資料１－４

柏崎刈羽原子力発電所
保安規定審査資料

令和２年６月２日

東京電力ホールディングス株式会社

目　次

ＴＳ－２３　教育訓練について　…… 1

ＴＳ－４１　保安規定と手順書との関連　…… 73

ＴＳ－４３　ＳＡ要員欠員時のプラント停止判断に係る記載について
……304

ＴＳ－４６　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
……317

ＴＳ－４７　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のうち保守管理，点検に関する記載について　……401

ＴＳ－５８　原子力防災体制の運用強化について　……405

ＴＳ－５９　重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における体制の整備について　……440

ＴＳ－６８　添付２の消防車隊による消火要員と添付３の自衛消防隊の関係について　……599

ＴＳ－７１　格納容器内の火災防護について　……602

ＴＳ－７８　高濃度火山灰対応について　……608

ＴＳ－８８　有毒ガス発生時及び新たな有毒化学物質確認時における対応について　……758

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-23（改訂 2）
提出年月日	令和 2 年 6月 2 日

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

（教育訓練について）

令和２年６月

東京電力ホールディングス株式会社

教育訓練補足説明資料目次

１．　保安規定改正に伴い追加する教育訓練の範囲について
２．　保安教育について
３．　設置許可基準規則適合性に関わる教育訓練について
４．　設計基準適合性の教育・訓練計画頻度の考え方について
５．　発電所長の保安教育について（参考資料含む）
６．　自衛消防隊員に関わる請負会社との契約について
７．　教育訓練 原子炉設置許可申請書から保安規定条文及び二次マニュアルの記載フロー
８．　保安教育（保安規定 第118 条）として整理する教育と関連条項との対応表
９．　教育訓練の整合表
１０．重大事故に係る成立性確認訓練について
１１．大規模損壊発生時の対応に関する教育訓練について
１２．火災・内部溢水・その他自然災害の教育訓練
１３．別添

教育訓練補足説明資料１

保安規定改正に伴い追加する教育訓練の範囲について

保安規定に基づく教育訓練は「保安教育」「一般教育（訓練）」に区分される。以下にその概要を示す。

１．保安教育

保安教育を通して、安全が最優先される企業風土を育て、かつ定着化を図る観点から、発電所業務に従事する者に対して、保安教育を実施している。

具体的には、各所員自らが職務に直結する又は関連する知識の習得を目的とした基礎的、基本的な教育と位置付け、「所員への保安教育実施方針」で定める入所時に実施する教育、放射線業務従事者教育、その他反復教育を実施している。

今回、追加・変更する保安教育は下表のとおり。

今回追加・変更する保安教育

保安規定			教育項目[注1)]	頻度[注2)]
その他反復教育	非常の場合に講ずべき処置に関すること	緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること	○原子力防災教育（既存） ○緊急事態応急対策活動に関する教育（従来内容を充実）	１回/年以上
		火災発生時の措置に関すること	○火災防護教育（新規）	１回/年以上
		内部溢水発生時の措置に関すること	○内部溢水発生時の対応に関する教育（新規）	１回/年以上
		火山影響等発生時の措置に関すること	○火山影響等及び積雪[注3)]に関する教育（新規）	１回/年以上
		その他自然災害（地震、津波、竜巻及び積雪等）発生時の措置に関すること[注3)]	○地震発生時の対応に関する教育（新規） ○津波発生時の対応に関する教育（新規） ○竜巻発生時の対応に関する教育（新規）	１回/年以上
		有毒ガス発生時の措置に関すること	○有毒ガス発生時の対応に関する教育（新規）	１回/年以上
		重大事故等発生時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に関すること	○重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対応に関する教育（新規）	１回/年以上

注１）　教育名称は、社内マニュアルで定める。

注２）　頻度「１回／年」は、原則、年度毎に１回とする。ただし、転入者や新たに役割を付与された者に対して、当該年度内での受講が困難な場合には、転入または、新たに役割を付与されて以降、１年間以内に受講することを許容する。この旨を社内マニュアルに規定し、保安教育以外の教育訓練についても準用する。

注３）積雪発生時の対応は保安規定第17条の4に規定しているが、積雪発生時における積雪の除去等の対応は火山影響等発生時と同様であることから、添付２実施基準においては火山影響発生時と積雪発生時をまとめて記載している。積雪に関する教育は、実施基準に基づき「火山影響等発生時の措置に関すること」にて実施。（以降の記載についても同様）

２．一般教育（訓練）

保安教育に対し、その他の教育訓練、例えば各グループ員の業務遂行上、必要となる知識や知見・技術的技能の習得及び向上を目的に、特殊な技量、免許等の取得を目指す者または既取得者のみを対象として必要な人財を育成する教育訓練、または理解・習得した保安規定（下部規定を含む）の内容を実践的に活用することを目的とした教育訓練を一般教育（訓練）と位置付けている。

具体的には、新規制基準の審査要求に対応した訓練、職場内教育（OJT）、社内の原子力人財育成センターで実施する訓練、メーカ技能研修及び原子力防災訓練、車両免許取得等を品質保証計画の「６．２．２力量、教育・訓練および認識」に従い実施する。

今回追加・変更する主な一般教育（訓練）

保安規定	教育訓練名称	頻度
第17 条　（添付2）	○自衛消防隊による総合訓練（既存） ○消防訓練（防火対応）	1 回/年以上
第17 条の2　（添付2）	○内部溢水発生時の対応訓練	1 回/年以上
第17 条の3　（添付2）	○火山影響等発生時の対応訓練	1 回/年以上
第17 条の4　（添付2）	○竜巻発生時の対応訓練	1 回/年以上
第17 条の5　（添付2）	○有毒ガス発生時の対応訓練	1 回/年以上
第17 条の7,8（添付3）	○力量の付与のための教育訓練	下記参照　※
	○力量の維持向上のための教育訓練 ○成立性の確認訓練(力量の付与のための教育訓練含む) ○技術的能力の確認訓練（大規模損壊）等	1 回/年以上

※　重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまで、又は大規模損壊対応で用いる設備の使用を開始するまでに実施する。

教育訓練補足説明資料２

保安教育について

＜法令・規則＞

・ 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則　第九十二条

八 発電用原子炉施設の運転及び管理を行う者に対する保安教育に関することであって次に掲げるもの

イ 保安教育の実施方針（実施計画の策定を含む。）に関すること。

ロ 保安教育の内容に関することであって次に掲げるもの

(1) 関係法令及び保安規定の遵守に関すること。

(2) 発電用原子炉施設の構造、性能及び運転に関すること。

(3) 放射線管理に関すること。

(4) 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物の取扱いに関すること。

(5) 非常の場合に講ずべき処置に関すること。

ハ その他発電用原子炉施設に係る保安教育に関し必要な事項

第９２条第１項第８号で保安規定に関する「保安教育」を規定している。

＜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＞

実用炉規則第９２条第１項第８号

保安教育

○ 従業員及び協力企業の従業員について、保安教育実施方針が定められていること。

○ 従業員及び協力企業の従業員について、保安教育実施方針に基づき、保安教育実施計画を定め、計画的に保安教育を実施することが定められていること。

○ 従業員及び協力企業の従業員について、保安教育実施方針に基づいた保安教育実施状況を確認することが定められていること。

○ 協力企業の従業員のうち、燃料取替えに関する業務の補助及び放射性廃棄物取扱設備に関する業務の補助を行う協力企業従業員については、従業員に準じて保安教育を実施することが定められていること。

○ 保安教育の内容について、関係法令及び保安規定への抵触を起こさないことを徹底する観点から、具体的な保安教育の内容とその見直しの頻度等について明確に定められていること。

教育訓練補足説明資料３

設置許可基準規則適合性に関わる教育訓練について

１．方針

新規制基準として新たに要求された「設置許可基準規則」に係る教育訓練については、火災、内部溢水、火山影響等及びその他自然災害（地震、津波、竜巻及び積雪等）発生時の措置に関する対処方法の知識・技能を習得し、教育訓練により維持向上を図る。また、定められた頻度、内容で実施し、必要に応じて教育訓練の内容等の改善を図り実効性を高めていくこととする。

２．教育訓練の頻度の考え方

○ 設計基準対象施設は、一部の施設が重大事故等対処施設でもあることから、技術的能力まとめ資料 1.0 添付資料1.0.9「重大事故等対策の対処に係わる教育及び訓練について」と同様の考え方とする。

・各要員に対し必要な教育及び訓練を年１回以上実施し、評価することにより、力量の維持及び向上を図る。

・各要員が力量の維持・向上を図るためには、各要員に応じた各種教育及び訓練を行う。要員が各種教育及び訓練項目を受けるとともに、操作等を習熟し、力量の維持向上を図る。またこれらを毎年繰り返し実施することにより､更なる力量の維持･向上を図ることができる。

３．教育の効果の確認について

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

・各要員が教育・訓練の要領に従い、確実に教育及び訓練を実施していることを確認することにより効果（力量）の確認を行う。

・教育・訓練により、体制等について改善要否を評価し、必要により改善及び教育・訓練計画への反映を行って、力量を含む対応能力の向上を図る。

以上のことから、各要員に対し必要な教育訓練項目を重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の訓練と同様に年１回以上実施し、評価することにより、力量の維持及び向上を図る。

また、教育訓練内容、頻度及び時間については、今後の教育訓練報告書等の結果を踏まえより有効な教育となるよう必要に応じ見直すこととする。

以　上

設計基準適合性の教育・訓練計画頻度の考え方について

項　目		頻　度	教育・訓練の方針	教育・訓練の内容
教育・訓練の計画		１回／年以上	○ 原子炉施設保安規定並びに保安規定に基づく社内規定文書に基づき計画の策定方針を規定する。	○ 設計基準適合性に関する知識向上のための各教育訓練項目等
教育・訓練項目	全体教育 (机上教育)	１回／年以上	○ 設計基準適合性の関係法令及び保安規定を遵守・徹底する観点から知識の向上を図る教育を実施する。	○ 全所員または、対象要員の実効性等の基礎知識を確認する教育
	各 訓 練	１回／年以上	○ 各要員に対し必要な教育・訓練項目を年１回以上実施し、評価することにより、力量の維持・向上を図る。 ○ 各要員が力量の維持・向上を図るためには、各要員の役割に応じた教育・訓練を行なう。 各要員が教育・訓練項目を受け、各手順を習熟し、力量の維持・向上を図る。また、これらを毎年繰り返し実施することにより、更なる力量の維持・向上を図ることができる。 ○ 消防訓練（防火対応）について、訓練を年１回実施する。	○ 設計基準適合性に対する幅広い知識を付与するための教育 ○ 初期消火活動等の各項目内容の教育訓練

教育訓練補足説明資料４

発電所長の保安教育について

保安規定に基づく発電所長への保安教育の運用について以下の通り考え方を整理した。

○発電所長は、発電所における保安に関する業務を統括するものとして責任を負っており、

・原子力保安運営委員会による審議＊
・保安上必要な各種事項の承認
・原子力防災に関する重要事項の承認

等を義務付けており、これらに従事することにより保安教育の実施と同等な効果が期待できる。また、その立場上、保安規定の変更等、保安上重要な事項について自ら知る必要がある立場にあることから、それらの妥当性を理解した上で承認している。

○したがって、発電所長については、その職務を遂行することにより、保安教育を実施しているものとみなしている。なお、放射線業務従事者教育については、所長が放射線業務従事者になる場合に実施している。

＊：保安規定 第７条（原子力保安運営委員会）において、所長を委員長として、発電所における原子炉施設の保安運営に関する事項「保安教育実施計画の策定（第118 条）に関する事項」を審議し、確認している。

以　上

（参考資料）

＜二次マニュアル：保安教育マニュアル及び関連マニュアル＞

	教育対象者	保安教育項目
教育	全 所 員	・火災防護教育 ・内部溢水発生時の対応に関する教育 ・火山影響等及び積雪に関する教育 ・地震発生時の対応に関する教育 ・津波発生時の対応に関する教育 ・竜巻発生時の対応に関する教育 ・有毒ガス発生時の対応に関する教育 ・重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対応に関する教育 ・入所時教育 ・原子力防災教育 ・緊急事態応急対策活動に関する教育

教育訓練補足説明資料６

自衛消防隊員に関わる請負会社との契約について

１．概要

当社は、発電所を請負会社とともに運営し、日常からコミュニケーションを図り安全運転に努めている。火災発生時（重大事故等及び大規模損壊発生時含む、以下同様）においては、社員及び発電所に常駐の請負会社の社員にて対応することとしており、これらの請負会社との間で委託契約を締結し、業務を付託している。なお、火災発生時において円滑に作業を行えるよう力量を有した請負会社要員を確保するため要求事項を明確にし、適切に調達管理を行う。

２．契約形態

（１）委託契約の内容

・緊急時に迅速に対応できる体制（自衛消防隊員の確保）

・整備した手順に基づく訓練の実施

（教育訓練計画の策定、実績の報告、知識・技能の確保）

・火災発生時の初期消火及び延焼防止活動

以上の委託内容を明確にすることで、火災発生時に作業を円滑に行う。

（２）火災等が発生した場合の協力

火災発生時の活動を確実にするため、「柏崎刈羽原子力発電所 防災業務委託」を請負会社と締結している。

（３）教育訓練の流れ

請負会社教育訓練計画策定→当社で内容確認→教育訓練の実施→教育訓練実績報告書作成→当社で教育訓練実績確認

以　上

教育訓練　原子炉設置変更許可申請書から保安規定条文及び二次マニュアルの記載のフロー

原子炉設置変更許可申請書（教育訓練に関する記載箇所）			関連する設計基準規制条文
添付書類八	10.6.1 1.8.2 1.8.8 1.8.10 1.1.1 1.6、10.5 1.7、10.6 10.12	津波 竜巻 火山 外部火災 発電用原子炉施設への侵入防止等 内部火災 内部溢水 通信連絡設備	第５条 第６条 第６条 第６条 第７条 第８(41)条 第９条 第３５条
本文十	ハ d	重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備 (b)教育及び訓練の実施 第 10―2 表「重大事故等における操作の成立性」他	
添付資料十	5.1 5.1.4	重大事故等対策 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備 (2)教育及び訓練の実施 第 5.1―2 表「重大事故等対策における操作の成立性」他	

保安規定条文（教育訓練に関する記載箇所）	
第１７条 第１項 添付２	(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 1.火災
第１７条の２ 第１項 添付２	(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 2.内部溢水
第１７条の３ 第１項 添付２	(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 3.火山影響等，積雪
第１７条の４ 第１項 添付２	(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 4.地震 5.津波 6.竜巻
第１７条の５ 添付２	(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 7.有毒ガス
第１７条の７ 第３項 添付３	(2)重大事故等に対処する要員に対する教育訓練に関する次の事項 ア．力量の付与のための教育訓練 イ.力量の維持向上のための教育訓練 ウ.成立性の確認訓練 1.重大事故等対策 1.1 体制の整備，教育訓練の実施及び資機材の配備 (2)教育訓練の実施
第１７条の８　１項 添付３	(2)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要員に対する教育訓練に関する次の事項 ア．力量の付与のための教育訓練 イ.力量の維持向上のための教育訓練 ウ.技術的能力の確認訓練 2.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への対応における事項 2.1 体制の整備，教育訓練の実施及び資機材の配備 (2)対応要員への教育訓練の実施
第１１８条 第１１９条 表１１８－１～３ 表１１９	所員への保安教育 協力企業従業員への保安教育 所員への保安教育実施方針 保安教育実施方針（協力企業）

第１１２条	防災安全ＧＭは，原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を毎年度１回以上実施し，所長に報告する。

二次マニュアル
(保安教育マニュアル及び関連マニュアル)

項目 (保安教育マニュアル)

1.3.1　年度計画

1.3.4 (1) 教育の実施

1.3.6　年度報告

Ⅲ　協力企業従業員の保安教育

添付 1-1～1-3　所員への保安教育実施方針

添付 1-4　その他反復教育 (非常の場合に講ずべき処置に関すること)

添付 2　保安教育実施方針 (協力企業)

項目 (関連マニュアル)
緊急時対策要員等教育訓練マニュアル等
Ⅱ　緊急時対策要員等の教育訓練

＜実施計画＞
・保安教育実施計画
・請負会社従業員への保安教育実施計画

保安教育実施

＜実施結果＞
・保安教育実施報告
・請負会社従業員への保安教育実施報告

＜実施計画＞
・緊急時対策要員等の教育訓練実施計画

緊急時対策要員等の教育訓練実施

＜実施結果＞
・緊急時対策要員等の教育訓練実施報告

教育訓練の整合表８枚
保安教育（第１１８条）として整合する教育と関連条項等との対応表８枚
（要求される教育の網羅性と保安規定への展開）

教育訓練補足説明資料７

保安教育（保安規定　第１１８条）として整理する教育と関連条項との対応表

	保安教育項目	内容（保安規定　表118）		頻 度	設置許可基準規制の関連条項		その他の保安規定の関連条項	
既存	原子力防災教育 「原子力防災体制及び組織に関する知識」「シビアアクシデントに関する知識」	非常の場合に構ずべき処置に関すること※	緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること	1 回 / 年以上	－	－	第17条の7 第17条の8 （添付3）	重大事故等発生時の体制の整備 大規模損壊発生時の体制の整備
新規	緊急事態応急対策活動に関する教育			1 回 / 年以上	第7、24、35条	人の不法な侵入等の防止、安全保護回路、通信連絡設備	－	－
	重大事故等発生時の対応に関する教育		重大事故等発生時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に関すること	1 回 / 年以上	－	－	第17条の7 （添付3）	重大事故等発生時の体制の整備
	大規模損壊発生時の対応に関する教育			1 回 / 年以上	－	－	第17条の8 （添付3）	大規模損壊発生時の体制の整備
	火災防護教育		火災発生時の措置に関すること	1 回 / 年以上	第6、8、9、41条	外部火災、内部火災、内部溢水、ＳＡ火災	第17条 （添付2）	火災発生時の体制の整備
	内部溢水発生時の対応に関する教育		内部溢水発生時の措置に関すること	1 回 / 年以上	第9条	内部溢水	第17条の2 （添付2）	内部溢水発生時の体制の整備
	火山影響等及び積雪に関する教育		火山影響等発生時の措置に関すること	1 回 / 年以上	第6条	火山、積雪	第17条の3 （添付2）	火山影響等発生時の体制の整備
	地震発生時の対応に関する教育		その他自然災害（地震、津波、竜巻及び積雪等）発生時の措置に関すること	1 回 / 年以上	第4条	地震	第17条の4 （添付2）	その他自然災害発生時等の体制の整備
	津波発生時の対応に関する教育			1 回 / 年以上	第5条	津波	第17条の4 （添付2）	その他自然災害発生時等の体制の整備
	竜巻発生時の対応に関する教育			1 回 / 年以上	第6条	竜巻	第17条の4 （添付2）	その他自然災害発生時等の体制の整備
	有毒ガス発生時の対応に関する教育		有毒ガス発生時の措置に関すること	1 回 / 年以上	第6条	有毒ガス	第17条の5 （添付2）	有毒ガス発生時の体制の整備

※：運転員のみを対象とした保安教育は、「異常時対応（現場機器対応）、異常時対応（中央制御室内対応）、異常時対応（指揮、状況判断）」として実施する。

教育訓練補足説明資料８

教育訓練の整合表

保安規定記載事項		区分	教育項目	教育訓練	実施する教育訓練内容	原子炉設置変更許可申請書 添付書類	原子炉設置変更許可申請書 記載内容（概要）	設置許可基準規則の関連条項		頻度	対象者 所員	対象者 請負会社従業員
（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。 （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 ※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）。 添付２ 【火災】 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に実施する。 （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。	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内容：火災発生時の措置に関すること	保安	火災防護教育	教育	【外部火災】 ・中央制御室へのばい煙等の浸入阻止・防火帯の維持・管理、近隣の産業施設からの隔離距離の確保、予防散水活動 【内部火災・SA 火災】 ・火災防護に関する知識の習得 ・自衛消防隊・公設消防への通報等 ・内部火災発生時の措置	八	1.8.10　外部火災防護に関する基本方針 1.8.10.3　手順等 (6) 外部火災による中央制御室へのばい煙等の侵入阻止に係る教育を定期的に実施する。 (7) 森林火災から評価対象施設を防護するための防火帯の点検等に係る火災防護に関する教育を定期的に実施する。 (8) 近隣の産業施設の火災・爆発から評価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を定期的に実施する。 (9) 外部火災発生時の予防散水に必要な消火対応力を維持するため，自衛消防隊を対象とした教育・訓練を定期的に実施する。	第６条	外部火災	１回／年以上	全所員	消防車隊(東電フュエル)
							10.5.1 設計基準対象施設 10.5.1.7 手順等 (13)発電用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，系統及び機器を火災から防護することを目的として，以下のとおり教育及び訓練を定め，これを実施する。 a．防火・防災管理者及びその代行者は，消防機関が行う講習会及び研修会等に参加する。 c．所員に対して，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，火災防護関連法令・規程類等，火災発生時における対応手順，可燃物及び火気作業に関する運営管理，危険物（液体，気体）の漏えい又は流出時の措置に関する教育を行うことを定める。	第８条 第４１条	内部火災 ＳＡ火災			
							10.5.2 重大事故等対処施設 10.5.2.7 手順等 (11)発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される重大事故等対処施設を火災から防護することを目的として，以下のとおり教育・訓練を定め，これを実施する。 a．防火・防災管理者及びその代行者は，消防機関が行う講習会及び研修会等に参加する。 c．所員に対して，火災の発生防止，火災の感知及び消火を考慮し，火災防護関連法令・規程類等，火災発生時における対応手順，可燃物及び火気作業に関する運営管理，危険物（液体，気体）の漏えい・流出時の措置に関する教育を行うことを定める。					
					・内部溢水を考慮した消火活動		1.7 溢水防護に関する基本方針 1.7.7 手順等 (11)溢水防護対象設備に対する消火水の影響を最小限にとどめるため，消火活動における運用及び留意事項と，それらに関する教育について「火災防護計画」に定める。	第９条	内部溢水			
		一般	自衛消防隊による総合訓練	訓練	【外部火災・内部火災・SA 火災】 ・消火活動 ・自衛消防隊・公設消防への通報等		10.5.1 設計基準対象施設 10.5.1.7 手順等 (13)発電用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，系統及び機器を火災から防護することを目的として，以下のとおり教育及び訓練を定め，これを実施する。 b．自衛消防隊に係る訓練として総合消防訓練，初期対応訓練，火災対応訓練等を定める。	第８条 第４１条	内部火災 ＳＡ火災	１回／年以上	自衛消防隊	消防車隊(東電フュエル)
							10.5.2 重大事故等対処施設 10.5.2.7 手順等 (11)発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される重大事故等対処施設を火災から防護することを目的として，以下のとおり教育・訓練を定め，これを実施する。 b．自衛消防隊に係る訓練として総合消防訓練，初期対応訓練，火災対応訓練等を定める。					
		一般	消防訓練	訓練	・初期消火活動に関する訓練		10.5.1 設計基準対象施設 10.5.1.7 手順等 (13)発電用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，系統及び機器を火災から防護することを目的として，以下のとおり教育及び訓練を定め，これを実施する。 b．自衛消防隊に係る訓練として総合消防訓練，初期対応訓練，火災対応訓練等を定める。	第８条 第４１条	内部火災 ＳＡ火災	１回／年以上	自衛消防隊	消防車隊(東電フュエル)
							10.5.2 重大事故等対処施設 10.5.2.7 手順等 (11)発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される重大事故等対処施設を火災から防護することを目的として，以下のとおり教育・訓練を定め，これを実施する。 b．自衛消防隊に係る訓練として総合消防訓練，初期対応訓練，火災対応訓練等を定める。					
		一般	消防訓練	訓練	・内部溢水を考慮した消火活動		1.7 溢水防護に関する基本方針 1.7.7 手順等 (11)溢水防護対象設備に対する消火水の影響を最小限にとどめるため，消火活動における運用及び留意事項と，それらに関する教育について「火災防護計画」に定める。	第９条	内部溢水	１回／年以上	運転員	―
		一般	消防訓練 （防火対応）	訓練	【外部火災・内部火災・SA 火災】 ・予防散水活動		1.8.10　外部火災防護に関する基本方針 1.8.10.3　手順等 (9) 外部火災発生時の予防散水に必要な消火対応力を維持するため，自衛消防隊を対象とした教育・訓練を定期的に実施する。	第６条	外部火災	１回／年以上	運転員を除く自衛消防隊	消防車隊(東電フュエル)
	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：原子炉施設の運転に関すること 小分類：運転管理 内容：異常時対応（現場機器対応、中央操作室内対応、指揮、状況判断）	保安	運転員に対する訓練	訓練	【外部火災】 ・外気取入ダンパ閉、換気空調系の停止、中央制御室換気空調系の再循環運転		1.8.10　外部火災防護に関する基本方針 1.8.10.3　手順等 (6) 外部火災による中央制御室へのばい煙等の侵入阻止に係る教育を定期的に実施する。	第６条	外部火災	１回／年以上	運転員	―
					【内部火災・SA 火災】 ・通報、所内周知、各事象（原子炉格納容器内における火災発生時の対応含む）に応じた消火、プラント停止運転操作に関すること		10.5.1 設計基準対象施設 10.5.1.7 手順等 (4)原子炉格納容器内における火災発生時の対応においては，以下の手順を整備し，操作を行う。 a．原子炉格納容器内の火災の早期感知及び消火を図るために，低温停止中，起動中の火災発生に対する消火戦略を整備し，訓練を実施する。 (7)火災発生時の消火戦略を整備し、訓練を実施する。 (13)発電用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，系統及び機器を火災から防護することを目的として，以下のとおり教育及び訓練を定め，これを実施する。 b．自衛消防隊に係る訓練として総合消防訓練，初期対応訓練，火災対応訓練等を定める。	第８条 第４１条	内部火災 ＳＡ火災			
							10.5.2 重大事故等対処施設 10.5.2.7 手順等 (4)原子炉格納容器内における火災発生時の対応においては，以下の手順を整備し，操作を行う。 a．原子炉格納容器内の火災の早期感知及び消火を図るために，低温停止中，起動中の火災発生に対する消火戦略を整備し，訓練を実施する。 (7)火災発生時の消火戦略を整備し、訓練を実施する。 (11)発電用原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される重大事故等対処施設を火災から防護することを目的として，以下のとおり教育・訓練を定め，これを実施する。 b．自衛消防隊に係る訓練として総合消防訓練，初期対応訓練，火災対応訓練等を定める。					

教育訓練の整合表

保安規定記載事項		区分	教育項目	教育訓練	実施する教育訓練内容	原子炉設置変更許可申請書		設置許可基準規則の関連条項		頻度	対象者	
						添付書類	記載内容（概要）				所員	請負会社従業員
（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。 （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 ※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。） 添付２ 【内部溢水】 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に実施する。 （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。	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類:非常の場合に講ずべき処置に関すること 内　容：内部溢水発生時の措置に関すること	保安	内部溢水発生時の対応に関する教育	教育	・内部溢水事象の対処（評価、溢水経路、防護すべき設備）に関する概要 ・配管の肉厚管理 ・高エネルギー配管と低エネルギー配管の運転時間管理 ・溢水量の低減に関する事項 ・各種対策設備の追加及び資機材持ち込み等による床面積の見直し管理に関する事項 ・水密扉等の設置の考え方及び運用管理に関する事項 ・原子炉建屋内の所内蒸気系の隔離に関する事項 ・内部溢水発生後の機能確認に関する留意事項 ・排水誘導経路に関する事項 ・定検作業時の一時的なプラント状態の変更に関する事項	八	1.7 溢水防護に関する基本方針 1.7.7　手順等 (1) 原子炉建屋内の所内蒸気系について，漏えい時の溢水防護対象設備の健全性確保が確認されるまでの間は，原子炉建屋内における蒸気放出による影響の発生を防止するため，原子炉建屋外の元弁で閉止し，常時隔離する運用とする。 (2) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水の評価において，応力評価の結果により破損形状の想定を行う場合は，評価結果に影響するような減肉がないことを継続的な肉厚管理で確認する。 (4) 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いる設備については，運転時間管理を行う。 (5) 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。 (6) 溢水防護区画において，各種対策設備の追加，資機材の持込み等により評価条件としている床面積に見直しがある場合は，あらかじめ定めた手順により溢水評価への影響確認を行う。 (7) 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運用を実施する。 (8) 定期検査作業に伴う溢水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と一時的に異なる状態となった場合においても，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，適切な運用を実施する。 (9) 水密扉については，開放後の確実な閉止操作，閉止状態の確認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の手順等を定める。	第９条	内部溢水	１回／年以上	全所員	－
	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：原子炉施設の運転に関すること 小分類：運転管理 内容：異常時対応（現場機器対応、中央操作室内対応、指揮、状況判断）	保安	内部溢水発生時の対応に関する訓練	訓練	・内部溢水発生時の判断・運転操作に関する事項		1.7 溢水防護に関する基本方針 1.7.7　手順等 (3) 溢水が発生した場合における，隔離手順を定める。 (10)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における，残留熱除去系による使用済燃料プールの給水及び冷却手順を定める。				運転員	－
（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。 （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 ※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。） 添付２ 【火災】 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に実施する。 （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。 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	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内容：火災発生時の措置に関すること	保安	火災防護教育	教育	・内部溢水を考慮した消火活動		1.7 溢水防護に関する基本方針 1.7.7　手順等 (11)溢水防護対象設備に対する消火水の影響を最小限にとどめるため，消火活動における運用及び留意事項と，それらに関する教育について「火災防護計画」に定める。				全所員	消防車隊(東電フュエル)
		一般	消防訓練	訓練							運転員	－
（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。 （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 ※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。） 添付２ 【火山影響等，積雪】 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に実施する。 （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。	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内　容：火山影響等発生時の措置に関すること	保安	火山影響等及び積雪に関する教育	教育	・火山影響等及び積雪発生時の対応に関する事項（降下火砕物及び積雪の除去作業に関する事項含む）		1.8.8 火山防護に関する基本方針 1.8.8.2 手順等 (1) 降灰が確認された場合には，建屋や屋外の設備等に長期間降下火砕物の荷重をかけ続けないこと，また降下火砕物の付着による腐食等が生じる状況を緩和するために，評価対象施設等に堆積した降下火砕物の除灰を適切に実施する。 (2) 降灰が確認された場合には，状況に応じて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手順を定める。	第６条	火山	１回／年以上	全所員	－
		保安		教育	・火山影響等及び積雪より防護すべき施設（外部事象防護対象施設，重大事故等対処設備）の保守管理に関する事項					１回／年以上	建築Ｇ員、原子炉Ｇ員、タービンＧ員、電気器Ｇ員のうち、当該設備の保守管理を行う者	－
	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：原子炉施設の運転に関すること 小分類：運転管理 内容：異常時対応（現場機器対応、中央操作室内対応、指揮、状況判断）	保安	火山影響等発生時の対応訓練	訓練	・火山影響等発生時の運転操作に関する事項					１回／年以上	運転員	－
		一般		訓練	・改良型フィルタ取付に関する事項 ・通信連絡設備の電源確保に関する事項					１回／年以上	緊急時対策要員（復旧班員）	－

教育訓練の整合表

保安規定記載事項		区分	教育項目	教育訓練	実施する教育訓練内容	原子炉設置変更許可申請書 添付書類	原子炉設置変更許可申請書 記載内容（概要）	設置許可基準規則の関連条項		頻度	対象者 所員	対象者 請負会社従業員
（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。 （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 ※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。） 添付２ 【地震】 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に実施する。 （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。 【津波】 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に実施する。 （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。 【竜巻】 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に実施する。 （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。	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内　容：その他自然災害（地震，津波，竜巻及び積雪等）発生時及び有毒ガス発生時の措置に関すること	保安	地震発生時の対応に関する教育	教育	・波及的影響防止に関する事項 ・原子炉施設への影響確認に関する事項 ・設備の保管に関する事項 ・設備の維持管理に関する事項	八	1.4.1 設計基準対象施設の耐震設計 1.4.1.7 手順等 建物の補助壁を耐震壁として考慮する場合，耐震性能を維持するため，補助壁は，耐震壁と同等の維持管理を行う運用とする	第４条	地震による損傷の防止	１回／年以上	全所員	－
	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：原子炉施設の運転に関すること 小分類：運転管理 内容：異常時対応（現場機器対応、中央操作室内対応、指揮、状況判断）	保安		訓練	・地震発生時の運転操作に関する事項		1.1.1 安全設計の基本方針 1.1.1.10 誤操作の防止 (2) 手順等 d．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。			１回／年以上	運転員	－
	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内　容：その他自然災害（地震，津波，竜巻及び積雪等）発生時及び有毒ガス発生時の措置に関すること	保安	津波発生時の対応に関する教育	教育	・津波影響評価に関する概要 ・船舶及び人員の退避等に関する事項 ・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に関する事項		10.6.1 津波に対する防護設備 10.6.1.1.6 手順等 (2) 水密扉については，開放後の確実な閉止操作，中央制御室における閉止状態の確認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の手順を定める。 (3) 取水槽閉止板については，点検等により開放する際の閉止操作の手順を定める。 (4) 燃料等輸送船に関し，津波警報等が発令された場合において，荷役作業を中断し，陸側作業員及び輸送物を退避させるとともに，緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う手順を定める。また，浚渫作業で使用する土運船等に関し，津波警報等が発令された場合において，作業を中断し，陸側作業員を退避させるとともに，緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う手順を定める。	第５条	津波	１回／年以上	全所員	－
	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：原子炉施設の運転に関すること 小分類：運転管理 内容：異常時対応（現場機器対応、中央操作室内対応、指揮、状況判断）	保安		訓練	・津波発生時の運転操作に関する事項		10.6.1 津波に対する防護設備 10.6.1.1.6 手順等 (1) 引き波時の非常用海水冷却系の取水性確保を目的として，水位低下時の常用系海水ポンプ（循環水ポンプ，タービン補機冷却海水ポンプ）停止の操作手順を定める。 (5) 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に係る手順を定める。			１回／年以上	運転員	－
	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：原子炉施設の運転に関すること 小分類：運転管理 内容：異常時対応（現場機器対応、中央操作室内対応、指揮、状況判断）	保安	竜巻発生時の対応に関する教育	訓練	・竜巻発生時の運転操作に関する事項		竜巻に関する教育訓練の記載なし	第６条	竜巻	１回／年以上	運転員	－
	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内　容：その他自然災害（地震，津波，竜巻及び積雪等）発生時及び有毒ガス発生時の措置に関すること	保安		教育	・竜巻発生時等の対応に関する事項（車両退避等に関する事項含む） ・物品の飛散防止管理に関する事項 ・竜巻による飛来物の発生を防止するための固縛装置の取扱方法に関する事項						全所員	－
		保安		教育	・竜巻防護対策設備、竜巻による飛来物の発生を防止するための固縛装置の保守・点検に関する事項						土木Ｇ員、建築Ｇ員のうち、当該設備の保守点検管理を行う者	－
（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 ※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。） 添付２ 【有毒ガス】 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に実施する。 （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。	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内　容：有毒ガス発生時の措置に関すること	保安	有毒ガス発生時の対応に関する教育	教育	・有毒ガス発生時の対応に関する事項	八	有毒ガスに関する教育訓練の記載なし	第 26 条 第 34 条	有毒ガス	１回／年以上	全所員	－
	表 118-1　所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：原子炉施設の運転に関すること 小分類：運転管理 内容：異常時対応（現場機器対応、中央制御室内対応、指揮、状況判断）	保安	有毒ガス発生時の対応に関する訓練	訓練	・有毒ガス発生時における防護具の着用に関する事項						運転員	－
		一般									緊急時対策要員のうち初動対応を行う要員	－

教育訓練の整合表

保安規定記載事項	区分	教育項目	教育訓練	実施する教育訓練内容	原子炉設置変更許可申請書		設置許可基準規則の関連条項		頻度	対象者	
					添付書類	記載内容（概要）				所員	請負会社従業員
（所員への保安教育） 第１１８条　原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育を実施するにあたり，具体的な保安教育の内容及びその見直し頻度を「NH-20-1 保安教育マニュアル」に定め，これに基づき次の各号を実施する。 （１）原子力人財育成センター所長は，毎年度，原子炉施設の運転及び管理を行う所員への保安教育実施計画を表１１８－１，２，３の実施方針に基づいて作成し，原子炉主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。 （２）原子力人財育成センター所長は，（１）の保安教育実施計画の策定にあたり，第６条第２項に基づき保安委員会の確認を得る。 （３）各GMは，（１）の保安教育実施計画に基づき，保安教育を実施する。原子力人財育成センター所長は，年度毎に実施結果を所長及び原子力・立地本部長へ報告する。 ただし，各GMが，定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。 （４）原子力人財育成センター所長は，具体的な保安教育の内容について，定められた頻度に基づき見直しを行う。	保安	緊急事態応急対策活動に関する教育	教育	・外部からのアクセス遮断措置に係る教育及び侵入防止及び出入管理に関する教育	八	1.1.1 安全設計の基本方針 1.1.1.5　人の不法な侵入等の防止 （3）手順等 a.発電用原子炉施設への人の不法な侵入等のうち，不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止することを目的に，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムにおいて，核物質防護対策として，電気通信回線を通じた外部からのアクセス遮断措置を実施する。 ・外部からのアクセス遮断措置については，予め手順を整備し，的確に実施する。 ・外部からのアクセス遮断措置に係る設備の機能を維持するため，保守の計画に基づき適切に保守間理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。 ・外部からのアクセス遮断措置に係る教育を定期的に実施する。 b.発電用原子炉施設への人の不法な侵入等のうち，不正アクセス行為（サイバーテロを含む。）を防止することを目的に，発電用原子炉施設及び特定核燃料物質の防護のために必要な設備又は装置の操作に係る情報システムにおいて，核物質防護対策として，侵入防止及び出入管理を実施する。侵入防止及び出入管理は，区域の設定，人の容易な侵入を防止できる柵，鉄筋コンクリート造りの壁等による防護，探知施設による集中監視，外部との通信連絡，物品の持込み点検並びに警備員による監視及び巡視を行う。 ・侵入防止及び出入管理については，予め手順を整備し，的確に実施する。 ・侵入防止及び出入管理に係る設備の機能を維持するため，保守の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。 ・侵入防止及び出入管理に係る教育を定期的に実施する。	第７条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	１回／年以上	全所員	－
（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実施されていることを確認する。なお，各GMは，教育の実施状況を確認するため，教育現場に適宜立ち会う。 ただし，各GMが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。 ２．各GMは，原子炉施設に関する作業のうち管理区域内における業務を協力企業が行う場合，当該協力企業従業員に対し，安全上必要な教育が表１１９の実施方針に基づいて実施されていることを確認する。なお，各GMは，教育の実施状況を確認するため，教育現場に適宜立ち会う。 ただし，各GMが，別途定められた基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。 ３．発電GMは，放射性廃棄物処理設備に関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，表１１８－１，２，３の実施方針のうち，「放射性廃棄物処理設備の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を原子炉主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。 ４．発電GM又は燃料GMは，燃料取替に関する業務の補助を協力企業が行う場合，毎年度，当該業務に従事する従業員に対し，表１１８－１，２，３の実施方針のうち，「燃料取替の業務に関わる者」に準じる保安教育実施計画を定めていることを確認し，その内容を原子炉主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。 ５．各GMは，火災，重大事故等発生時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に関する業務の補助を請負会社に行わせる場合は，当該業務に従事する請負会社従業員に対し，安全上必要な教育が表１１８－１の実施方針のうち「運転員以外の技術系所員」に準じる保安教育（火災発生時の措置に関すること，緊急事態応急対策等，原子力防災対策活動に関すること（重大事故等発生時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含む））の実施計画を定めていることを確認し，原子炉主任技術者及び所長の確認を得て原子力・立地本部長の承認を得る。 ６．各GMは，第３項，第４項及び第５項の保安教育実施計画に基づき保安教育が実施されていることを確認し，その実施結果を年度毎に所長及び原子力・立地本部長に報告する。なお，教育の実施状況を確認するため教育現場に適宜立ち会う。 ただし，所長により別途承認された基準に従い，各項目の全部又は一部について十分な知識及び技能を有しているものと認めた者については，該当する教育について省略することができる。	－	－	－	－	－	協力企業従業員への保安教育に関する記載なし	－	－	－	－	－

