子力設備管理部長</u>は、4つの観点以外の新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</p> <p>ウ.地震観測及び影響確認 (ア)<u>原子力設備管理部長</u>は、7号炉の原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対して、地震観測等により振動性状の把握及び土木設備・建築物の機能に支障のないことの確認を行うとともに、適切な観測を継続的に実施するために、必要に応じ、地震観測網の拡充を計画する。</p> <p>(イ)<u>原子力設備管理部長</u>は、7号炉の原子炉施設のうち安全上特に重要なものに対する振動性状の確認結果を受けて、その結果をもとに施設の機能に支障のないことを確認する。</p>	<p>る。</p>				

火災発生時の体制の整備

・火災発生時の体制の整備の条文を新規追加
記載例 説明等

説明等

(火災発生時の体制の整備)

第 17 条

[7号炉]

防災安全GMは、火災が発生した場合（以下「火災発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、防災安全部長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。

- (1) 発電所から消防機関へ通報するために必要な専用回線を使用した通報設備設置²に関する事
- (2) 火災発生時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に関する事
- (3) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関する事
- (4) 火災発生時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資機材の配備に関する事
- (5) 発電所における可燃物の適切な管理に関する事

2. 各GMは、前項の計画に基づき、火災発生時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体制及び手順の整備を実施する。

3. 各GMは、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災安全GMに報告する。防災安全GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

4. 当直長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

1：消防機関への通報、消火又は延焼の防止その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並びに火災による影響の軽減に係る措置を含む（以下、本条において同じ）

2：一般回線の代替設備である専用回線、通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。

「原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定」とは、(1)から(5)に係る具体的な事項を社内マニュアルに定めることをいう。

【添付 - 1 参照】

「専用回線を使用した通報設備の設置」とは、一般の電話回線が使用できない場合に発電所より消防機関に直接繋がるよう整備している専用回線（直接連絡できる回線）及び衛星電話（携帯）のことをいう。

「必要な要員の配置」とは、火災が発生した場合に、初期消火活動を行う要員及び自衛消防隊のことをいう。

添付2参照

「要員に対する教育訓練」については、TS-23「教育訓練について」にて説明。

「必要な資機材の配備」とは、添付2参照

「可燃物の適切な管理」とは、火災区域又は火災区画における点検等に使用する資機材（可燃物）の管理（持ち込みと保管）を行うことをいう。添付2参照

第2項の「原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施」とは、第1項(1)から(5)の活動について、具体的な事項を定めた社内マニュアルに基づき実施することをいう。実施状況については、体制表、訓練結果及び資機材の管理状況等にて確認する。

第3項の「定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。」とは、体制の整備状況について、日常の管理状況、訓練の結果等を通じて年1回以上評価し、その結果に基づき必要な措置を講じることにより適切な体制となるよう見直しを行うことをいう。

【添付 - 1 参照】

「必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する」とは、火災の影響による原子炉施設の災害を未然に防止するために、原子炉停止を含む対応措置の要否、必要な場合にはその内容について、所長、主任技術者及び関係課長と協議し、決定することをいう。なお、必要に応じてとは所長が原子炉停止の判断をするにあたり、協議しないで行うことを妨げないための記載である。

専用回線を用いた通報設備は、一般の電話回線のバックアップであることから、点検又は故障により使用不能となった場合は、点検後又は修復後に遅滞なく復旧させることを²に定めている。

火災発生時の体制の整備にかかる規定文書体系

実用炉規則 第 8 3 条 (火災発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備)

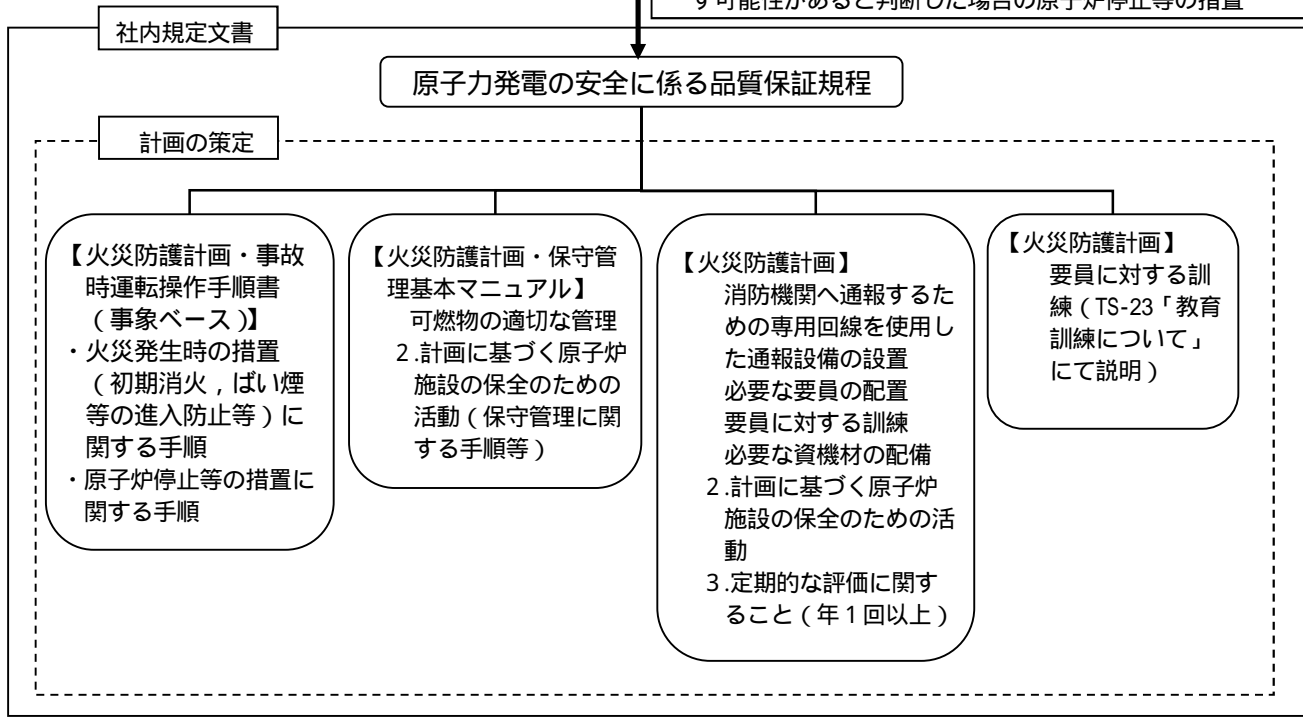
【要求事項概要】

1. 火災発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備
 必要な計画を策定すること。
 消防吏員に確実に通報するために必要な設備を設置すること。
 必要な要員を配置すること。
 要員に対する訓練に関する措置を講じること。
 必要な化学消防自動車, 泡消火剤その他の資機材を備え付けること。
 可燃物を適切に管理すること。
2. 前各号に掲げるもののほか, 火災発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制を整備すること。
3. 前各号の措置について定期的に評価を行うとともに, 評価の結果に基づき必要な措置を講じること。