教育訓練の整合表

保安規定記載事項			区分	教育項目	教育訓練	実施する教育訓練内容	原子炉設置変更許可申請書		設置許可基準規則の関連条項	頻度	対象者	
							添付書類	記載内容（概要）			所員	請負会社従業員
（重大事故等発生時の体制の整備） 第１７条の７　〔７号炉〕 社長は，重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故が発生した場合（以下「重大事故等発生時」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。 ３．防災安全ＧＭは，第１項の方針に基づき，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として，次の各号を含む計画を策定し，所長の承認を得る。また，計画は，添付３に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。 （２）重大事故等に対処する要員に対する教育訓練に関する次の事項 ア．重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって，あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する※1こと。 イ．力量の維持向上のための教育訓練を年１回以上実施すること ウ．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を満足すること及び有効性評価の前提条件を満足することを確認するための成立性の確認訓練（以下，「成立性の確認訓練」という。）を年１回以上実施すること エ．成立性の確認訓練の実施計画を作成し，原子炉主任技術者の確認を得て，所長の承認を得ること オ．成立性の確認訓練の結果を記録し，所長及び原子炉主任技術者に報告すること ※１：重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合，重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施する。なお，運転員若しくは緊急時対策要員を新たに認定する場合は，第１２条第２項及び第４項の体制に入るまでに実施する。 添付３ 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準 １．１　体制の整備，教育訓練の実施及び資機材の配備 （２）教育訓練の実施 ア．力量の付与のための教育訓練 防災安全ＧＭは，重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合，重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始される日（使用前検査終了日等）までに又は運転員若しくは緊急時対策要員を新たに認定する場合は，第１２条第２項及び第４項の体制に入るまでに以下の教育訓練について，マニュアルに基づき実施する。 （ア）表１から表１９に記載した対応手段を実施するために必要とする手順について，「ウ．成立性の確認訓練」の要素を考慮した教育訓練項目を定め，運転員及び緊急時対策要員の役割に応じた教育訓練を実施する。 （イ）重大事故等対処設備を設置又は改造する場合，重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始される日（使用前検査終了日等）までに，成立性確認訓練（現場訓練による有効性評価の成立性確認）及び成立性確認訓練の要素等を考慮した確認方法により，力量の付与方法の妥当性を確認する。 イ．力量の維持向上のための教育訓練 防災安全ＧＭは，力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。 また，重大事故等に対処する要員に対して，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図るため，以下の教育訓練について，マニュアルに基づき実施する。 （ア）表１から表１９に記載した対応手段を実施するために必要とする手順を教育訓練項目として定め，重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育訓練を計画的に実施する。 ａ．重大事故等に対処する要員に対し，役割に応じた教育訓練項目を年１回以上実施する。なお，年１回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育訓練項目については，教育訓練を年２回以上実施する。 ｂ．重大事故等に対処する要員に対し，役割に応じ実施するａ．項の教育訓練結果を評価し，力量が維持されていることを確認する。 （イ）重大事故等に対処する要員に対し，役割に応じた以下の教育訓練等を実施する。 ａ．重大事故等発生時の原子炉施設の挙動に関する知識並びに的確な状況把握，確実かつ迅速な対応を実施するために必要な知識の向上を図ることのできる教育訓練を年１回以上実施する。 ｂ．重大事故等の内容，基本的な対処方法等，知識ベースの理解向上に資する教育訓練を年１回以上実施する。また，重大事故等発生時のプラント状況の把握，的確な対応操作の選択等，実施組織及び支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を年１回以上実施する。 ｃ．重大事故等発生時において復旧を迅速に実施するために，普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により，原子炉施設及び予備品等について熟知する。 運転員は，通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき，設備の巡視点検，定例試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。 ｄ．（ア）ａ．項の教育訓練において，重大事故等発生時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練，夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等，様々な状況を想定し，訓練を実施する。 ｅ．設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう，普段から保守点検活動等を通じて準備し，それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。	（保安教育） 表118-1 所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内容：緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること	力量の維持向上のための教育訓練	保安	原子力防災教育「原子力防災体制及び組織に関する知識」「シビアアクシデントに関する知識」	教育	○緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制、防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（EAL） ・ｱｸｼﾃﾞﾝﾄﾏﾈｼﾞﾒﾝﾄの概要	＋	5.1　重大事故等対策 5.1.4　手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備 (2) 教育及び訓練の実施 重大事故等に対処する要員に対して，重大事故等時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，教育及び訓練を計画的に実施する。必要な力量の確保に当たっては，通常時の実務経験を通じて付与される力量を考慮し，事故時対応の知識及び技能について，重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度，内容で計画的に実施することにより，重大事故等に対処する要員の力量の維持及び向上を図る。 教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は，以下のとおりとし，この考え方に基づき教育訓練の計画を定め，実施する。 ・重大事故等に対処する要員に対し必要教育及び訓練を年１回以上実施し，評価することにより，力量が維持されていることを確認する。 ・重大事故等に対処する要員が力量の維持及び向上を図るためには，各要員の役割に応じた教育及び訓練を受ける必要がある。各要員の役割に応じた教育及び訓練を計画的に繰り返すことにより，各手順を習熟し，力量の維持及び向上を図る。 ・重大事故等に対処する要員の力量評価の結果に基づき教育及び訓練の有効性評価を行い，年１回の実施頻度では力量の維持が困難と判断される教育及び訓練については，年２回以上実施する。 ・重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作については，第5.1−2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な重大事故等に対処する要員数及び想定時間にて対応できるよう，教育及び訓練により，効率的かつ確実に実施できることを確認する。 ・教育及び訓練の実施結果により，手順，資機材及び体制について改善要否を評価し，必要により手順，資機材の改善，教育及び訓練計画への反映を行い，力量を含む対応能力の向上を図る。 重大事故等に対処する要員に対して，重大事故等時における事象の種類及び事象の進展に応じて，的確かつ柔軟に対処できるよう，重大事故等に対処する要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し，計画的に評価することにより力量を付与し，運転開始前までに力量を付与された重大事故等に対処する要員を必要人数配置する。 重大事故等に対処する要員を確保するため，以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。 計画（P），実施（D），評価（C），改善（A）のプロセスを適切に実施し，PDCAサイクルを回すことで，必要に応じて手順書の改善，体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。 a.重大事故等対策は，幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ，重大事故等に対処する要員の役割に応じて，重大事故等時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。 重大事故等時にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握，確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について，重大事故等に対処する要員の役割に応じた，教育及び訓練を定期的に実施する。 b.重大事故等に対処する要員の役割に応じて，重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう，重大事故等の内容，基本的な対処方法等，定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。 現場作業に当たっている緊急時対策要員が，作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう，運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。 重大事故等時のプラント状況の把握，的確な対応操作の選択等，実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を計画的に実施する。 運転員に対しては，知識の向上と手順書の実効性を確認するため，シミュレータ訓練又は模擬訓練を実施する。シミュレータ訓練は，従来からの設計基準事故等に加え，重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。また，重大事故等時の対応力を養成するため，手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作等，多岐にわたる機器の故障を模擬し，関連パラメータによる事象判断能力，代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。また，福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ，監視計器が設置されている周囲環境条件の変化により，監視計器が示す値の変化に関する教育及び訓練を実施する。 実施組織の緊急時対策要員に対しては，要員の役割に応じて，発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型重大事故等対処設備を使用した給水確保の対応操作を習得することを目的に，手順や資機材の取扱い方法の習得を図るための訓練を，訓練ごとに頻度を定めて実施する。訓練では，訓練ごとの訓練対象者全員が実際の設備又は訓練設備を操作する訓練を実施する。 実施組織及び支援組織の緊急時対策要員に対しては，要員の役割に応じて，重大事故等時のプラント状況の把握，的確な対応操作の選択，確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所対策本部機能，支援組織の位置付け，実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。 c.重大事故等時において復旧を迅速に実施するために，普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むこと等により，発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。 運転員は，通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき，設備の巡視点検，定例試験及び運転に必要な操作を社員自らが行う。 緊急時対策要員は，要員の役割に応じて，技能訓練施設にてポンプ，弁設備の分解点検，調整，部品交換等の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに，設備の点検においては，保守実施方法をまとめた手順書に基づき，現場において巡視点検，分解機器の状況確認，組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに，作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らが行う。 （次頁に続く）		１回／年以上	全所員	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に関する業務の補助を行う者（東電フュエル）
	表118-1 所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内容：重大事故等発生時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に関すること	－	保安	重大事故等発生時の活動に係る保安教育	教育	○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に関すること ・保安規定の第１７条の７を遵守し、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が的確に実施できるよう、添付３の概要を教育する。				１回／年以上	全所員	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に関する業務の補助を行う者（東電フュエル）
		力量の維持向上のための教育訓練	保安	運転員及び緊急時対策要員に対するプラント挙動理解教育訓練	教育	○重大事故等発生時のプラント挙動、対応策の概要等、知識ベースの理解向上のための教育訓練				１回／年以上	重大事故等に対処する要員（運転員・緊急時対策要員・自衛消防隊）	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に関する業務の補助を行う者（東電フュエル）
		力量の付与のための教育訓練	一般	力量付与訓練	訓練	力量付与を行うための教育訓練を以下の通り実施する。 ○成立性の確認訓練の要素を考慮した，技術的能力に係る審査基準で要求される１９の手順（保安規定　添付３　表１～１９の対応手順を実施するために必要な手順）に係る教育訓練 ○成立性確認訓練（現場訓練による有効性評価の成立性確認）及び成立性確認訓練の要素等を考慮した力量付与方法の妥当性確認				重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施	運転員及び緊急時対策要員（復旧班員）	－
		力量の維持向上のための教育訓練	一般	力量維持訓練	訓練	「保安規定第 17 条の７、第 17 条の８、添付３」に基づき、技術的能力に係る審査基準で要求される１９の手順（保安規定 添付３ 表１～１９の対応手段を実施するために必要な手順）に係る役割に応じた力量の維持・向上のための訓練を実施する。				１回／年以上(力量の維持が困難な項目は２回／年)	運転員・緊急時対策要員	－
		力量の維持向上のための教育訓練	一般	重大事故等発生時の対応に係る総合訓練（緊急時演習）	訓練	重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、実施組織及び支援組織の実効性等を確認するための総合的な教育訓練を実施する。 ［緊急時演習］			－	１回／年以上	重大事故等に対処する要員（運転員・緊急時対策要員・自衛消防隊）	－

教育訓練の整合表

保安規定記載事項		区分（案）	教育訓練名称	教育訓練	実施する教育訓練内容	原子炉設置変更許可申請書		設置許可基準規則の関連条項	頻度	対象者	
						添付書類	記載内容（概要）			所員	請負会社従業員
ウ．成立性の確認訓練 防災安全ＧＭは，成立性の確認訓練の実施計画を作成し，原子炉主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。 また，運転員及び緊急時対策要員に対し，以下の成立性の確認訓練をマニュアルに基づき実施する。 （ア）成立性の確認訓練を以下のａ項，ｂ項に定める頻度，内容で計画的に実施する。 ａ．中央制御室主体の操作に係る成立性確認 （ａ）中央制御室主体の操作に係る成立性確認（シミュレータによる成立性確認） 中央操作主体，重要事故シーケンスの類似性及び操作の類似性の観点から整理したⅠからⅧの重要事故シーケンスについて，運転員を対象に年１回以上実施する。 Ⅰ　高圧・低圧注水機能喪失 Ⅱ　高圧注水・減圧機能喪失 Ⅲ　全交流電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＲＣＩＣ失敗 Ⅳ　原子炉停止機能喪失 Ⅴ　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ） Ⅵ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用する場合 Ⅶ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用しない場合 Ⅷ　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 （ｂ）成立性の確認の評価方法 重要事故シーケンスの有効性評価上の解析条件のうち操作条件等を評価のポイントとしてマニュアルに定め，当直副長の指示の下，適切な対応ができていることを以下のとおり評価する。 Ⅰ　重要事故シーケンスに応じた対応において，当直副長からの指示に対して，運転員が適切に対応し，報告することにより連携が図られていること Ⅱ　解析上の操作条件が満足されるように対応できること Ⅲ　手順書に従い確実な対応ができること ｂ．現場主体の操作に係る成立性確認 （ａ）技術的能力の成立性確認 表２０の対応手段のうち，現場主体で実施する有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について，運転員及び緊急時対策要員（復旧班員）を対象に年１回以上実施する。 （ｂ）机上訓練による有効性評価の成立性確認 現場主体，重要事故シーケンスの類似性及び現場作業の類似性の観点から整理したⅠからⅤの重要事故シーケンスについて，緊急時対策要員（復旧班員）を対象に年１回以上実施する。 Ⅰ　全交流動力電源喪失（主蒸気逃がし安全弁再閉失敗） Ⅱ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用する場合 Ⅲ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用しない場合 Ⅳ　使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故２） Ⅴ　全交流動力電源喪失（運転停止中） （ｃ）現場訓練による有効性評価の成立性確認 現場主体，重要事故シーケンスの類似性及び現場作業の類似性の観点から整理したⅡ又はⅢの重要事故シーケンスに，Ⅰ，Ⅳ及びⅤの重要事故シーケンスのうち現場で実施する個別手順を加え，運転員及び緊急時対策要員で構成する班の中から任意の班※を対象に年１回以上実施する。 Ⅰ　全交流動力電源喪失（主蒸気逃がし安全弁再閉失敗） Ⅱ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用する場合 Ⅲ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用しない場合 Ⅳ　使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故２） Ⅴ　全交流動力電源喪失（運転停止中） ※成立性の確認を行う班を構成する要員については，毎年特定の役割に偏らないように配慮する。 （ｄ）成立性の確認の評価方法 Ⅰ　技術的能力の成立性確認は，有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について，役割に応じた対応が必要な要員数で想定時間内に実施するために必要とする手順に沿った訓練結果をもとに，算出された訓練時間と表２０に記載した対応手段ごとの想定時間を比較し評価する。 Ⅱ　机上訓練による有効性評価の成立性確認は，有効性評価の重要事故シーケンスについて，必要な役割に応じて求められる現場作業等ができることの確認事項をマニュアルに定め，満足することを評価する。 Ⅲ　現場訓練による有効性評価の成立性確認は，有効性評価の成立性担保のために必要な操作が完了すべき時間であるホールドポイントをマニュアルに定め，満足することを評価する。 Ⅳ　（ａ）及び（ｃ）の成立性の確認は，多くの訓練項目に対して効果的に行うため，以下の条件により実施する。 なお，（ｃ）の成立性確認は（Ⅳ）項，（Ⅴ）項は適用しない。 （Ⅰ）実施にあたっては，原則，一連で実施することとするが，長時間を要する成立性の確認については，分割して実施する。 （Ⅱ）弁の開閉操作，水中ポンプの海水への投入，機器の起動操作等により，原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの，訓練により設備が損傷又は劣化を促進するおそれのあるもの等については，模擬操作を実施する。 （Ⅲ）訓練用のモックアップがある場合は，（Ⅱ）項の模擬操作ではなく，モックアップを使用した訓練を実施する。実施にあたっては，移動時間を考慮する。 （Ⅳ）他の訓練の作業・操作待ちがある場合は，連携の訓練を確実に行ったのち，次工程の作業・操作を実施する。 （Ⅴ）同じ作業の繰り返しを行う訓練については，一部の時間を測定し，その時間をもとに訓練時間を算出する。	成立性の確認訓練	一般	技術的能力に係る成立性確認訓練（要素訓練）	訓練	「保安規定 第 17 条の７、第 17 条の８ 添付３」に基づき、技術的能力に係る審査基準で要求される表２０の対応手段のうち、有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段について役割に応じた成立性を確認するための訓練を実施する。	＋	（前ページより続き） 重大事故等対策については，緊急時対策要員が，要員の役割に応じて，可搬型重大事故等対処設備の設置，配管接続，ケーブルの敷設接続，放出される放射性物質の濃度・放射線の量の測定及びアクセスルートの確保，その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を自らが行う。 d.重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，重大事故等時の事象進展により高線量下になる場所を想定した事故時対応訓練，夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練等，様々な状況を想定し，訓練を実施する。 e.重大事故等時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために，設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう，普段から保守点検活動等を通じて準備し，それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。 それらの情報及びマニュアルを用いて，事故時対応訓練を行うことで，設備資機材の保管場所，保管状態を把握し，取扱いの習熟を図るとともに，資機材等に関する情報及びマニュアルの管理を実施する。	－	１回／年以上	運転員及び緊急時対策要員（復旧班員）	－
		一般	中央制御室主体の操作に係る成立性確認訓練	訓練	「保安規定 第 17 条の７、第 17 条の８ 添付３」に基づき、中央制御室主体の操作に係るすべての有効性評価の重要事故シーケンスの網羅性を考慮した以下の重要事故シーケンスを対象とする運転シミュレータ設備を利用した成立性を確認するための訓練を実施する。 Ⅰ　高圧・低圧注水機能喪失 Ⅱ　高圧注水・減圧機能喪失 Ⅲ　全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＲＣＩＣ失敗 Ⅳ　原子炉停止機能喪失 Ⅴ　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ） Ⅵ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用する場合 Ⅶ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用しない場合 Ⅷ　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱				１回／年以上	運転員	－
		一般	机上訓練による有効性評価の成立性確認	訓練	「保安規定 第 17 条の７、第 17 条の８ 添付３」に基づき、現場主体、重要事故シーケンスの類似性および現場作業の類似性の観点から整理した Ⅰ からⅤの重要事故シーケンスを対象として成立性を確認するための訓練を実施する。 Ⅰ 全交流動力電源喪失（主蒸気逃がし安全弁再閉失敗） Ⅱ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用する場合 Ⅲ雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用しない場合 Ⅳ 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故２） Ⅴ 全交流動力電源喪失（運転停止中）				１回／年以上	緊急時対策要員 （復旧班員）	－

教育訓練の整合表

保安規定記載事項		区分（案）	教育訓練名称	教育訓練	実施する教育訓練内容	原子炉設置変更許可申請書		設置許可基準規則の関連条項	頻度	対象者	
						添付書類	記載内容（概要）			所員	請負会社従業員
（イ）成立性の確認結果を踏まえた措置 ａ．中央制御室主体の操作に係る成立性確認，技術的能力の成立性確認及び机上訓練による有効性評価の成立性確認の場合 成立性の確認により，役割に応じた必要な力量（以下（イ）において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は，速やかに以下の措置を講じる。 （ａ）所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに，その原因を分析，評価し，改善等，必要な措置を講じる。 （ｂ）力量を確保できていないと判断された者に対して，必要な措置の結果を踏まえ，力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に，力量の維持向上訓練を実施した後，役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認し，所長及び原子炉主任技術者に報告する。 ｂ．現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合 成立性の確認により，力量を確保できていないと判断した場合は，速やかに以下の措置を講じる。 （ａ）所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに，その原因を分析，評価し，改善等，必要な措置を講じる。 （ｂ）成立性の確認を任意の班が代表して実施する場合，力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して，必要な措置の結果を踏まえ，力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に，役割に応じた成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認し，所長及び原子炉主任技術者に報告する。 （ｃ）（ｂ）項の措置により，力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は，所長及び原子炉主任技術者に報告する。 （ｄ）力量を確保できていないと判断された者については，必要により，改めて原因を分析，評価し，改善等の必要な措置を講じ，力量の維持向上訓練を実施した後，力量を確保できていないと判断された成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認する。 （ｅ）（ｄ）項の措置により，力量が確保できていると判断した場合は，所長及び原子炉主任技術者に報告する。	成立性の確認訓練	一般	現場訓練による有効性評価の成立性訓練	訓練	「保安規定 第 17 条の７、第 17 条の８ 添付３」に基づき、現場主体、重要事故シーケンスの類似性および現場作業の類似性の観点から整理したⅡ又はⅢの重要事故シーケンスに、Ⅰ，Ⅳ及びⅤの重要事故シーケンスのうち現場で実施する個別手順を加え成立性を確認するための訓練を実施する。 Ⅰ 全交流動力電源喪失（主蒸気逃がし安全弁再閉失敗） Ⅱ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用する場合 Ⅲ雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用しない場合 Ⅳ 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故２） Ⅴ 全交流動力電源喪失（運転停止中）	＋		－	１回／年以上	運転員及び緊急時対策要員で構成する班の中から任意の班	－

保安規定記載事項			区分	教育項目	教育訓練	実施する教育訓練内容	原子炉設置変更許可申請書		設置許可基準規則の関連条項	頻度	対象者	
							添付書類	記載内容（概要）			所員	請負会社従業員
（大規模損壊時の体制の整備） 第１７条の８ 〔７号炉〕 防災安全ＧＭは，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が発生した場合（以下「大規模損壊発生時」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し，所長の承認を得る。また，計画は，添付３に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。 （２）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要員に対する教育訓練に関する次の事項 ア．重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって，あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する※1こと イ．力量の維持向上のための教育訓練を年１回以上実施すること ウ．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を満足することを確認するための訓練（以下，「技術的能力の確認訓練」という。）を年１回以上実施すること エ．技術的能力の確認訓練の実施計画を作成し，原子炉主任技術者の確認を得て，所長の承認を得ること オ．技術的能力の確認訓練の結果を記録し，所長及び原子炉主任技術者に報告すること ※１：重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合，重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施し，大規模損壊対応で用いる大型化学高所放水車，化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を設置若しくは改造する場合，当該設備の使用を開始するまでに実施する。なお，運転員，緊急時対策要員又は自衛消防隊を新たに認定する場合は，第１２条第２項及び第４項の体制に入るまでに実施する。 添付３ ２．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への対応における事項 ２．１ 体制の整備，教育訓練の実施及び資機材の配備 防災安全ＧＭ及び原子力運営管理部長は，大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合における体制については，重大事故等時の対応体制を基本とするが，大規模損壊の発生により，要員の被災等による緊急時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を確立する。 また，防災安全ＧＭは，重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊対応のための体制を整備，充実するために，大規模損壊対応に係る必要な計画の策定，並びに，運転員，緊急時対策要員，及び自衛消防隊に対して必要な教育訓練を付加して実施し体制の確立を図る。 （２）対応要員への教育訓練の実施 防災安全ＧＭは，大規模損壊発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育訓練については，重大事故等対策の対処に係る教育訓練に加え，過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育訓練を実施する。 また，原子力防災管理者及びその代行者を対象に，通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した個別の教育訓練を実施する。さらに，運転員及び緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより，本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図る。 ア．力量の付与のための教育訓練 （ア）重大事故等対処設備を用いた大規模損壊対応 「添付３　１．１（２）教育訓練の実施　ア．力量の付与のための教育訓練」と同じ。	表 118-1 所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内容：緊急事態応急対策等、原子力防災対策活動に関すること	力量の維持向上のための教育訓練	保安	原子力防災教育「原子力防災体制及び組織に関する知識」「シビアアクシデントに関する知識」	教育	○緊急事態応急対策等，原子力災害対策活動に関すること ・原災法及び関係法令の概要 ・原子力事業者防災業務計画の概要 ・防災体制，防災組織及び活動 ・防災関係設備 ・緊急時活動レベル（ＥＡＬ） ・シビアアクシデントに関する知識	＋	5.2 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への対応における事項 5.2.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備 (1) 大規模損壊への対応のための要員への教育**及び**訓練の実施 大規模損壊発生時において，事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊への教育**及び**訓練については，重大事故等対策の対処に係る教育**及び**訓練に加え，過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育**及び**訓練を実施する。 また，運転員及び緊急時対策要員の役割に応じて付与される力量に加え，流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより，本来の役割を担う要員以外の要員でも対応できるよう教育**及び**訓練の充実を図る。必要となる力量を第 5.2－~~17~~18 表に示す。 a． 大規模損壊発生時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための教育**及び**訓練を実施する。 b． 運転員及び緊急時対策要員については，要員の役割に応じて付与される力量に加え，例えば要員の被災等が発生した場合においても，優先順位の高い緩和措置の実施に遅れが生じることがないよう，臨機応変な配員変更に対応できる知識及び技能習得による要員の多能化を計画的に実施する。 c． 原子力防災管理者及びその代行者を対象に，通常の指揮命令系統が機能しない場合及び残存する資源等を最大限活用しなければならない事態を想定した個別の教育**及び**訓練を実施する。 d． 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。	－	１回／年以上	全所員	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に関する業務の補助を行う者（東電フェエル）
	表 118-1 所員への保安教育実施方針（総括表） 大分類：その他反復教育 中分類：非常の場合に講ずべき処置に関すること 内容：重大事故等発生時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に関すること	－	保安	大規模損壊等発生時の活動に係る保安活動	教育	○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に関すること ・保安規定の第１７条の８を遵守し，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が的確に実施できるよう，添付３の概要を教育する。				１回／年以上	全所員	
		力量の付与のための教育訓練	一般	力量付与訓練	訓練	力量付与を行うための教育訓練を以下の通り実施する。 ○重大事故等対処設備を用いた大規模損壊対応 添付３　１．１（２）教育訓練の実施　ア．力量の付与のための教育訓練」と同じ。 ○その他の大規模損壊対応 ａ.自衛消防隊 大型化学高所放水車，化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を用いた大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定した泡消火並びに延焼防止のための消火訓練 ｂ.運転員及び緊急時対策要員（復旧班員） 要員の役割に応じて付与される力量に加え，要員の多能化 ｃ．原子力防災管理者及びその代行者 大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した個別の教育訓練				重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまで、又は大規模損壊対応で用いる設備の使用を開始するまでに実施	運転員及び緊急時対策要員（復旧班員）	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に関する業務の補助を行う者（東電フェエル）
		力量の維持向上のための教育訓練	一般	緊急時対策本部指揮者等による指揮命令系統教育訓練	訓練	大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定し，的確かつ柔軟に対処するための教育訓練				１回／年以上	緊急時対策要員（原子力防災管理者及びその代行者）	－
			一般	大規模損壊等発生時（大型化学高所放水車，化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を用いた）教育訓練	訓練	原子炉建屋及びその周辺に航空機衝突による揮発性物質等（航空機燃料・軽油等）の大規模な火災発生を想定した教育訓練 ・航空機衝突による初期消火及び延焼防止				１回／年以上	－	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に関する業務の補助を行う者（東電フェエル）

教育訓練の整合表

保安規定記載事項			区分	教育項目	教育訓練	実施する教育訓練内容	原子炉設置変更許可申請書		設置許可基準規則の関連条項		頻度	対象者	
							添付書類	記載内容（概要）				所員	請負会社従業員
（イ）その他の大規模損壊対応 防災安全GMは，運転員，緊急時対策要員又は自衛消防隊を新たに認定する場合は，第１２条第４項の体制に入るまでに，以下の教育訓練について，マニュアルに基づき実施する。 ａ.自衛消防隊 （ａ）大型化学高所放水車，化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を用いた大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定した泡消火並びに延焼防止のための消火訓練 ｂ.運転員及び緊急時対策要員（復旧班員） （ａ）要員の役割に応じて付与される力量に加え，要員の多能化 ｃ．原子力防災管理者及びその代行者 （ａ）大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した個別の教育訓練 （ウ）防災安全GMは，（イ）項に係る設備を設置又は改造する場合，当該設備の使用を開始するまでに，技術的能力の確認訓練の要素を考慮した確認方法により，力量付与の妥当性を確認する。 イ．力量の維持向上のための教育訓練 防災安全GMは，力量の維持向上のための教育訓練の実施計画を作成する。 また，運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊に対し，大規模損壊発生時に対処するために必要な力量の維持向上を図るため，以下の教育訓練について，マニュアルに基づき実施する。 なお，力量の維持向上のために有効と判断される新たな知見等が発生した場合には，以下の内容に限定せず，教育訓練を行う。 （ア）自衛消防隊に対する以下の操作の教育訓練が，年１回以上実施されていることを確認する。 ａ．大型化学高所放水車，化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を用いた大型航空機の衝突による航空機燃料火災を想定した泡消火並びに延焼防止のための消火訓練 （イ）運転員及び緊急時対策要員（復旧班員）については，要員の役割に応じて付与される力量に加え，要員の多能化を計画的に実施する。 （ウ）原子力防災管理者及びその代行者を対象に，大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定した個別の教育訓練を，年１回以上実施する。 ウ．技術的能力の確認訓練 防災安全GMは，技術的能力を満足することを確認するための訓練の実施計画を作成し，原子炉主任技術者の確認を得て，所長の承認を得る。 防災安全GMは，緊急時対策要員に対し，大規模損壊発生時に必要な措置を実施するために必要な技術的能力を満足することを確認するための以下の訓練について，マニュアルに基づき実施する。 （ア）大規模損壊発生時のプラント状況の把握，情報収集，的確な対応操作の選択及び指揮者等と各要員との連携を含めた実効性等を確認するための総合的な訓練について，任意の指揮者等を対象※に年１回以上実施する。 ※毎年特定の者に偏らないように配慮する。		技術的能力の確認訓練	一般	大規模損壊発生時の対応に係る総合的な訓練	訓練	「保安規定 第１７条の８，添付３」に基づき，大規模損壊発生時のプラント状況の把握，情報収集，的確な対応操作の選択及び指揮者等と各要員との連携を含めた総合的な訓練を実施する。	十		－		１回／年以上	原子力防災管理者及びその代行者を含む緊急時対策要員で構成される任意の班	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に関する業務の補助を行う者（東電フュエル）
（緊急時演習） 第１１２条　防災安全GMは，原子力防災組織の要員に対して緊急事態に対処するための総合的な訓練を毎年度１回以上実施し，所長に報告する。			一般	原子力防災訓練（緊急時演習）	訓練	原子力災害発生時に発電所として対処すべき必要事項の処置並びに原子力防災組織があらかじめ定められた機能を有効に発揮できることを確認する。なお、訓練に使用する規定文書（原子力防災業務要綱等）の内容確認を行う。	八	10.12 通信連絡設備 10.12.1 通常運転時等 10.12.1.6 手順等 (3) 社内外の関係先へ，的確かつ迅速に通報連絡ができるよう，原子力防災訓練等を定期的に実施する。	第３５条	通信連絡設備	１回／年以上	全所員	－

教育訓練補足説明資料１０

重大事故に係る成立性確認訓練について

１．要員が検証として行う訓練（成立性確認訓練）

（１） 技術的能力に係る成立性確認訓練

技術的能力に係る審査基準で要求される１９の手順のうち、有効性評価において期待する現場個別手順について、役割に応じ必要な手順の訓練を実施する。

（２） 重要事故シーケンスによる確認

全てのシーケンスと１９の手順を網羅的に検証ができる重要事故シーケンスを選定し、以下の成立性を確認する。

ａ．中央制御室主体の操作に係る成立性確認訓練

中央制御室主体の操作に係る重要事故シーケンスの網羅性を考慮し整理した重要事故シーケンスを対象に実施する。

ｂ．現場主体の操作・作業に係る成立性確認机上訓練

現場主体の操作・作業に係る重要事故シーケンスの網羅性を考慮し整理した重要事故シーケンスを対象に机上訓練を実施する。

ｃ．現場シーケンス訓練

全ての重要事故シーケンスと１９の手順を網羅的に検証できる重要事故シーケンスを対象に代表班で実施する。

以上の訓練について添付資料「成立性確認訓練について」の通り実施する。

成立性確認訓練について

訓練項目		訓練対象 運転員	訓練対象 緊急時対策要員	訓練内容	対象範囲	検証内容	留意事項	詳細資料
技術的能力に係る成立性確認訓練		○	○	技術的能力に示す有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段を対象に、役割に応じた訓練を実施	保安規定 表２０のうち重要事故シーケンスに用いる現場対応手段	・手順書に従い、必要な要員数で想定時間内に対応できることを確認する。	・原則として実働（モックアップ含む）にて実施。 ・必要により模擬操作、スキップ、短縮を行う。 ・長時間に及ぶ作業は、必要により分割して実施する。	資料－１
シーケンス訓練（有効性評価）	中央制御室主体の操作に係る成立性確認訓練	○	－	中央主体の操作に係る重要事故シーケンスを対象に、シミュレータを使用し、役割に応じた訓練を実施	全ての中央制御室主体の操作に係る重要事故シーケンスの網羅性を考慮し整理した以下の重要事故シーケンス 2.1　高圧・低圧注水機能喪失 2.2　高圧注水・減圧機能喪失 2.3.2　全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＲＣＩＣ失敗 2.5　原子炉停止機能喪失 2.7　格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ） 3.1.2　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合 3.1.3　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用しない場合 3.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・手順書に従い、有効性評価の重要事故シーケンスの成立性確認ポイント（解析条件のうち操作条件）を満足できることを確認する。	・シミュレータの模擬限界を考慮し、訓練が成立する範囲で実施する。	資料－２
	現場主体の操作・作業に係る成立性確認机上訓練	－	○	現場主体の操作に係る重要事故シーケンスを対象に、図上シミュレーションにより役割に応じた訓練を実施	全ての現場主体の作業・操作に係る重要事故シーケンスの網羅性を考慮し整理した以下の重要事故シーケンス 2.3.4　全交流動力電源喪失（主蒸気逃がし安全弁再閉失敗） 3.1.2　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合 3.1.3　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合 4.2　使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故（想定事故２） 5.2　全交流動力電源喪失（運転停止中）	・手順書に従い、関係する要員が的確に対応できることを確認する。		資料－３
	全体成立性確認訓練（１シーケンス）	○	○	全ての重要事故シーケンスと１９の手順を網羅的に検証できる重要事故シーケンスを対象に、役割に応じた訓練を実施	全ての重要事故シーケンスと１９の手順を網羅的に検証できる以下の重要事故シーケンス 2.3.4　全交流動力電源喪失（主蒸気逃がし安全弁再閉失敗） 3.1.2　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用する場合 3.1.3　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却系を使用しない場合 4.2　使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故（想定事故２） 5.2　全交流動力電源喪失（運転停止中）	・手順書に従い、必要な要員数で、有効性評価の重要事故シーケンスの成立性確認ポイント（解析結果に影響する重要なポイント）における制限時間内に作業が完了できることを確認する。	・原則として実時間にて実施。 ただし、長時間を要することから分割して実施する。 ・原則として実働（モックアップ含む）にて実施。 ・必要により模擬操作により行う。	資料－４

資料－１

技術的能力に示す有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段の成立性確認について

１．目的

技術的能力手順のうち有効性評価の重要事故シーケンスで用いる現場対応手段が、想定時間内に実施できることを確認する。

２．対象範囲

（１）技術的能力手順のうち有効性評価の重要事故シーケンスに用いる現場対応手段（別紙１）

（２）訓練対象者

ａ．運転員

ｂ．緊急時対策要員

３．実施頻度

・対象となる訓練項目を年１回実施する。

４．実施方法

（１）基本事項

運転員と緊急時対策要員が別々に実施する。

ａ．役割に応じ、必要な要員数により各種手順書に従って訓練を実施する。

ｂ．役割に応じ、必要な要員数により各種マニュアルに従って訓練を実施する。

ｃ．訓練は、原則実働（モックアップを含む）にて実施する。

ｄ．訓練の実施にあたっては、要員間（運転員と緊急時対策要員間等）の連絡を密に行うことも重要な要素であることから、要員間の連携を考慮（運転員への報告等を模擬）した訓練とする。

（２）配慮事項

ａ．模擬操作

弁の開閉操作、水中ポンプの海水への投入、燃料の給油及び機器の起動操作等により原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの及び訓練により設備が損傷又は劣化を促進するおそれのあるもの等については、模擬操作にて対応する。

ｂ．スキップ

他の要員による作業・操作待ち、タンクからのタンクローリへの燃料補給・移送及び機器への給油待ちやモックアップによる訓練時の移動時間等については、連携の訓練を確実に行うことにより、待ち時間をスキップし、合理的に訓練を行う。

ｃ．繰り返し作業について（短縮）

ホース敷設、可搬ポンプ設置については、同じ作業の繰り返しであるため、一部の一連時間を測定し、その時間をもとに全ての作業時間を算出する。（添付資料１）

ｄ．分割

原則、訓練は一連で実施することとするが、長時間を要する訓練については分割して実施することができる。

５．成立性確認方法

手順書に従い必要要員数により想定される時間内に、作業が終了できることを確認する。

なお、時間については、各種作業の手順書に従った訓練結果を基に算出された作業時間と、保安規定「表－２０」に示す対応手段ごとの想定時間を比較し時間内に終えているか評価する。

（添付資料２）

以上

ホース敷設、可搬ポンプ設置作業について（短縮）

１．基本方針

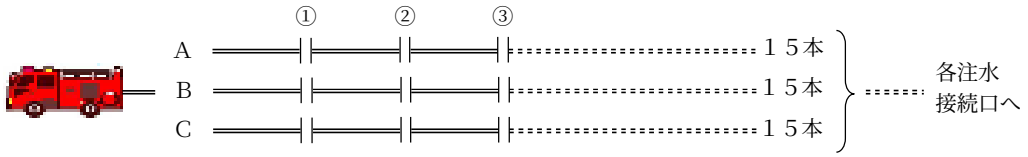
ホース敷設及び可搬ポンプ設置については、同じ作業の繰り返しであるため、一部の一連時間を測定し、その時間をもとに全ての作業時間を算出する。

２．ホース敷設、可搬ポンプ設置について

（１）ホース敷設作業については、ホースの敷設・接続部の増し締めなどの繰り返し作業を行う。

（２）訓練においては、作業単位を明確にした上で、その作業単位に対する訓練を実施して時間測定を行い、測定時間に全体の敷設数から求めた繰り返し作業回数を乗じた時間を算出する。なお、作業箇所については、ホース敷設経路の中で作業条件の一番厳しい箇所を選定して実施する。

概要図



３系列のホースを敷設する場合、実線部のホース３本を敷設し、４本目のホースの接続箇所の増締めを含む接続作業をホース３本の敷設時間とし、ホース本数・長さより全数行った作業の訓練時間と算出する。

・訓練時間算出方法（ホース敷設時間）
ホース敷設時間：ホース３系列×３本敷設した訓練時間（作業時間）×５（３系列×１５本）

以上

訓練項目の重複を踏まえた成立性評価について

１．概要

技術的能力手順のうち有効性評価の重要事故シーケンスで用いる現場対応手段には、重複する手順（訓練項目）が含まれることから、その訓練方法及び評価についての考え方を示す。

２．該当する対応手段及び具体的な訓練方法

（１）可搬型代替注水ポンプを用いた各種給水手段

ａ．可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

ｂ．可搬型代替注水ポンプによる使用済燃料プールへの注水

ｃ．可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給

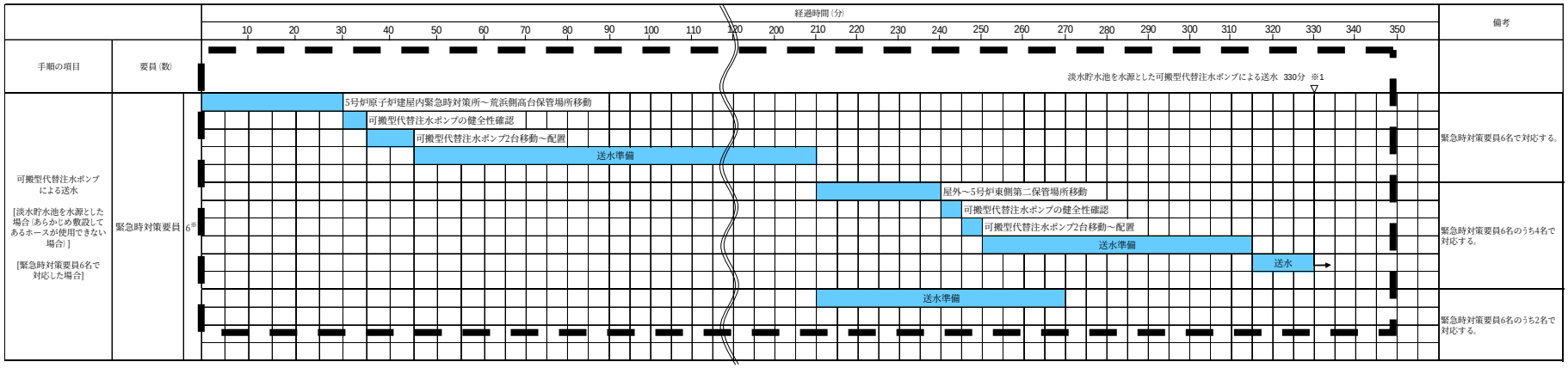
＜訓練方法＞

可搬型代替注水ポンプを用いた注水等については、可搬型代替注水ポンプに接続されたホースを敷設し、各注水箇所へ実施する。

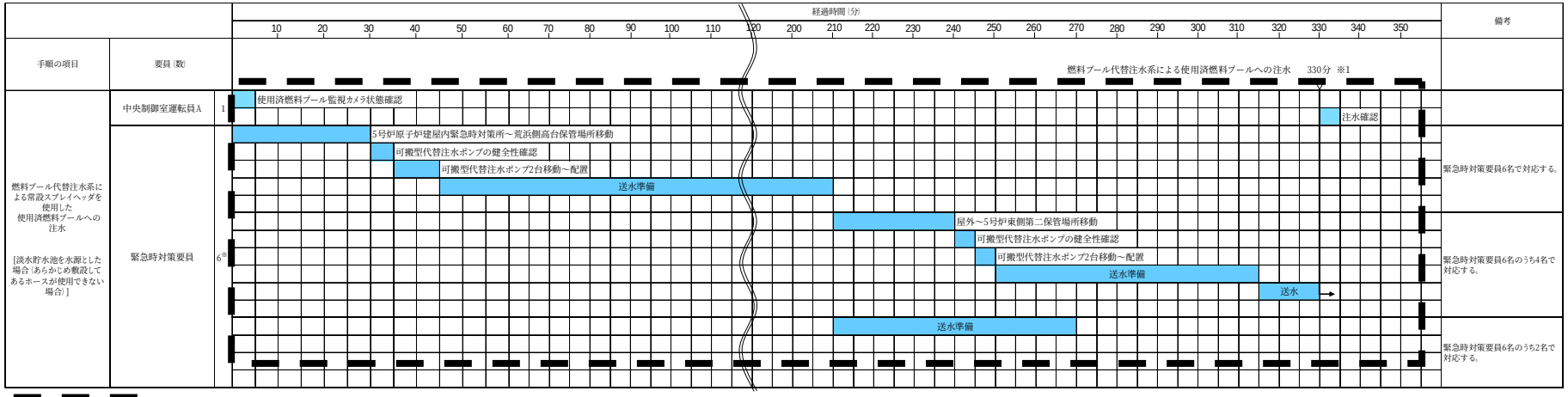
図１に示すａ．～ｃ．の手段の可搬型代替注水ポンプ健全性確認、移動・配置、送水準備及び送水は共通部分である。