保安規定第 17 条 (火災発生時の体制の整備)

【記載概要】

1. 保全のための活動を行う体制の整備
 計画の策定
 消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備の設置
 必要な要員の配置
 要員に対する教育訓練
 必要な化学消防自動車, 泡消火剤及びその他資機材の配備
 可燃物の適切な管理
2. 計画に基づく原子炉施設の保全のための活動
3. 定期的な評価に関すること
4. 火災の影響により, 原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合の原子炉停止等の措置



消火を優先するための具体的な運用の手順

1．通常時の淡水タンクの水量管理

通常は、以下の運用によりろ過水タンクの水量を管理している。

- ・No3 ろ過水タンクの水量は約 901 ~ 945 m³ の範囲で運用し、水量が 901 m³ 以下となると水道水が自動補給される。
- ・No4 ろ過水タンクについても同様であり、No3 ろ過水タンクと定期的に切り替えて運用している。

2．火災発生時の消火水の運用

- ・消火用水は、No3 または No4 ろ過水タンクのうち運用中のタンクを消火用水として使用する。
- ・火災発生時に必要な水量は、屋内消火栓並びに屋外消火栓を合わせて 120 m³ (2 時間) であり、5 号炉、6 号炉及び 7 号炉の共用を考慮した場合に必要な 360 m³ と比較しても十分な水量を保有している。

内部溢水発生時の体制の整備

・内部溢水発生時の体制の整備の条文を新規追加
記載例

(内部溢水発生時の体制の整備)

第17条の2

[7号炉]

技術計画GMは、原子炉施設内において溢水が発生した場合(以下「内部溢水発生時」という。)における原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。

(1) 内部溢水発生時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に関すること

(2) 内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること

(3) 内部溢水発生時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資機材の配備に関すること

2. 各GMは、前項の計画に基づき、内部溢水発生時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体制及び手順の整備を実施する。

3. 各GMは、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

4. 当直長は、内部溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに

連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

1：内部溢水発生時に行う活動を含む。(以下、本条において同じ。)

説明等

「原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め」とは、(1)及び(2)に係る具体的な事項を社内マニュアルに定めることをいう。

【添付 - 1 参照】

「必要な要員の配置」とは、内部溢水が発生(警戒事態：重要区域において、火災又は溢水が発生し、安全機器等の機能の一部が喪失するおそれがあること。)し、原子力防災態勢が発令された場合の原子力防災管理者を本部長とする緊急時対策本部体制をいう。本体制については、添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に定める体制と同様である。なお、火災及びその他自然災害のような事象とは異なり、その発生を事前に予測することができないことから、発生後の対応体制を記載している。

【添付 - 2 参照】

「要員に対する教育訓練」については、TS-23「教育訓練について」にて説明。

「必要な資機材の配備」とは、添付2参照

第2項の「原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施」とは、第1項(1)及び(2)の活動について、具体的な事項を定めた社内マニュアルに基づき実施することをいう。実施状況については、体制表及び教育訓練結果の管理状況等にて確認する。

第3項の「定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ」とは、体制の整備状況について、日常の管理状況、教育訓練の結果等を通じて年1回以上評価し、その結果に基づき必要な措置を講じることにより適切な体制となるよう見直しを行うことをいう。【添付 - 1 参照】

内部溢水発生時の体制の整備にかかる規定文書体系

実用炉規則 第 8 4 条 (内部溢水発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備)

【要求事項概要】

- 1 . 内部溢水発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備
 必要な計画を策定すること。
 必要な要員を配置すること。
 要員に対する訓練に関する措置を講じること。
 必要な照明器具，無線機器その他の資機材を備え付けること。
- 2 . 前各号の措置について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じること。

保安規定第 1 7 条の 2 (内部溢水発生時の体制の整備)

【記載概要】

- 1 . 保全のための活動を行う体制の整備
 計画の策定
 必要な要員の配置
 要員に対する教育訓練
 必要な資機材の配備
- 2 . 計画に基づく原子炉施設の保全のための活動
- 3 . 定期的な評価に関すること
- 4 . 内部溢水の影響により，原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性がある
 と判断した場合の原子炉停止等の措置

社内規定文書

計画の策定

原子力品質保証規程

【浸水防護管理要領】

- ・ 内部溢水発生時の措置に関する手順
 必要な要員の配置 (体制)
 要員に対する教育及び訓練
 必要な資機材の配備
- 2 . 計画に基づく原子炉施設の保全のための活動 (保守管理に関する手順等)
- 3 . 定期的な評価に関すること (年 1 回以上)
- 4 . 原子炉停止等の措置に関する手順

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉
重大事故等時の体制について

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、事象に応じて原子力警戒態勢、第1次、第2次緊急時態勢を発令し、所長（原子力防災管理者）を本部長とする原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）を設置する。（第1表）

また、発電所における原子力警戒態勢又は緊急時態勢の発令を受けた本社は、本社原子力警戒態勢又は本社緊急時態勢を発令し、本社に原子力警戒本部又は緊急時対策本部（以下「本社対策本部」という。）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10条第1項に基づく特定事象である場合の通報、態勢の発令、対策本部の設置等については、原災法第7条に基づき作成している柏崎刈羽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、発電所対策本部の設置、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本社対策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、東京電力ホールディングス株式会社及び各事業子会社（東京電力フュエル＆パワー株式会社、東京電力パワーグリッド株式会社、東京電力エナジーパートナー株式会社）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3条で求められる原子力事業者の責務を果たしている。

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

当社は、福島第一原子力発電所事故から得られた課題から原子力防災組織に適用すべき必要要件を定め、米国における非常事態対応のために標準化されたIncidentCommand System(ICS)を参考に、重大事故等の中期的な対応が必要となる場合及び発電所の複数の原子炉施設で同時に重大事故等が発生した場合に対応できるよう、原子力防災組織を構築している。（別紙1）

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、意思決定・指揮、情報収集・計画立案、現場対応、対外対応、ロジスティック・リソース管理を有しており、の責任者として本部長が当たり、～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（目標設定会議の開催）。

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。

～ 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，ブルーム通過の前・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設計となっている。

(中略)

b. 発電所対策本部の構成

(a) 発電所対策本部

発電所対策本部は，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号機統括を配置し，号機統括のもと，号機班，当直（運転員），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計画・情報統括を配置し，計画・情報統括のもと，計画班及び保安班で構成する。

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対外対応統括及び発電所対策本部の運営を支援する責任者として総務統括を配置し，対外対応統括のもと，通報班及び立地・広報班で構成し，総務統括のもと，資材班及び総務班で構成する。

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。

<実施組織>

号機統括：対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わるプラント設備の運転操作への助言，可搬型設備を用いた対応，不具合設備の復旧の統括

号機班：当直からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手，対策本部へインプット，事故対応手段の選定に関する当直への情報提供，当直からの支援要請に関する号機統括への助言

当直（運転員）：重要パラメータ及び常設設備の状況把握と操作，中央制御室内監視・操作の実施，事故の影響緩和，拡大防止に関わるプラントの運転操作

復旧班：事故の影響緩和・拡大防止に関わる可搬型設備の準備と操作，可搬型設備の準備状況の把握，号機統括へインプット，不具合設備の復旧の実施
自衛消防隊：火災発生時における消火活動

<技術支援組織>

計画・情報統括：事故対応方針の立案，プラントパラメータ等の把握とプラント状態の予測，本部長への技術的進言・助言（重大事故等対処設備等，構内設備の活用）

計画班：事故対応に必要な情報（パラメータ，常設設備の状況・可搬型設備の準備状況等）の収集，プラント状態の進展予測・評価，プラント状態の進展予測・評価結果の事故対応方針への反映，アクシデントマネジメントの専門知識に関する計画・情報統括のサポート

保安班：発電所内外の放射線・放射能の状況把握，影響範囲の評価，被ばく管理，汚染拡

大防止措置に関する緊急時対策要員への指示，影響範囲の評価に基づく対応方針に関する計画・情報統括への助言，放射線の影響の専門知識に関する計画・情報統括のサポート
< 運営支援組織 >

対外対応統括：対外対応活動の統括，対外対応情報の収集，本部長へインプット

通報班：対外関係機関へ通報連絡

立地・広報班：自治体派遣者の活動状況把握とサポート，マスコミ対応者への支援

総務統括：発電所対策本部の運営支援の統括

資材班：資材の調達及び輸送に関する一元管理，原子力緊急事態支援組織からの資機材受入調整

総務班：要員の呼集，参集状況の把握，対策本部へインプット，食料・被服の調達，宿泊関係の手配，医療活動，所内の警備指示，一般入所者の避難指示，物的防護施設の運用指示等

(中略)

(b) 発電所対策本部設置までの流れ

発電所において，警戒事象（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，原災法第 10 条第 1 項に基づく特定事象に至るおそれがある事象）が発生した場合，所長（原子力防災管理者）はただちに原子力警戒態勢を，特定事象又は原災法第 15 条第 1 項に該当する事象が発生した場合，所長（原子力防災管理者）はただちに緊急時態勢を発令するとともに本社原子力運営管理部長へ報告する。

発電所総務班長は，発電所対策本部を設置するため，発電所緊急時対策要員を非常召集する。（第 7 図）

所長（原子力防災管理者）は，発電所における緊急時態勢を発令した場合，速やかに発電所対策本部を設置する。

(中略)

b. 発電所内に常駐している緊急時対策要員

夜間及び休日には，発電所内に常駐している緊急時対策所にて6号及び7号炉の対応を行う要員28名（意思決定・指揮を行う要員4名，実施組織として現場対応を行う要員12名，技術支援組織として情報収集・計画立案を行う要員5名，運営支援組織として対外対応を行う要員5名及びロジスティック・リソース管理を行う要員2名），現場で対応を行う復旧班要員14名（注水隊4名，送水隊2名，電源隊6名，瓦礫隊2名），チェンジングエリアの設営等を行う保安班要員2名の合計44名（1～7号炉の対応を行う必要な要員は合計50名）を非常召集し，発電所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，6号及び7号炉の対応を行う緊急時対策要員合計44名（1～7号炉の対応を行う必要な要員は合計50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。

c. 発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員

(a) 非常召集の流れ

夜間及び休日に重大事故等が発生した場合に、発電所外にいる緊急時対策要員を速やかに非常召集するため、「自動呼出・安否確認システム」、「通信連絡手段」等を活用し、要員の非常召集を行う。(第8図)

新潟県内で震度6弱以上の地震が発生した場合には、非常召集連絡がなくても自発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上で参集する。

集合場所は、基本的には柏崎エネルギーホール又は刈羽寮とするが、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。

柏崎エネルギーホール又は刈羽寮に参集した要員は、発電所対策本部と非常召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10図)

(b) 非常召集となる要員

発電所対策本部(全体体制)については、発電所員約1,120名のうち、約900名(平成29年4月現在)が柏崎市又は刈羽村に在住しており、数時間で相当数の要員の非常召集が可能である。(別紙8)

なお、夜間及び休日において、重大事故等が発生した場合の緊急時対策要員の参集動向(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、5時間30分以内に参集可能な要員は半数以上(350名以上)と考えられることから、事象発生から10時間以内に外部から発電所へ参集する6号及び7号炉の対応を行うために必要な緊急時対策要員3(106名(発電所全体で114名))は確保可能であることを確認した。

また、事象発生から10時間以内の重大事故等時の対応においては、発電所内に常時確保する44名の緊急時対策要員により対応が可能であるが、早期に班長以下の要員数が約2倍となれば、より迅速・多様な重大事故等への対応が可能と考えられる。このため、徒歩参集、要員自身の被災、過酷な天候、道路の被害等を考慮し、事象発生から約6時間を目処に、外部から発電所に参集する40名の緊急時対策要員³を確保する。

³ 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。

非常召集により参集した要員の中から状況に応じて必要要員を確保し、夜間及び休日の体制から緊急時態勢の体制に移行する。なお、残りの要員については交替要員として待機させる。

(中略)

b. 本社対策本部設置までの流れ

発電所において、警戒事象が発生した場合、所長(原子力防災管理者)はただちに原子力警戒態勢を、特定事象又は原災法第15条第1項に該当する事象が発生した場合、所長(原子力防災管理者)はただちに緊急時態勢を発令するとともに本社原子力運営管理部長へ報告する。

報告を受けた本社原子力運営管理部長はただちに社長に報告し、社長は本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令する。