図１は、次頁。

a．



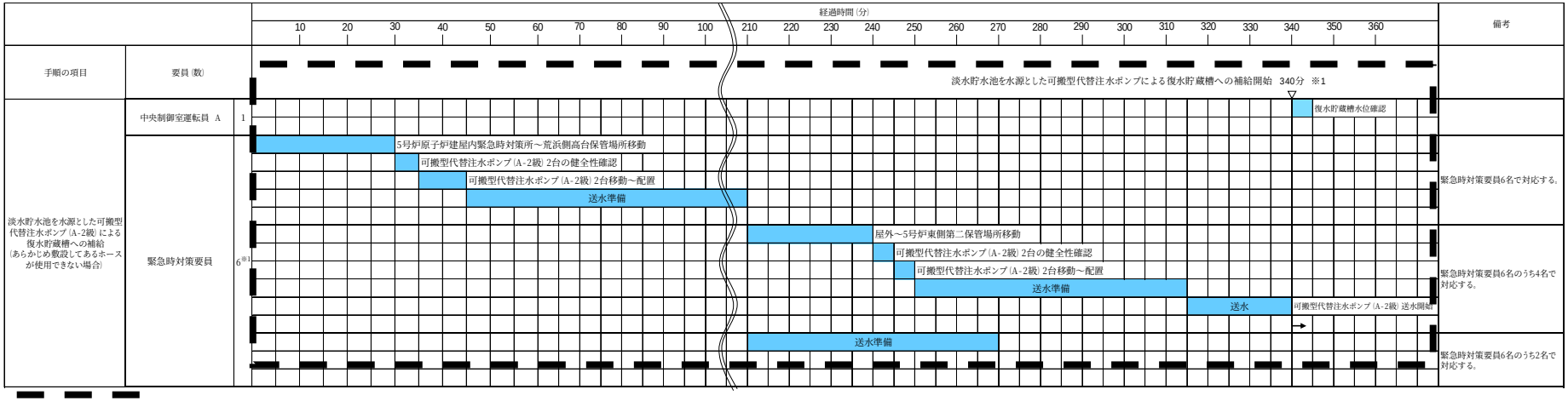
b．



内は、共通部分を示す。

図１　可搬型代替注水ポンプを用いた各種給水手段

c．



内は、共通部分を示す。

図１　可搬型代替注水ポンプを用いた各種給水手段

別紙　1

技術的能力手順のうち有効性評価の重要事故シーケンスに用いる現場対応手順

保安規定（表２０）操作手順No	対応手段	運転員	緊急時対策要員
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）	○	－
4	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却（交流電源が確保され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））	○	○
	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））	○	○
	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	○	－
	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）	○	－
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	○	－
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	－	○
	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）	○	○
	代替原子炉補機冷却系による除熱	○	○
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））	○	○
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	○	－
	フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り	－	○
	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱	○	－
	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	○	○
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	○	－
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（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））	－	○
9	代替原子炉補機冷却系による冷却水確保	－	○
１１	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)）		
	漏えい抑制	○	－
１３	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした原子炉圧力容器への注水（低圧代替注水系（可搬型）による注水）	－	○
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした格納容器内の冷却（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による冷却）	－	○
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源としたフィルタ装置への補給（可搬型代替注水ポンプによる水位調整（水張り)）	－	○
	淡水貯水池（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）を水源とした使用済燃料プールへの注水/スプレイ（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注水）	－	○
	淡水貯水池を水源とした可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）	－	○
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）	○	－
	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）	○	－
	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）	○	－
	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）	○	－
	常設直流電源喪失時の遮断器用制御電源確保（AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電）	○	－
	燃料補給設備による給油（軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給）	－	○
	燃料補給設備による給油（軽油タンクからタンクローリ（16kL）への補給）	－	○
	燃料補給設備による給油（タンクローリ（4kL）による給油対象設備への給油）	－	○
	燃料補給設備による給油（タンクローリ（16kL）による第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油）	－	○

資料－２

重大事故等対応に係るシミュレータ訓練における成立性確認について

１．目的

有効性評価の重要事故シーケンスのうち、中央制御室操作を主体とした重要事故シーケンスに対して、シミュレータ訓練を実施し、適切に対応できることを確認する。

２．対象範囲

（１）対象シーケンス：設置変更許可申請に示した有効性評価の重要事故シーケンスにおいて、類似性及び網羅性の観点から選定したシーケンスを対象とする。（表１）

（２）対象者：運転員

３．実施頻度

対象となる重要事故シーケンスについて、年１回実施する。

４．実施方法

当直班毎に、シミュレータを用いて有効性評価の重要事故シーケンスについて対応訓練を実施する。具体的には、表１に示すとおり「技術的能力対応手段と有効性評価比較表」で示す有効性評価上考慮する対応手段のうち、中央制御室における操作について成立性の確認を実施する。

（１）シミュレータに入力する事故条件は、原則安全解析の事故条件を入力し訓練を実施する。

（２）シミュレータ上で模擬できない部分の情報や訓練の方法について、予め対応（訓練に対する約束）を定め、訓練開始前までに運転員に周知する。

（３）訓練では、パラメータ等のプラント挙動から操作手順書に従い対応できることを確認する。

（４）成立性確認は、運転操作が解析上の操作条件を満足できることを確認する。

５．成立性確認内容

中央制御室主体の操作に係る重要事故シーケンスについて、操作手順書に従い、有効性評価の成立性確認ポイント（解析上の操作条件）を満足できること、及び指揮者の指示に対し操作者が適切に対応し報告することにより連携が図られていることを確認する。

以　上

表１　技術的能力対応手段と有効性評価　比較表

●：有効性評価の解析上考慮している
●：有効性評価の解析上考慮している(成立性確認実施)
：中央制御室主体の重要事故シーケンス

			11				12			13			14				15							16				
			1 原子炉冷却材再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	2 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	3 ほう酸水注入	4 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制	5 中央制御室からの高圧代替注水系起動	6 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張）	7 高圧炉心注水系による原子炉圧力用への注水（設計基準拡張）	8 減圧の自動化	9 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順	10 インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時の対応手順	11 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	12 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（海水／海水）	13 残留熱除去系電源復旧後の原子炉圧力容器への注水	14 残留熱除去系電源復旧後の発電用原子炉からの除熱	15 残留熱除去系（設計基準拡張）（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水	16 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱（設計基準拡張）	17 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	18 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	19 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	20 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	21 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	22 原子炉補機冷却系による補機冷却水確保（設計基準拡張）	23 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器へのスプレイ	24 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器へのスプレイ（海水／海水）	25 残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器へのスプレイ	26 残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・チェンバ・プールの除熱	27 残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサプレッション・チェンバ・プールの除熱（設計基準拡張）
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故	2.1	高圧・低圧注水機能喪失											※5 ●						※11 ●		●							
	2.2	高圧注水・減圧機能喪失								●							※9 ●	※10 ●										
	2.3.1	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）																		●		●	●					
	2.3.2	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＲＣＩＣ失敗					※1 ●								※7 ●					●		●	●			※18 ●	※19 ●	
	2.3.3	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋直流電源喪失																		●		●	●					
	2.3.4	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋ＳＲＶ再閉失敗																		●		●	●		●			
	2.4.1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）																					●					
	2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）																										
	2.5	原子炉停止機能喪失	●	●	●	●		※2 ●	※3 ●															※15 ●				※20 ●
	2.6	ＬＯＣＡ時注水機能喪失																										
	2.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）										●																
運転中の原子炉における重大事故	3.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合												※6 ●														
	3.1.3	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合																							※16 ●			
	3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱									※4 ●																	
	3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用																										
	3.4	水素燃焼																										
	3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用																										
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	4.1	想定事故1																										
	4.2	想定事故2																										
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	5.1	崩壊熱除去機能喪失															●	●										
	5.2	全交流動力電源喪失														※8 ●							●					
	5.3	原子炉冷却材の流出															●	●										
	5.4	反応度の誤投入																										

表１　技術的能力対応手段と有効性評価　比較表

●　：有効性評価の解析上考慮している
●　：有効性評価の解析上考慮している（成立性確認実施）
　　：中央制御室主体の重要事故シーケンス

			1.7			1.8			1.9		1.11		1.13														
			28 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	29 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	30 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補機冷却水確保	31 格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	32 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	33 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（海水）	34 発電用原子炉運転中の原子炉格納容器内の不活性化	35 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	36 使用済燃料プールへの注水（海水／海水）	37 サイフォン現象による使用済燃料プール水位低下時の漏えい抑制	38 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	39 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯蔵槽を水源とした原子炉圧力容器への注水	40 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却	41 復水貯蔵槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水	42 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	43 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時のサプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器への注水	44 サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器内の除熱	45 サプレッション・チェンバを水源とした原子炉格納容器の除熱	46 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の復水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水	47 復水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却	48 復水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ	49 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	50 ほう酸水注入系貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入	51 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（海水／海水）	52 原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の水源切替え
									※26		※28	※29									※39	※40			※42	※43
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故	2.1	高圧・低圧注水機能喪失												※31 ●											●	
	2.2	高圧注水・減圧機能喪失																	※35 ●							
	2.3.1	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）																							●	●
	2.3.2	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗																							●	
	2.3.3	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋直流電源喪失																							●	
	2.3.4	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗																			●					
	2.4.1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）																							●	
	2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）																							●	
	2.5	原子炉停止機能喪失											※30 ●				※34 ●	※36 ●						●		
	2.6	LOCA時注水機能喪失																							●	
	2.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）																								
運転中の原子炉における重大事故	3.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合		※21 ●	※22 ●			※25 ●		※27 ●										※37 ●	※38 ●			※41 ●	●	
	3.1.3	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合	●				※24 ●								※32 ●										●	
	3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱				※23 ●										※33 ●									●	
	3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用																							●	
	3.4	水素燃焼							●																●	
	3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用																							●	
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	4.1	想定事故1									●											●				
	4.2	想定事故2									●	●										●				
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	5.1	崩壊熱除去機能喪失																								
	5.2	全交流動力電源喪失																								
	5.3	原子炉冷却材の流出																								
	5.4	反応度の誤投入																								

表１　技術的能力対応手段と有効性評価　比較表

●　:有効性評価の解析上考慮している
●　:有効性評価の解析上考慮している（成立性確認実施）
　　:中央制御室主体の重要事故シーケンス

			1.14							1.15	1.16
			53 第一ガスタービン発電機、第二ガスタービン発電機又は電源車によるM／C　C系及びM／C　D系受電	54 所内常設直流電源設備による給電	55 AM用直流125V蓄電池による直流125V主母線盤A受電	56 常設直流電源喪失時の直流125V主母線盤B受電	57 軽油タンクからタンクローリへの補給	58 タンクローリから各機器等への給油	59 非常用交流電源設備による給電（設計基準拡張）	60 非常用直流電源設備による給電（設計基準拡張）	61 計器電源が喪失した場合の手段（蓄電池、代替電源（交流、直流）からの給電）	62 非常用ガス処理系による運転員等の被ばく防止手順
				※45	※46	※47	※48	※49		※51	※52	
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故	2.1	高圧・低圧注水機能喪失					●	●				
	2.2	高圧注水・減圧機能喪失										
	2.3.1	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）	⊕	●			●	●		●	●	
	2.3.2	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗	⊕	●			●	●			●	
	2.3.3	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋直流電源喪失	⊕	●	●	●	●	●			●	
	2.3.4	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再開失敗	⊕	●			●	●			●	
	2.4.1	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	⊕	●			●	●			●	
	2.4.2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）					●	●				
	2.5	原子炉停止機能喪失										
	2.6	LOCA時注水機能喪失					●	●	⊕			
	2.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）							⊕			
運転中の原子炉における重大事故	3.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合	⊕	●			●	●			●	⊕
	3.1.3	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合	※44 ●	●			●	●			●	※53 ●
	3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱					●	●	※50 ●			⊕
	3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用					●	●	⊕			⊕
	3.4	水素燃焼	⊕	●			●	●			●	⊕
	3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用					●	●	⊕			⊕
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	4.1	想定事故1					●	●	⊕			
	4.2	想定事故2					●	●	⊕			
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	5.1	崩壊熱除去機能喪失							⊕			
	5.2	全交流動力電源喪失	⊕	●			●	●			●	
	5.3	原子炉冷却材の流出							⊕			
	5.4	反応度の誤投入										

【備考】

※１：操作要求時間は同様であり、操作の網羅性を考慮し、2.3.2全交流電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗にて成立性確認を実施。
※２：解析上考慮されているシーケンスの中で操作の要求タイミングが早い2.5原子炉停止機能喪失にて 成立性確認を実施。
※３：解析上考慮されているシーケンスの中で網羅性を考慮し2.5原子炉停止 機能喪失にて成立性確認を実施。
※４：訓練シナリオとして有効なシナリオである3.2高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて成立性確認を実施。
※５：解析上考慮されているシーケンスの中で操作の要求タイミングが早い2.1高圧・低圧注水機能喪失にて成立性確認を実施。
※６：代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱との同時操作について成立性の確認を実施し、
　また訓練シナリオとして有効なシナリオである3.1.2雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・ 過温破損）代替循環冷却を使用する場合にて実施。
※７：操作要求時間としては電源復旧後であり同様の時間の為、網羅性を考慮し2.3.2全交流電源喪失 （外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗にて成立性確認を実施。
※８：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）と類似した操作 であり、2.2高圧注水・減圧機能喪失にて成立性確認を実施。
※９：プラント状況及び操作の網羅性を考慮し、2.2高圧注水・減圧機能喪失にて成立性確認を実施。
※１０：プラント状況及び操作の網羅性を考慮し、2.2高圧注水・減圧機能喪失にて成立性確認を実施。
※１１：操作時の判断要求としては同様の為、網羅性を考慮し2.1高圧・低圧注水機能喪失にて成立性確認を実施。また耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の
　減圧及び除熱操作と類似した操作であり併せて成立性の確認を実施。
※１２：現場操作に対する成立性確認であり、個別操作訓練にて実施。
※１３：現場操作に対する成立性確認であり、個別操作訓練にて実施。
※１４：現場操作に対する成立性確認であり、個別操作訓練にて実施。
※１５：対応手段の要求タイミングが早い2.5原子炉停止機能喪失にて成立性確認を実施。
※１６：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）と、低圧代替注水系（常設）によるスイッチング操作を実施する為、また網羅性を考慮し
　3.1.3雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合にて成立性確認を実施。
※１７：現場操作に対する成立性確認であり、個別操作訓練にて実施。
※１８：操作要求時間は同様であり、シーケンスの網羅性を考慮し、2.3.2全交流電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗にて成立性確認を実施。
※１９：操作要求時間は同様であり、操作の網羅性を考慮し、2.3.2全交流電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗にて成立性確認を実施。
※２０：解析上考慮されているシーケンスの中で操作の要求タイミングが早い2.5原子炉停止機能喪失にて成立性確認を実施。
※２１：操作要求時間は同様であり、操作の網羅性を考慮し、3.1.2雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を
　使用する場合にて成立性確認を実施。
※２２：操作要求時間は同様であり、操作の網羅性を考慮し、3.1.2雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を
　使用する場合にて成立性確認を実施。
※２３：操作要求時間は同様であり、操作の網羅性を考慮し、3.2高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて成立性確認を実施。
※２４：操作要求時間は同様であり、操作の網羅性を考慮し、3.1.3雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を
　使用しない場合にて成立性確認を実施。
※２５：操作要求時間は同様であり、操作の網羅性を考慮し、3.1.2雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を
　使用する場合にて実施。
※２６：重大事故等、大規模損壊時の操作ではなくプラント起動時の操作でありプラント運転中は常に格納容器内は不活性化している為、
　中操主体の成立性確認として必要なし。個別訓練にて訓練実施。
※２７：操作要求時間は同様であり、操作の網羅性を考慮し、3.1.2雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を
　使用する場合にて成立性確認を実施。
※２８：現場操作に対する成立性確認であり、個別操作訓練にて実施。
※２９：現場操作に対する成立性確認であり、個別操作訓練にて実施。
※３０：原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張）と同様の操作であり包括される為、2.5原子炉停止 機能喪失にて成立性確認を実施。
※３１：低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水と同様の操作であり包括される為、2.1高圧・低圧注水機能喪失にて成立性確認を実施。
※３２：代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器へのスプレイと同様の操作であり包括される為、
　3.1.3雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合にて成立性確認を実施。
※３３：格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水と同様の操作であり包括される為、
　3.2高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて成立性確認を実施。
※３４：原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張）と類似した操作であり成立性としては網羅される。
※３５：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉圧力容器への注水（設計基準拡張）と同様の操作であり成立性としては網羅される。
※３６：残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）によるサプレッション・チェンバ・プールの
　除熱（設計基準拡張）と同様の操作であり包括される為、2.5原子炉停止機能喪失にて成立性確認を実施。
※３７：代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と同様の操作であり包括される為、
　3.1.2雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合にて成立性確認を実施。
※３８：低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）と同様の操作であり包括される為、
　3.1.2雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合にて成立性確認を実施。
※３９：現場操作に対する成立性確認であり、個別操作訓練にて実施。
※４０：現場操作に対する成立性確認であり、個別操作訓練にて実施。
※４１：代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と同様の操作であり包括される為、
　3.1.2雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合にて成立性確認を実施。
※４２：運転員の操作は無い為、中央制御室主体の操作に係る成立性確認は不要
※４３：操作内容としては、重大事故時等以外の訓練においても実施する内容であり、個別操作訓練にて成立性の担保は確保できる。
※４４：解析上考慮されているシーケンスの中で操作の要求タイミングが早い3.1.3雰囲気圧力・温度による
　静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合にて成立性確認を実施。
※４５：中央制御室運転員の要求としては、長時間経過後の操作でありシーケンス訓練ではなく、個別操作訓練にて実施。
※４６：中央制御室運転員の要求としては、長時間経過後の操作でありシーケンス訓練ではなく、個別操作訓練にて実施。
※４７：中央制御室運転員の要求としては、長時間経過後の操作でありシーケンス訓練ではなく、個別操作訓練にて実施。
※４８：運転員の操作は無い為、中央制御室主体の操作に係る成立性確認は不要
※４９：運転員の操作は無い為、中央制御室主体の操作に係る成立性確認は不要
※５０：操作内容としては同様であり、シーケンスの網羅性を考慮し、3.2高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱にて成立性確認を実施。
※５１：現場操作に対する成立性確認であり、個別操作訓練にて実施。
※５２：現場操作に対する成立性確認であり、個別操作訓練にて実施。
※５３：操作要求時間は同様であり、シーケンスの網羅性を考慮し、3.1.3雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を
　使用しない場合にて成立性確認を実施。

表１（補足）　重要事故シーケンスシミュレータ訓練実施内容整理表

各重要事故事故シーケンスについて、シミュレータ装置により検証可能であることを、以下の表により示す。

対策	番号	重要事故シーケンス	対応操作の概要
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	2.1	高圧・低圧注水機能喪失	【シミュレータ訓練実施範囲】 本事象における対応操作の概要は、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する為、低圧代替注水系（常設）を起動し、原子炉圧力を主蒸気逃がし安全弁にて減圧し、原子炉注水を実施する。水位回復後は原子炉水位レベル３～レベル８に維持する。 その後、崩壊熱除去機能を喪失している為、格納容器圧力が格納容器スプレイ起動圧力に到達した場合は代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施する。 格納容器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。また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。 上記対応操作のうち、格納容器スプレイについては雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合にて同様の操作を実施する為、スキップし訓練を実施する。
	2.2	高圧注水・減圧機能喪失	【シミュレータ訓練実施範囲】 本事象における対応操作の概要は、高圧注水機能が喪失し、原子炉自動減圧機能が喪失した場合に代替自動減圧ロジックによる原子炉の減圧を実施する。その後、残留熱除去系低圧注水モードによる原子炉注水を実施し、原子炉水位がレベル３～レベル８維持可能を確認後、別系統の残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。 その後シミュレータを原子炉停止時冷却モード運転開始可能なプラント状態にスキップし、残留熱除去系による原子炉停止時冷却モード運転を実施する。
	2.3.2	全交流動力電源喪失 （外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗	【シミュレータ訓練実施範囲】 本事象における対応操作の概要は、全交流電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失している為、高圧代替注水系による原子炉注水を実施する。その後、格納容器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。また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。 常設代替交流電源設備による受電操作が完了し、代替原子炉補機冷却系の準備が完了後、残留熱除去系による低圧注水及び格納容器スプレイを実施する。 上記対応操作のうち、代替原子炉補機冷却系の準備については個別訓練にて実施する。また格納容器ベント操作については、高圧・低圧注水機能喪失にて同様の操作を実施する為、スキップし訓練を実施する。常設代替交流電源設備による受電操作についても雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合にて同様の操作を実施する為、スキップし訓練を実施する。
	2.5	原子炉停止機能喪失	【シミュレータ訓練実施範囲】 本事象における対応操作の概要は、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらずスクラムされない場合に、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力の低下・自動減圧系起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止に続き、ほう酸水注入系を起動し、原子炉出力を低下させる。また原子炉水位については原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系により原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させるが、原子炉出力を抑制する為に低下した水位にて水位調整を実施する。その後、主蒸気逃がし安全弁の作動によりサプレッションプール水温が上昇する為、残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。

対策	番号	重要事故シーケンス	対応操作の概要
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	2.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）	【シミュレータ訓練実施範囲】 本事象における対応操作の概要は、原子炉冷却材バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを原子炉建屋放射線モニタ警報・原子炉建屋サンプポンプ運転頻度増加を示す警報・火災報知器の動作等でインターフェイスシステムＬＯＣＡを判断し、原子炉スクラムを実施する。その後、中操からの隔離操作を実施するが、中操からの隔離については失敗を模擬する。 漏えい量を抑制する為に、主蒸気逃がし安全弁による減圧を実施し、原子炉水位については健全な高圧炉心注水系にて水位回復後、原子炉水位レベル１～レベル１．５を維持する。原子炉減圧実施により、サプレッションプール水温が上昇する為、残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始する。 漏えい停止操作としては現場操作による高圧炉心注入隔離弁全閉操作にて隔離する。 上記対応操作のうち、現場操作による高圧炉心注入隔離弁全閉操作については個別訓練にて実施する。
運転中の原子炉における重大事故	3.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用する場合	【シミュレータ訓練実施範囲】 本事象における対応操作の概要は、原子炉冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）及び全交流動力電源が喪失する為、常設代替交流電源設備による受電操作を実施し受電操作完了後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。 シミュレータをスキップし、原子炉水位を推定し炉心の冠水を確認後、格納容器圧力及び温度が上昇している為、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水から代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイへの切替え操作を実施する。 再度シミュレータをスキップし、代替原子炉補機冷却系起動を模擬し、代替循環冷却系の準備操作を実施する。また代替循環冷却系準備中に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が停止する間、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水を実施する。水の放射線分解により格納容器内の水素ガス及び酸素ガスが発生することから、格納容器内の水素濃度・酸素濃度を監視する。 上記対応操作のうち、常設代替交流電源設備による受電操作の現場運転員の操作、及び代替原子炉補機冷却系準備操作、また低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水については個別訓練にて実施する。
	3.1.3	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用しない場合	【シミュレータ訓練実施範囲】 本事象における対応操作の概要は、原子炉冷却材喪失（大破断ＬＯＣＡ）及び全交流動力電源が喪失する為、常設代替交流電源設備による受電操作を実施し受電操作完了後、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。 シミュレータをスキップし、原子炉水位を推定し炉心の冠水を確認後、格納容器圧力及び温度が上昇している為、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水から代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイへの切替え操作を実施する。 本事象は、代替循環冷却系が使用できない場合を想定している為、ＰＣＶベント準備及びＰＣＶベント操作を実施する。 上記対応操作のうち、常設代替交流電源設備による受電操作、及び格納容器ベント準備操作、また格納容器ベント操作の現場運転員の操作については個別訓練にて実施する。
	3.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	【シミュレータ訓練実施範囲】 本事象における対応操作の概要は、全ての非常用炉心冷却系が機能喪失している為、原子炉水位が低下継続する。シミュレータをスキップし、炉心損傷を判断後、原子炉水位有効燃料底部から有効燃料棒長さ＋１０％到達により、主蒸気逃がし安全弁２弁による原子炉減圧操作を実施する。 シミュレータを再度スキップし、原子炉圧力容器下鏡温度３００℃到達を確認後、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水を実施する。 上記対応操作のうち、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水操作の現場運転員の操作については個別訓練にて実施する。

※シミュレータ訓練では、故障条件（破断サイズ等）や発生場所、発生時間等シミュレータの設定条件により有効性評価重要事故シーケンスを完全に再現するものではない。

資料－３

重大事故等対応に係る机上訓練における成立性確認について

１．目的

有効性評価の重要事故シーケンスのうち、現場対応操作を主体とした重要事故シーケンスに対して、机上訓練を実施し、適切に対応できることを確認する。

２．対象範囲

（１）対象シーケンス：設置変更許可申請に示した有効性評価の重要事故シーケンスにおいて、訓練の類似の観点から整理した現場操作を主体とした重要事故シーケンスを対象とする。

（２）訓練対象者：緊急時対策要員（復旧班員）

３．実施頻度

対象となる重要事故シーケンスについて、年１回実施する。

４．実施方法

重要事故シーケンスの事象進展に応じた処置対応について、現場をシミュレートした机上訓練を以下の手順に従い実施する。

（１）訓練体制の確認及び重要事故シーケンスについて説明を行う。

（２）処置対応シミュレーション（図上シミュレーション）を展開し、事故進展に応じたプラント状態の確認をしながら重要事故シーケンスに沿った処置対応ができることを確認する。

（３）重要事故シーケンスに沿った処置対応シミュレーション終了後、訓練の振り返り、取り纏めを行い、机上訓練の総括を行う。

５．成立性確認内容

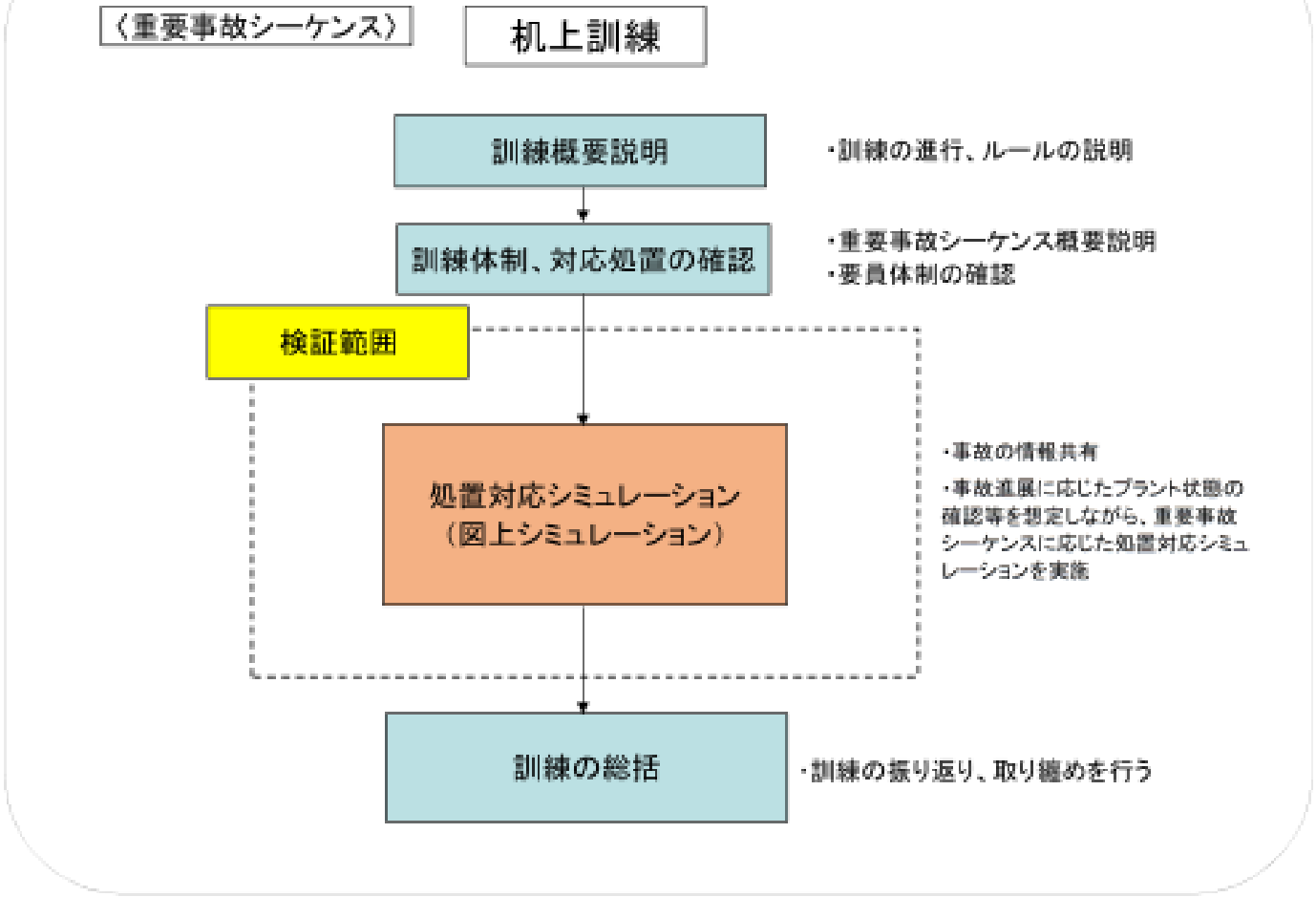
机上訓練においては、重大事故時の指揮者を中心とした体制の中で各重要事故シーケンスに応じた手順書に基づき、各要員の役割に応じ求められる現場対応について適切にできることを以下の点に重点を置いて確認する。

（１）重要事故シーケンスに応じた処置対応において、指揮者からの指示に対して要員が適切に対応できること。また、対応完了後の要員からの報告が適切に行われていること。

（２）重要事故シーケンスに応じた手順書を使用し、適切な対応ができること。

以　上

重要事故シーケンスに係る机上訓練の概要



机上訓練イメージ

訓練責任者（指揮者：本部）

・重要事故シーケンスに合わせたプラント状況を提示
・訓練責任者は指揮者を兼ねて実施する。

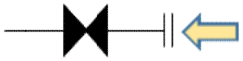
指示　　報告

緊急時対策要員

本部指示を受け対応処置の図上シミュレーション（処置内容、実施箇所（アクセスルート）、注意点等）を行う。図上で実施を模擬し対応内容の報告を行う。

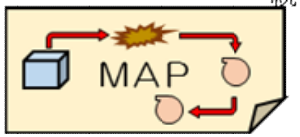
図上シミュレーション

・処置内容



接続

・実施箇所確認（アクセスルート）



・注意点確認

現場操作主体の重要事故シーケンス（机上訓練）

重要事故シーケンス		
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	①	高圧・低圧注水機能喪失
	②	高圧注水・減圧機能喪失
	③	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）
	④	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失＋RCIC喪失）
	⑤	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失＋直流電源喪失）
	⑥	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失＋SRV再閉失敗）
	⑦	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）
	⑧	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
	⑨	原子炉停止機能喪失
	⑩	ＬＯＣＡ時注水機能喪失
	⑪	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
運転中の原子炉における重大事故	⑫	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合
	⑬	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合
	⑭	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
	⑮	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
	⑯	水素燃焼
	⑰	溶融炉心・コンクリート相互作用
SFPにおける重大事故に至るおそれのある事故	⑱	想定事故１（燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失する事故）
	⑲	想定事故２（サイフォン効果等によるプール水の小規模な喪失）
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	⑳	崩壊熱除去機能喪失
	㉑	全交流動力電源喪失
	㉒	原子炉冷却材の流出
	㉓	反応度の誤投入

■：中央制御室主体
■：現場主体

シーケンスが中央操作主体か現場操作・作業主体かで分類

① ② ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑳ ㉒ ㉓ ③ ④ ⑤ ⑥ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑲ ㉑

シーケンス・操作の類似性及び網羅性を考慮して分類

- ③～⑥は類似の起因事象で、現場操作は同一。
  ⇒事象進展の早い⑥で代表
- ⑫と⑬は同一事象であるが、現場対応手段が異なる。
  ⇒両者とも机上訓練を実施
- ⑭～⑰の現場操作については，全て⑫に踏襲されている。
  ⇒⑫で代表
- ⑱と⑲は類似の起因事象で、現場操作は同一。
  ⇒事象進展の早い⑲で代表

机上訓練による成立性確認	
⑥	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失＋SRV再閉失敗）
⑫	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合
⑬	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合
⑲	想定事故２（サイフォン効果等によるプール水の小規模な喪失）
㉑	全交流動力電源喪失

全ての緊急時対策要員が机上にて5つのシーケンスについて成立性確認を実施することで、現場操作の動き及び連携の成立性を確認する。

資料－４

重大事故等対応に係る現場訓練（シーケンス訓練）における成立性確認について

１．目的

全ての有効性評価の重要事故シーケンスと技術的能力の19 種類の手順を網羅的に検証できる重要事故シーケンスを対象に、指定した訓練班で実時間ベースの実働訓練を行い、適切に対応できることを確認する。

２．対象範囲

（１）対象シーケンス：

Ⅰ　全交流動力電源喪失（主蒸気逃がし安全弁再閉失敗）
Ⅱ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
　　代替循環冷却系を使用する場合
Ⅲ　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
　　代替循環冷却系を使用しない場合
Ⅳ　使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故２）
Ⅴ　全交流動力電源喪失（運転停止中）

（２）訓練項目の選定：

Ⅱ又はⅢの重要事故シーケンスに、Ⅰ、Ⅳ及びⅤの重要事故シーケンスのうち現場で実施する個別手順を加えたものを訓練項目とする。

（３）訓練対象者：

運転員、緊急時対策要員

３．訓練頻度

運転員、緊急時対策要員で構成する班の中から任意の班※を対象に年１回以上実施する。

※成立性の確認を行う班については、毎年特定の班に偏らないように配慮する。

４．訓練の方法

（１）基本事項

ａ．重大事故等対応に必要な運転員及び緊急時対策要員が役割に応じ、各種手順書に従って訓練を実施する。
ｂ．訓練は、原則、実働（モックアップを含む）・実時間にて実施する。

（２）配慮事項

ａ．模擬操作

弁の開閉操作、水中ポンプの海水への投入、燃料の給油及び機器の起動操作等により原子炉施設の系統や設備に悪影響を与えるもの及び訓練により設備が損傷又は劣化を促進するおそれのあるもの等については、模擬操作にて対応することができる。

ｂ．分割

原則、訓練は一連で実施することとするが、長時間を要する訓練については分割して実施することができる。

５．成立性確認内容

緊急時対策本部と中央制御室及び現場の連携が図られ、手順書に従い有効性評価の成立性担保のために必要な操作が、完了すべき時間であるホールドポイント※内に完了できることを確認する。

※ホールドポイントとは以下の制限時間をいう。

①重要事故シーケンスの解析結果に直接影響がある操作を完了すべき時間
②被ばく評価に影響する操作を完了すべき時間

（１）代表シーケンスの「成立性確認チェックシート」を用いて、シーケンス毎のホールドポイントとして設定した時間内に対応できることをもって、成立性の確認を行う。

（２）個別の操作・作業においても、ホールドポイント内に完了できなかった場合の原因究明のために、保安規定「表２０」に示す対応手段ごとの想定時間内に終えていることをチェックする。

以　上

重要事故シーケンスの代表性の説明

事故シーケンス ＼ 対応手順			1.4	1.5			1.6	1.7		1.8	1.11	1.13						1.14			1.15	
			低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）	代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	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補機冷却水確保	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）	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／海水）	サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水	淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却	淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ	海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）	第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるM／C C系及びM／C D系受電	軽油タンクからタンクローリへの補給	タンクローリから各機器等への給油	計器の故障時に状態を把握するための手段（他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定）	計器電源が喪失した場合の手段（蓄電池，代替電源（交流，直流）からの給電）
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	①	高圧・低圧注水機能喪失		●													●		●	●		
	②	高圧注水・減圧機能喪失														●						
	③	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）			●	●										●	●	●	●	●		●
	④	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗			●	●										●	●	●	●	●		●
	⑤	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋直流電源喪失			●	●										●	●	●	●	●		●
	⑥	全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗	●		●	●	●						●	●		●		●	●	●		●
	⑦	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）				●										●	●	●	●	●		●
	⑧	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）		●												●	●		●	●		
	⑨	原子炉停止機能喪失														●						
	⑩	ＬＯＣＡ時注水機能喪失		●												●	●		●	●		
	⑪	格納容器バイパス（インターフェイスシステムＬＯＣＡ）														●						
運転中の原子炉における重大事故	⑫	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用する場合	●						●	●		●	●			●	●	●	●	●	●	●
	⑬	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）代替循環冷却を使用しない場合						●									●	●	●	●	●	●
	⑭	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱							●			●				●	●		●	●		
	⑮	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用							●			●				●	●		●	●		
	⑯	水素燃焼	●						●	●		●	●			●	●	●	●	●	●	●
	⑰	溶融炉心・コンクリート相互作用							●			●				●	●		●	●		
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	⑱	想定事故１									●				●	●			●	●		
	⑲	想定事故２									●				●	●			●	●		
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	⑳	崩壊熱除去機能喪失														●						
	㉑	全交流動力電源喪失				●										●		●	●	●		●
	㉒	原子炉冷却材の流出														●						
	㉓	反応度の誤投入																				

作業の成立性（完了時間）が厳しいため、併せて実施

可搬型代替注水ポンプの準備から接続口へ接続するまでの手順は同じであることから、包絡可能

炉心損傷前後で代替原子炉補機冷却系の復旧班の現場対応は変わらないことから、代替循環冷却系の手順で包絡可能

炉心損傷前後で排水ポンプ水張り作業の復旧班の現場対応は変わらないことから、炉心損傷後ベント手順で包絡可能

可搬型代替注水ポンプによる原子炉注水操作と比べ、接続口が異なるのみであり、類似していることから確認可能

可搬型代替注水ポンプによる原子炉注水操作と比べ、接続口が異なるのみであり、類似していることから確認可能

運転員の要員数が異なることから作業の成立時間が異なるが、運転員のみの操作となるため対象外とする

（緑枠）机上シーケンス訓練で選定した訓練項目

凡例
訓練シーケンス選定対象（橙色）
選定訓練シーケンスにより網羅可能（水色）
対象となる手順なし（灰色）

重要事故シーケンス⑥と⑫（⑬）の個別手順の包絡性について

⑫シーケンスと⑥シーケンスの各操作を対象に、制限時間及び操作内容の観点で⑫に包絡できているかについて確認した結果を表に示す。

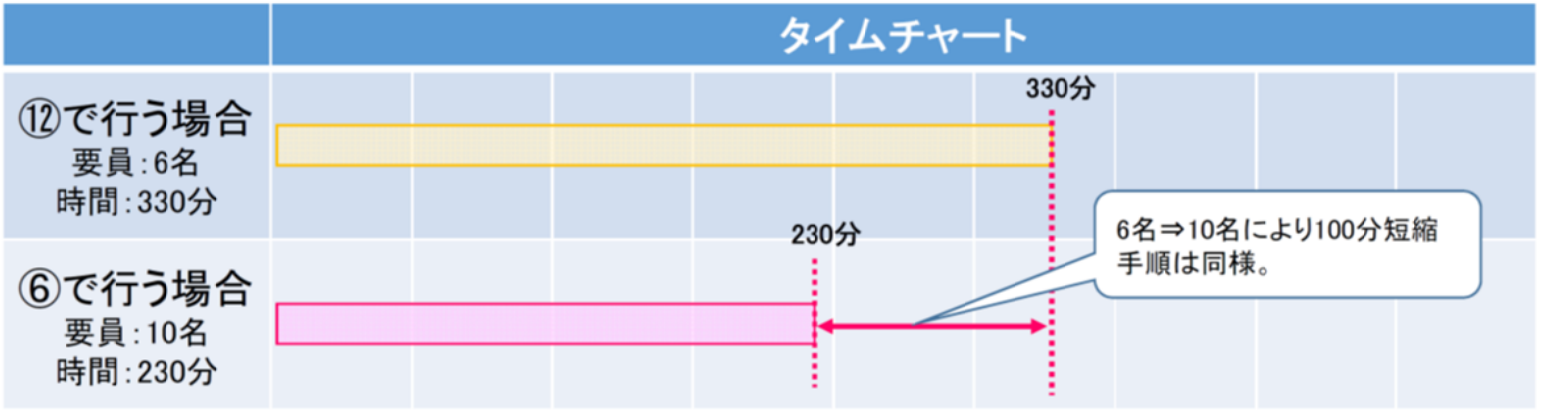
対応手順 / 事故シーケンス	1.4 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）		1.5 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		1.5 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）		1.5 代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保		1.6 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）		1.7 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		1.7 代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による補機冷却水確保		1.8 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）		1.11 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／海水）		1.13 サプレッション・チェンバを水源とした原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱		1.13 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の淡水貯水池を水源とした原子炉圧力容器への注水		1.13 淡水貯水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却		1.13 淡水貯水池を水源とした使用済燃料プールへの注水／スプレイ		1.13 海を水源とした最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送		1.13 可搬型代替注水ポンプによる復水貯蔵槽への補給（淡水／海水）		1.14 第一ガスタービン発電機，第二ガスタービン発電機又は電源車によるM／C及びM／C D系受電		1.14 軽油タンクからタンクローリへの補給		1.14 タンクローリから各機器等への給油		1.15 計器の故障時に状態を把握するための手段（他チャンネルによる計測，代替パラメータによる推定）		1.15 計器電源が喪失した場合の手段（蓄電池，代替電源（交流，直流）からの給電）	
	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作	制限時間	操作
⑥ 全交流動力電源喪失 （外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗	230分	同一操作	－	－	70分		540分		330分		操作なし		操作なし		操作なし		－		操作なし		230分		330分		－		540分		操作なし		20分		105分		15分		操作なし		20分	
⑫ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用する場合	330分		－	－	操作なし	－	操作なし	－	操作なし	－	操作なし	－	540分	－	330分	－	－	－	90分	－	330分	同一操作	操作なし	同一操作	－	－	540分	同一操作	340分	－	20分	同一操作	105分	同一操作	15分	同一操作	18分	－	20分	同一操作
⑬ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却を使用しない場合	330分		－		操作なし		操作なし		操作なし		45分		操作なし		操作なし		－		操作なし		操作なし		操作なし		－		操作なし		340分		20分		105分		15分		18分		20分	
包絡性	△		－		○		○		○		○		○		○		○		○		△		○		○		○		○		○		○		○		○		○	
備考	同一操作であるが、体制が異なるため、個別手順での確認を別途実施。		中央制御室での操作対応のみであるため不要。		1.7格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱にて対応。		1.7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補機冷却水確保。		可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、ホースの接続先の違いだけであるため、1.4の個別手順で確認可能。		1.5のとおり。		1.5のとおり。		可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、ホースの接続先の違いだけであるため、1.4の個別手順で確認可能。		可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、ホースの接続先の違いだけであるため、1.4の個別手順で確認可能。				1.4のとおり。		1.6のとおり。		1.11のとおり。						M/C Dの場合。 M/C Cの場合は50分。		タンクローリ（4kL）の場合。 （16kL）の場合は120分。		タンクローリ（4kL）の場合。 （16kL）の場合は90分。					