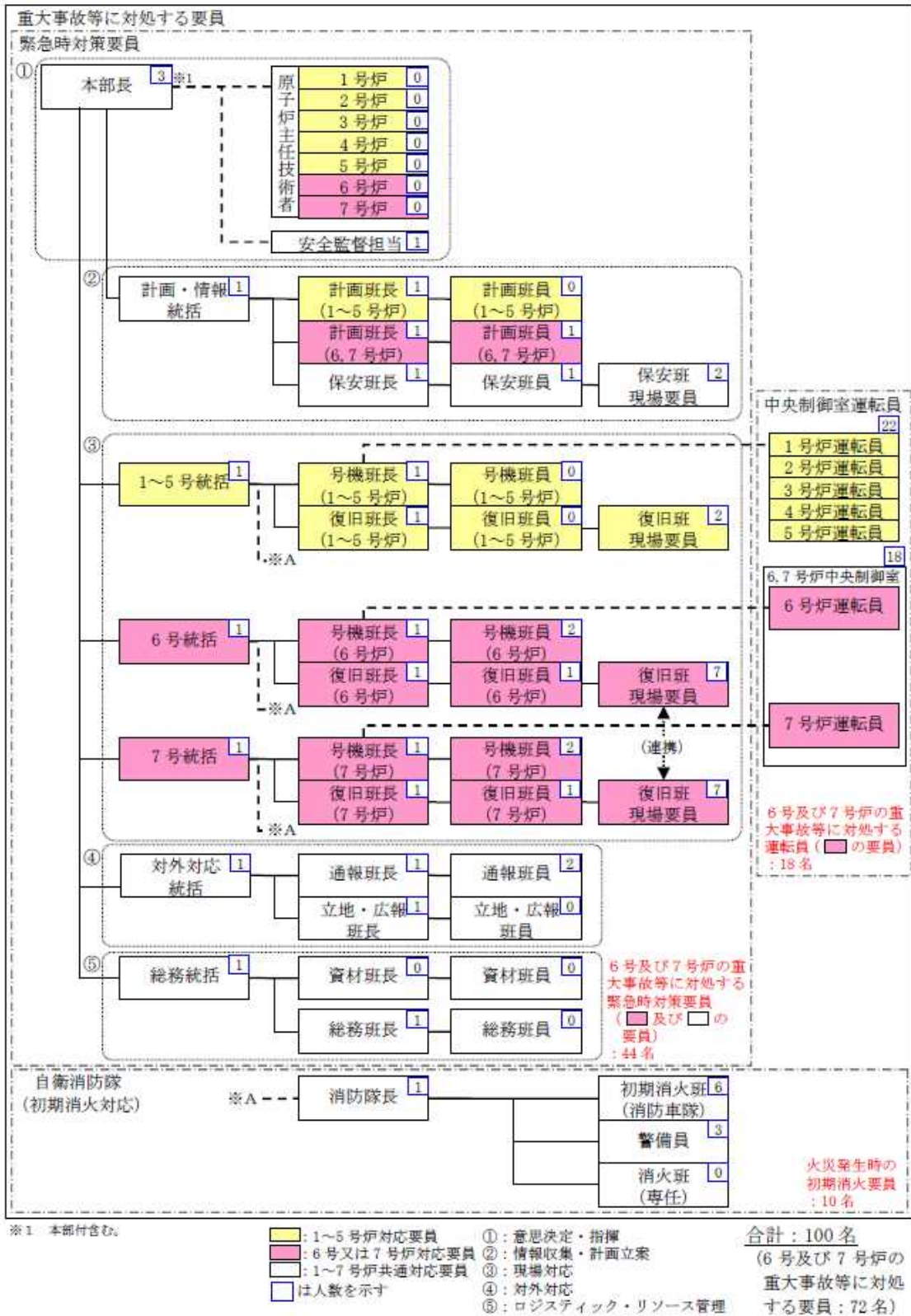
本社原子力運営管理部長から連絡を受けた本社総務班長は、本社対策本部を設置するため、本社緊急時対策要員を非常召集する。(第14図)

社長は、本社における原子力警戒態勢又は緊急時態勢を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに本社対策本部を設置する。

なお、夜間及び休日において、本社対策本部体制が構築されるまでの間については、本

社近傍で待機している原子力部門の宿直者3名にて初期対応を行うが、事象の規模に応じて、他部門の宿直者（10名程度）の応援を含めた体制で初動対応を行う。

（中略）



第2図 柏崎刈羽原子力発電所 原子力防災組織 体制図
(夜間及び休日(6号及び7号炉とも運転中の場合))

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"> ・防災態勢の発令、変更の決定 ・緊急時対策本部（以下「対策本部」という。）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
安全監督担当	<ul style="list-style-type: none"> ・人身安全に関する安全の監督、本部長への助言
計画・情報統括	<ul style="list-style-type: none"> ・事故対応方針の立案 ・プラントパラメータ等の把握とプラント状態の予測 ・本部長への技術的進言・助言（重大事故等対処設備等、構内設備の活用）
計画班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故対応に必要な情報（パラメータ、常設設備の状況・可搬型設備の準備状況等）の収集、プラント状態の進展予測・評価 ・プラント状態の進展予測・評価結果の事故対応方針への反映 ・アクシデントマネジメントの専門知識に関する計画・情報統括のサポート
保安班	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所内外の放射線・放射能の状況把握、影響範囲の評価 ・被ばく管理、汚染拡大防止措置に関する緊急時対策要員への指示 ・影響範囲の評価に基づく対応方針に関する計画・情報統括への助言 ・放射線の影響の専門知識に関する計画・情報統括のサポート
号機統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わるプラント設備の運転操作への助言、可搬型設備を用いた対応、不具合設備の復旧の統括
号機班	<ul style="list-style-type: none"> ・当直からの重要パラメータ及び常設設備の状況の入手、対策本部へインプット ・事故対応手段の選定に関する当直への情報提供 ・当直からの支援要請に関する号機統括への助言
当 直（運転員）	<ul style="list-style-type: none"> ・重要パラメータ及び常設設備の状況把握と操作 ・中央制御室内監視・操作の実施 ・事故の影響緩和、拡大防止に関わるプラントの運転操作
復旧班	<ul style="list-style-type: none"> ・事故の影響緩和・拡大防止に関わる可搬型設備の準備と操作 ・可搬型設備の準備状況の把握、号機統括へインプット ・不具合設備の復旧の実施
自衛消防隊	<ul style="list-style-type: none"> ・初期消火活動（消防車隊）
対外対応統括	<ul style="list-style-type: none"> ・対外対応活動の統括 ・対外対応情報の収集、本部長へインプット
通報班	<ul style="list-style-type: none"> ・社外関係機関への通報連絡
立地・広報班	<ul style="list-style-type: none"> ・自治体派遣者の活動状況把握とサポート ・マスコミ対応者への支援
総務統括	<ul style="list-style-type: none"> ・発電所対策本部の運営支援の統括
資材班	<ul style="list-style-type: none"> ・資材の調達及び輸送に関する一元管理 ・原子力緊急事態支援組織からの資機材受入調整
総務班	<ul style="list-style-type: none"> ・要員の呼集、参集状況の把握、対策本部へインプット ・食料・被服の調達 ・宿泊関係の手配 ・医療活動 ・所内の警備指示 ・一般入所者の避難指示 ・物的防護施設の運用指示 ・他の班に属さない事項

火山影響等発生時の体制の整備

火山影響等発生時の体制の整備の条文を新規追加 記載例

(火山影響等発生時の体制の整備)

第17条の3

[7号炉]

技術計画GMは、火山現象による影響が発生するおそれがある場合又は発生した場合(以下「火山影響等発生時」という。)における原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。

(1) 火山影響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ために必要な要員の配置に関すること

(2) 火山影響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要員に対する教育訓練に関すること

(3) 火山影響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ために必要なフィルタその他の資機材の配備に関すること

2. 各GMは、前項の計画に基づき、次の各号を含む火山影響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ために必要な体制及び手順の整備を実施する。

(1) 火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること

(2)(1)に掲げるものの他、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること

(3)(2)に掲げるものの他、火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること

3. 各GMは、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。

4. 各GMは、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

5. 当直長は、火山現象の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

6. 原子力設備管理部長は、火山現象に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。

1: 火山影響等発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ)。

説明等

「原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定」とは、(1)から(3)に係る具体的な事項を社内マニュアルに定めることをいう。

【添付 - 1 参照】

「必要な要員の配置」とは、以下の体制をいう。

・ 火山影響等の発生が予想される場合は、情勢に応じた防災体制を発令し、平常組織にかわり発電所に非常災害対策本部が設置される。

【内部溢水発生時の体制の整備 添付 - 2 参照】

・ また、設計基準を超える事象が発生した場合は、原子力防災態勢を発令し、原子力防災管理者を本部長とする緊急時対策本部が設置される。緊急時対策本部の体制については、添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に定める体制と同様である。

「要員に対する教育訓練」については、TS-23「教育訓練について」にて説明。

「必要な資機材の配備」とは、添付2参照

第2項の「原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施」とは、第1項(1)から(3)の活動について、具体的な事項を定めた社内マニュアルに基づき実施することをいう。実施状況については、体制表、訓練結果及び資機材の管理状況等にて確認する。

第4項の「定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ」とは、体制の整備状況について、日常の管理状況、訓練の結果等を通じて年1回以上評価し、その結果に基づき必要な措置を講じることにより適切な体制となるよう見直しを行うことをいう。

【添付 - 1 参照】

火山影響等発生時の体制の整備にかかる規定文書体系

保安規定第 17 条の 3 (火山影響等発生時の体制の整備)

【記載概要】

1. 保全のための活動を行う体制の整備
 計画の策定
 必要な要員の配置
 要員に対する教育訓練
 必要な資機材の配備
2. 計画に基づく原子炉施設の保全のための活動
3. 手順を遵守させること
4. 定期的な評価に関すること
5. 火山現象の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合の原子炉停止等の措置
6. 火山現象に係る新たな知見等の収集、反映等

社内規定文書

計画の策定

原子力品質保証規程

【自然現象対応要領】

- 必要な要員の配置
- 要員に対する教育及び訓練
- 必要な資機材の配備
- 2. 計画に基づく原子炉施設の保全のための活動（保守管理の手順等）
- 3. 手順を遵守させること（降下火砕物の侵入防止，降下火砕物の除去作業）に関する手順
- 5. 火山現象の影響により，原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合の原子炉停止等の措置

【自然現象対応要領，新知見情報
処理マニュアル】

- 4. 定期的な評価に関すること
- 6. 新たな知見等の収集・反映等

その他自然災害発生時の体制の整備

・その他自然災害発生時の体制の整備の条文を新規追加
記載例

(その他自然災害発生時等の体制の整備)

第17条の4

[7号炉]

技術計画GMは、原子炉施設内においてその他自然災害(「地震、津波、竜巻及び積雪等」をいう。以下、本条において同じ。)が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。

(1) その他自然災害発生時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に関すること

(2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること

(3) その他自然災害発生時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資機材の配備に関すること

2. 各GMは、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時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体制及び手順の整備を実施する。

3. 各GMは、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

4. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

5. 原子力設備管理部長は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。

6. 原子力設備管理部長は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影

響の観点の抽出を実施する。

7. 原子力設備管理部長は、地震観測及び影響確認に関する活動を実施する。

8. 原子力設備管理部長は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。

1: その他自然災害発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ)。

説明等

「原子炉施設の保全のための活動¹を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定」とは、(1)から(3)に係る具体的な事項を社内マニュアルに定めることをいう。

【添付-1参照】

「必要な要員の配置」とは、以下の体制をいう。

・ その他自然災害(地震、津波、竜巻及び積雪等)の発生が予想される場合は、情勢に応じた防災体制を発令し、平常組織にかわり発電所に非常災害対策本部が設置される。

【内部溢水発生時の体制の整備 添付-2参照】

・ また、設計基準を超える事象が発生した場合は、原子力防災態勢を発令し、原子力防災管理者を本部長とする緊急時対策本部が設置される。緊急時対策本部の体制については、添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に定める体制と同様である。

「要員に対する教育訓練」については、TS-23「教育訓練について」にて説明。

「必要な資機材の配備」とは、添付2参照

第2項の「原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制及び手順の整備を実施」とは、第1項(1)から(3)の活動について、具体的な事項を定めた社内マニュアルに基づき実施することをいう。実施状況については、体制表、訓練結果及び資機材の管理状況等にて確認する。

第3項の「定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ」とは、体制の整備状況について、日常の管理状況、訓練の結果等を通じて年1回以上評価し、その結果に基づき必要な措置を講じることにより適切な体制となるよう見直しを行うことをいう。【添付-1参照】

その他自然災害（地震，津波，竜巻及び積雪等）発生時の体制の整備にかかる規定文書体系

保安規定第 17 条の 4（その他自然災害発生時等の体制の整備）

【記載概要】

1. 保全のための活動を行う体制の整備
 計画の策定
 必要な要員の配置
 要員に対する教育訓練
 必要な資機材の配備
2. 計画に基づく原子炉施設の保全のための活動
3. 定期的な評価に関すること
4. その他自然災害の影響により，原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性がある
 と判断した場合の原子炉停止等の措置
5. その他自然災害に係る新たな知見等の収集，反映等
6. その他自然災害のうち地震に関する，新たな波及的影響の観点の抽出
7. 地震観測及び影響確認に関する活動
8. 定期的な発電所周辺の航空路の変更状況を確認，確認結果に基づく防護措置の要否の
 判断，防護措置の検討依頼，対応が完了したことを確認

社内規定文書

計画の策定

原子力品質保証規程

【自然現象対応要領】

- 必要な要員の配置
- 要員に対する教育及び訓練
- 必要な資機材の配備
- 2. 計画に基づく原子炉施設の保全のための活動（保守管理の手順等，地震の波及的影響の評価等）
- 4. その他自然災害発生時の措置に関する手順

【自然現象対応要領，新知見情報処理マニユアル】

- 3. 定期的な評価に関すること
- 5. 新たな知見等の収集・反映等
- 6. 波及的影響防止（地震）
- 7. 地震観測及び影響確認
- 8. 定期的な発電所周辺の航空路の変更状況を確認，防護措置の要否の判断，検討依頼及び対応の完了確認

有毒ガス発生時の体制の整備

有毒ガス発生時の体制の整備の条文を新規追加 記載例

(有毒ガス発生時の体制の整備)

第17条の5

[7号炉]

技術計画GMは、発電所敷地内において有毒ガスを確認した場合(以下「有毒ガス発生時」という。)における有毒ガス発生時における原子炉施設の保全のための運転員及び緊急時対策要員(以下「運転・対処要員」という。)の防護のための活動¹を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。

(1) 有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること

(2) 有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行う要員に対する教育及び訓練の実施に関すること

(3) 有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること

2. 各GMは、前項の計画に基づき、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を実施する。

3. 各GMは、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、技術計画GMに報告する。技術計画GMは、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。

4. 当直長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。

1: 有毒ガス発生時に行う活動を含む。(以下、本条において同じ。)

説明等

「原子炉施設の保全のための運転員及び緊急時対策要員の防護のための活動¹を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定」とは、(1)から(3)に係る具体的な事項を社内マニュアルに定めることをいう。