重要事故シーケンス⑫と⑥について比較した結果、両シーケンスに登場する各個別手順の制限時間及び操作内容は一部を除き⑫の各操作に包絡されており、⑫に包絡されていない手順について別途個別手順を実施することで問題ないことを確認した。

事故シーケンス⑫、⑬に含まれない個別手順の整理

個別手順の比較

⑥全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋SRV再閉失敗の手順のうち、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（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））については、⑫のシーケンスにおいても行う手順であるが、⑥の場合は炉心損傷を防止するために要員を増加し時間を短縮させることとしている。⑥のこの他の手順は⑫、⑬の手順に含まれているため、本手順のみ個別手順として確認する。



その他の重要事故シーケンスに含まれる手順は、可搬型代替注水ポンプを用いた格納容器スプレイや使用済燃料プール注水（スプレイ）があるが、これらは⑫、⑬で行う場合と同じ体制で行うこと、また、建屋接続口までは同じ手順であることから個別手順の確認は行わず、机上教育等により確認する。

現場シーケンス訓練　成立性確認チェックシート　　訓練日　　年　　月　　日

⑫　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損・代替循環冷却を使用する場合）（１／２）

所要時間：保安規定　表－２０に定める対応手段の想定時間

項目	要員	要員数（名）	手順	所要時間	事象発生時刻 時　分 開始完了時間 指示 (a)	報告 (b)	計測時間 (b-a)	チェックポイント(事象発生からの経過時間) ① 25 分	② 30 分	③ 70 分	④ 120 分	⑤ 20 時間	⑥ 22.5 時間	備考
中央制御室での運転員による状況判断	運転員	2	プラントパラメータ等から、給水流量全喪失、全交流動力電源喪失、原子炉スクラム、タービントリップの確認	10 分										
常設代替交流電源設備による受電	運転員	1	第一ガスタービン発電機起動	10 分										
	運転員	1	第一ガスタービン発電機給電	5 分										
	運転員	1	非常用高圧母線（D）受電前準備（中操）	15 分										
	運転員	4	非常用高圧母線（D）受電前準備（現場）	15 分										
	運転員	1	非常用高圧母線（D）受電（中操）	5 分										
	運転員	2	非常用高圧母線（D）受電（現場）	5 分										
	運転員	1	非常用高圧母線（C）受電前準備（中操）	10 分										
	運転員	2	非常用高圧母線（C）受電前準備（現場）	25 分										
	運転員	1	非常用高圧母線（C）受電（中操）	5 分										
	運転員	2	非常用高圧母線（C）受電（現場）	5 分										
非常用ガス処理系　運転確認	運転員	1	非常用ガス処理系排風機運転確認	5 分										
低圧代替注水系（常設）による注水	運転員	1	復水移送ポンプ（B）、（C）起動、系統構成（中操）	15 分										
	運転員	2	系統構成（現場）復水貯蔵槽吸込ライン切替え	30 分										
可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	緊対員	6	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）移動、ホース敷設・接続など	360 分										
代替原子炉補機冷却系運転	運転員	2	代替原子炉補機冷却系系統構成（現場）	300 分										
	緊対員	１３	資機材配置、ホース敷設、大容量送水車起動	10 時間										
原子炉格納容器内水素・酸素濃度計起動	運転員	1	格納容器内雰囲気モニタ系水素・酸素濃度計起動	30 分										
代替循環冷却系運転	運転員	1	系統構成（中操）（低圧代替注水に影響のない範囲）	30 分										
	運転員	4	系統構成（現場）（低圧代替注水に影響のない範囲）	120 分										
	運転員	1	系統構成（中操）（低圧代替注水停止後）	30 分										
	運転員	2	系統構成（現場）（低圧代替注水停止後）	30 分										
	運転員	2	系統構成（現場）（RHR、HPCF 廻り）	30 分										
	運転員	2	復水移送ポンプ起動	5 分										

現場シーケンス訓練　成立性確認チェックシート　　訓練日　　年　　月　　日

⑫　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損・代替循環冷却を使用する場合）（２／２）

所要時間：保安規定　表－２０に定める対応手段の想定時間

項目	要員	要員数（名）	手順	所要時間	事象発生時刻 時　分 開始完了時間 指示 (a)	報告 (b)	計測時間 (b-a)	チェックポイント(事象発生からの経過時間) ① 25 分	② 30 分	③ 70 分	④ 120 分	⑤ 20 時間	⑥ 22.5 時間	備考
給油	緊対員	2	軽油タンクからタンクローリ（４ｋｌ）への補給	140 分										
	緊対員	2	軽油タンクからタンクローリ（１６ｋｌ）への補給	120 分										

ホールドポイントの説明

番号	チェックポイント	制限時間	制限時間の設定根拠
①	常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）からの給電操作	25 分	事象（全交流動力電源喪失）認知（事象発生後 10 分）から常設代替交流電源設備による給電準備を開始し、非常用 M/C の受電を開始する時間（25 分）までに対応できること。
②	非常用ガス処理系起動による原子炉建屋内負圧操作	30 分	常設代替交流電源設備による給電完了後、非常用ガス処理系を起動する時間（30 分）までに対応できること。
③	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	70 分	常設代替交流電源設備による給電完了後、低圧代替注水系（常設）による原子炉へ注水する時間（70 分）までに対応できること。
④	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	120 分	格納容器が限界温度に到達することを防止するため、格納容器温度が 190℃に到達した時間（120 分）に対応できること。
⑤	代替原子炉補機冷却系運転操作	20 時間	構外からの参集要員が到着（10 時間）後、代替原子炉補機冷却系による補機冷却水を通水する時間（20 時間）までに対応できること。
⑥	代替循環冷却系による格納容器の除熱操作	22.5 時間	代替原子炉補機冷却系運転開始後、代替循環冷却系による格納容器の除熱を行う時間（22.5 時間）までに対応を開始できること。

現場シーケンス訓練　成立性確認チェックシート　　訓練日　　年　　月　　日

⑬　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損・代替循環冷却を使用しない場合）

所要時間：保安規定　表－２０に定める対応手段の想定時間

項目	要員	要員数（名）	手順	所要時間	事象発生時刻 時　分 開始完了時間 指示(a)	報告(b)	計測時間(b-a)	チェックポイント(事象発生からの経過時間) ①25分	②30分	③70分	④120分	⑤38時間	備考
中央制御室での運転員による状況判断	運転員	2	プラントパラメータ等から、給水流量全喪失、全交流動力電源喪失、原子炉スクラム、タービントリップの確認	10分									
常設代替交流電源設備による受電	運転員	1	第一ガスタービン発電機起動	10分									
	運転員	1	第一ガスタービン発電機給電	5分									
	運転員	1	非常用高圧母線（D）受電前準備（中操）	15分									
	運転員	4	非常用高圧母線（D）受電前準備（現場）	15分									
	運転員	1	非常用高圧母線（D）受電（中操）	5分									
	運転員	2	非常用高圧母線（D）受電（現場）	5分									
	運転員	1	非常用高圧母線（C）受電前準備（中操）	10分									
	運転員	2	非常用高圧母線（C）受電前準備（現場）	25分									
	運転員	1	非常用高圧母線（C）受電（中操）	5分									
	運転員	2	非常用高圧母線（C）受電（現場）	5分									
非常用ガス処理系　運転確認	運転員	1	非常用ガス処理系排風機運転確認	5分									
低圧代替注水系（常設）による注水	運転員	1	復水移送ポンプ（B）、（C）起動、系統構成（中操）	15分									
	運転員	2	系統構成（現場）復水貯蔵槽吸込ライン切替え	30分									
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	緊対員	6	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）移動、ホース敷設・接続など	360分									
格納容器ベント	運転員	1	非常用ガス処理系停止、バウンダリ構成（中操）	60分									
	運転員	2	バウンダリ構成（現場）	60分									
	緊対員	2	6号炉フィルタ装置排水ポンプ廻りの水張り	60分									
	緊対員	2	7号炉フィルタ装置排水ポンプ廻りの水張り	60分									
	運転員	2	格納容器二次隔離弁操作	60分									
給油	緊対員	2	軽油タンクからタンクローリ（４ｋｌ）への補給	140分									
	緊対員	2	軽油タンクからタンクローリ（１６ｋｌ）への補給	120分									

ホールドポイントの説明

番号	チェックポイント	制限時間	制限時間の設定根拠
①	常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）からの給電操作	25分	事象（全交流動力電源喪失）認知（事象発生後10分）から常設代替交流電源設備による給電準備を開始し、非常用M/Cの受電を開始する時間（25分）までに対応できること。
②	非常用ガス処理系起動による原子炉建屋内負圧操作	30分	常設代替交流電源設備による給電完了後、非常用ガス処理系を起動する時間（30分）までに対応できること。
③	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	70分	常設代替交流電源設備による給電完了後、低圧代替注水系（常設）による原子炉へ注水する時間（70分）までに対応できること。
④	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作	120分	格納容器が限界温度に到達することを防止するため、格納容器温度が190℃に到達した時間（120分）に対応できること。
⑤	格納容器圧力逃がし装置による格納容器の除熱操作	38時間	格納容器の最高使用圧力（0.62MPa）に接近した時間（38時間）に対応できること。

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑫雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用する場合）（１／５）

	訓練項目		手順書	
運転員	状況判断	全交流動力電源喪失確認 原子炉スクラム、タービントリップ確認	・７号機　事故時運転操作手順書（徴候ベース）	・原子炉制御　ＲＣ「スクラム」
	格納容器内水素濃度監視	格納容器内水素濃度監視	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」
	常設代替交流電源による受電	第一ガスタービン発電機起動・給電 非常用高圧母線Ｄ受電 非常用高圧母線Ｃ受電	・７号機　事故時運転操作手順書（徴候ベース） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＰＳ／Ｒ「交流／直流電源供給回復」 ・①電源確保戦略　第一ガスタービン発電機起動
	非常用ガス処理系運転	非常用ガス処理系運転確認・監視	・７号機　事故時運転操作手順書（徴候ベース） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＰＳ／Ｒ「交流／直流電源供給回復」 ・⑭その他戦略　ＳＧＴＳ（Ａ（Ｂ））によるＲ／Ｂ負圧維持及び放射性物質除去
	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	復水移送ポンプ起動・運転確認 低圧代替注水系（常設）系統構成	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－１「ＲＰＶ制御」 ・③Ｒｘ注水戦略　ＭＵＷＣによる原子炉注水
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ操作	代替格納容器スプレイ系冷却系（常設）系統構成	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」 ・⑤格納容器スプレイ戦略　ＭＵＷＣによるＰＣＶスプレイ
	中央制御室照明確保	蓄電池内蔵型照明の点灯確認、可搬型照明設置、点灯	・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・⑮中央制御室居住性確保戦略　中央制御室照明確保

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑫雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用する場合）（２／５）

	訓練項目		手順書	
運転員	中央制御室　圧力調整	陽圧化系統構成、空調機起動	・７号機　AM設備別操作手順書	・⑮中央制御室居住性確保戦略　可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化
	中央制御室　待避室準備	待避室照明確保、ＳＰＤＳ起動、陽圧化装置空気供給元弁開	・７号機　AM設備別操作手順書	・⑮中央制御室居住性確保戦略　中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用
	格納容器薬品注入操作	格納容器への薬品注入	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　AM設備別操作手順書	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」 ・④圧力制御戦略　炉心損傷後格納容器薬品注入
	格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水	原子炉ウェル注水監視	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　AM設備別操作手順書	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」 ・⑦ＳＦＰ注水、ウェル注水、ＳＦＰ監視戦略　消防車による原子炉ウェル注水
	格納容器ベント準備	系統構成	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　AM設備別操作手順書	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」 ・④圧力制御戦略　炉心損傷後ＰＣＶベント（フィルタベント使用（Ｓ／Ｃ））
	代替原子炉補機冷却系起動	代替原子炉補機冷却系現場系統構成	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　AM設備別操作手順書	・ＳＯＰ－１「ＲＰＶ制御」 ・⑧代替除熱戦略　代替Ｈｘによる補機冷却水（Ａ（Ｂ））確保

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑫雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用する場合）（３／５）

	訓練項目		手順書	
運転員	格納容器内雰囲気モニタ系（水素・酸素濃度計）起動	ＣＡＭＳ水素・酸素濃度計起動・監視	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）	・ＳＯＰ－１「ＲＰＶ制御」
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	系統構成（中操、現場）	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－１「ＲＰＶ制御」 ・③Ｒｘ注水戦略　消防車による原子炉注水
	代替循環冷却系運転操作	代替循環冷却系系統構成（中操、現場）	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」
		代替循環冷却系起動・監視	・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・⑩格納容器除熱戦略　代替循環冷却系によるＰＣＶ内の減圧及び除熱
	使用済燃料プール冷却	燃料プール冷却浄化系系統構成・起動	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－３「Ｒ／Ｂ制御」 ・⑪ＳＦＰ除熱戦略　ＦＰＣによるＳＦＰ除熱

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑫雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用する場合）（４／５）

	訓練項目		手順書	
緊急時対策要員	格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水	可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級）設置、ホース敷設、注水操作	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第２章　注水編 ２－２原子炉ウェル注水，格納容器スプレイ，ＳＦＰ注水 消防車による送水（防火水槽使用可） 消防車による送水（送水ライン使用可） 消防車による送水（送水ライン使用不可）
	可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級）設置、ホース敷設、注水操作	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第３章　送水編 消防車による CSP への補給（防火水槽使用可） 消防車による CSP への補給（送水ライン使用可） 消防車による CSP への補給（送水ライン使用不可）
	給油（可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級））	軽油タンクからタンクローリ（４ｋｌ）への補給	・共通　多様なハザード対応手順書	・第７章　燃料編 非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油
		タンクローリから可搬型代替注水ポンプへの補給	・共通　多様なハザード対応手順書	・第７章　燃料編 タンクローリから各機器等への給油
	格納容器ベント準備	７号炉フィルタ装置排水ポンプ水張り	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第５章　格納容器編 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り
	代替原子炉補機冷却系起動	代替原子炉補機冷却系資機材配置、ホース敷設	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第４章　除熱編 ４－１補機冷却水確保（Ａ系西側接続口使用） 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保 ４－２補機冷却水確保（Ｂ系南側接続口使用） 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保
		代替原子炉補機冷却系起動・監視		

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑫雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用する場合）（５／５）

	訓練項目		手順書	
緊急時対策要員	給油（大容量送水車、電源車）	電源車、大容量送水車への給油	・共通　多様なハザード対応手順書	・第７章　燃料編 タンクローリから各機器等への給油
	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級）設置、ホース敷設、注水操作	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第２章　注水編 ２－２原子炉ウェル注水，格納容器スプレイ，ＳＦＰ注水 消防車による送水（防火水槽使用可） 消防車による送水（送水ライン使用可） 消防車による送水（送水ライン使用不可）
	使用済燃料プール冷却	可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級）設置、燃料プールへの補給	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第２章　注水編 ２－２原子炉ウェル注水，格納容器スプレイ，ＳＦＰ注水 消防車による送水（防火水槽使用可） 消防車による送水（送水ライン使用可） 消防車による送水（送水ライン使用不可）
	給油（第一ガスタービン発電機）	軽油タンクからタンクローリ（１６ｋｌ）への給油	・共通　多様なハザード対応手順書	・第７章　燃料編 非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油
		タンクローリから第一ガスタービン発電機への給油	・共通　多様なハザード対応手順書	・第７章　燃料編 タンクローリから各機器等への給油

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑬雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用しない場合）（１／６）

	訓練項目		手順書	
運転員	状況判断	全交流動力電源喪失確認 原子炉スクラム、タービントリップ確認	・７号機　事故時運転操作手順書（徴候ベース）	・原子炉制御　ＲＣ「スクラム」
	格納容器内水素濃度監視	格納容器内水素濃度監視	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」
	常設代替交流電源による受電	第一ガスタービン発電機起動・給電 非常用高圧母線Ｄ受電 非常用高圧母線Ｃ受電	・７号機　事故時運転操作手順書（徴候ベース） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＰＳ／Ｒ「交流／直流電源供給回復」 ・①電源確保戦略　第一ガスタービン発電機起動
	非常用ガス処理系運転	非常用ガス処理系運転確認・監視	・７号機　事故時運転操作手順書（徴候ベース） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＰＳ／Ｒ「交流／直流電源供給回復」 ・⑭その他戦略　ＳＧＴＳ（Ａ（Ｂ））によるＲ／Ｂ負圧維持及び放射性物質除去
	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作	復水移送ポンプ起動・運転確認 低圧代替注水系（常設）系統構成	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－１「ＲＰＶ制御」 ・③Ｒｘ注水戦略　ＭＵＷＣによる原子炉注水
	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ操作	代替格納容器スプレイ系冷却系（常設）系統構成	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」 ・⑤格納容器スプレイ戦略　ＭＵＷＣによるＰＣＶスプレイ
	中央制御室照明確保	蓄電池内蔵型照明の点灯確認、可搬型照明設置、点灯	・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・⑮中央制御室居住性確保戦略　中央制御室照明確保

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑬雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用しない場合）（２／６）

	訓練項目		手順書	
運転員	中央制御室　圧力調整	陽圧化系統構成、空調機起動	・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・⑮中央制御室居住性確保戦略　可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化
	中央制御室　待避室準備	待避室照明確保、ＳＰＤＳ起動、陽圧化装置空気供給元弁開	・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・⑮中央制御室居住性確保戦略　中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用
	格納容器薬品注入操作	格納容器への薬品注入	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」 ・④圧力制御戦略　炉心損傷後格納容器薬品注入
	格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水	原子炉ウェル注水監視	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」 ・⑦ＳＦＰ注水、ウェル注水、ＳＦＰ監視戦略　消防車による原子炉ウェル注水
	代替原子炉補機冷却系起動	代替原子炉補機冷却系現場系統構成	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－１「ＲＰＶ制御」 ・⑧代替除熱戦略　代替Ｈｘによる補機冷却水（Ａ（Ｂ））確保
	使用済燃料プール冷却	燃料プール冷却浄化系系統構成・起動	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－３「Ｒ／Ｂ制御」 ・⑪ＳＦＰ除熱戦略　ＦＰＣによるＳＦＰ除熱

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑬雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用しない場合）（３／６）

	訓練項目		手順書	
運転員	中央制御室　待避室陽圧化	陽圧化装置空気供給弁開	・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・⑮中央制御室居住性確保戦略　中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用
	格納容器ベント準備	系統構成	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」 ・④圧力制御戦略　炉心損傷後ＰＣＶベント（フィルタベント使用（Ｓ／Ｃ））
	格納容器ベント	格納容器ベント操作・監視	・７号機　事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） ・７号機　ＡＭ設備別操作手順書	・ＳＯＰ－２「ＰＣＶ制御」 ・④圧力制御戦略　炉心損傷後ＰＣＶベント（フィルタベント使用（Ｓ／Ｃ））

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑬雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用しない場合）（４／６）

	訓練項目		手順書	
緊急時対策要員	格納容器頂部注水系による原子炉ウェル注水	可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級）設置、ホース敷設、注水操作	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第２章　注水編 ２－２原子炉ウェル注水，格納容器スプレイ，ＳＦＰ注水 消防車による送水（防火水槽使用可） 消防車による送水（送水ライン使用可） 消防車による送水（送水ライン使用不可）
	代替原子炉補機冷却系起動	代替原子炉補機冷却系資機材配置、ホース敷設	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第４章　除熱編 ４－１補機冷却水確保（Ａ系西側接続口使用） 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保 ４－２補機冷却水確保（Ｂ系南側接続口使用） 熱交換器ユニットによる補機冷却水確保
		代替原子炉補機冷却系起動・監視		
	使用済燃料プール冷却	可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級）設置、燃料プールへの補給	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第２章　注水編 ２－２原子炉ウェル注水，格納容器スプレイ，ＳＦＰ注水 消防車による送水（防火水槽使用可） 消防車による送水（送水ライン使用可） 消防車による送水（送水ライン使用不可）

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑬雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用しない場合）（５／６）

	訓練項目		手順書	
緊急時対策要員	可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級）設置、ホース敷設、注水操作	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第３章　送水編 消防車による CSP への補給（防火水槽使用可） 消防車による CSP への補給（送水ライン使用可） 消防車による CSP への補給（送水ライン使用不可）
	給油（可搬型代替注水ポンプ（Ａ－２級））	軽油タンクからタンクローリ（４ｋｌ）への補給	・共通　多様なハザード対応手順書	・第７章　燃料編 非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油
		タンクローリから可搬型代替注水ポンプへの補給	・共通　多様なハザード対応手順書	・第７章　燃料編 タンクローリから各機器等への給油
	格納容器ベント	７号炉　フィルタ装置排水ポンプ水張り	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第５章　格納容器編 フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り
		７号炉　フィルタ装置水位調整	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第５章　格納容器編 フィルタベント水位調整（水張り） ・第５章　格納容器編 フィルタベント水位調整（水抜き）
		７号炉　フィルタ装置薬液補給・ｐＨ調整	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第５章　格納容器編 フィルタ装置スクラバ水 pH 調整
		７号炉　ドレン移送ラインＮ２パージ	・７号機　多様なハザード対応手順書	・第５章　格納容器編 ドレン移送ライン N2 パージ

重要事故シーケンスで使用する手順書　⑬雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用しない場合）（６／６）

	訓練項目		手順書	
緊急時対策要員	給油（第一ガスタービン発電機）	軽油タンクからタンクローリ（１６ｋｌ）への給油	・共通　多様なハザード対応手順書	・第７章　燃料編 非常用 D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油
		タンクローリから第一ガスタービン発電機への給油	・共通　多様なハザード対応手順書	・第７章　燃料編 タンクローリから各機器等への給油

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（分）	備考
	責任者	当直長		1人	中央監視 緊急時対策本部連絡				
	指揮者	6号	当直副長	1人	各号炉運転操作指揮				
		7号	当直副長	1人					
	通報連絡者	緊急時対策本部要員		5人	中央制御室連絡 発電所外部連絡				
	運転員（中央制御室）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号			
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	－	－	－	－	・給水流量の全喪失確認 ・全交流動力電源喪失確認 ・原子炉スクラム，タービン・トリップ確認	10分	
交流電源回復操作 （解析上考慮せず）	－	－	－	－	－	－	・非常用ディーゼル発電機　機能回復		
	－	－	－	－	－	－	・外部電源　回復		
高圧／低圧注水機能喪失調査，復旧操作 （解析上考慮せず）	－	－	－	－	－	－	・給水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，残留熱除去系　機能回復		
原子炉格納容器内水素濃度監視	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・原子炉格納容器内水素濃度監視	適宜実施	
常設代替交流電源設備準備操作 （第一ガスタービン発電機）	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・第一ガスタービン発電機　起動	10分	
常設代替交流電源設備運転 （第一ガスタービン発電機）			－	－	－	－	・第一ガスタービン発電機　給電	5分	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線　D系　受電準備操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電前準備（中央制御室）	15分	
	－	－	4人 C,D E,F	4人 c,d e,f	－	－	・放射線防護装備準備／装備	10分	
	－	－	(2人) C,D	(2人) c,d	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　D系　受電前準備 （電源盤受電準備）	15分	
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　D系　受電前準備 （コントロール建屋負荷抑制）	15分	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線　D系　受電操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電確認	5分	
	－	－	(2人) C,D	(2人) c,d	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電	5分	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線　C系　受電準備操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電前準備（中央制御室）	10分	
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　C系　受電前準備	25分	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線　C系　受電操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電確認	5分	
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電	5分	
非常用ガス処理系　運転確認	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・非常用ガス処理系排風機　運転確認	5分	
			－	－	－	－	・原子炉建屋差圧監視 ・原子炉建屋差圧調整	適宜実施	
低圧代替注水系（常設）　準備操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・復水移送ポンプ（B，C）起動／運転確認 ・低圧代替注水系（常設）系統構成	15分	
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・現場移動 ・低圧代替注水系（常設）　現場系統構成 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替え	30分	
低圧代替注水系（常設）　注水操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・残留熱除去系　注入弁操作	破断口まで水位回復後，原子炉注水と格納容器スプレイ切替え	
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）　操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	原子炉注水と格納容器スプレイ切替え	
中央制御室照明確保 （解析上考慮せず）	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・蓄電池内蔵照明の点灯確認 ・可搬型照明の設置，点灯	15分 ・蓄電池内蔵照明の点灯確認は対応操作中に確認可能 ・可搬型照明の設置，点灯作業は適宜実施する	
中央制御室　圧力調整 （中央制御室可搬型陽圧化空調機プロアユニット起動） （解析上考慮せず）	－	－	(2人) C,D	(2人) c,d	－	－	・MCR系　隔離弁操作	30分 交流電源回復により遠隔操作可能な場合は遠隔にて隔離操作を実施する	
	－	－			－	－	・中央制御室可搬型陽圧化空調機プロアユニット起動	30分	
中央制御室待避室の準備操作 （解析上考慮せず）	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・中央制御室待避室照明確保 ・中央制御室待避室データ表示装置起動操作	10分	
	－	－	－	(2人) c,d	－	－	・現場移動 ・中央制御室待避室陽圧化装置空気供給元弁開	30分	
格納容器薬品注入操作 （解析上考慮せず）	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・格納容器スプレイにあわせた薬品注入	格納容器スプレイにあわせて実施	

「重要事故シーケンス⑫雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用する場合）」の作業と所要時間（１／２）

操作項目	実施箇所・必要人員数 運転員（中央制御室） 6号	運転員（中央制御室） 7号	運転員（現場） 6号	運転員（現場） 7号	緊急時対策要員（現場） 6号	緊急時対策要員（現場） 7号	操作の内容	経過時間（時間）	備考
低圧代替注水系（常設）　注水操作	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・残留熱除去系　注入弁操作	破断口まで水位回復後は，適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切替えを繰り返し実施	
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）操作	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切替えを繰り返し実施	
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・原子炉建屋差圧監視 ・原子炉建屋差圧調整	適宜実施	
原子炉ウェル注水（解析上考慮せず）	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉ウェル注水	上部ドライウェル内雰囲気温度低下を確認 蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水	
	－	－	－	－	2人	2人	・放射線防護装備準備／装備 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉ウェルへの注水準備 （可搬型代替注水ポンプ（A-2級）移動，ホース敷設（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口），ホース接続）	10分 120分	
					（2人）	（2人）	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉ウェルへの注水	適宜実施	
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	－	－	－	－	6人		・放射線防護装備準備 ・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への注水準備 （可搬型代替注水ポンプ（A-2級）移動，ホース敷設（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口），ホース接続，ホース水張り）	10分 360分	
					（4人），※1		・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給	適宜実施	
給油準備	－	－	－	－	※1		・軽油タンクからタンクローリ（16kL）への補給	120分	
給油作業	－	－	－	－	（2人）		・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施	
格納容器ベント準備操作（解析上考慮せず）	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・格納容器ベント準備	・代替循環冷却系が不調の場合に備えて格納容器ベント準備操作を実施する。 30分	
	－	－	－	－	（2人）	（2人）	・フィルタ装置水位調整準備 （排水ポンプ水張り）	・代替循環冷却系が不調の場合に備えて格納容器ベント準備操作を実施する。 60分	
代替原子炉補機冷却系　準備操作	－	－	（2人） E,F	（2人） e,f	－	－	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系　現場系統構成	360分	
			－	－	13人（参集） ※2，※3	13人（参集） ※2，※3	・放射線防護装備準備／装備	10分	
							・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設，起動及び系統水張り	600分	
給油準備	－	－	－	－	※2		・軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給	140分	
給油作業	－	－	－	－	（2人）		・電源車への給油 ・大容量送水車（熱交換器ユニット用）への給油	適宜実施	
代替原子炉補機冷却系　運転	－	－	－	－	※3 （3人）	※3 （3人）	・代替原子炉補機冷却系　運転状態監視	適宜実施	
原子炉格納容器内水素・酸素濃度計（CAMS）再起動	（1人） B	（1人） b	－	－	－	－	・原子炉格納容器内水素・酸素濃度計（CAMS）起動操作	30分	
			－	－	－	－	・原子炉格納容器内水素・酸素濃度監視	適宜実施	
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水　準備操作	－	－	（2人） C,D	（2人） c,d	－	－	・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉への注水準備	低圧代替注水停止までに現場操作を行う。（操作時間30分）	
			－	－	10人（参集）		・放射線防護装備準備／装備	10分	
							・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉への注水準備 （ホース敷設（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口），ホース接続）	360分	
代替循環冷却系　準備操作（系統構成1）	（1人） B	（1人） b	－	－	－	－	・代替循環冷却系　中央制御室系統構成	30分　この時間内に実施	
	－	－	（4人） C,D E,F	（4人） c,d e,f	－	－	・現場移動 ・代替循環冷却系　現場系統構成 （低圧代替注水に影響のない部分）	120分　この時間内に実施	
代替循環冷却系　準備操作（系統構成2）	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・原子炉注水／格納容器スプレイ弁切替え	120分	
							・復水移送ポンプ停止 ・代替循環冷却系　中央制御室系統構成	30分	
	－	－	（2人） E,F	（2人） e,f	－	－	・現場移動 ・代替循環冷却系　現場系統構成 （復水貯蔵槽吸込弁）	30分	
	－	－	（2人） C,D	（2人） c,d	－	－	・現場移動 ・代替循環冷却系　現場系統構成 （残留熱除去系高圧炉心注水系第一止め弁，第二止め弁）	30分	
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・低圧注水系　注入弁操作 ・原子炉注水状態確認	30分	
	－	－	－	－	（10人）		・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉への注水	50分	
代替循環冷却系　運転開始	（2人） A,B	（2人） a,b	－	－	－	－	・復水移送ポンプ起動 ・低圧注水系注入弁，格納容器スプレイ弁操作	5分	
代替循環冷却系　運転状態監視	（1人） A	（1人） a	－	－	－	－	・代替循環冷却系による原子炉圧力容器，原子炉格納容器の状態監視	適宜実施	
使用済燃料プール冷却　再開（解析上考慮せず）	－	－	－	－	（6人）		・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プールへの補給	120分	
	（1人） B	（1人） b	－	－	－	－	・燃料プール冷却浄化系　系統構成	30分	
	（1人） B	（1人） b	－	－	－	－	・燃料プール冷却浄化系　再起動	30分	
給油準備	－	－	－	－	2人		・放射線防護装備準備／装備	10分	
							・軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給	140分	
給油作業	－	－	－	－			・可搬型代替注ポンプ（A-2級）への給油	適宜実施	
必要人員数　合計	2人 A,B	2人 a,b	4人 C,D,E,F	4人 c,d,e,f	8人※ （参集要員16人）				

※　有効性評価で考慮しない作業を含めると要員は「12人」となる

（　）内の数字は他の作業終了後，移動して対応する人員数。

「重要事故シーケンス⑫雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用する場合）」の作業と所要時間（２／２）

操作項目	実施箇所・必要人員数						操作の内容	経過時間（分）	備考
	責任者	当直長		1人	中央監視 緊急時対策本部連絡				
	指揮者	6号	当直副長	1人	各号炉運転操作指揮				
		7号	当直副長	1人					
	通報連絡者	緊急時対策本部要員		5人	中央制御室連絡 発電所外部連絡				
	運転員（中央制御室）		運転員（現場）		緊急時対策要員（現場）				
	6号	7号	6号	7号	6号	7号			
状況判断	2人 A,B	2人 a,b	－	－	－	－	・給水流量の全喪失確認 ・全交流動力電源喪失確認 ・原子炉スクラム，タービン・トリップ確認	10分	
交流電源回復操作 （解析上考慮せず）	－	－	－	－	－	－	・非常用ディーゼル発電機　機能回復		
	－	－	－	－	－	－	・外部電源　回復		
高圧／低圧注水機能喪失調査，復旧操作 （解析上考慮せず）	－	－	－	－	－	－	・給水系，原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系，残留熱除去系　機能回復		
原子炉格納容器内水素濃度監視	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・原子炉格納容器内水素濃度監視	適宜実施	
常設代替交流電源設備準備操作 （第一ガスタービン発電機）	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・第一ガスタービン発電機　起動	10分	
常設代替交流電源設備運転 （第一ガスタービン発電機）			－	－	－	－	・第一ガスタービン発電機　給電	5分	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線　D系　受電準備操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電前準備（中央制御室）	15分	
	－	－	4人 C,D E,F	4人 c,d e,f	－	－	・放射線防護装備準備／装備	10分	
	－	－	(2人) C,D	(2人) c,d	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　D系　受電前準備 （電源盤受電準備）	15分	
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　D系　受電前準備 （コントロール建屋負荷抑制）	15分	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線　D系　受電操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電確認	5分	
	－	－	(2人) C,D	(2人) c,d	－	－	・非常用高圧母線　D系　受電	5分	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線　C系　受電準備操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電前準備（中央制御室）	10分	
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・現場移動 ・非常用高圧母線　C系　受電前準備	25分	
常設代替交流電源設備からの 非常用高圧母線　C系　受電操作	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電確認	5分	
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・非常用高圧母線　C系　受電	5分	
非常用ガス処理系　運転確認	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・非常用ガス処理系排風機　運転確認	5分	
			－	－	－	－	・原子炉建屋差圧監視 ・原子炉建屋差圧調整	適宜実施	
低圧代替注水系（常設）　準備操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・復水移送ポンプ（B，C）起動／運転確認 ・低圧代替注水系（常設）系統構成	15分	
	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・現場移動 ・低圧代替注水系（常設）　現場系統構成 ※復水貯蔵槽吸込ライン切替え	30分	
低圧代替注水系（常設）　注水操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・残留熱除去系　注入弁操作	破断口まで水位回復後，原子炉注水と格納容器スプレイ切替え	
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）　操作	(1人) A	(1人) a	－	－	－	－	・残留熱除去系　スプレイ弁操作	原子炉注水と格納容器スプレイ切替え	
中央制御室照明確保 （解析上考慮せず）	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・蓄電池内蔵照明の点灯確認 ・可搬型照明の設置，点灯	15分 ・蓄電池内蔵照明の点灯確認は対応操作中に確認可能 ・可搬型照明の設置，点灯作業は適宜実施する	
中央制御室　圧力調整 （中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロアユニット起動） （解析上考慮せず）	－	－	(2人) C,D	(2人) c,d	－	－	・SGTS系　隔離弁操作	30分 交流電源回復により遠隔操作可能な場合は遠隔にて隔離操作を実施する	
	－	－			－	－	・中央制御室可搬型陽圧化空調機ブロアユニット起動	30分	
中央制御室待避室の準備操作 （解析上考慮せず）	(1人) B	(1人) b	－	－	－	－	・中央制御室待避室照明確保 ・中央制御室待避室データ表示装置起動操作	10分	
	－	－	－	(2人) c,d	－	－	・現場移動 ・中央制御室待避室陽圧化装置空気供給元弁開	30分	
格納容器薬品注入操作 （解析上考慮せず）	－	－	(2人) E,F	(2人) e,f	－	－	・格納容器スプレイにあわせた薬品注入	格納容器スプレイにあわせて実施	

「重要事故シーケンス⑬雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用しない場合）」の作業と所要時間（１／２）

操作項目	実施箇所・必要人員数 運転員（中央制御室）6号	運転員（中央制御室）7号	運転員（現場）6号	運転員（現場）7号	緊急時対策要員（現場）6号	緊急時対策要員（現場）7号	操作の内容	経過時間（時間） 2 4 6 8 12 16 20 24 28 32 36 40 44 ▽事象発生 ▽炉心損傷開始 ▽原子炉注水開始 ▽破断口まで水位回復確認 ▽サプレッション・チェンバ・プール水位 格納容器真空破壊弁高さ到達 格納容器圧力 限界圧力接近▽	備考
低圧代替注水系（常設） 注水操作	（1人）A	（1人）a	—	—	—	—	・残留熱除去系 注入弁操作	破断口まで水位回復後は，適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切替えを繰り返し実施	
代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 操作	（1人）A	（1人）a	—	—	—	—	・残留熱除去系 スプレイ弁操作	適宜原子炉注水と格納容器スプレイの切替えを繰り返し実施	
非常用ガス処理系による原子炉建屋負圧操作	（1人）A	（1人）a	—	—	—	—	・原子炉建屋差圧監視 ・原子炉建屋差圧調整	適宜実施	
原子炉ウェル注水（解析上考慮せず）	（1人）A	（1人）a	—	—	—	—	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉ウェル注水	上部ドライウェル内雰囲気温度低下を確認 蒸発による水位低下を考慮して定期的に注水	
	—	—	—	—	2人	2人	・放射線防護装備準備／装備	10分	
					↓	↓	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉ウェルへの注水準備 （可搬型代替注水ポンプ（A-2級）移動，ホース敷設（可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口），ホース接続）	120分	
					（2人）	（2人）	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による原子炉ウェルへの注水	適宜実施 一時待避 現場確認中断（一時待避中）	
代替原子炉補機冷却系 準備操作（解析上考慮せず）	—	—	（2人）E,F	（2人）e,f	—	—	・現場移動 ・代替原子炉補機冷却系 現場系統構成	360分	
			—	—	13人（参集）	13人（参集）	・放射線防護装備準備／装備	10分	
					↓	↓	・現場移動 ・資機材配置及びホース敷設，起動及び系統水張り	600分	
代替原子炉補機冷却系 運転（解析上考慮せず）	—	—	—	—	（3人）	（3人）	・代替原子炉補機冷却系 運転状態監視	適宜実施 一時待避 現場確認中断（一時待避中）	
使用済燃料プール冷却 再開（解析上考慮せず）	—	—	—	—	（2人）	（2人）	・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プールへの補給	120分	
	（1人）B	（1人）b	—	—	—	—	・燃料プール冷却浄化系系統構成	30分	
	（1人）B	（1人）b	—	—	—	—	・燃料プール冷却浄化系再起動	30分	
可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による淡水貯水池から復水貯蔵槽への補給	—	—	—	—	6人		・放射線防護装備準備	10分	
					↓		・現場移動 ・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への注水準備 （可搬型代替注水ポンプ（A-2級）移動，ホース敷設（淡水貯水池から可搬型代替注水ポンプ（A-2級），可搬型代替注水ポンプ（A-2級）から接続口），ホース接続，ホース水張り）	360分	
					（4人），※1		・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給	適宜実施 一時待避 現場確認中断（一時待避中）	
給油準備	—	—	—	—	※1 ↓ （2人）		・軽油タンクからタンクローリ（16kL）への補給	120分	
給油作業	—	—	—	—			・第一ガスタービン発電機用燃料タンクへの給油	適宜実施	
中央制御室待避室の陽圧化（解析上考慮せず）	—	—	—	（2人）c,d	—	—	・中央制御室待避室陽圧化装置空気供給弁開 ・中央制御室待避室陽圧調整	5分	
中央制御室待避室の陽圧化維持	—	—	—	（2人）c,d	—	—	・中央制御室待避室陽圧状態確認 ・中央制御室待避室陽圧調整	適宜実施	
格納容器ベント準備操作	（1人）B	（1人）b	—	—	—	—	・格納容器ベント準備 （格納容器二次隔離弁操作，バウンダリ構成，非常用ガス処理系停止）	60分	
	—	—	（2人）E,F	（2人）e,f			・放射線防護装備準備／装備	10分	
							・格納容器ベント準備 （バウンダリ構成）	60分	
	—	—	—	—	2人（参集） ↓ ※2	2人（参集） ↓ ※3	・フィルタ装置水位調整準備 （排水ポンプ水張り）	60分 一時待避	
格納容器ベント操作	（1人）B	（1人）b	—	—	—	—	・格納容器ベント状態監視	適宜実施	
	—	—	（2人）E,F	（2人）e,f			・格納容器ベント操作（格納容器一次隔離弁操作）	60分	
	（1人）B	（1人）b	—	—	8人，※2（参集）	8人，※3（参集）	・フィルタ装置水位調整 ・フィルタ装置pH測定 ・フィルタ装置薬液補給 ・ドレン移送ライン窒素パージ	適宜実施	
給油準備	—	—	—	—	2人		・放射線防護装備準備／装備	10分	
							・軽油タンクからタンクローリ（4kL）への補給	140分	
給油作業	—	—	—	—			・可搬型代替注水ポンプ（A-2級）への給油	適宜実施 一時待避 作業中断（一時待避中）	
必要人員数 合計	2人 A,B	2人 a,b	4人 C,D,E,F	4人 c,d,e,f	8人※（参集要員20人）				