【添付 - 1 参照】

「必要な要員の配置」とは、以下の体制をいう。

・ 有毒ガスの発生が予想される場合は、情勢に応じた防災体制を発令し、平常組織にかわり発電所に非常災害対策本部が設置される。

【内部溢水発生時の体制の整備 添付 - 2 参照】

・ また、設計基準を超える事象が発生した場合は、原子力防災態勢を発令し、原子力防災管理者を本部長とする緊急時対策本部が設置される。緊急時対策本部の体制については、添付3「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に定める体制と同様である。

「要員に対する教育訓練」については、TS-23「教育訓練について」にて説明。

「必要な資機材の配備」とは、添付2参照

第2項の「運転・対処要員の防護のための活動を実施」とは、第1項(1)から(3)の活動について、具体的な事項を定めた社内マニュアルに基づき実施することをいう。実施状況については、体制表、訓練結果及び資機材の管理状況等にて確認する。

第3項の「定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ」とは、体制の整備状況について、日常の管理状況、訓練の結果等を通じて年1回以上評価し、その結果に基づき必要な措置を講じることにより適切な体制となるよう見直しを行うことをいう。

【添付 - 1 参照】

有毒ガス発生時の体制の整備にかかる規定文書体系

保安規定第 17 条の 5 (有毒ガス発生時の体制の整備)

【記載概要】

1. 防護のための活動を行う体制の整備
計画の策定
必要な要員の配置
要員に対する教育訓練
必要な資機材の配備
2. 計画に基づく運転・対処要員の防護のための活動
3. 定期的な評価に関すること
4. 有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合の原子炉停止等の措置

社内規定文書

計画の策定

原子力品質保証規程

【自然現象対応要領】

- 必要な要員の配置
 - 要員に対する教育及び訓練
 - 必要な資機材の配備
2. 計画に基づく運転・対応要員の防護のための活動
 4. 有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合の原子炉停止等の措置

【自然現象対応要領】

3. 定期的な評価に関すること

74

設備・資機材一覧(案)

設計基準事象対応設備・資機材一覧表（案）

項目	設備
17条	<p>火災</p> <p>二酸化炭素消火設備, 小空間固定式消火設備, SLCポンプ・CRDポンプ局所消火設備, 電源盤・制御盤消火設備, ケーブルトレイ消火設備, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備, 中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備, 配管貫通部, 防火ダンパ, 防火扉, 天井デッキスラブ, 電動弁用耐火間仕切り, ケーブルトレイ貫通部, 電線管貫通部, 火災区画(原子炉建屋, タービン建屋, コントロール建屋, 廃棄物処理建屋, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所), 電動機駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク, 消火系ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料タンク~ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水タンク, 水系消火設備主配管, 二酸化炭素消火設備主配管, 小空間固定式消火設備主配管, SLCポンプ・CRDポンプ局所消火設備主配管, 電源盤・制御盤消火設備主配管, ケーブルトレイ消火設備主配管, 中央制御室床下フリーアクセスフロア消火設備主配管, 5号機原子炉建屋内緊急時対策所消火設備主配管, 火災受信機盤, アナログ式熱感知器, アナログ式煙感知器, 非アナログ式炎感知器, 光電分離型煙感知器, 煙吸引式検出設備, 光ファイバケーブル式熱感知器, 熱感知カメラ, 非アナログ式防爆型煙感知器, 非アナログ式防爆型熱感知器, 非アナログ式熱感知器, 水素濃度検出器, 消火栓(屋外消火栓屋内消火栓), 消火器, 移動式消火設備(化学消防自動車, 泡消火薬剤備蓄車, 水槽付消防自動車, 消防ポンプ自動車), 蓄電池を内蔵する照明, 高感度煙検出設備, 煙等流入防止装置, 排煙設備, 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板, 分離板, セルフエアセット</p>
17条の2	<p>内部溢水</p> <p>タービン建屋地下2階北西階段室 水密扉, タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉1, タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉2, タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉3, 建屋間連絡水密扉(タービン建屋地下2階~配管トレンチ), 原子炉補機冷却水系(C系)熱交換器・ポンプ室 水密扉, 循環水配管, 電解鉄イオン供給装置室 水密扉1, 循環水配管, 電解鉄イオン供給装置室 水密扉2, タービン建屋地下中2階南西階段室 水密扉, タービン建屋地下中2階北西階段室 水密扉, 計装用圧縮空気系・所内用圧縮空気系空気圧縮機室 水密扉, 循環水配管メンテナンス室 水密扉1, 循環水配管メンテナンス室 水密扉2, タービン建屋地下1階南西階段室 水密扉, タービン建屋地下1階北階段室 水密扉, タービン建屋地下1階北西階段室 水密扉, 建屋間連絡水密扉(原子炉建屋地下1階~タービン建屋地下1階), 原子炉補</p>

項目	設備
	<p>機冷却水系(B系)熱交換器・ポンプ室 水密扉, 原子炉補機冷却海水系(C系)ポンプ室 水密扉1, 原子炉補機冷却海水系(C系)ポンプ室 水密扉2, 原子炉補機冷却水系(A系)熱交換器・ポンプ室 水密扉2, タービン建屋1階北西階段室 水密扉, 建屋間連絡水密扉(タービン建屋地上1階~廃棄物処理建屋地上1階), 建屋間連絡水密扉(原子炉建屋地上1階~タービン建屋地上1階), 非常用電気品室(A系) 水密扉, 原子炉隔離時冷却系ポンプ・タービン室 水密扉, 高圧炉心注水系(B)ポンプ室 水密扉, 高圧炉心注水系(C)ポンプ室 水密扉, 残留熱除去系(A)ポンプ・熱交換器室 水密扉, 残留熱除去系(B)ポンプ・熱交換器室 水密扉, 残留熱除去系(C)ポンプ・熱交換器室 水密扉, 水圧制御ユニット室, 計装ラック, 制御棒駆動機構マスターコントロール室 水密扉1, 水圧制御ユニット室, 計装ラック, 制御棒駆動機構マスターコントロール室 水密扉2, 水圧制御ユニット室, 計装ラック室 水密扉1, 水圧制御ユニット室, 計装ラック室 水密扉2, 炉心流量(DIV-)計装ラック, 感震器(A)室 水密扉, 炉心流量(DIV-)計装ラック, 感震器(B)室 水密扉, 炉心流量(DIV-)計装ラック, 感震器(C), 制御棒駆動機構マスターコントロール室 水密扉, 炉心流量(DIV-)計装ラック, 感震器(D)室 水密扉, 高圧代替注水系ポンプ室 水密扉, 残留熱除去系(A)ポンプハッチ室 水密扉, A系非常用電気品室 水密扉, B系非常用電気品室 水密扉, C系非常用電気品室 水密扉, 多重伝送盤室 水密扉, 中央制御室外原子炉停止装置盤室 水密扉, 原子炉建屋地上1階北階段室 水密扉, 非常用ディーゼル発電機(A)室 水密扉1, 非常用ディーゼル発電機(A)室 水密扉2, 非常用ディーゼル発電機(B)室 水密扉, 非常用ディーゼル発電機(C)室 水密扉1, 非常用ディーゼル発電機(C)室 水密扉2, 可燃性ガス濃度制御系再結合装置室 水密扉, 原子炉建屋北搬出入口 水密扉, 大物搬出入口建屋 水密扉, 燃料プール冷却浄化系弁室 水密扉, 原子炉建屋地上4階トレイ室 水密扉, 7号機換気空調補機非常用冷却水ポンプ・冷凍機(B)(D)室 水密扉, 7号機計測制御電源盤区域(A)送風機室 水密扉, 7号機区分 計測制御用電源盤室 水密扉, 建屋間連絡水密扉(コントロール建屋地下1階~サービス建屋地下1階), 7号機計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 水密扉1, 7号機中央制御室再循環フィルタ装置室 水密扉, 7号機コントロール建屋大物搬出入口 水密扉, 7号機計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 水密扉, 建屋間連絡水密扉(コントロール建屋地下2階~廃棄物処理建屋地下3階)1(6,7号機共用), 建屋間連絡水密扉(コントロール建屋地下2階~廃棄物処理建屋地下3階)2(6,7号</p>