※ 有効性評価で考慮しない作業を含めると要員は「12人(参集要員46人)」となる

（ ）内の数字は他の作業終了後，移動して対応する人員数。

「重要事故シーケンス⑬雰囲気圧力・温度による静的負荷（代替循環冷却を使用しない場合）」の作業と所要時間（２／２）

大規模損壊発生時の対応に関する教育訓練について

	教育・訓練	教育訓練	対象	頻度	概要
1	教育訓練	全対策要員に対する教育訓練(118条)	全所員＋関連する請負会社従業員	年１回以上	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に関することについて理解を図る。
2	教育訓練	緊急時対策本部指揮者による指揮命令系統教育訓練(17条の8、添付3)	指揮者等（原子力防災管理者及びその代行者）	年１回以上	大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定し、的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図る。
3	訓練	大型化学高所放水車・化学消防自動車・水槽付消防ポンプ自動車を使用した教育訓練(17条の8、添付3)	自衛消防隊（請負会社従業員）	年１回以上	原子炉建屋及びその周辺に航空機衝突による揮発性物質等（航空機燃料・軽油等）の大規模な火災発生を想定した教育訓練 ・航空機衝突による初期消火及び延焼防止
4	教育	技術的能力の確認訓練(17条の8、添付3)	・指揮者等（原子力防災管理者及びその代行者） ・自衛消防隊（請負会社従業員）	年１回以上	大規模損壊発生時の対応に関連する教育訓練のうち、「２．緊急時対策本部指揮者による指揮命令系統教育訓練」及び「３．大型化学高所放水車・化学消防自動車・水槽付消防ポンプ自動車を使用した教育訓練」を組み合わせた内容の訓練を実施する。

教育訓練補足説明資料１１（1/4）

大規模損壊発生時の対応に関連する教育訓練について

１．全対策要員に対する教育訓練（118 条）

(1) 概要

大規模損壊発生時おける原子炉施設の保全のための活動に関することについて理解を図る。

(2) 対象

全所員＋関連する請負会社従業員

(3) 頻度

年１回以上

２．緊急時対策本部指揮者による指揮命令系統教育訓練（17 条の8、添付３）

(1) 概要

大規模損壊発生時に通常の指揮命令系統が機能しない場合等の事象を想定し、的確かつ柔軟に対処するために必要な力量の維持向上を図る。

(2) 対象

指揮者等（原子力防災管理者及びその代行者）

(3) 頻度

年１回以上

３．大型化学高所放水車・化学消防自動車・水槽付消防ポンプ自動車を使用した教育訓練（17 条の8，添付３）

(1) 概要

a．原子炉建屋及びその周辺に航空機衝突による揮発性物質等（航空機燃料・軽油等）の大規模な火災発生を想定した教育訓練

・航空機衝突による初期消火及び延焼防止

(2) 対象

自衛消防隊（請負会社従業員）

(3) 頻度

年１回以上

４．技術的能力の確認訓練（17条の8、添付３）

(1) 概要

大規模損壊発生時のプラント状況の把握、情報収集、的確な対応操作の選択及び指揮者等と各要員との連携を含めた実効性等を確認するため、総合的な訓練について実施する。

(2) 対象

指揮者等（原子力防災管理者及びその代行者）

自衛消防隊（請負会社従業員）

(3) 頻度

年１回以上

(4) 訓練方法

大規模損壊発生時の対応に関連する教育訓練のうち、「２．緊急時対策本部指揮者による指揮命令系統教育訓練」及び「３．大型化学高所放水車・化学消防自動車・水槽付消防ポンプ自動車を使用した教育訓練」を組み合わせた内容の訓練を実施する。

【訓練にあたって配慮すべき事項】

・指揮者等へのプラント状態確認結果の情報付与役、指揮者等が自衛消防隊以外の要員（運転員及び緊急時対策要員）との連携を実施する場合の連携役として、「訓練の進行役（コントローラー）」を設ける。

【訓練の進め方】

①訓練の進行役は、プラント状態の確認結果の情報を指揮者等へ付与（プラント状態の確認過程は省略）する。

②指揮者等は、確認結果の情報を基に初動対応フローに基づき、必要な対応操作を判断する。

③指揮者等が必要と判断した操作のうち、自衛消防隊が実施する対応操作は実働で行う。操作は、自衛消防隊の役割である初期消火及び延焼防止のための大型化学高所放水車、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車の配備からホースの敷設、接続及び準備作業までを実施する。

④指揮者等が必要と判断した操作のうち、運転員及び緊急時対策要員が実施するものについては、指揮者等と運転員及び緊急時対策要員（訓練の進行役が代役）の連携※を確認する。

※大規模損壊発生時の対応手段のうち、重大事故等発生時の可搬型設備等を使用した、表１～表１９の対応手段については、重大事故等発生時の教育訓練として実施していることから、連携のみを実施し、操作は実施しない。

(5) 確認内容

大規模損壊発生時における原子炉施設保全のための活動に関する要領に従い、指揮者等が的確な対応操作の選択ができることを確認する。また、指揮者等と運転員及び緊急時対策要員、並びに、自衛消防隊の連携が図られ、手順書に従い必要な操作ができることを確認する。

以　上

火災・内部溢水・その他自然災害の教育訓練

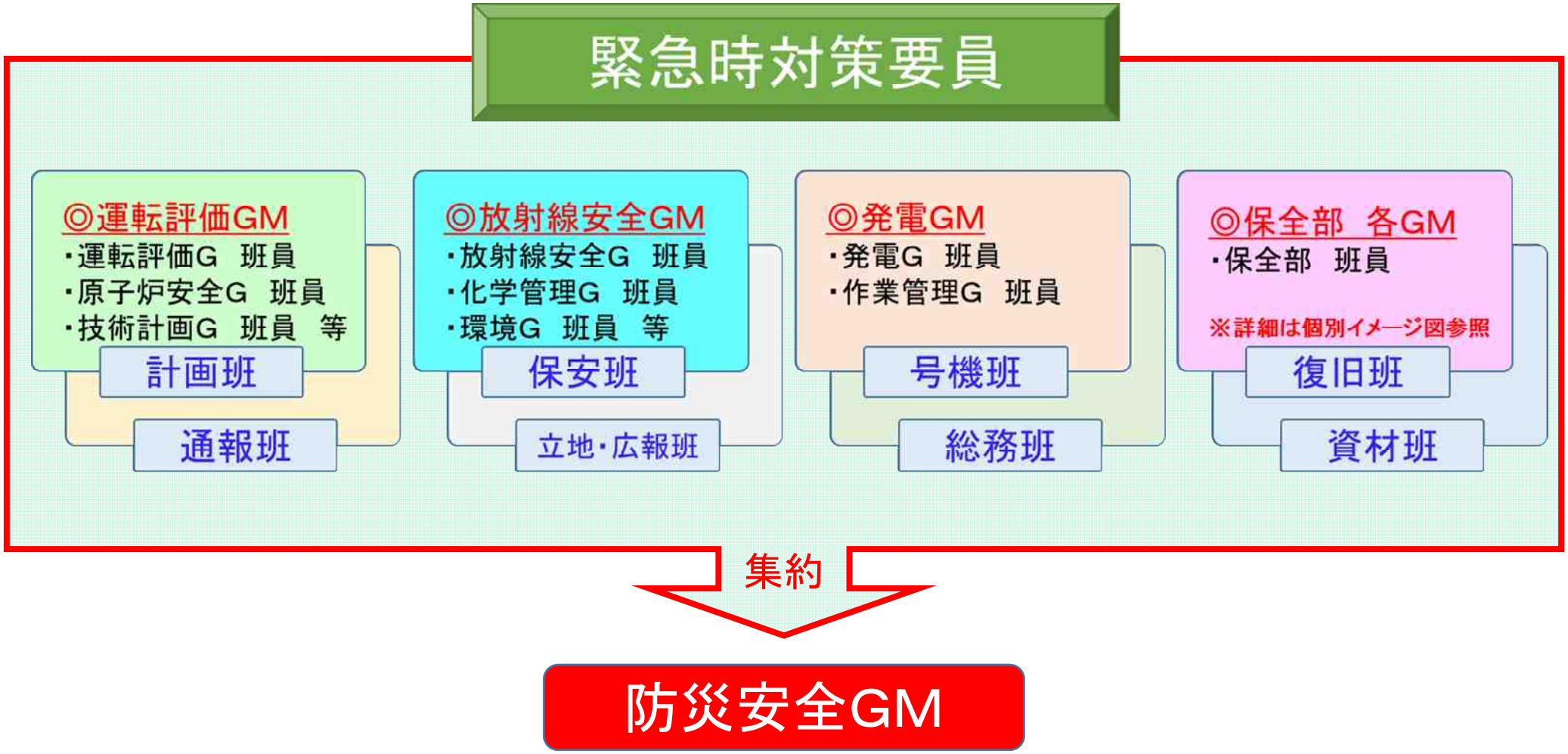
保安規定　条文 （抜粋）	保安規定　添付２（教育訓練の実施）	教育訓練	実施する教育訓練の内容
第１７条（火災発生時の体制の整備） 〔７号炉〕 (3) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練	１ 火災 １．３ 教育訓練の実施 防災安全ＧＭは，火災防護の対応に関する以下の教育訓練を定期的に実施する。 （１）火災防護教育 全所員に対して，以下の教育訓練を実施する。また，消防車隊に対して，以下の教育訓練が実施されていることを確認する。 ア．原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構築物，系統及び機器並びに重大事故等対処施設の機能を火災から防護す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	教育	・中央制御室へのばい煙等の浸入阻止・防火帯の維持・管理、近隣の産業施設からの隔離距離の確保、予防散水活動 ・自衛消防隊・公設消防への通報等 ・火災防護に関する知識の習得 ・内部火災発生時の措置 ・内部溢水を考慮した消火活動
	(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。	訓練	・消火活動 ・自衛消防隊・公設消防への通報等
	(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。	訓練	・通報、所内周知、各事象（原子炉格納容器内における火災発生時の対応含む）に応じた消火、プラント停止運転操作に関すること ・外気取入ダンパ閉、換気空調系の停止、中央制御室換気空調系の再循環運転
	(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。	訓練	・初期消火活動に関する訓練

保安規定　条文 （抜粋）	保安規定　添付２（教育訓練の実施）	教育訓練	実施する教育訓練の内容
第17条の２ （内部溢水発生時の体制の整備） (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	２ 内部溢水 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に実施する。 (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。	教育	・内部溢水事象の対処（評価、溢水経路、防護すべき設備）に関する概要 ・配管の肉厚管理 ・高エネルギー配管と低エネルギー配管の運転時間管理 ・溢水量の低減に関する事項 ・各種対策設備の追加及び資機材持ち込み等による床面積の見直し管理に関する事項 ・水密扉等の設置の考え方及び運用管理に関する事項 ・原子炉建屋内の所内蒸気系の隔離に関する事項 ・内部溢水発生後の機能確認に関する留意事項 ・排水誘導経路に関する事項 ・定検作業時の一時的なプラント状態の変更に関する事項
	(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。	訓練	・内部溢水発生時の判断・運転操作に関する事項
第17条の３ （火山影響等発生時の体制の整備） (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	３ 火山影響等、積雪 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に実施する。 (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。	教育	・火山影響及び積雪発生時の対応に関する事項（降下火砕物及び積雪の除去作業に関する事項）
	(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。	訓練	・火山影響等発生時の運転操作に関する事項
	(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。	教育	・火山影響等より防護すべき施設（外部事象防護対象施設、重大事故等対処施設）の保守管理に関する事項

保安規定　条文 （抜粋）	保安規定　添付２（教育訓練の実施）	教育訓練	実施する教育訓練の内容
第17条の４ （その他自然災害発生時等の体制の整備） （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	４ 地震 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に実施する。 (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。	教育	・波及的影響防止に関する事項 ・原子炉施設への影響確認に関する事項 ・設備の保管に関する事項 ・設備の維持管理に関する事項
	(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。	訓練	・地震発生時の運転操作に関する事項
	５ 津波 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に実施する。 (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。	教育	・津波影響評価に関する事項 ・船舶及び人員の退避等に関する事項 ・津波防護施設、浸水防護設備及び津波監視設備の保守管理に関する事項
	(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。	訓練	・津波発生時の運転操作に関する事項
	(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。	教育	・津波防護施設、浸水防護設備及び津波監視設備の保守管理に関する事項
	６ 竜巻 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に実施する。 (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。	教育	・竜巻発生時の対応に関する事項（車両退避等に関する事項含む） ・物品の飛散防止管理に関する事項 ・竜巻による飛来物の発生を防止するための固縛装置の取扱方法に関する項目
	(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。	訓練	・竜巻発生時の運転操作に関する事項
	(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。	教育	・竜巻飛来物防護対策設備、竜巻による飛来物の発生を防止するための固縛装置に係る保守・点検
第17条の5 （有毒ガス発生時の体制の整備） （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訓練	７ 有毒ガス 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に実施する。 (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。	教育	・有毒ガス発生時の対応に関する事項
	(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。	訓練	・有毒ガス発生時における防護具の着用に関する事項

各ＧＭと力量管理の枠組み（全体イメージ）

当社の緊急時対策要員は、機能ごとに分割した機能班に属している。
それぞれの機能班には主管GMがおり，主管GMは力量を有する者を確保する。



各機能班の要員の確保は各GMであり，防災安全GMが表１２－３に定める要員を常時確保する。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　東京電力ホールディングス株式会社

各ＧＭと力量管理の枠組み（個別イメージ）

例示として，成立性確認で主となる復旧班の仕組みを説明する。

復旧班（保全部）

- 注水隊（ﾀｰﾋﾞﾝG）
- 電源隊（電気G）
- 除熱隊（原子炉G）
- 給油隊（保全総括G）
- がれき隊（土木G）
- 送水隊（環境施設G）
- …

給油隊（保全総括GM）

- 隊員A
- 隊員B
- 隊員C
- 隊員D
- 隊員E
- 隊員F
- …

保全総括GMの役割

- **PLAN**：年初：力量維持・確保のための計画策定
- **Do**：力量維持訓練を実施（力量付与は随時）
- **Check**：力量の維持・確保は問題ないか（使命時間などの対応）
- **Action**：さらなる時間の短縮など手順の改善など実施

年度ごとに防災安全GMは保安運営委員会に付議
定期的な評価を報告（重大事故等発生時の体制の整備）
（改善内容と次年度プランへの反映）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.　無断複製・転載禁止　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保安規定審査資料	
資料番号	TS-41（改訂 1）
提出年月日	令和２年６月２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６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

１５.「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要..... 1-Ⅲ.15-1
１６.「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要..... 1-Ⅲ.16-1
１７.「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要..... 1-Ⅲ.17-1

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

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。

Ｂ．原子炉水位

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作動した場合は不要）
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作動の場合は、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で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

① ・ 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。
② ・ 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。
③ ・ 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。
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、サプレッションプールスプレイを起動する。
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プレッションプールスプレイを起動する。
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ェルスプレイ及びサ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

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しているか、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。

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
・ 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ェルスプレイ又はサプレッションプールスプレイを運転し、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、ドライウェ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ェルスプレイ又はサプレッションプールスプレイを運転し、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

① ・ 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。
② ・ 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。
③ ・ 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。
④ ・ 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

⑤ ・ 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。
⑥ ・ 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

⑦ ・ 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。
⑧ ・ 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。
⑨ ・ 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。
⑩ ・ 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。

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

・ 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
・ 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

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。

Ｂ．水位上昇中

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。

Ｃ．水位下降中

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

・ 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

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。

Ｂ．満水注入

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

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

② ・ 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。

事象発生

第14条で定めるマニュルに基づく対応

①

原子炉がスクラムした場合の運転操作基準
※原子炉スクラムする前から導入される場合がある。

【7号機】（項番号1-22-51）

各制御番号及び名称		添付1表番号	添付3表番号
1	**原子炉制御**	―	―
(1)	スクラム	1	―
(2)	反応度制御	2	1，2，3，4
(3)	水位確保	3	2，4
(4)	減圧冷却	4	2，3，4
2	**一次格納容器制御※**	―	―
(1)	格納容器圧力制御	5	2，3，4，5，6
(2)	ドライウェル温度制御	6	6
(3)	サプレッションプール温度制御	7	6
(4)	サプレッションプール水位制御	8	6
(5)	格納容器水素濃度制御	9	6
3	**二次格納容器制御※**	―	―
(1)	原子炉建屋制御	10	2，3，4
(2)	使用済燃料プール水位・温度制御	11	11
4	**不測事態**	―	―
(1)	水位回復	12	2，4
(2)	急速減圧	13	2，3，4
(3)	水位不明	14	2，3，4
5	**電源制御**	―	―
(1)	交流／直流電源供給回復	15	3，5，14，16

事象制定

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となる水の供給手順等
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

①

操作手順
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。

②

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。

③

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。

④

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

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。

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

１１．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

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。

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
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。

②

操作手順
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。

③

操作手順
１６．中央制御室の居住性等に関する手順等

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。

①

操作手順

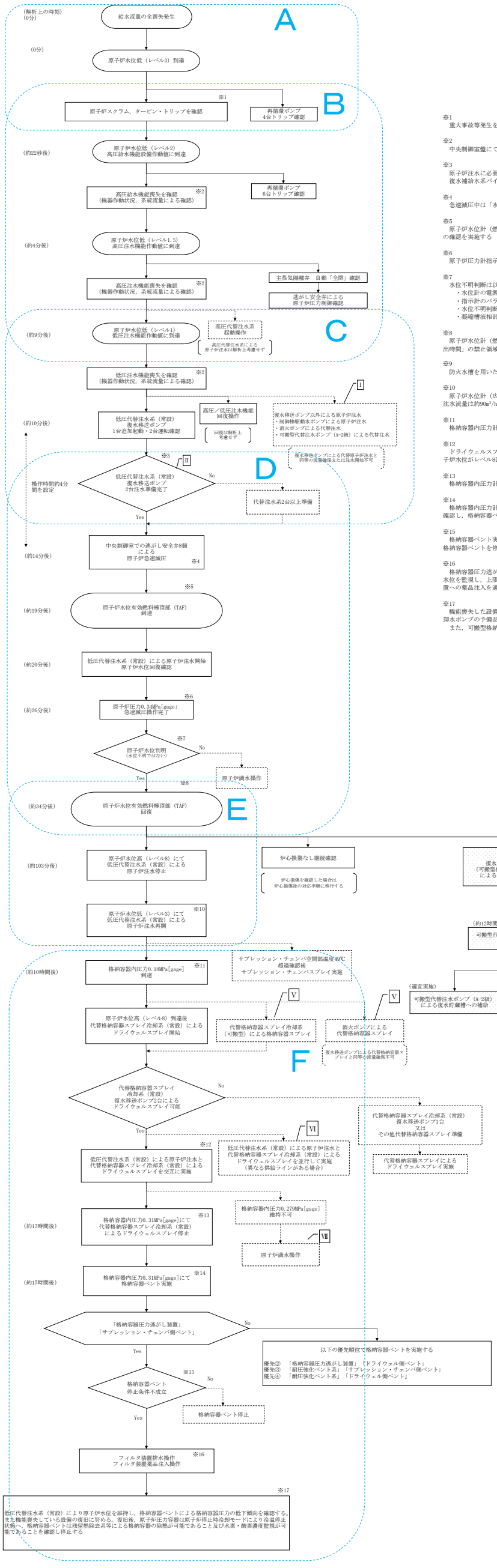
１４．電源の確保に関する手順等

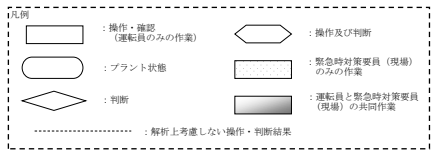
方針目的

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。

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
重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※2
中央制御室盤にて機器ランプ表示，機器故障警報，流量指示計等にて機能喪失を確認する

※3
原子炉注水に必要な弁が動作可能であることを確認する
復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する

※4
急速減圧中は「水位不明判断曲線」による原子炉圧力と格納容器温度から水位不明領域に入っていないことを確認する

※5
原子炉水位計（燃料域）により有効燃料棒頂部（TAF）到達を確認した場合は，格納容器内雰囲気モニタ（CAMS）等により格納容器水素・酸素濃度の確認を実施する

※6
原子炉圧力計指示0.34MPa[gage]以下により，原子炉急速減圧完了を確認する

※7
水位不明判断は以下により確認する
・水位計の電源が喪失
・指示計のバラツキが大きく有効燃料棒頂部（TAF）以上であることが判定できない
・水位不明判断曲線の水位不明領域
・凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し，有意な差が認められない

※8
原子炉水位計（燃料域）指示により有効燃料棒頂部（TAF）回復を確認した場合は，有効燃料棒頂部（TAF）以下継続時間を測定し「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。燃料の健全性を格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認する

※9
防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である

※10
原子炉水位計（広帯域）指示によりレベル3到達確認後，原子炉注水を開始し，原子炉水位がレベル8到達確認後，原子炉注水を停止する。解析上，注水流量は約90m³/hとする。以後，本操作を繰り返す

※11
格納容器内圧力計指示0.18MPa[gage]到達により，格納容器スプレイ操作を開始する

※12
ドライウェルスプレイ実施中に原子炉水位計（広帯域）指示によりレベル3到達確認後，ドライウェルスプレイを停止し原子炉注水を開始する。原子炉水位がレベル8到達確認後，原子炉注水を停止しドライウェルスプレイを再開する。以後，本操作を繰り返す

※13
格納容器内圧力計指示0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により，格納容器ベント操作前に格納容器スプレイを停止する

※14
格納容器内圧力計指示0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により，炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し，格納容器ベント操作を開始する

※15
格納容器ベント実施時に，残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は，格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は，格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスパージを実施する

※16
格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には，原子炉格納容器からの蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し，上限水位に到達した場合にサプレッション・チェンバ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また，フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する

※17
機能喪失した設備の回復手段として，除熱手段である残留熱除去系の復旧手順を整備しており，原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプの予備品を確保している
また，可搬型格納容器除熱系や可搬熱交換器等を用いた除熱手段を実施することも可能である

【有効性評価の対象とはしていないが，ほかに取り得る手段】

Ⅰ
炉心損傷防止としての流量は確保できないが制御棒駆動水ポンプによる原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また，追加起動の準備も開始する
復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが，消火ポンプによる代替注水も実施可能である
注水開始時間は遅くなるが，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による代替注水も実施可能である

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

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

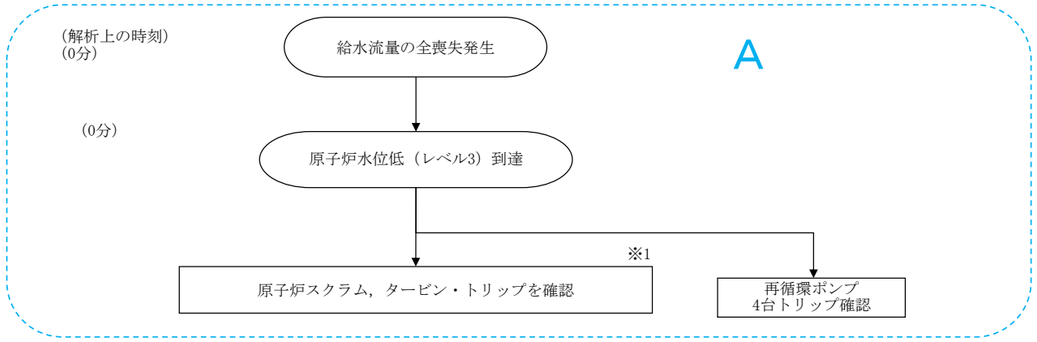
Ⅳ
純水補給水系による復水貯蔵槽への補給も実施できる
純水補給水系から補給する場合は，補給ルートが異なるため可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同時に補給することも可能である
純水補給水系から補給する場合の水源は「純水タンク」であるが，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の水源は「淡水貯水池」以外に「海水」も可能である

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

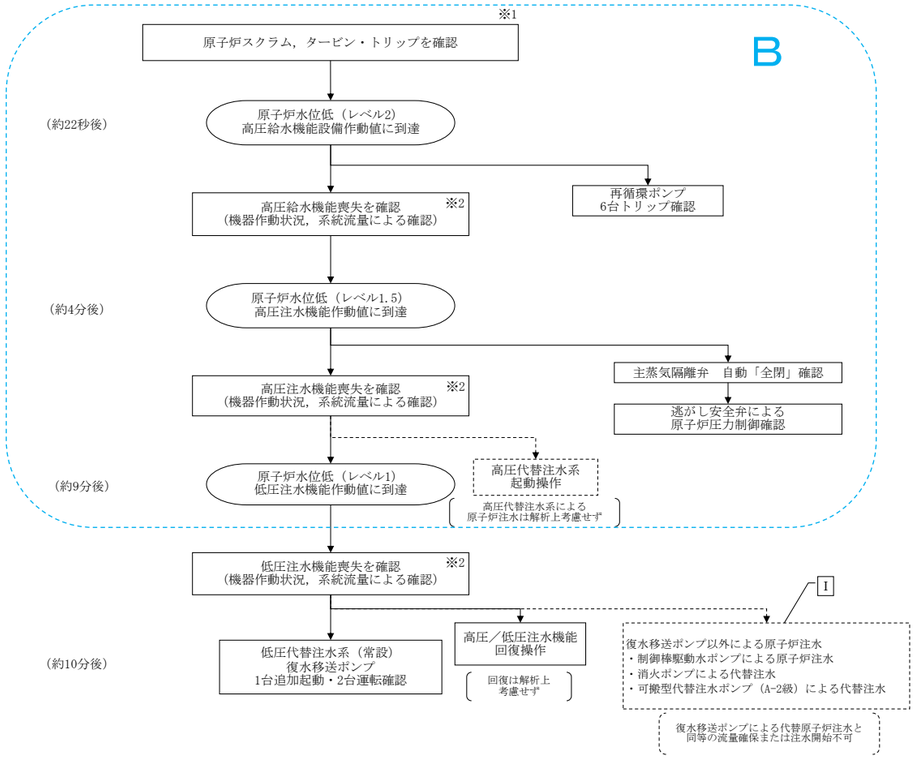
Ⅵ
残留熱除去系Bライン以外に復水移送ポンプによる代替注水が可能な系統がある場合，原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施できる

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

1-Ⅲ.1-1


（解析上の時刻）
（0分）
給水流量の全喪失発生
A
（0分）
原子炉水位低（レベル3）到達
※1
原子炉スクラム，タービン・トリップを確認
再循環ポンプ
4台トリップ確認

1-Ⅲ.1-2



1-Ⅲ.1-3

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。

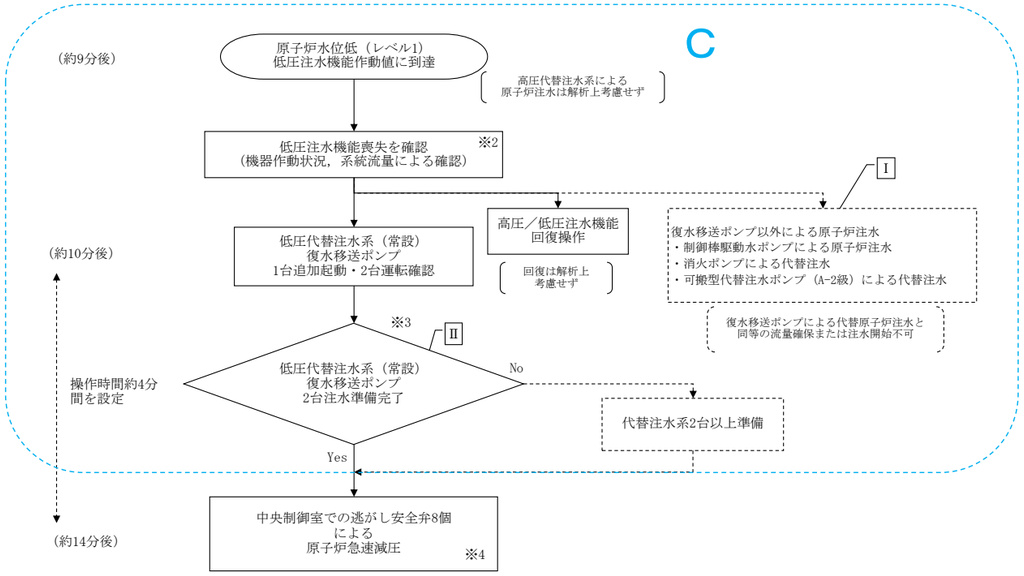
⑤主な監視操作内容

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

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。

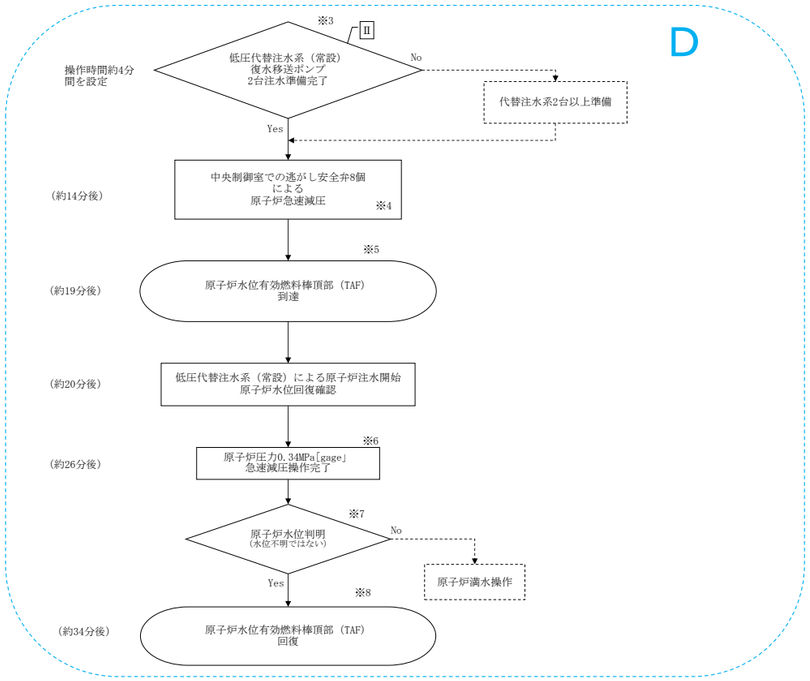
⑤主な監視操作内容

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

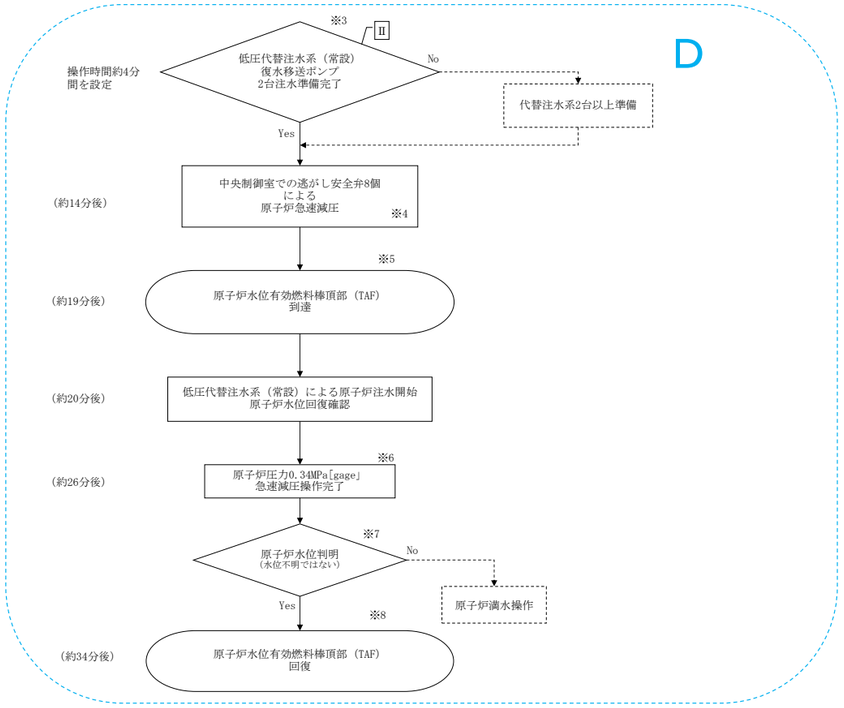
・原子炉を速やかに減圧する。

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。



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。

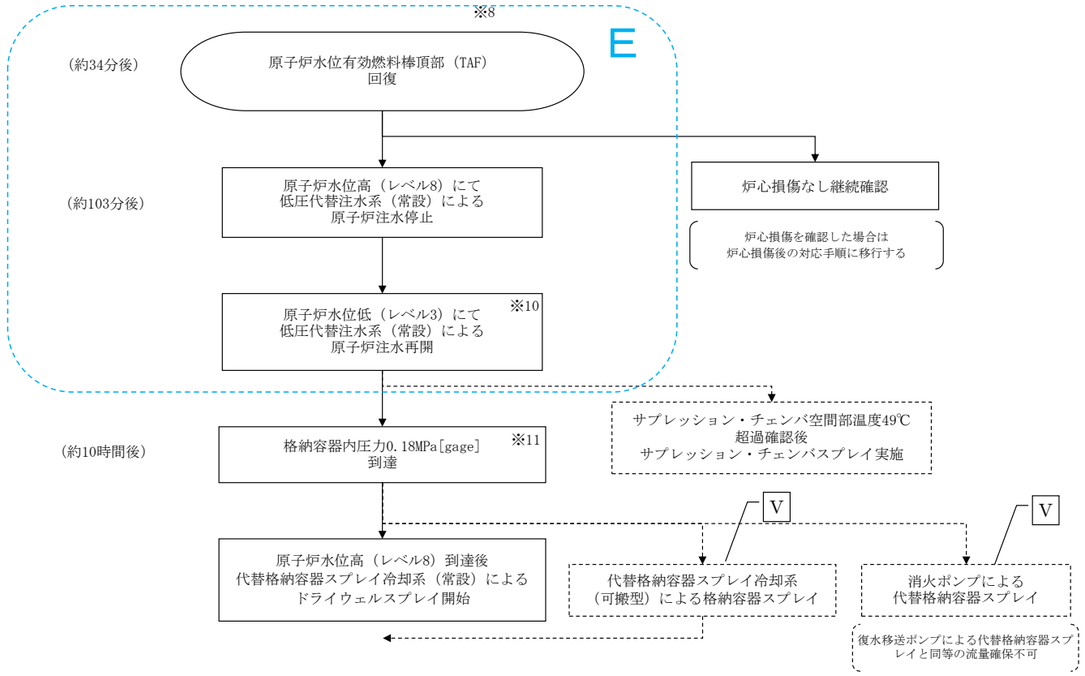
・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

・ 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。

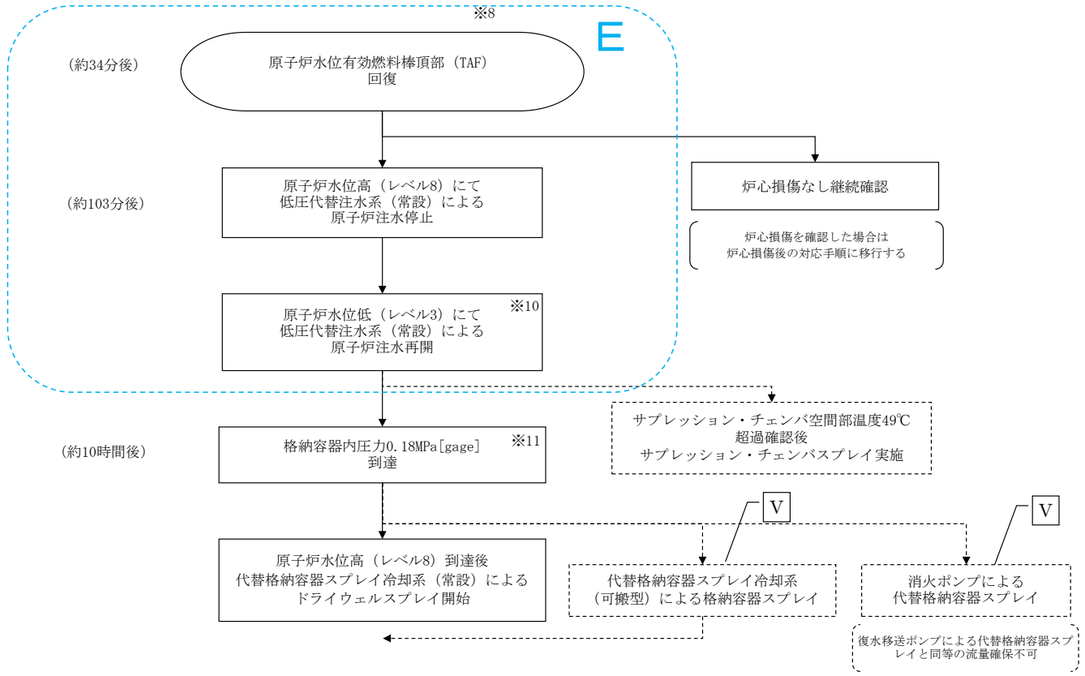
⑤主な監視操作内容

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。）

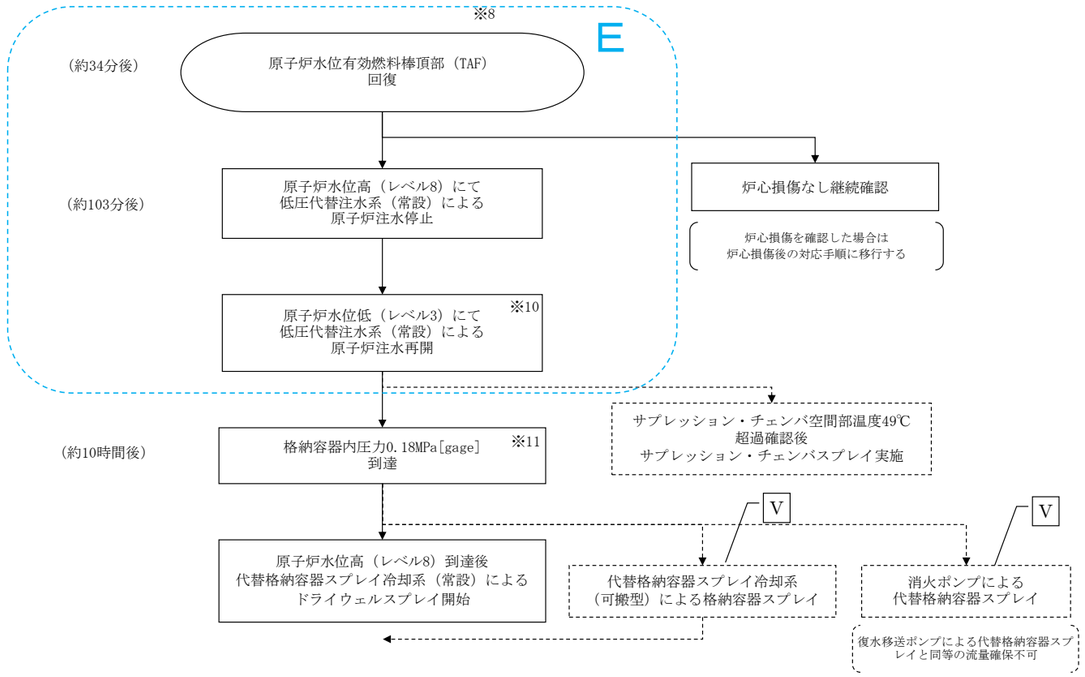
②導入条件
・ 原子炉スクラム信号が発生した場合
・ 手動スクラムした場合
① ・ 各制御の脱出条件が成立した場合

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。

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

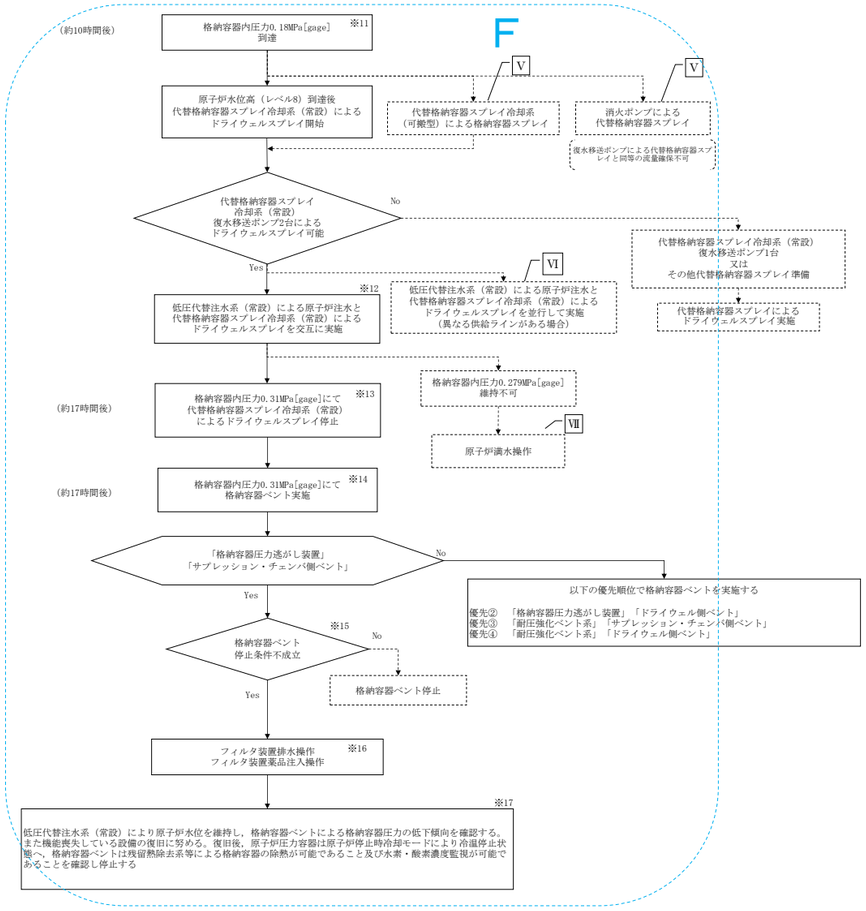
・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
・ タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離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

1．原子炉制御

（1）スクラム

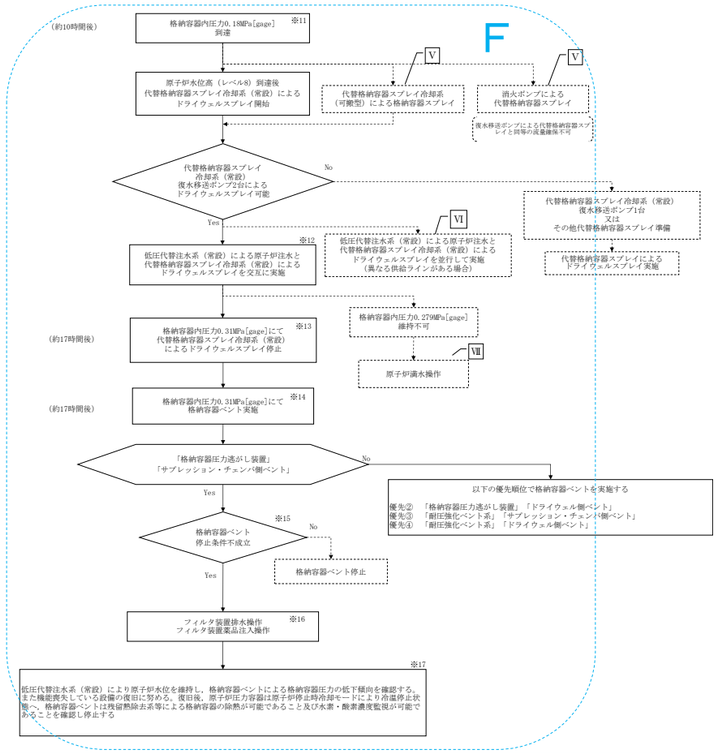
⑤主な監視操作内容

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

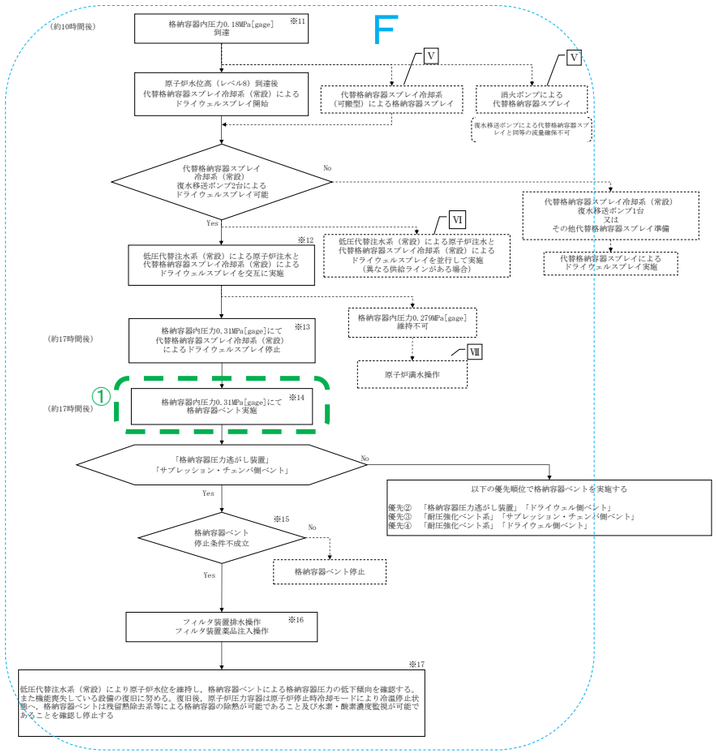
② ・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系Ａ系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「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、サプレッションプール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。
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

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しているか、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。



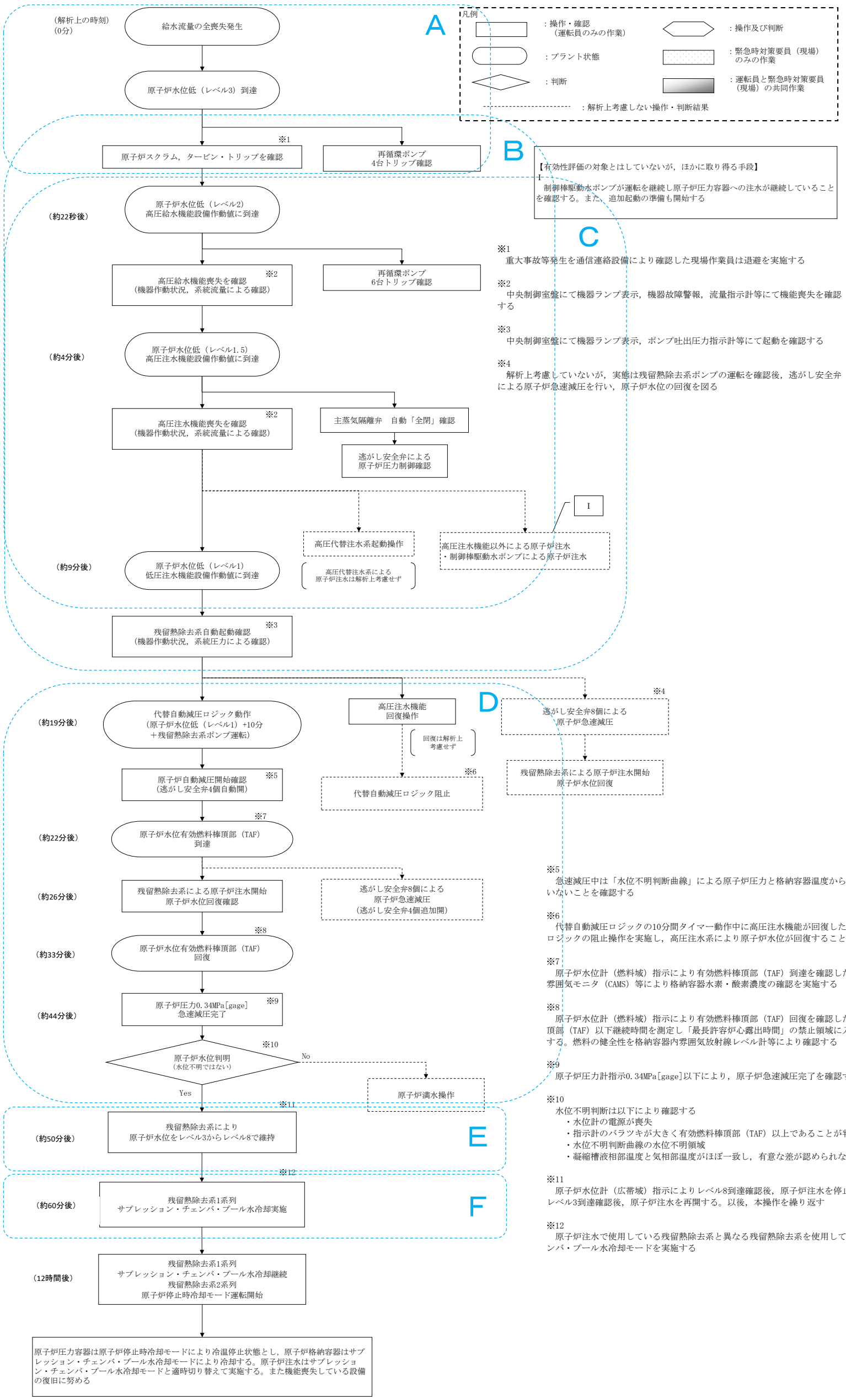
1-Ⅲ.1-12

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。）

第7．1．2－3図 「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要



※1
重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※2
中央制御室盤にて機器ランプ表示，機器故障警報，流量指示計等にて機能喪失を確認する

※3
中央制御室盤にて機器ランプ表示，ポンプ吐出圧力指示計等にて起動を確認する

※4
解析上考慮していないが，実態は残留熱除去系ポンプの運転を確認後，逃がし安全弁による原子炉急速減圧を行い，原子炉水位の回復を図る

※5
急速減圧中は「水位不明判断曲線」による原子炉圧力と格納容器温度から水位不明領域に入っていないことを確認する

※6
代替自動減圧ロジックの10分間タイマー動作中に高圧注水機能が回復した場合は，代替自動減圧ロジックの阻止操作を実施し，高圧注水系により原子炉水位が回復することを確認する

※7
原子炉水位計（燃料域）指示により有効燃料棒頂部（TAF）到達を確認した場合は，格納容器内雰囲気モニタ（CAMS）等により格納容器水素・酸素濃度の確認を実施する

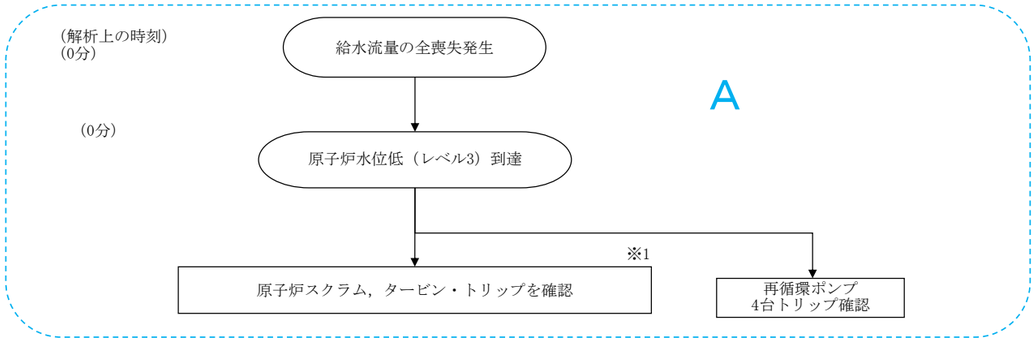
※8
原子炉水位計（燃料域）指示により有効燃料棒頂部（TAF）回復を確認した場合は，有効燃料棒頂部（TAF）以下継続時間を測定し「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。燃料の健全性を格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認する

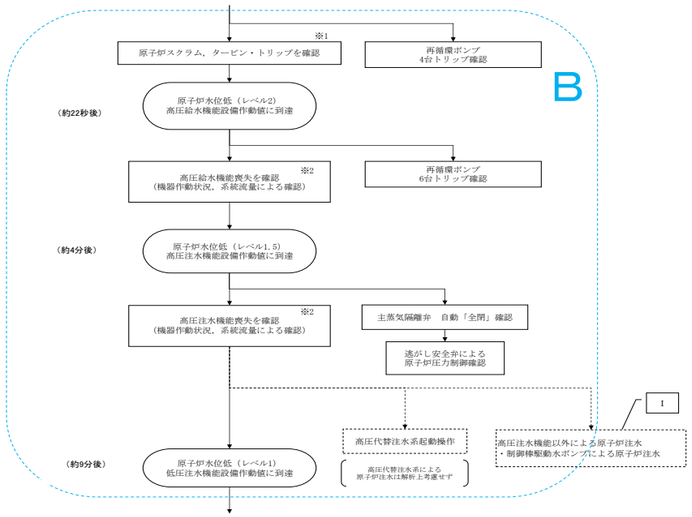
※9
原子炉圧力計指示0.34MPa[gage]以下により，原子炉急速減圧完了を確認する

※10
水位不明判断は以下により確認する
・水位計の電源が喪失
・指示計のバラツキが大きく有効燃料棒頂部（TAF）以上であることが判定できない
・水位不明判断曲線の水位不明領域
・凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し，有意な差が認められない

※11
原子炉水位計（広帯域）指示によりレベル8到達確認後，原子炉注水を停止する。原子炉水位がレベル3到達確認後，原子炉注水を再開する。以後，本操作を繰り返す

※12
原子炉注水で使用している残留熱除去系と異なる残留熱除去系を使用してサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードを実施する


（解析上の時刻）
（0分）
給水流量の全喪失発生
A
（0分）
原子炉水位低（レベル3）到達
※1
原子炉スクラム，タービン・トリップを確認
再循環ポンプ
4台トリップ確認



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。

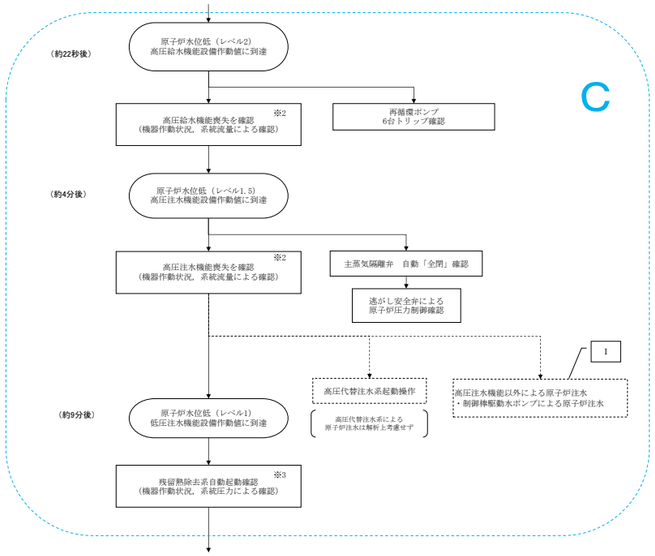
⑤主な監視操作内容

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

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。

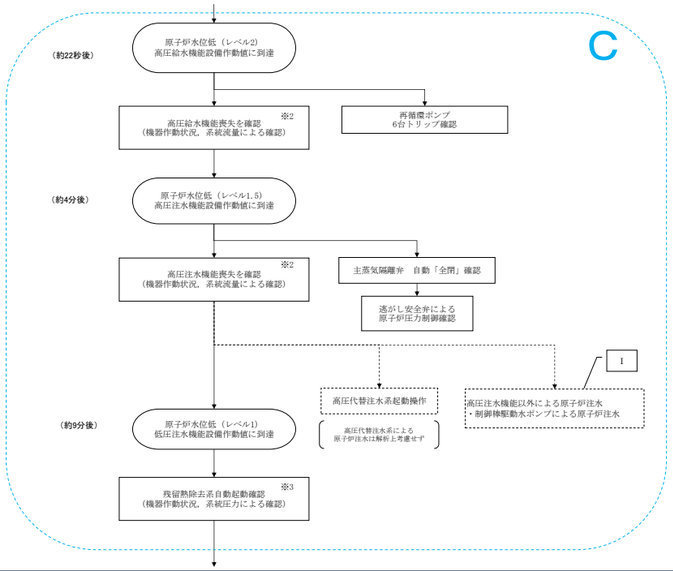
⑤主な監視操作内容

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。
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

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
① ・ 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

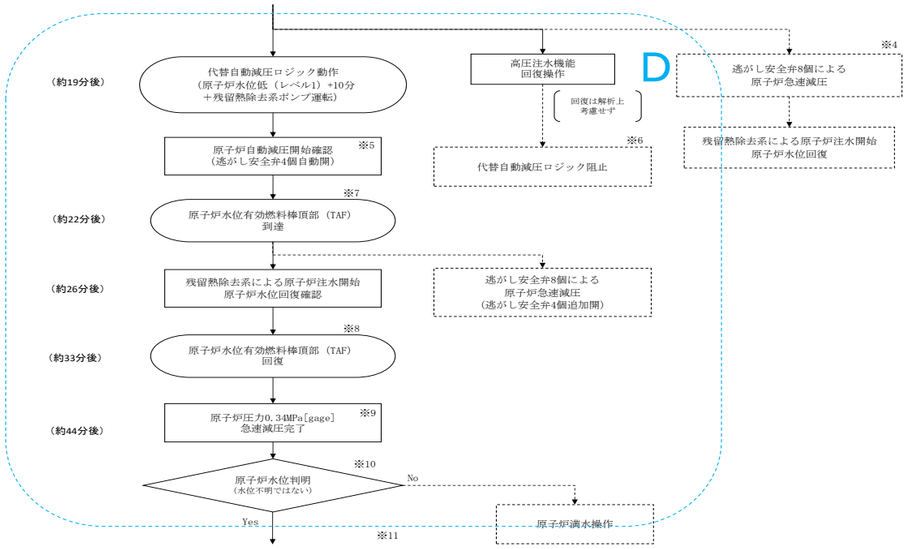
・ 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。
・ 原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
・ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を起動する。
② ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも１系統以上の起動を試みる。
・ 低圧で原子炉へ注水可能で系統１系統以上の起動ができない場合、注水設備２台以上、代替注水設備２系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。
③ ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

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

④ ・ 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。
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

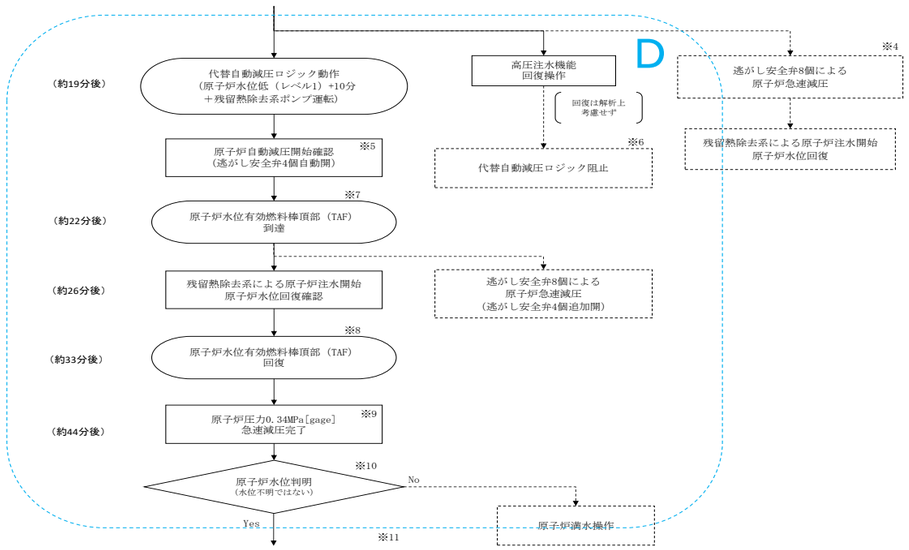
・ 原子炉を速やかに減圧する。

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
① ・ 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。



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。

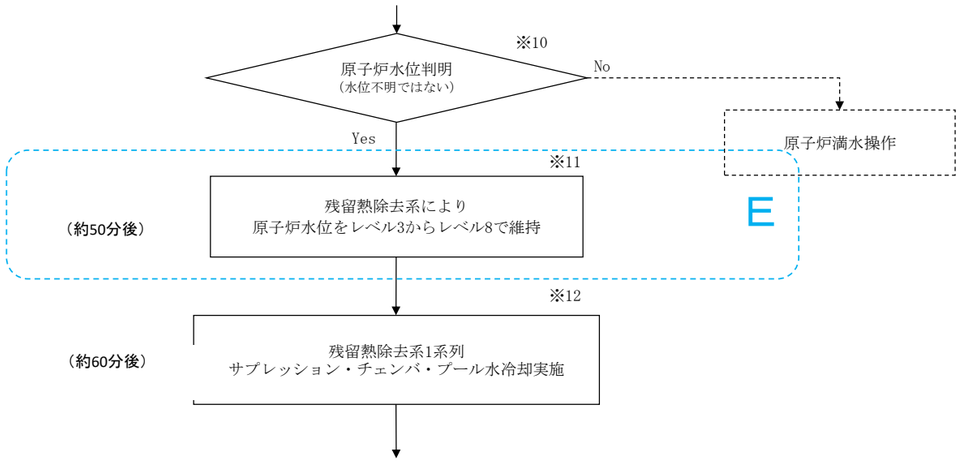
・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

・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

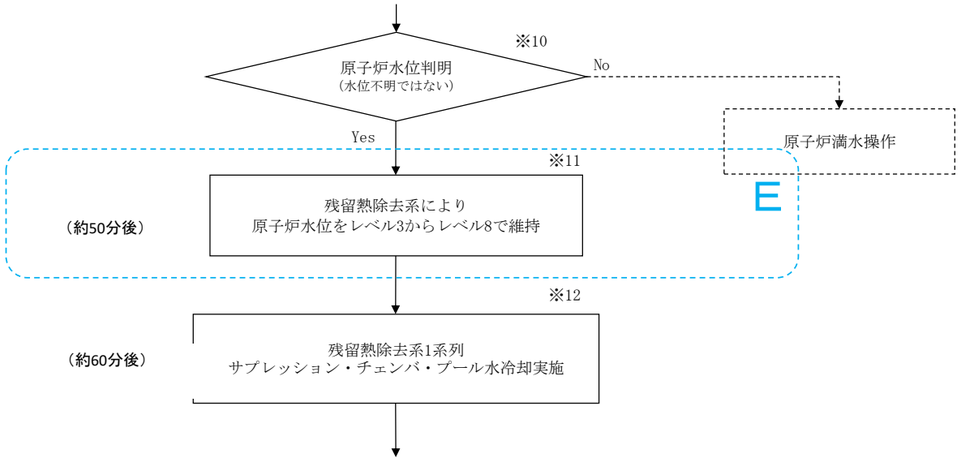
・ 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。
・ 原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
・ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を起動する。
② ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも１系統以上の起動を試みる。
・ 低圧で原子炉へ注水可能で系統１系統以上の起動ができない場合、注水設備２台以上、代替注水設備２系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。
③ ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

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。

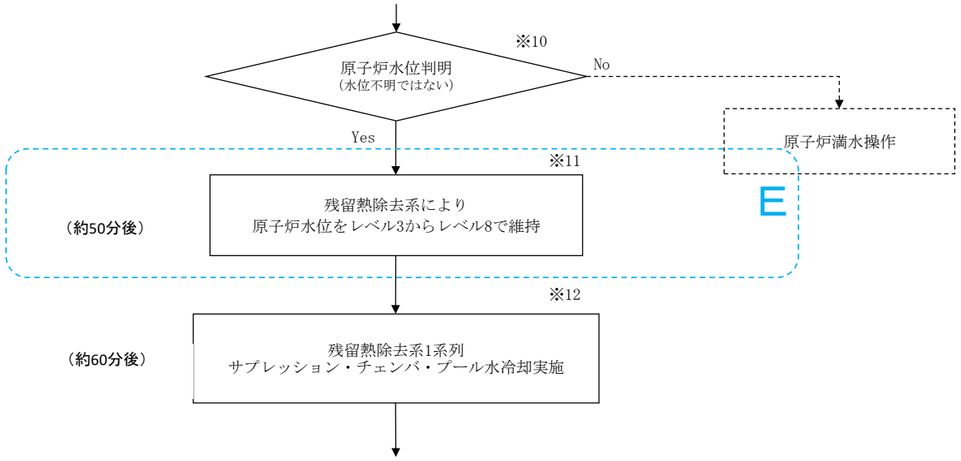
⑤主な監視操作内容

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
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。

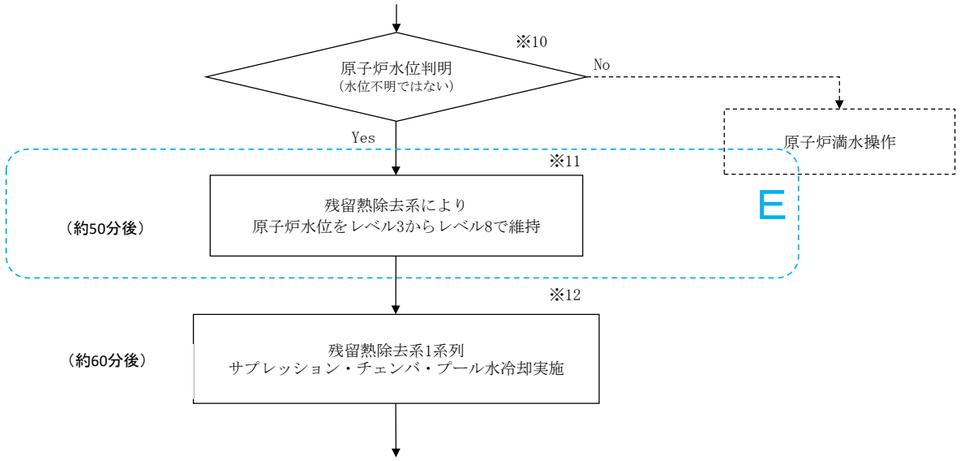
⑤主な監視操作内容

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。

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

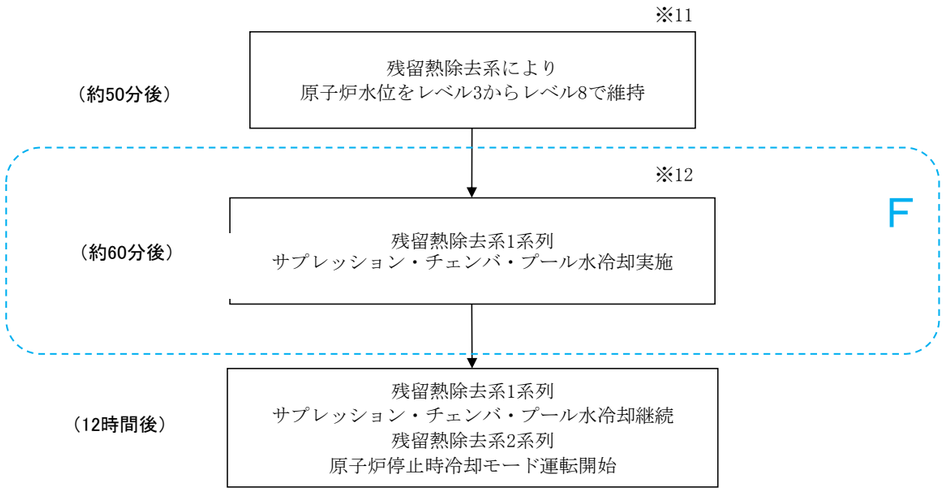
・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
・ タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離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

１．原子炉制御
（１）スクラム

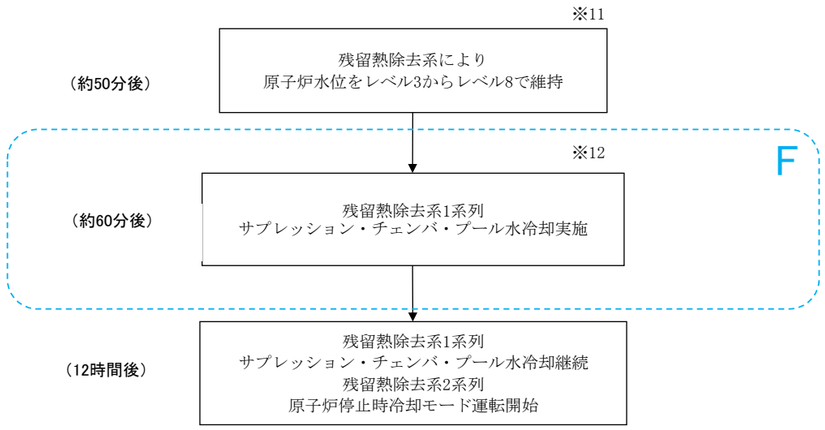
⑤主な監視操作内容

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

・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

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

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。

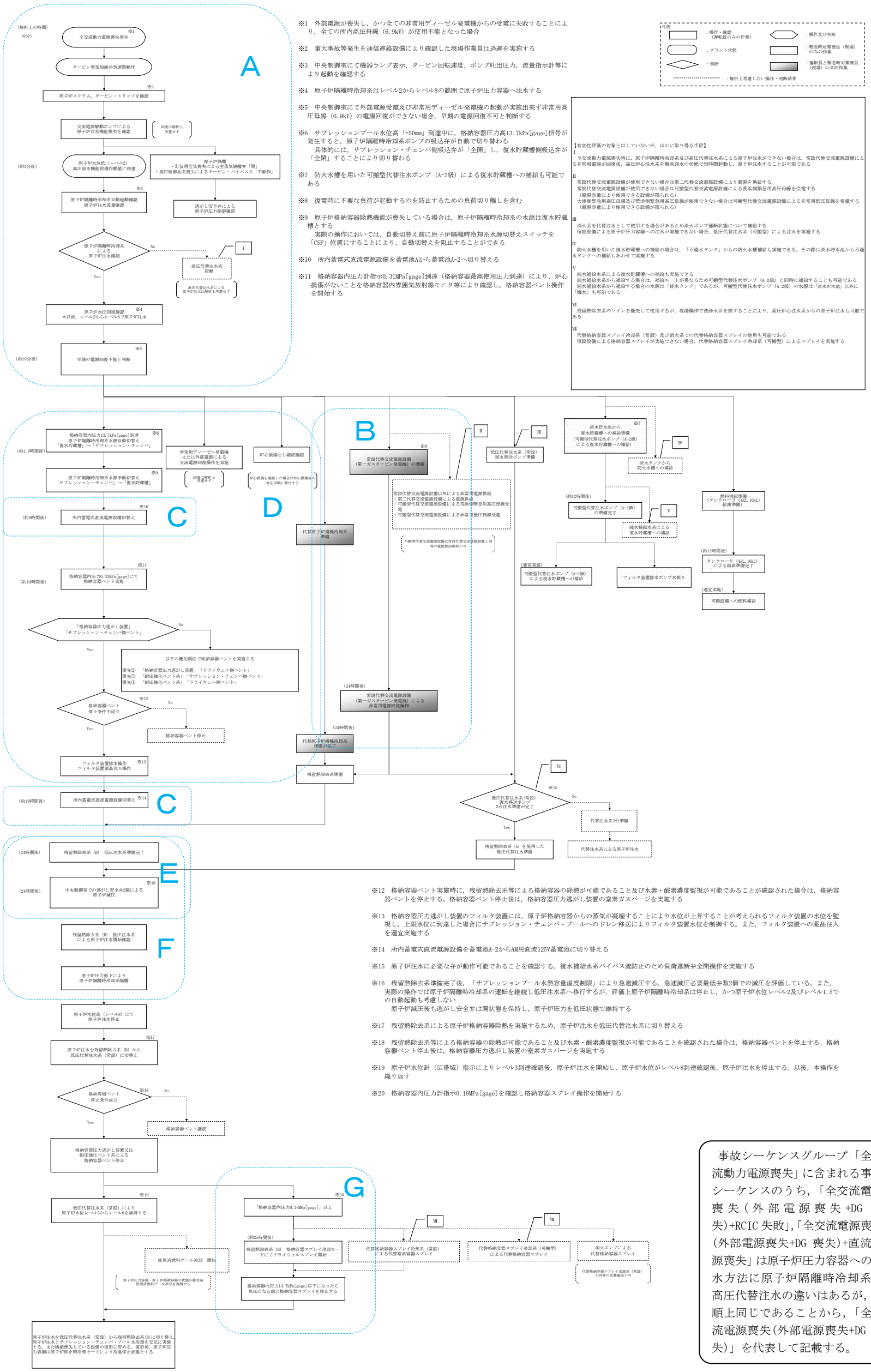
③ ・サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。

B．サプレッションプール空間部温度制御

・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。

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



※1 外部電源が喪失し，かつ全ての非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗することにより，全ての所内高圧母線（6.9kV）が使用不能となった場合

※2 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※3 中央制御室にて機器ランプ表示，タービン回転速度，ポンプ吐出圧力，流量指示計等により起動を確認する

※4 原子炉隔離時冷却系はレベル2からレベル8の範囲で原子炉圧力容器へ注水する

※5 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動が実施出来ず非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可と判断する

※6 サプレッションプール水位高「+50mm」到達中に，格納容器圧力高13.7kPa[gage]信号が発生すると，原子炉隔離時冷却系ポンプの吸込弁が自動で切り替わる
具体的には，サプレッション・チェンバ側吸込弁が「全開」し，復水貯蔵槽側吸込弁が「全閉」することにより切り替わる

※7 防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である

※8 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む

※9 原子炉格納容器除熱機能が喪失している場合は，原子炉隔離時冷却系の水源は復水貯蔵槽とする
実際の操作においては，自動切替え前に原子炉隔離時冷却系水源切替えスイッチを「CSP」位置にすることにより，自動切替えを阻止することができる

※10 所内蓄電式直流電源設備を蓄電池Aから蓄電池A-2へ切り替える

※11 格納容器内圧力計指示0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により，炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線モニタ等により確認し，格納容器ベント操作を開始する

※12 格納容器ベント実施時に，残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は，格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は，格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスパージを実施する

※13 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には，原子炉格納容器からの蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられるフィルタ装置の水位を監視し，上限水位に到達した場合にサプレッション・チェンバ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また，フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する

※14 所内蓄電式直流電源設備を蓄電池A-2からAM用直流125V蓄電池に切り替える

※15 原子炉注水に必要な弁が動作可能であることを確認する。復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する

※16 残留熱除去系準備完了後，「サプレッションプール水熱容量温度制限」により急速減圧する。急速減圧必要最低弁数2個での減圧を評価している。また，実際の操作では原子炉隔離時冷却系の運転を継続し低圧注水系へ移行するが，評価上原子炉隔離時冷却系は停止し，かつ原子炉水位レベル2及びレベル1.5での自動起動も考慮しない
原子炉減圧後も逃がし安全弁は開状態を保持し，原子炉圧力を低圧状態で維持する

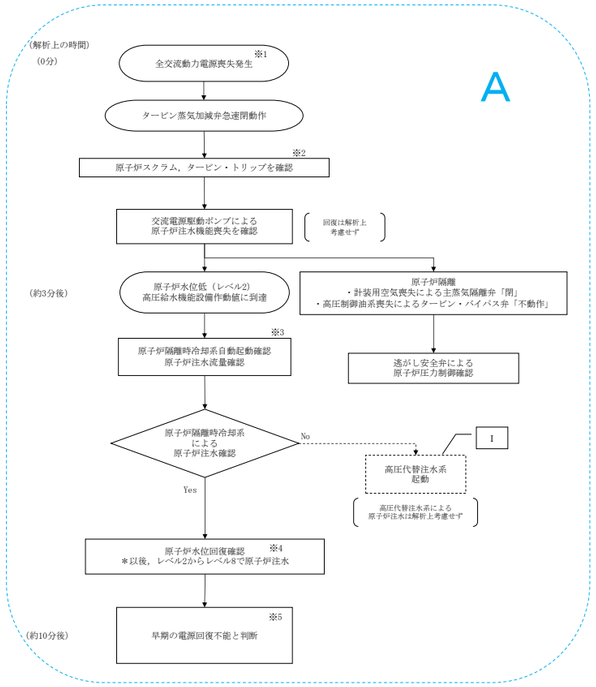
※17 残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施するため，原子炉注水を低圧代替注水系に切り替える

※18 残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることを確認された場合は，格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は，格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスパージを実施する

※19 原子炉水位計（広帯域）指示によりレベル3到達確認後，原子炉注水を開始し，原子炉水位がレベル8到達確認後，原子炉注水を停止する。以後，本操作を繰り返す

※20 格納容器内圧力計指示0.18MPa[gage]を確認し格納容器スプレイ操作を開始する

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」は原子炉圧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

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。

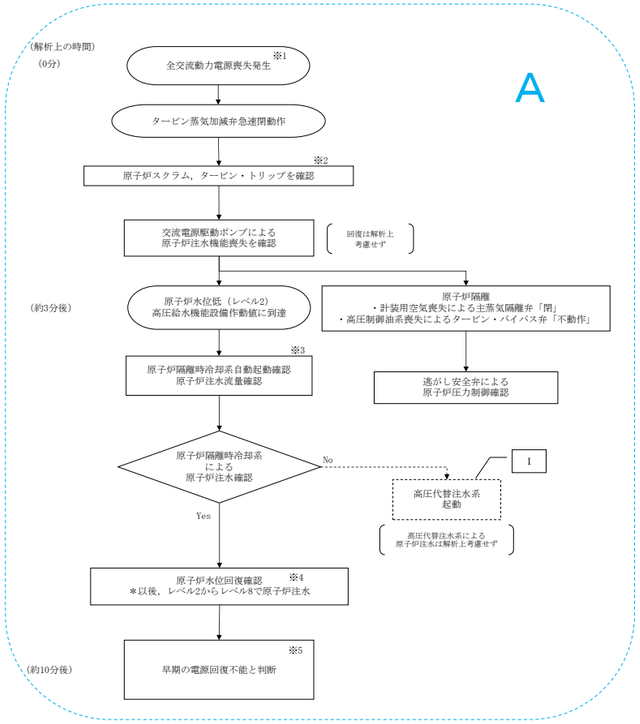
⑤主な監視操作内容

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。
・ 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

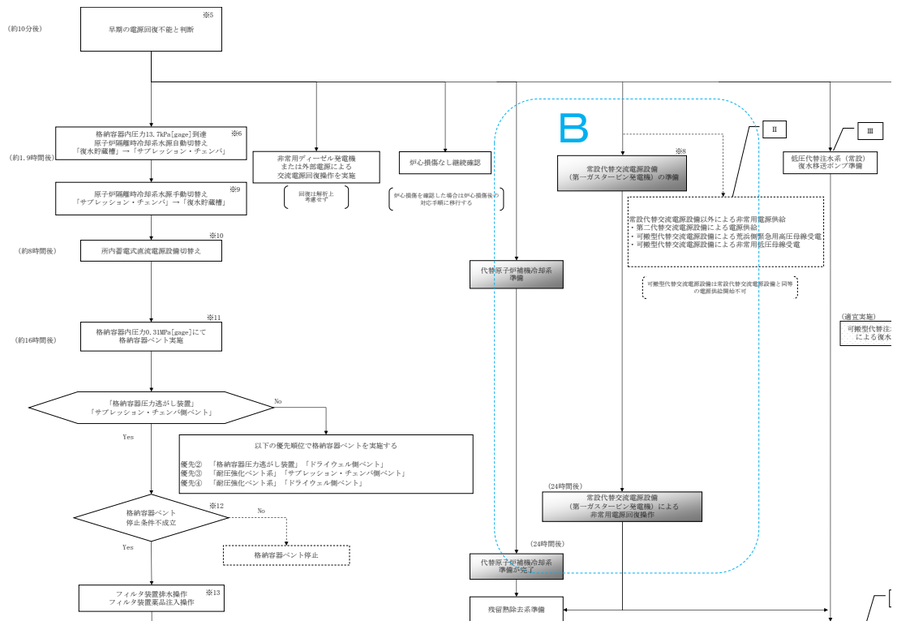
② ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
③ ・タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
④ ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔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

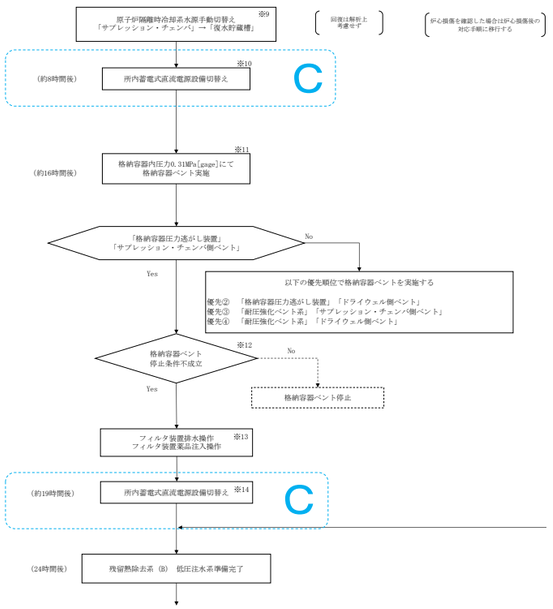
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

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

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

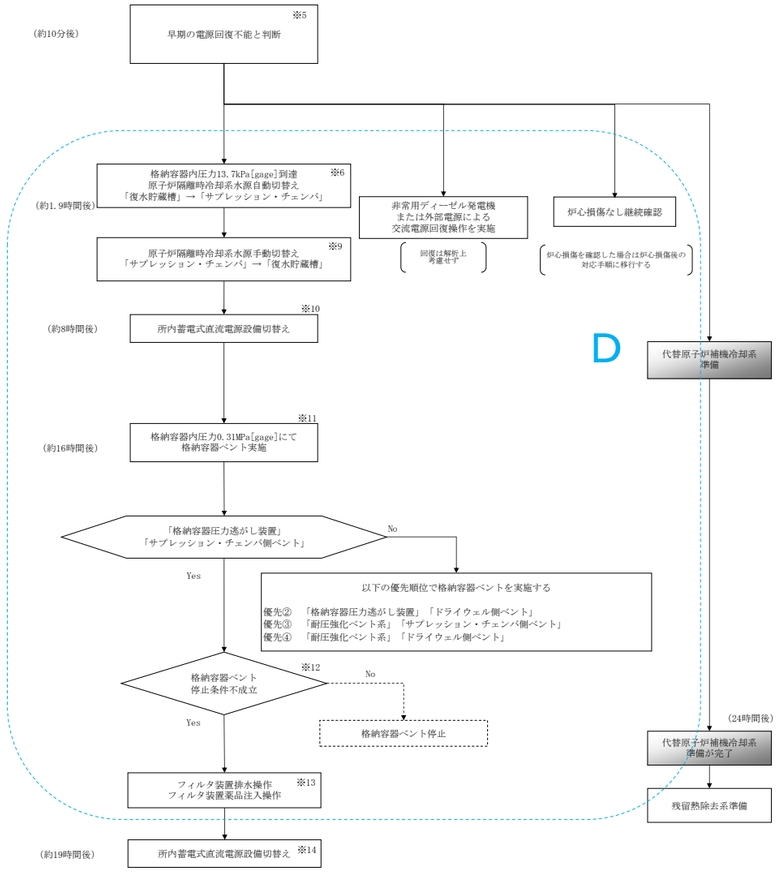
① ・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