項目	設備
	<p>機共用), 建屋間連絡水密扉(廃棄物処理建屋地下2階~配管トレンチ) (6,7号機共用), 建屋間連絡水密扉(コントロール建屋地下1階~廃棄物処理建屋地下1階)(6,7号機共用), 原子炉補機冷却系(A系)熱交換器・ポンプ室 水密扉1, 燃料移送ポンプエリア(A系) 水密扉, 燃料移送ポンプエリア(B系) 水密扉, 燃料移送ポンプエリア(C系) 水密扉, フィルタベントエリア 水密扉, タービン建屋地上1階(T4-TBTC) 水密扉付止水堰, タービン建屋地上1階(T7-TBTC) 水密扉付止水堰, 原子炉建屋地上4階(R5R6-RFRG) 水密扉付止水堰, タービン建屋地下1階(T7T8-TBTC)原子炉補機冷却系(A系)熱交換器・ポンプ室 止水堰, タービン建屋地下1階(T7T8-TCTD)原子炉補機冷却系(A系)熱交換器・ポンプ室 止水堰, タービン建屋地上1階(T1T2-TATB)大物搬出入口 止水堰, タービン建屋地上1階(T2T3-TATB)レイダウンスペース 止水堰, タービン建屋地上1階(T2T3-TBTC)海水熱交換器区域給気エアフィルタ室 止水堰1, タービン建屋地上1階(T2T3-TBTC)海水熱交換器区域給気エアフィルタ室 止水堰2, タービン建屋地上1階(T2T3-TBTC)海水熱交換器区域冷却加熱コイル室 止水堰, タービン建屋地上1階(T3T4-TATB)レイダウンスペース 止水堰, タービン建屋地上1階(T3T4-TCTD)南階段室 止水堰, タービン建屋地上1階(T7T8-TATB)レイダウンスペース 止水堰, タービン建屋地上1階(T7T9-TATB)レイダウンスペース 止水堰, タービン建屋地上1階(T8T9-TATB)北階段室 止水堰, タービン建屋地上1階(T8T9-TBTC)レイダウンスペース 止水堰, タービン建屋地上1階(T1T2-TCTD)南西階段室 止水堰, タービン建屋地上1階(T2T3-TCTD)南西階段室 止水堰, タービン建屋地上2階(T7T8-TDTE)北西階段室 止水堰, タービン建屋地上2階(T2T3-TCTD)南西階段室 止水堰, 原子炉建屋地下2階(R1R2-RDRE)通路 止水堰, 原子炉建屋地下2階(R2R3-RERF)通路 止水堰, 原子炉建屋地下2階(R3R4-RERF)通路 止水堰, 原子炉建屋地下2階(R4R5-RERF)通路 止水堰, 原子炉建屋地下2階(R5R6-RERF)通路 止水堰, 原子炉建屋地下2階(R6R7-RDRE)通路 止水堰, 原子炉建屋地下1階(R1R2-RCRD)原子炉系(DIV-)計装ラック室 止水堰, 原子炉建屋地下1階(R1R2-RDRE)原子炉系(DIV-)計装ラック室 止水堰, 原子炉建屋地下1階(R6R7-RBRC)残留熱除去系(A)配管室 止水堰, 原子炉建屋地下1階(R6R7-RCRD)原子炉系(DIV-)計装ラック室 止水堰, 原子炉建屋地下1階(R6R7-RDRE)原子炉系(DIV-)計装ラック室 止水堰, 原子炉建屋地下中1階(R5R6-RBRC)</p>

項目	設備
	<p> 残留熱除去系(A)配管室 止水堰,原子炉建屋地上1階(R1R2-RARB)通路 止水堰,原子炉建屋地上1階(R1R2-RBRC)ほう酸水注入系ペネ,電気ペネ室 止水堰,原子炉建屋地上1階(R3R4-RFRG)電気ペネ室 止水堰,原子炉建屋地上1階(R4R5-RFRG)可燃性ガス濃度制御系再結合装置室 止水堰,原子炉建屋地上1階(R5R6-RARB)通路 止水堰1,原子炉建屋地上1階(R5R6-RARB)通路 止水堰2,原子炉建屋地上1階(R5R6-RBRC)原子炉補機冷却水系・不活性ガス系・電気ペネ室 止水堰,原子炉建屋地上1階(R5R6-RFRG)通路 止水堰,原子炉建屋地上2階(R2R3-RFRG)通路 止水堰1,原子炉建屋地上2階(R2R3-RFRG)通路 止水堰2,原子炉建屋地上2階(R5R6-RARB)主蒸気系トンネル室,配管ペネ室 止水堰,原子炉建屋地上2階(R5R6-RARB)通路 止水堰,原子炉建屋地上2階(R5R6-RCRD)電気ペネ室 止水堰,原子炉建屋地上2階(R6R7-RBRC)通路 止水堰,原子炉建屋地上2階(R6R7-RERF)通路 止水堰,原子炉建屋地上2階(R2R3-RARB)燃料プール冷却浄化系熱交換器室 止水堰,原子炉建屋地上2階(R5R6-RCRD)通路 止水堰,原子炉建屋地上3階(R2R3-RBRC)非常用ガス処理系室 止水堰,原子炉建屋地上3階(R2R3-RCRD)非常用ガス処理系室 止水堰,原子炉建屋地上3階(R3R4-RARB)通路 止水堰,原子炉建屋地上3階(R4R5-RARB)通路 止水堰,原子炉建屋地上3階(R5R6-RBRC)主蒸気隔離弁・逃がし安全弁ラッピング室 止水堰1,原子炉建屋地上3階(R5R6-RERF)主蒸気隔離弁・逃がし安全弁ラッピング室 止水堰,原子炉建屋地上3階(R2R3-RARB)通路 止水堰,原子炉建屋地上3階(R6R7-RERF)非常用ディーゼル発電機(C)補機室 止水堰,原子炉建屋地上中3階(R6R7-RCRD)北側改良型制御棒駆動機構制御盤室 止水堰1,原子炉建屋地上中3階(R6R7-RCRD)北側改良型制御棒駆動機構制御盤室 止水堰2,原子炉建屋地上4階(R2R3-RARB)オペレーティングフロア 止水堰,原子炉建屋地上4階(R2R3-RDRE)オペレーティングフロア 止水堰,原子炉建屋地上4階(R2R3-RFRG)オペレーティングフロア 止水堰,原子炉建屋地上4階(R6R7-RFRG)非常用ディーゼル発電機(C)区域排風機室,給気ルーバ室 止水堰,原子炉建屋地上4階(R6R7-RERF)通路 止水堰1,原子炉建屋地上4階(R6R7-RERF)通路 止水堰2,原子炉建屋地上4階(R6R7-RERF)通路 止水堰3,7号機コントロール建屋地下2階(C1C2-CCCD)常用電気品室 止水堰,7号機コントロール建屋地下中2階(C1C2-CACB)常用電気品区域送・排風機室 止水堰1,7号機コントロール建屋地下中2階(C1C2- </p>