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

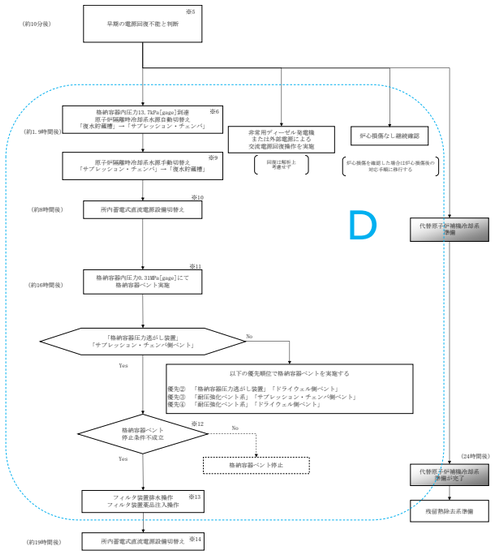
⑤主な監視操作内容

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

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

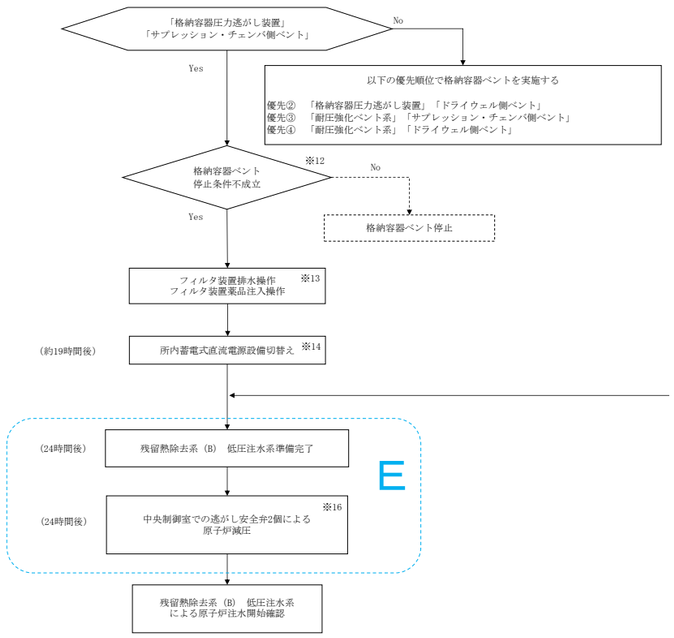
② ・ ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系Ａ系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「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。
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ェルスプレイ及びサ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

④ ・ 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しているか、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

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

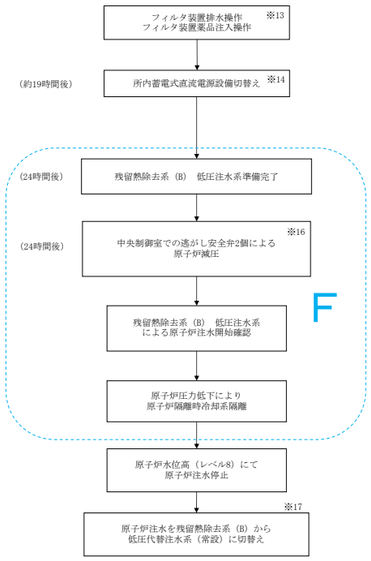
③ ・サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。

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

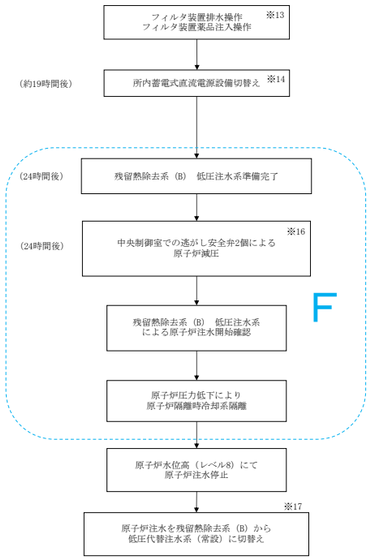
・ 原子炉を速やかに減圧する。

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。



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。

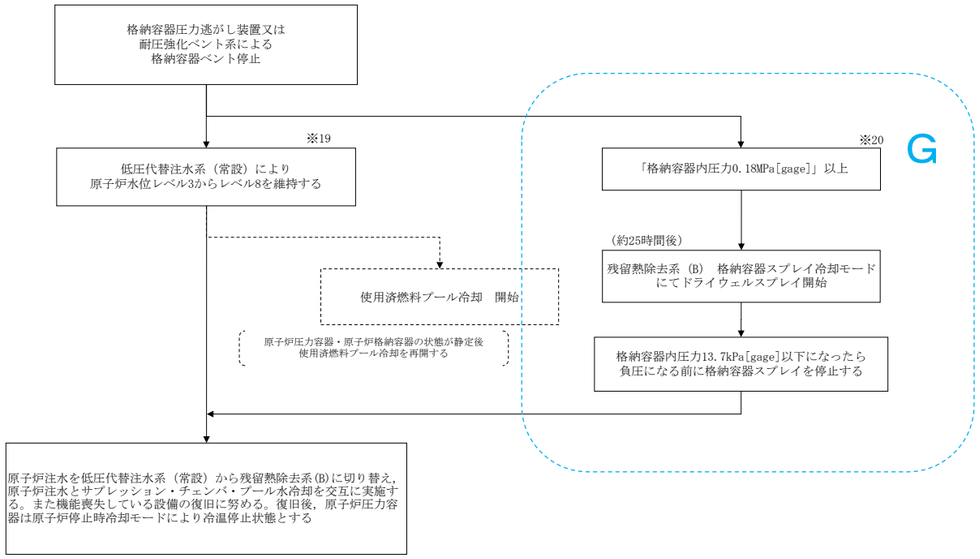
・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

・ 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	③脱出条件
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	・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

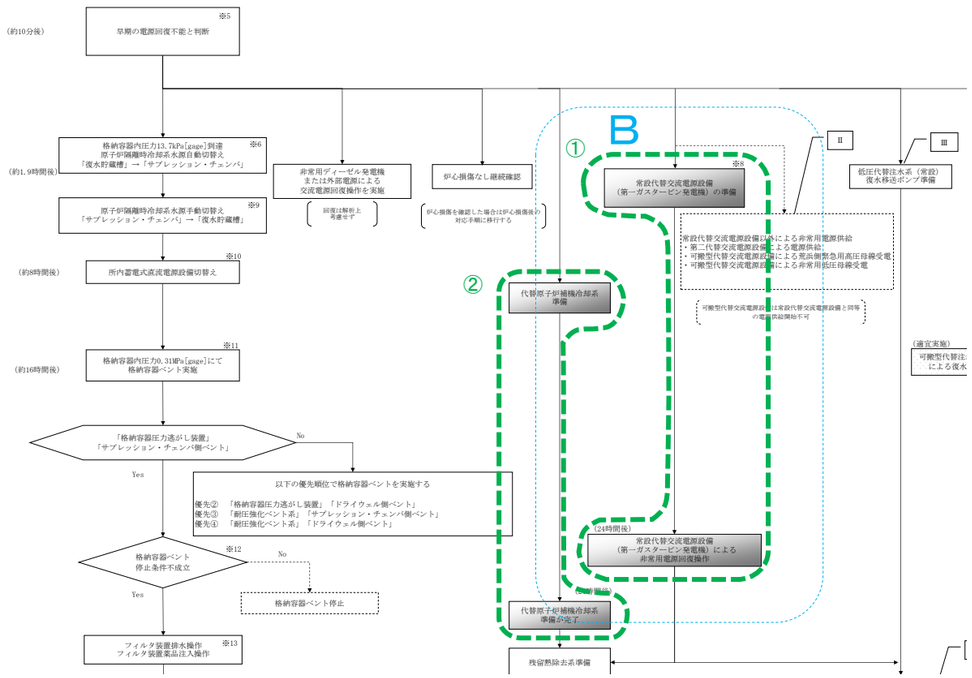
② ・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系Ａ系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「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、サプレッションプール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。
・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

・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しているか、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

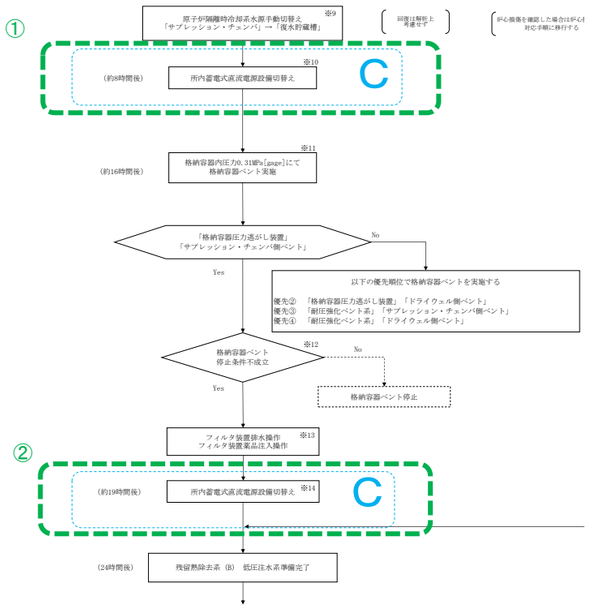
・サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
・格納容器ベントは、サプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。



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	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	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	

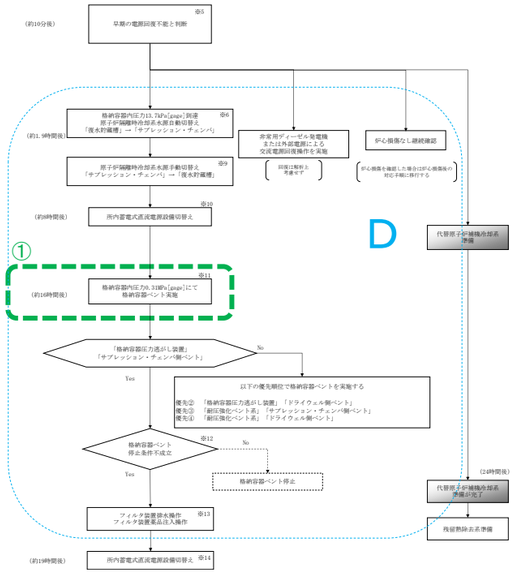
※１　有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）



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	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	１４	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。）

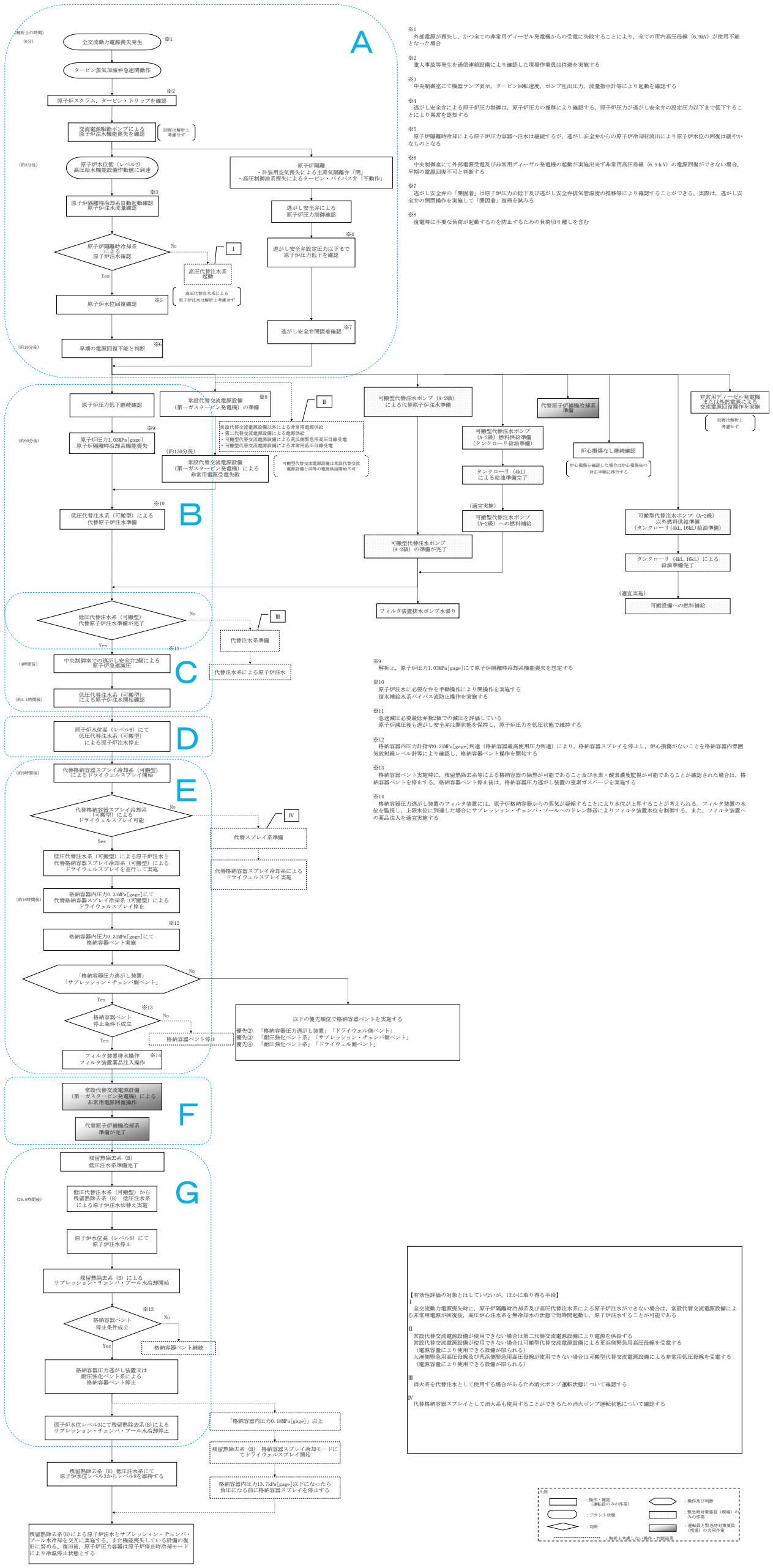


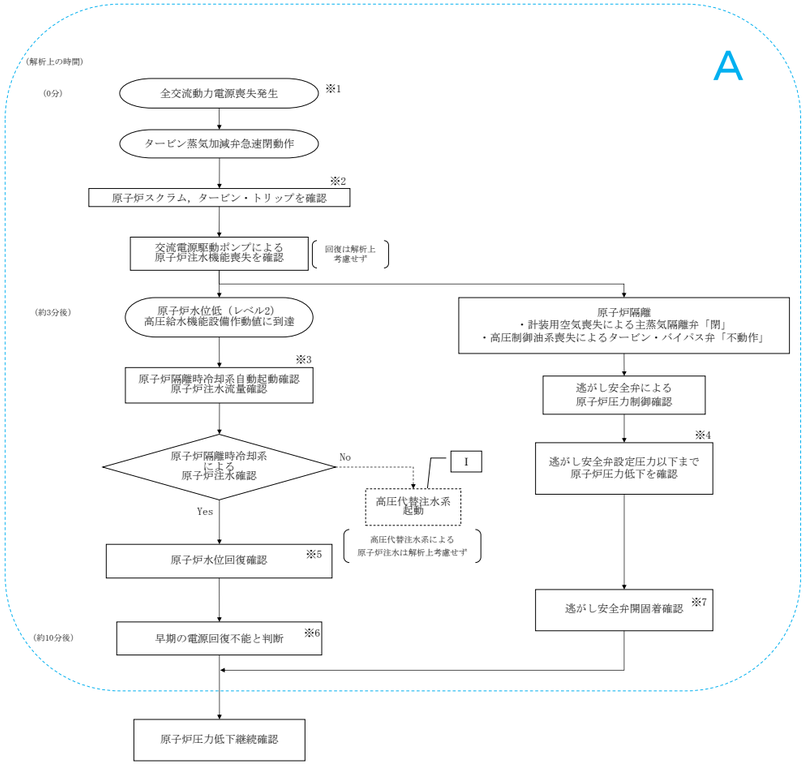
保安規定　添付3　表20　重大事故等対策における操作の成立性

	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。）

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

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。

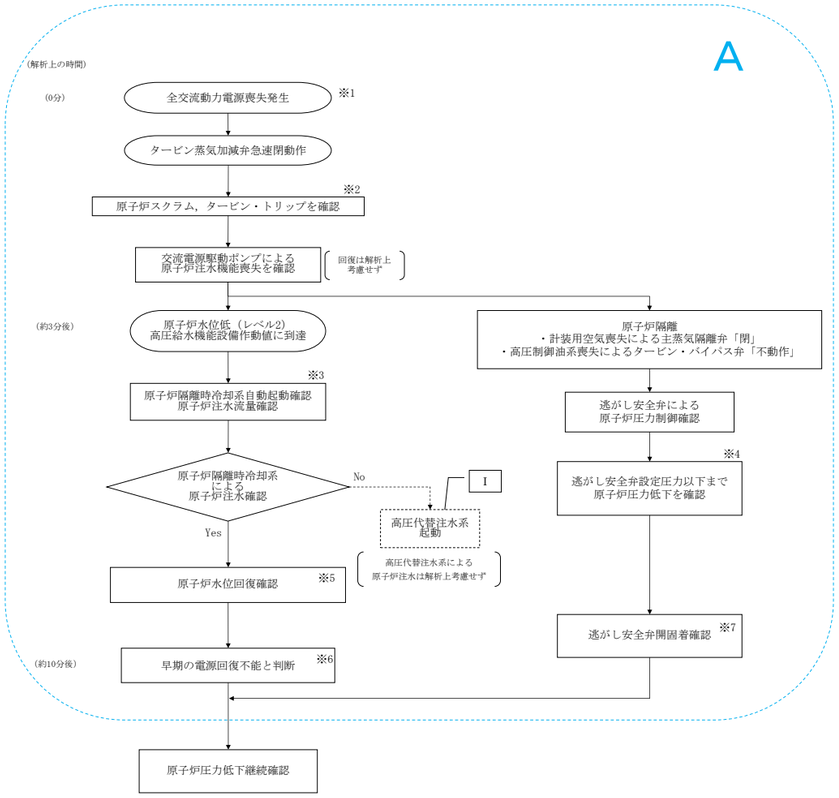
⑤主な監視操作内容

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

① ・ 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
② ・ 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。
③ ・ 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

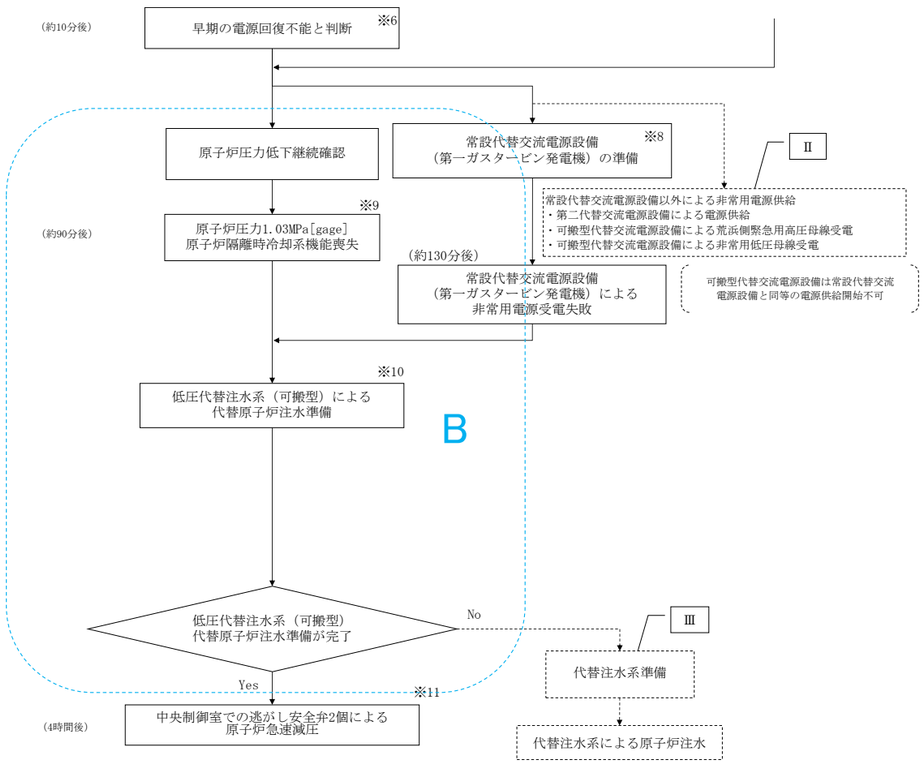
④ ・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
⑤ ・ タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
⑥ ・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
・ 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

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。

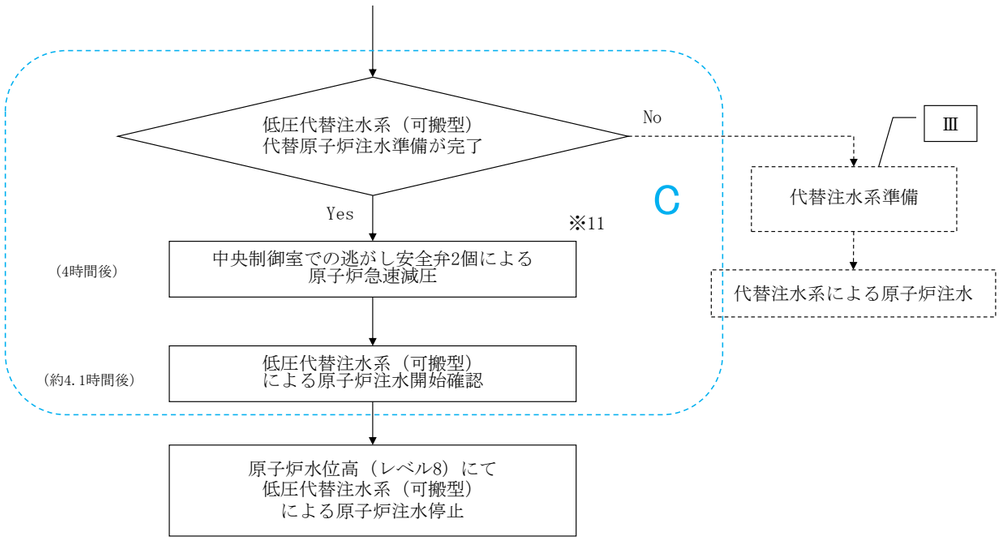
⑤主な監視操作内容

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

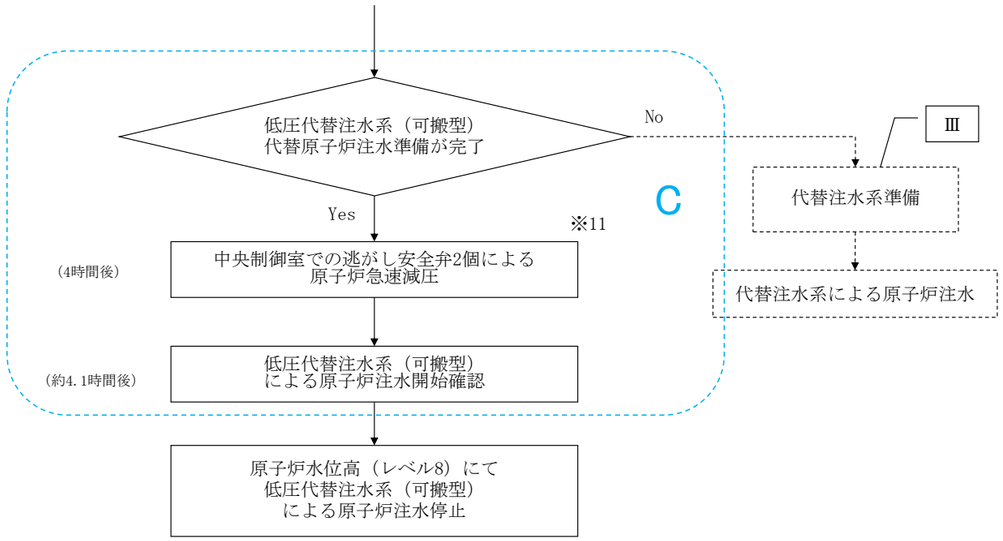
・ 原子炉を速やかに減圧する。

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。



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。

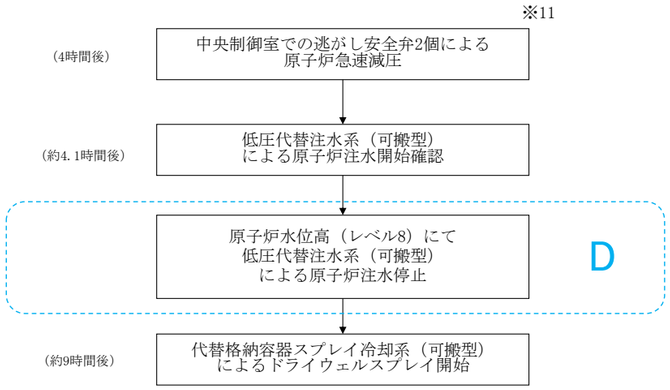
・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

・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。

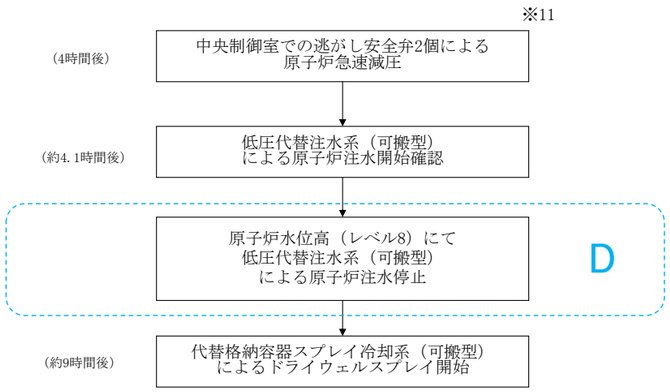
⑤主な監視操作内容

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
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。

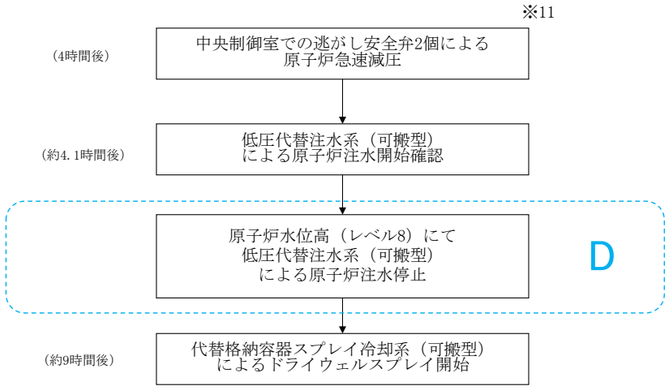
⑤主な監視操作内容

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。

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

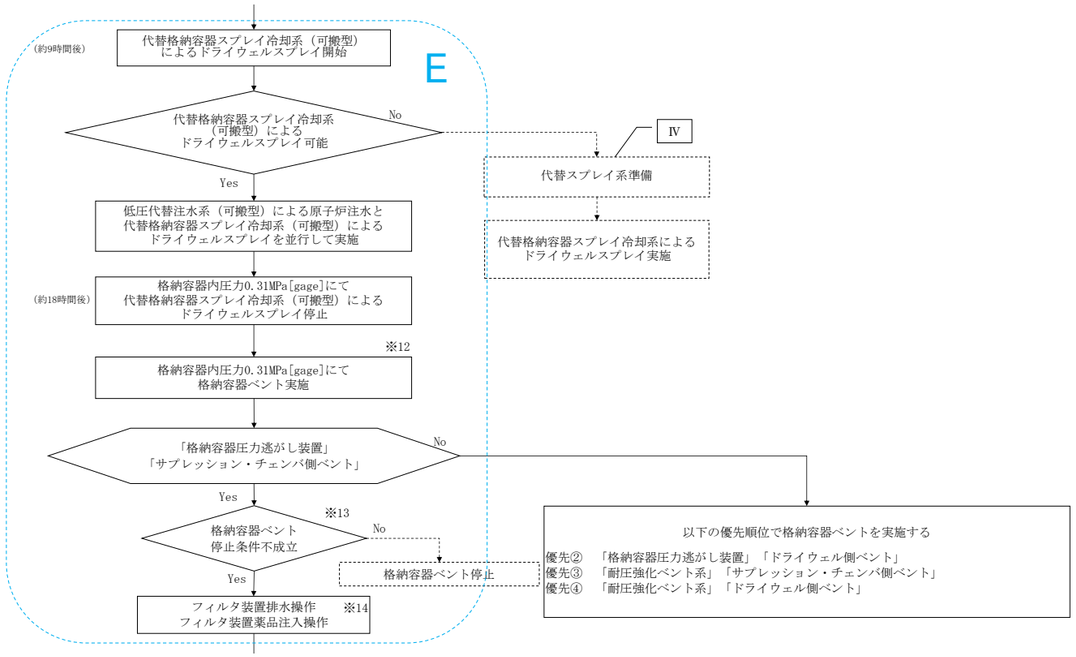
・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
・タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
・主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
・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

１．原子炉制御

（１）スクラム

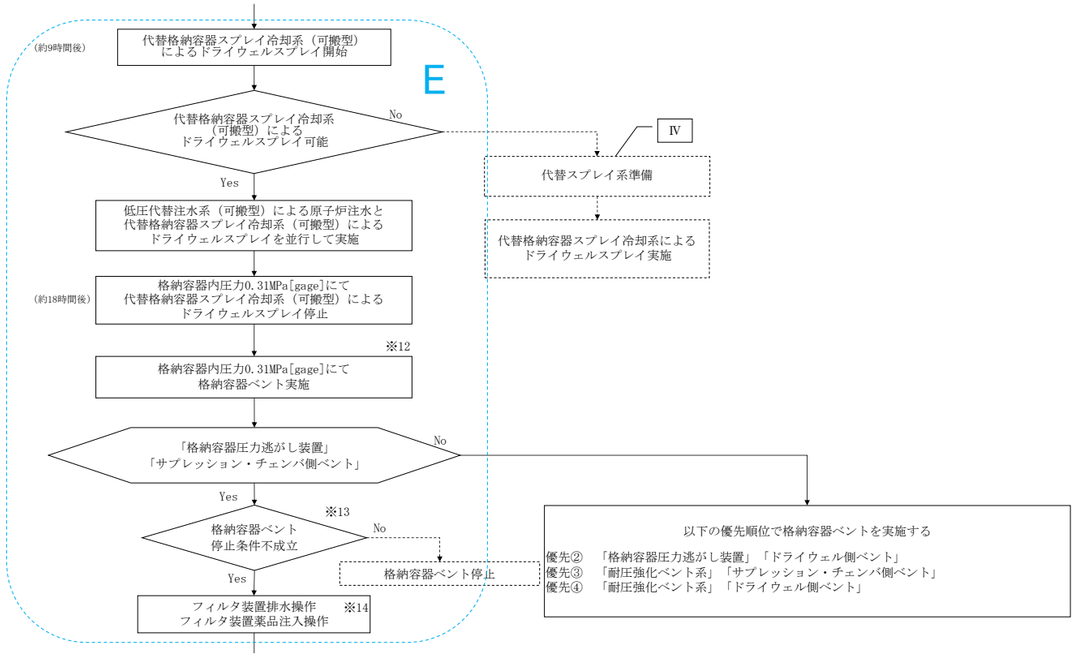
⑤主な監視操作内容

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

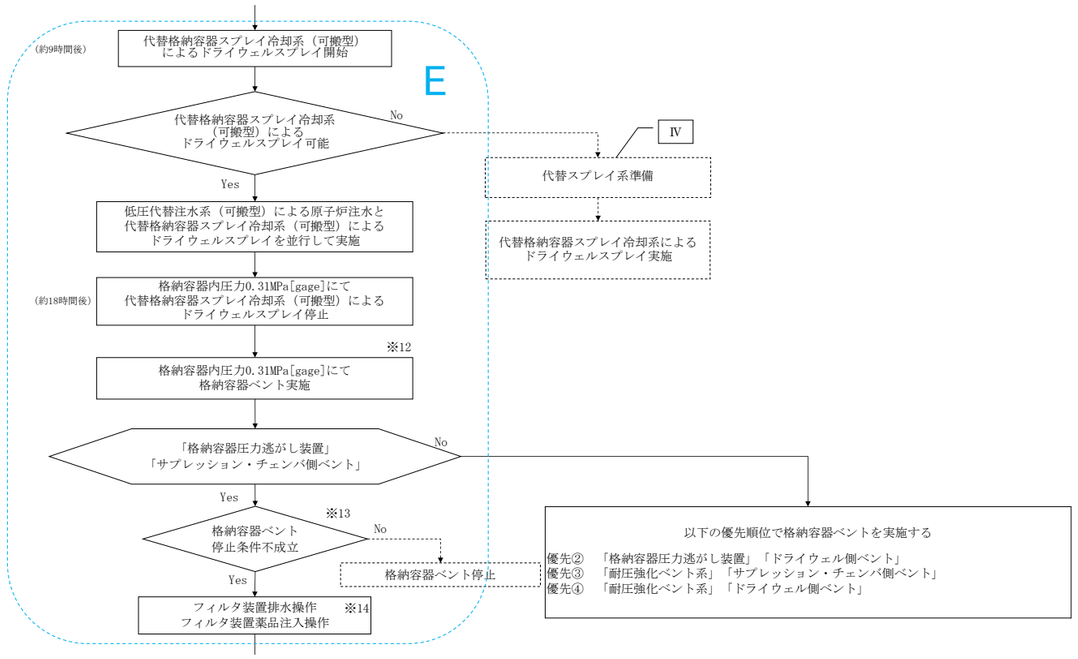
② ・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系Ａ系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「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。
・ 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

・ 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しているか、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

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

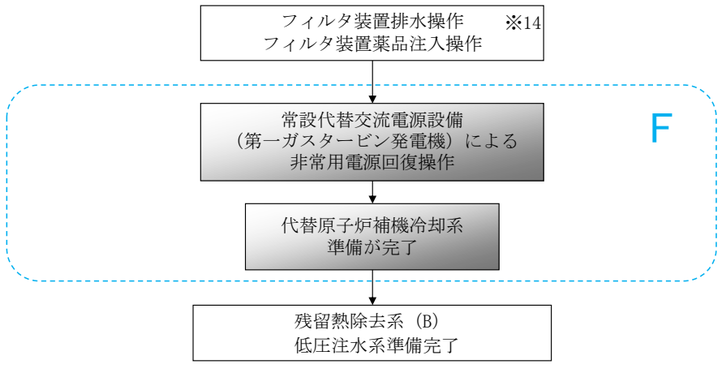
・ ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系Ａ系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「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しているか、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

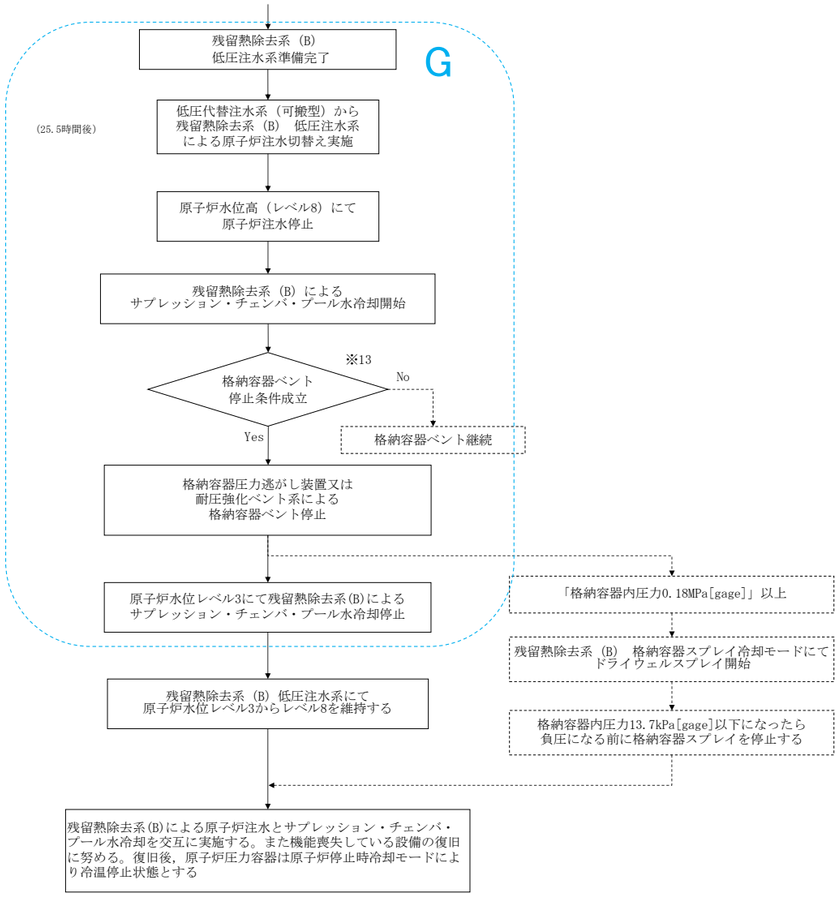
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

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

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

・ 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

⑨ ・ 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

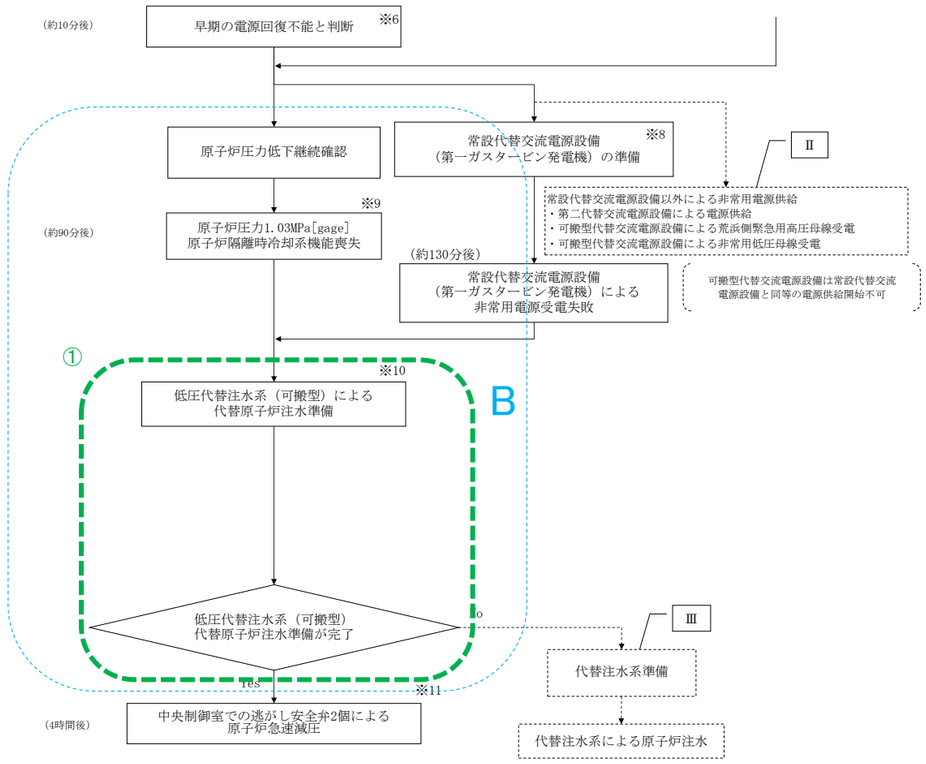
④ ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。

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

⑦ ・ 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。

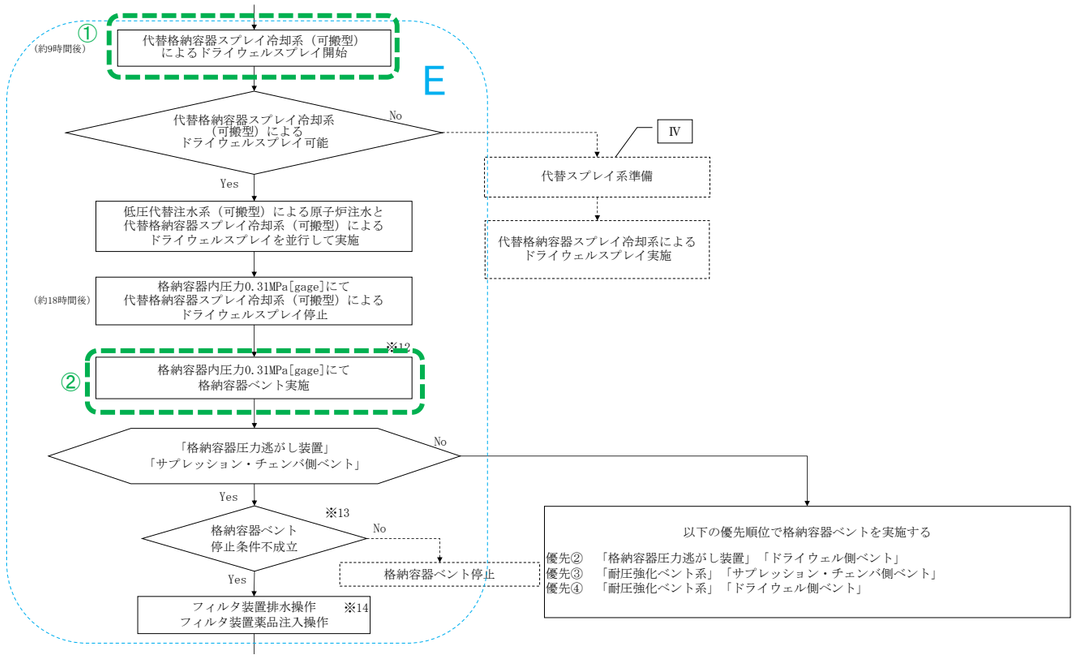
⑧ ・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」へ移行し、サプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」へ移行する。