項目	設備
	<p>CBCC) 常用電気品区域送・排風機室 止水堰, 7号機コントロール建屋地下中2階(C2C3-CACB)計測制御電源盤区域(A)送風機室 止水堰, 7号機コントロール建屋地下中2階(C2C3-CBCC)計測制御電源盤区域(A)送風機室 止水堰, 7号機コントロール建屋地下1階(C1C2-CACB)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰1, 7号機コントロール建屋地下1階(C1C2-CACB)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰2, 7号機コントロール建屋地下1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰1, 7号機コントロール建屋地下1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰2, 7号機コントロール建屋地下1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰3, 7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CACB)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰, 7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰1, 7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰2, 7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CBCC)計測制御電源盤区域(C)送・排風機室 止水堰3, 7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CCCD)区分 計測制御用電源盤室 止水堰, 7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CDCE)区分 計測制御用電源盤室 止水堰, 7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CECF)区分 計測制御用電源盤室 止水堰, 7号機コントロール建屋地下1階(C2C3-CFCG)区分 計測制御用電源盤室 止水堰, 7号機コントロール建屋地上1階(C1C2-CACB)計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 止水堰, 7号機コントロール建屋地上1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 止水堰1, 7号機コントロール建屋地上1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 止水堰2, 7号機コントロール建屋地上1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 止水堰3, 7号機コントロール建屋地上1階(C1C2-CBCC)計測制御電源盤区域(B)送・排風機室 止水堰4, 7号機コントロール建屋地上1階脇トレンチ(C1-CACB) 止水堰, 廃棄物処理建屋1階トラック室出入口(6号機設備, 5,6,7号機共用), 床ドレンライン, 貫通部止水処置, 床ドレンライン浸水防止治具, 7号機地下水排水設備, 保護カバー(蒸気防護カバー), 循環水系隔離システム, タービン補機冷却海水系隔離システム, 燃料取替床ブローアウトパネル, 主蒸気系トンネル室ブローアウトパネル</p>
17条の3	<p>火山影響等 非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ 防護板, 非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管 防護板</p>

項目		設備
17条の4	地震	なし
	津波	タービン補機冷却用海水取水槽 閉止板, 補機冷却用海水取水槽(A) 閉止板, 補機冷却用海水取水槽(B) 閉止板, 補機冷却用海水取水槽(C) 閉止板, タービン建屋地下2階北西階段室 水密扉, タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉1, タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉2, タービン補機冷却水系熱交換器・ポンプ室 水密扉3, 建屋間連絡水密扉(タービン建屋地下2階~配管トレンチ), 原子炉補機冷却水系(C系)熱交換器・ポンプ室 水密扉, 循環水配管, 電解鉄イオン供給装置室 水密扉1, 循環水配管, 電解鉄イオン供給装置室 水密扉2, タービン建屋地下中2階南西階段室 水密扉, タービン建屋地下中2階北西階段室 水密扉, 計装用圧縮空気系・所内用圧縮空気系空気圧縮機室 水密扉, 循環水配管メンテナンス室 水密扉1, 循環水配管メンテナンス室 水密扉2, 原子炉補機冷却水系(B系)熱交換器・ポンプ室 水密扉, 原子炉補機冷却水系(A系)熱交換器・ポンプ室 水密扉2, 海水貯留堰(重大事故等時のみ6,7号機共用), 貫通部止水処置, 床ドレンライン浸水防止治具, 取水槽水位計, 津波監視カメラ(6,7号機共用)
	竜巻	竜巻防護ネット(建屋開口部竜巻防護ネット), 竜巻防護フード(建屋開口部竜巻防護鋼製フード), 竜巻防護フード(建屋開口部竜巻防護コンクリート製フード), 竜巻防護扉, 竜巻防護鋼板(換気空調系ダクト防護壁), 竜巻防護鋼板(原子炉補機冷却海水系配管防護壁), 竜巻防護鋼板(非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ防護板), 竜巻防護鋼板(非常用ディーゼル発電設備燃料移送配管防護板), 第一ガスタービン発電機車・制御車固縛装置, タンクローリ(4kL)固縛装置, 可搬型代替注水ポンプ(A-2級)固縛装置
17条の5	有毒ガス	なし
17条の6	通信連絡	安全パラメータ表示システム(SPDS), 衛星電話設備, 無線連絡設備, 携帯型音声呼出電話設備, 電力保安通信電話設備, 統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備, データ伝送設備, テレビ会議システム, 送受話器(警報装置を含む), 5号炉屋外緊急連絡用インターフォン, 専用電話設備, 衛星電話設備(社内向)
	安全避難通路及び照明	避難口誘導灯, 通路誘導灯(廊下, 通路), 非常灯, 非常用照明, 蓄電池内蔵型照明

項目		資機材
17条	火災	消防署直通電話，耐熱服，防火服，初期消火要員 P H S ，携帯無線機，サーモグラフィカメラ，可搬型排煙機，合成界面活性剤泡消火薬剤
17条の2	内部溢水	胴付長靴
17条の3	火山影響等	改良型フィルタ，マスク，ゴーグル，長靴，手袋，角シャベル，一輪車，ホース，フレコンパック
17条の4	地震	なし
	津波	なし
	竜巻	資機材車固縛装置，仮設物固縛用資機材
17条の5	有毒ガス	酸素呼吸器，酸素ポンペ
17条の6	その他 資機材	乾電池内蔵型照明（ヘッドライト，ヘルメット装着用），懐中電灯，乾電池内蔵型照明（ランタンタイプ L E D ライト）

本資料「設備・資機材一覧」は、設計基準事象の各条文に必要な設備・資機材をまとめたものであり、これらの設備・資機材管理については、下位文書にて管理する。（例：津波防護施設，浸水防止設備及び降下火砕物防護対策施設等に関しては、自然現象対応要領及び浸水防護管理要領に従う。火災防護に必要な設備に関しては、火災防護計画に従う。資機材の識別，管理方法等については，資機材管理要領等に従う。）