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 ※2
		緊急時対策要員	6 ※2	

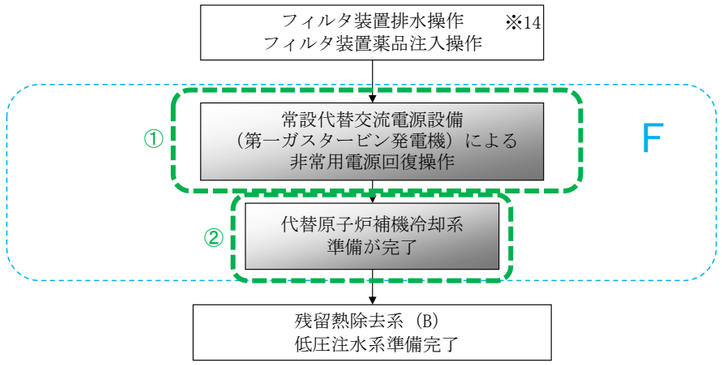
※１　有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）
※２　重要事故シーケンス「全動力交流電源喪失（外部電源喪失＋ＤＧ喪失）＋主蒸気逃がし安全弁再閉失敗」においては，緊急時対策要員 10 名で想定時間は約 225 分である。(以下，本表において同じ。)



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。）

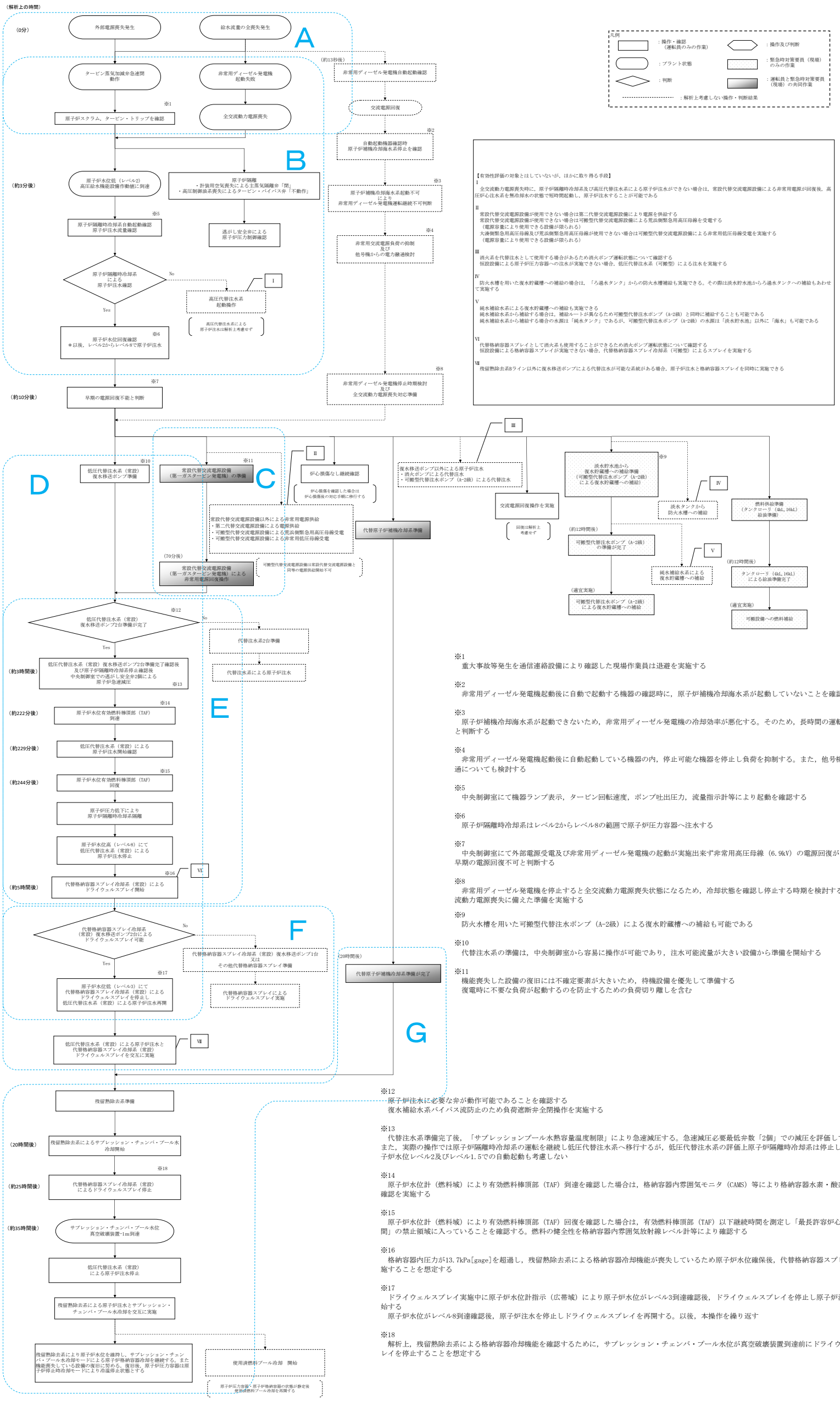


保安規定　添付3　表20　重大事故等対策における操作の成立性

	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	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

※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。）

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



※1
重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※2
非常用ディーゼル発電機起動後に自動で起動する機器の確認時に，原子炉補機冷却海水系が起動していないことを確認する

※3
原子炉補機冷却海水系が起動できないため，非常用ディーゼル発電機の冷却効率が悪化する。そのため，長時間の運転継続が不可能と判断する

※4
非常用ディーゼル発電機起動後に自動起動している機器の内，停止可能な機器を停止し負荷を抑制する。また，他号機からの電力融通についても検討する

※5
中央制御室にて機器ランプ表示，タービン回転速度，ポンプ吐出圧力，流量指示計等により起動を確認する

※6
原子炉隔離時冷却系はレベル2からレベル8の範囲で原子炉圧力容器へ注水する

※7
中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動が実施出来ず非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可と判断する

※8
非常用ディーゼル発電機を停止すると全交流動力電源喪失状態になるため，冷却状態を確認し停止する時期を検討する。また，全交流動力電源喪失に備えた準備を実施する

※9
防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である

※10
代替注水系の準備は，中央制御室から容易に操作が可能であり，注水可能流量が大きい設備から準備を開始する

※11
機能喪失した設備の復旧には不確定要素が大きいため，待機設備を優先して準備する
復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む

※12
原子炉注水に必要な弁が動作可能であることを確認する
復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する

※13
代替注水系準備完了後，「サプレッションプール水熱容量温度制限」により急速減圧する。急速減圧必要最低弁数「2個」での減圧を評価している。また，実際の操作では原子炉隔離時冷却系の運転を継続し低圧代替注水系へ移行するが，低圧代替注水系の評価上原子炉隔離時冷却系は停止し，かつ原子炉水位レベル2及びレベル1.5での自動起動も考慮しない

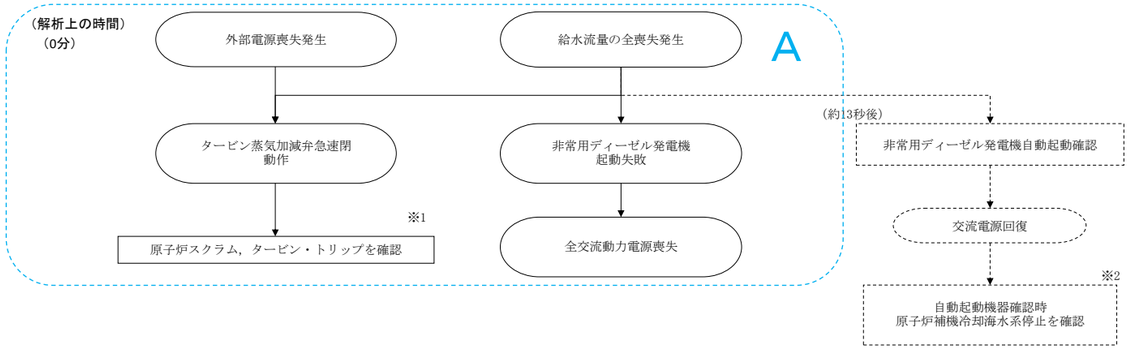
※14
原子炉水位計（燃料域）により有効燃料棒頂部（TAF）到達を確認した場合は，格納容器内雰囲気モニタ（CAMS）等により格納容器水素・酸素濃度の確認を実施する

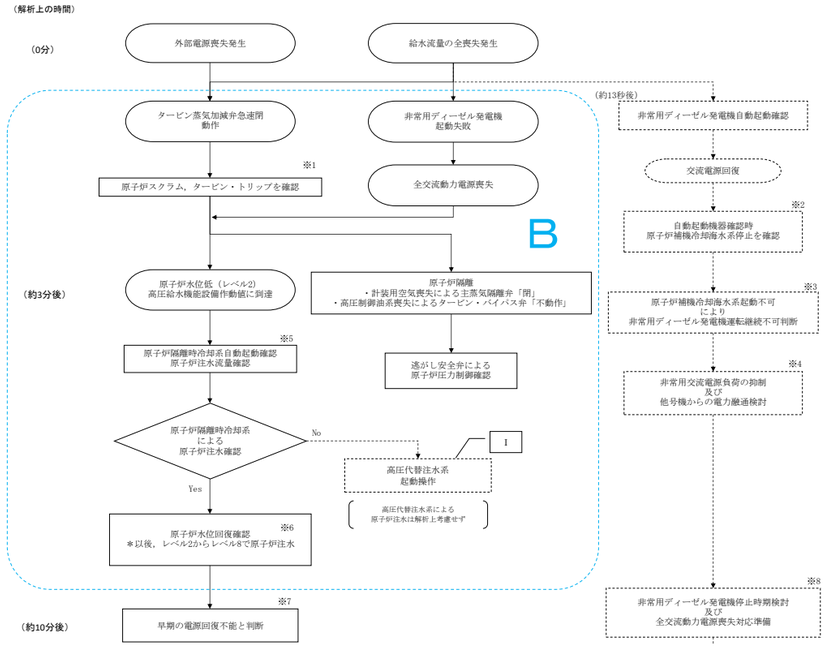
※15
原子炉水位計（燃料域）により有効燃料棒頂部（TAF）回復を確認した場合は，有効燃料棒頂部（TAF）以下継続時間を測定し「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。燃料の健全性を格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認する

※16
格納容器内圧力が13.7kPa[gage]を超過し，残留熱除去系による格納容器冷却機能が喪失しているため原子炉水位確保後，代替格納容器スプレイを実施することを想定する

※17
ドライウェルスプレイ実施中に原子炉水位計指示（広帯域）により原子炉水位がレベル3到達確認後，ドライウェルスプレイを停止し原子炉注水を開始する
原子炉水位がレベル8到達確認後，原子炉注水を停止しドライウェルスプレイを再開する。以後，本操作を繰り返す

※18
解析上，残留熱除去系による格納容器冷却機能を確認するために，サプレッション・チェンバ・プール水位が真空破壊装置到達前にドライウェルスプレイを停止することを想定する


（解析上の時間）
（0分）
外部電源喪失発生
給水流量の全喪失発生
A
タービン蒸気加減弁急速閉
動作
非常用ディーゼル発電機
起動失敗
（約13秒後）
非常用ディーゼル発電機自動起動確認
※1
原子炉スクラム，タービン・トリップを確認
全交流動力電源喪失
交流電源回復
※2
自動起動機器確認時
原子炉補機冷却海水系停止を確認



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。

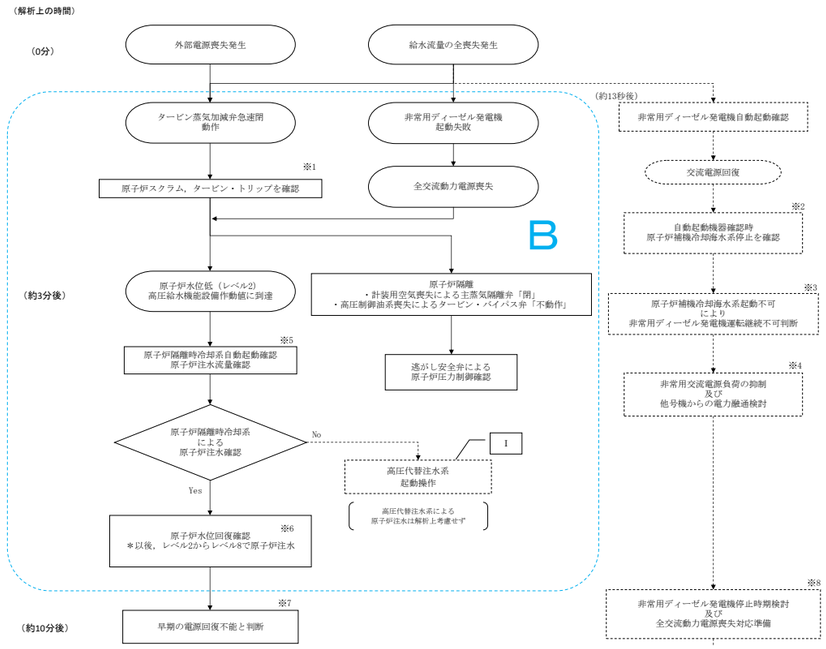
⑤主な監視操作内容

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。
・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

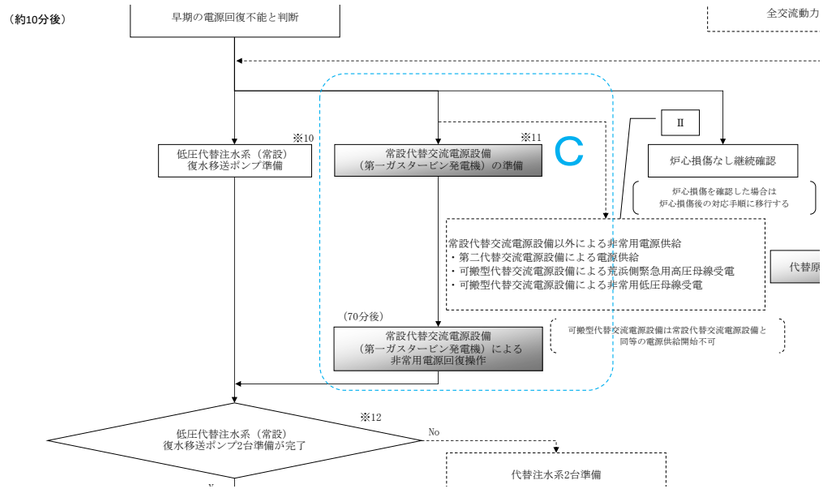
② ・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
③ ・ タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
④ ・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し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

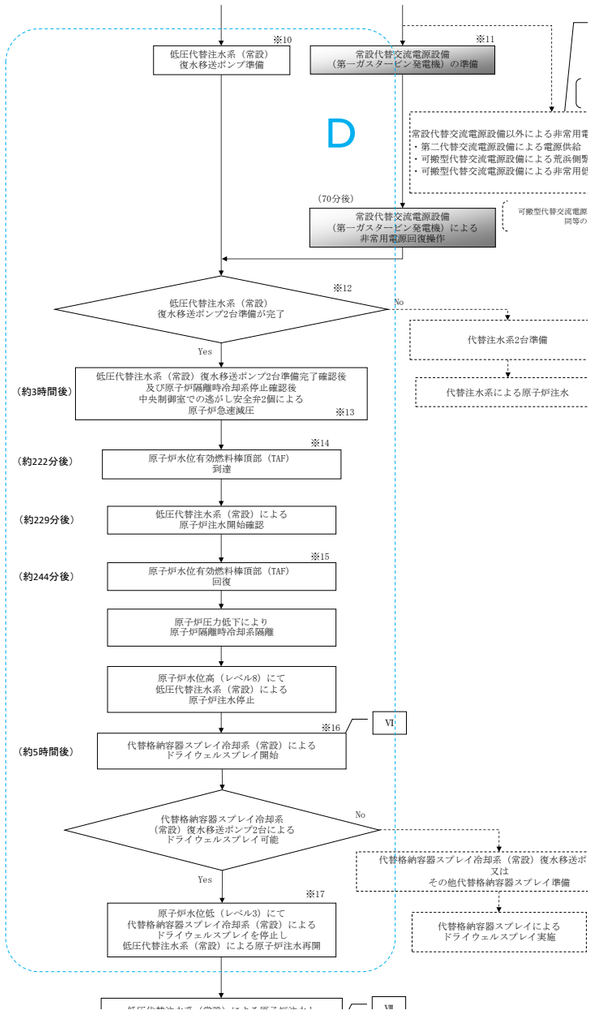
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

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

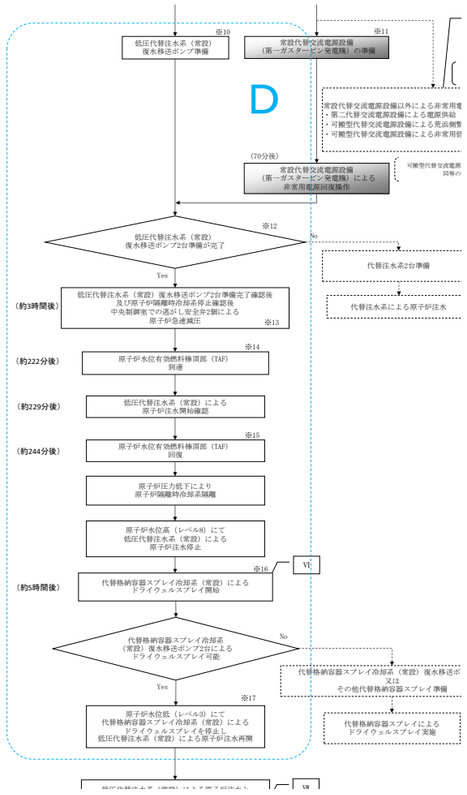
⑤主な監視操作内容

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

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

・ 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

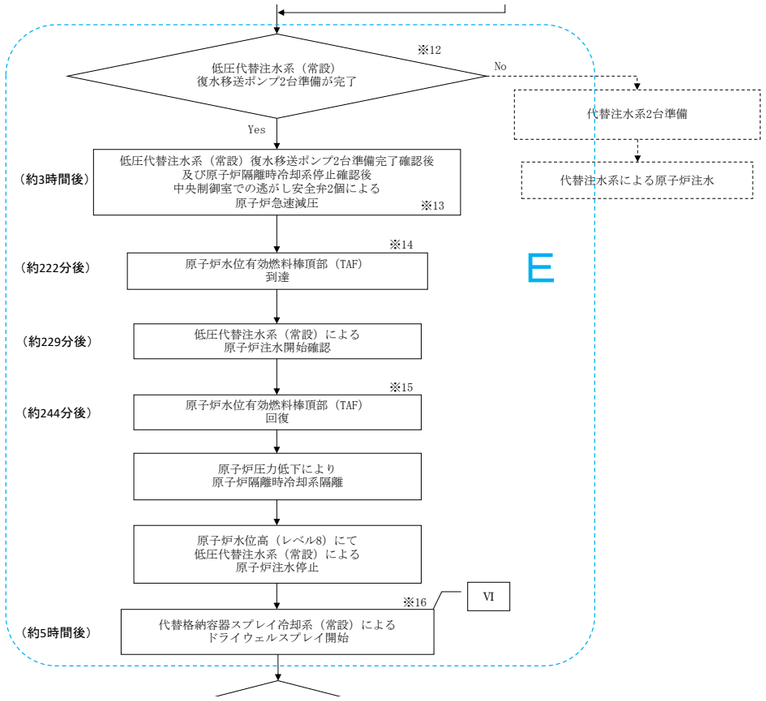
② ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。

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

・ 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

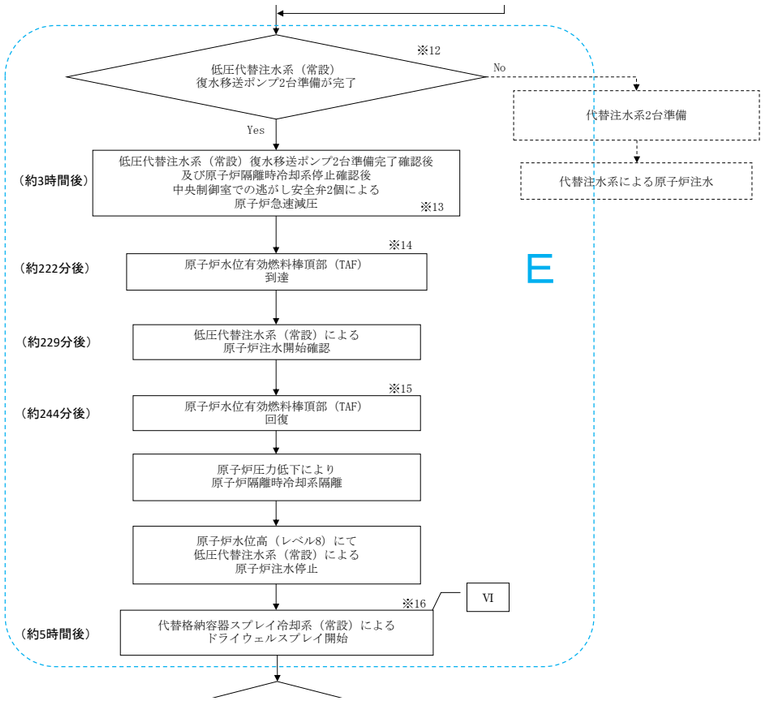
・ 原子炉を速やかに減圧する。

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。



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。

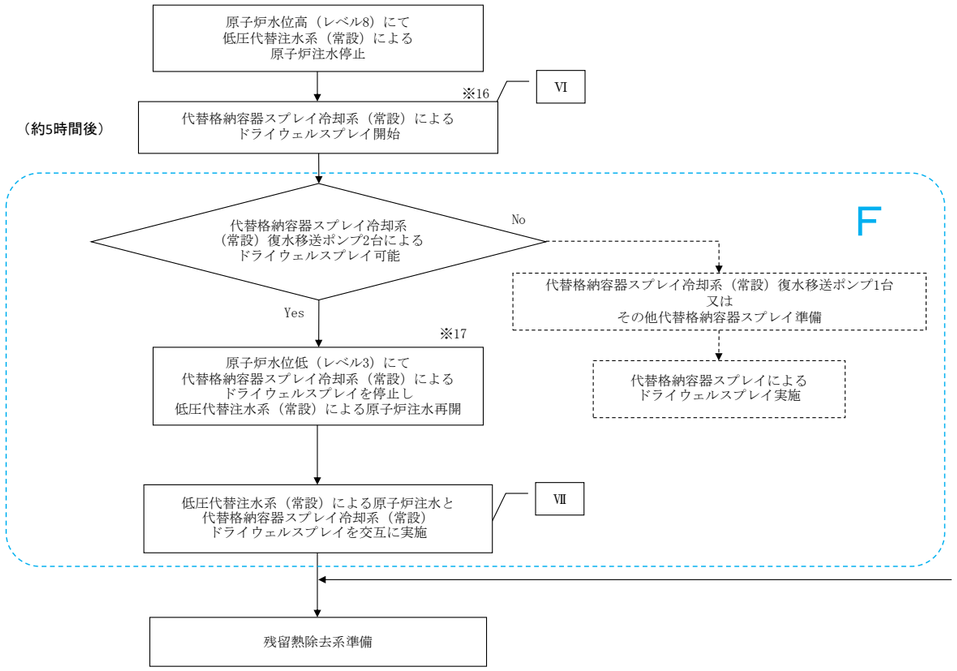
・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

・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

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

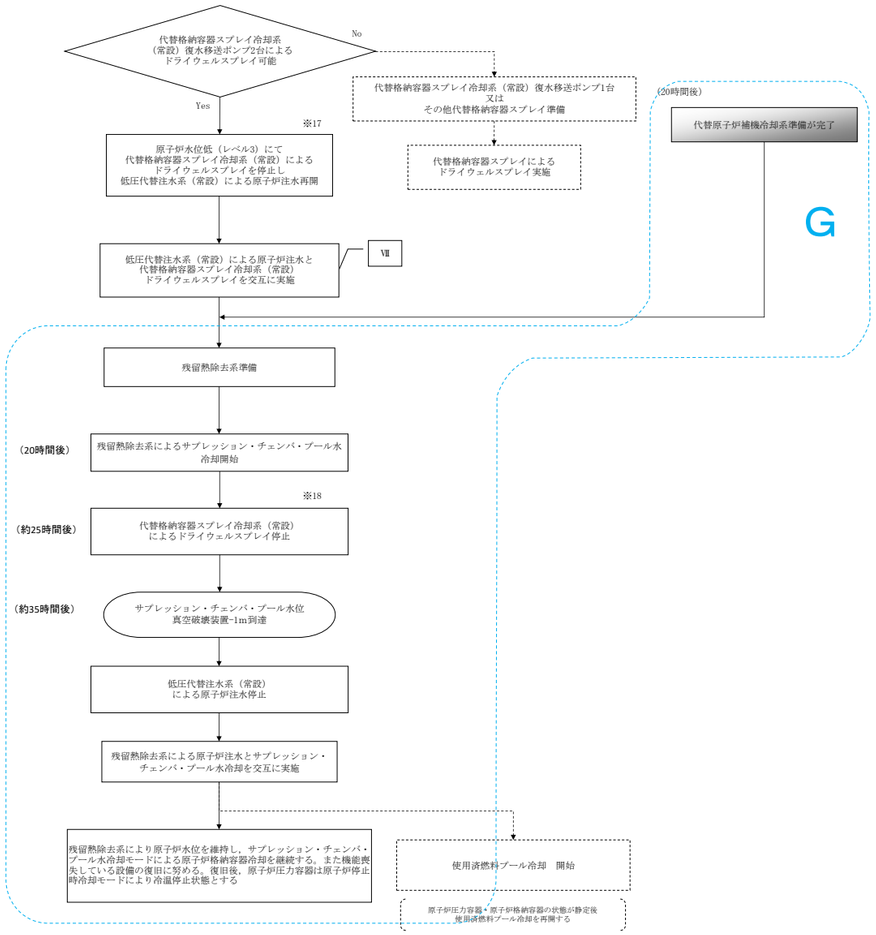
② ・ ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系Ａ系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「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、サプレッションプール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。
・ 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

・ 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しているか、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

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

・ 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

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

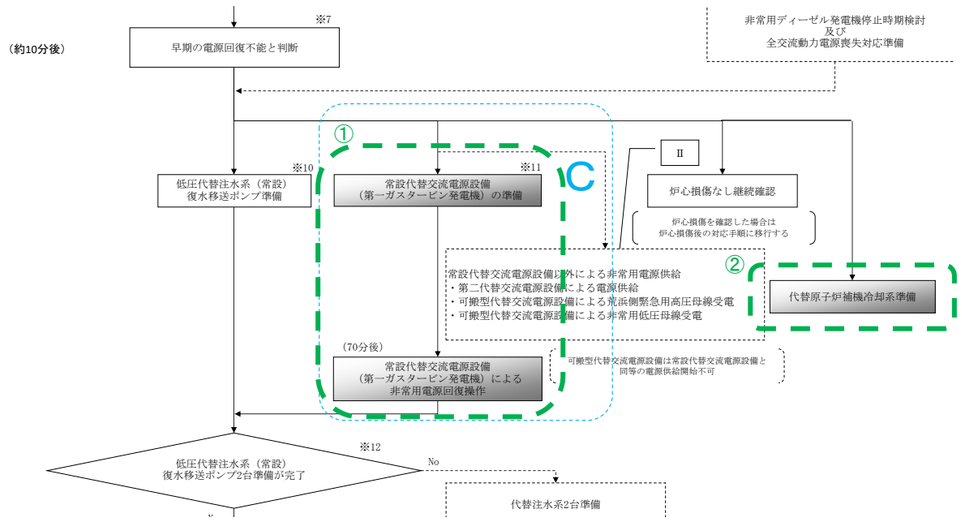
② ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。

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

・ 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。

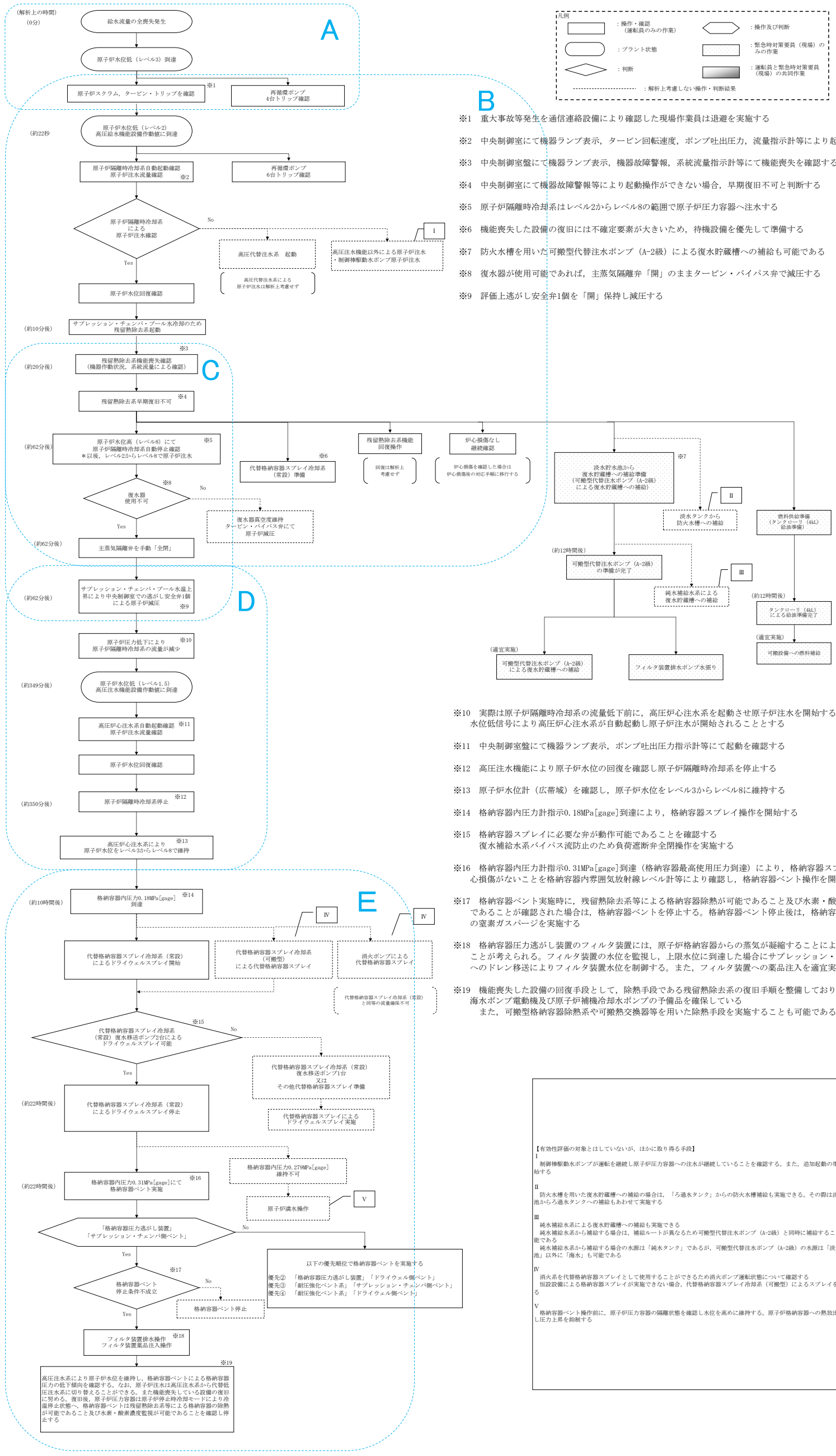


保安規定　添付3　表20　重大事故等対策における操作の成立性

	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	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。）

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



※1　重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※2　中央制御室にて機器ランプ表示，タービン回転速度，ポンプ吐出圧力，流量指示計等により起動を確認する

※3　中央制御室盤にて機器ランプ表示，機器故障警報，系統流量指示計等にて機能喪失を確認する

※4　中央制御室にて機器故障警報等により起動操作ができない場合，早期復旧不可と判断する

※5　原子炉隔離時冷却系はレベル2からレベル8の範囲で原子炉圧力容器へ注水する

※6　機能喪失した設備の復旧には不確定要素が大きいため，待機設備を優先して準備する

※7　防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である

※8　復水器が使用可能であれば，主蒸気隔離弁「開」のままタービン・バイパス弁で減圧する

※9　評価上逃がし安全弁1個を「開」保持し減圧する

※10　実際は原子炉隔離時冷却系の流量低下前に，高圧炉心注水系を起動させ原子炉注水を開始するが，解析上原子炉水位低信号により高圧炉心注水系が自動起動し原子炉注水が開始されることとする

※11　中央制御室盤にて機器ランプ表示，ポンプ吐出圧力指示計等にて起動を確認する

※12　高圧注水機能により原子炉水位の回復を確認し原子炉隔離時冷却系を停止する

※13　原子炉水位計（広帯域）を確認し，原子炉水位をレベル3からレベル8に維持する

※14　格納容器内圧力計指示0.18MPa[gage]到達により，格納容器スプレイ操作を開始する

※15　格納容器スプレイに必要な弁が動作可能であることを確認する
　　復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する

※16　格納容器内圧力計指示0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により，格納容器スプレイを停止し，炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し，格納容器ベント操作を開始する

※17　格納容器ベント実施時に，残留熱除去系等による格納容器除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は，格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は，格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスパージを実施する

※18　格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には，原子炉格納容器からの蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し，上限水位に到達した場合にサプレッション・チェンバ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また，フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する

※19　機能喪失した設備の回復手段として，除熱手段である残留熱除去系の復旧手順を整備しており，原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプの予備品を確保している
　　また，可搬型格納容器除熱系や可搬熱交換器等を用いた除熱手段を実施することも可能である

【有効性評価の対象とはしていないが，ほかに取り得る手段】

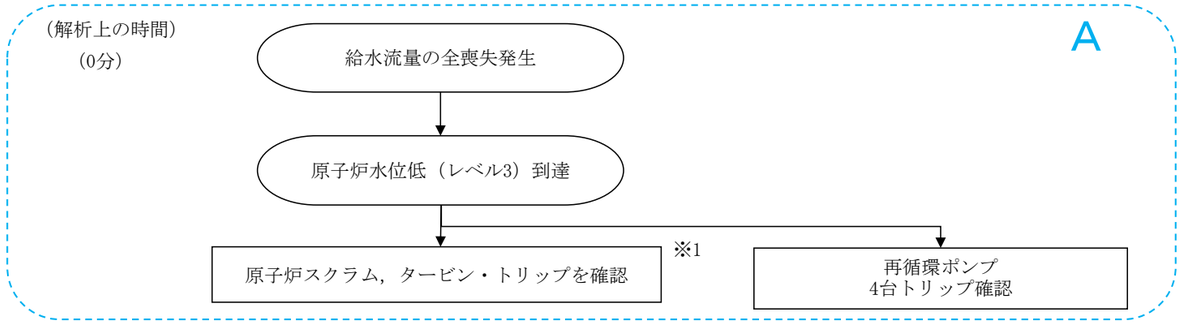
I
　制御棒駆動水ポンプが運転を継続し原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また，追加起動の準備も開始する

II
　防火水槽を用いた復水貯蔵槽への補給の場合は，「ろ過水タンク」からの防火水槽補給も実施できる。その際は淡水貯水池からろ過水タンクへの補給もあわせて実施する

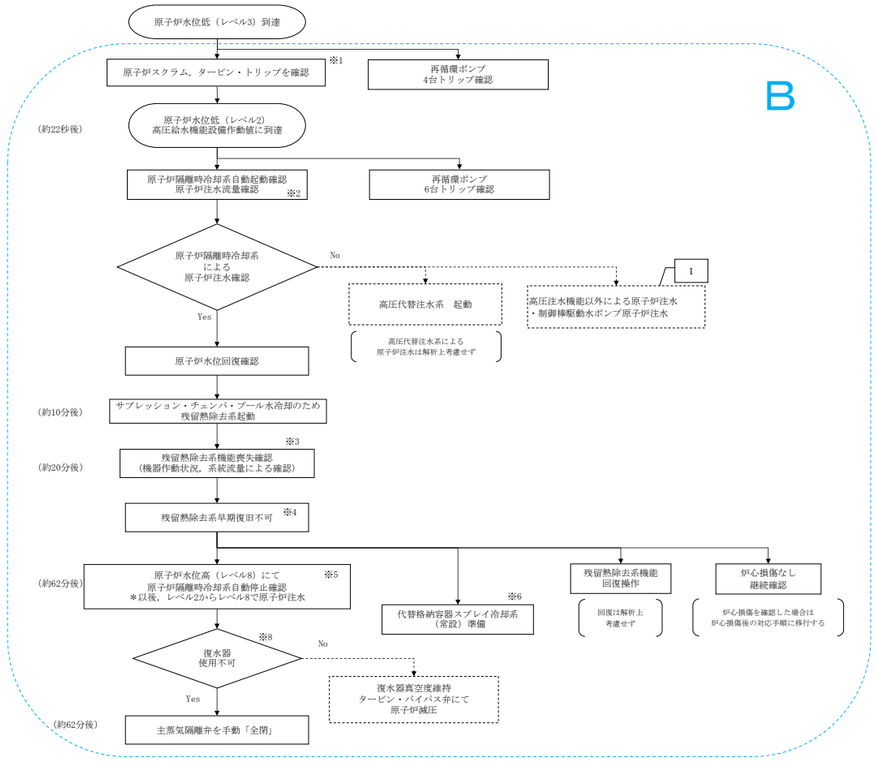
III
　純水補給水系による復水貯蔵槽への補給も実施できる
　純水補給水系から補給する場合は，補給ルートが異なるため可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同時に補給することも可能である
　純水補給水系から補給する場合の水源は「純水タンク」であるが，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の水源は「淡水貯水池」以外に「海水」も可能である

IV
　消火系を代替格納容器スプレイとして使用することができるため消火ポンプ運転状態について確認する
　恒設設備による格納容器スプレイが実施できない場合，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）によるスプレイを実施する

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


（解析上の時間）
（0分）
給水流量の全喪失発生
原子炉水位低（レベル3）到達
原子炉スクラム，タービン・トリップを確認
※1
再循環ポンプ
4台トリップ確認
A

1-Ⅲ.6-2



1-Ⅲ.6-3

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。

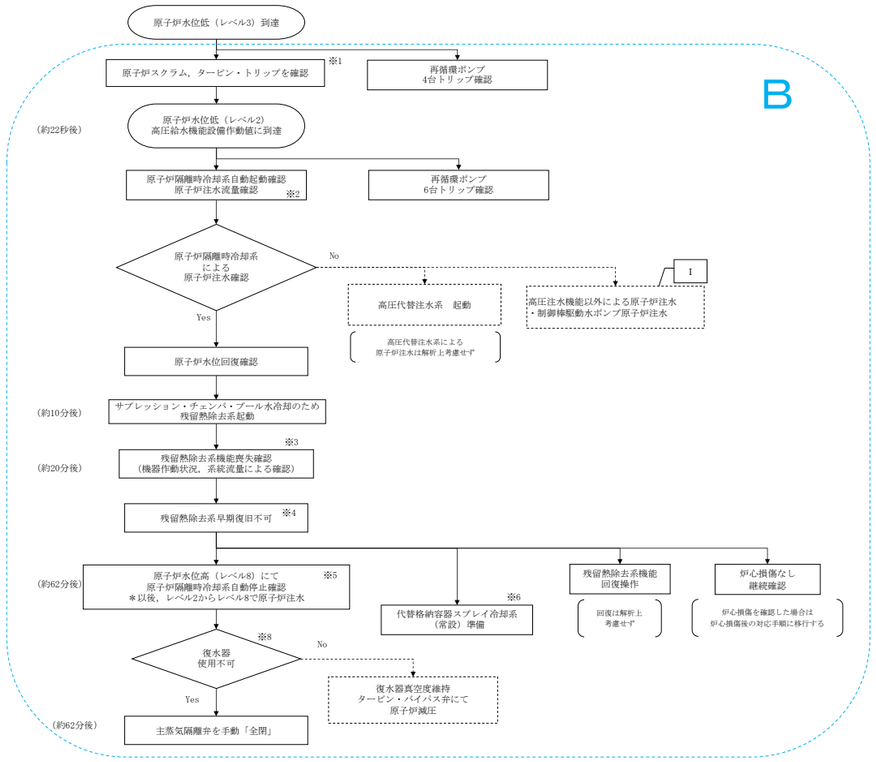
⑤主な監視操作内容

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。
・ 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

② ・ 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。

③ ・ 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。

④ ・ 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。

⑤ ・ 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「サプレッションプール水温制御」へ移行する。

⑥ ・ 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。

⑦ ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサ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。

⑧ ・ 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。

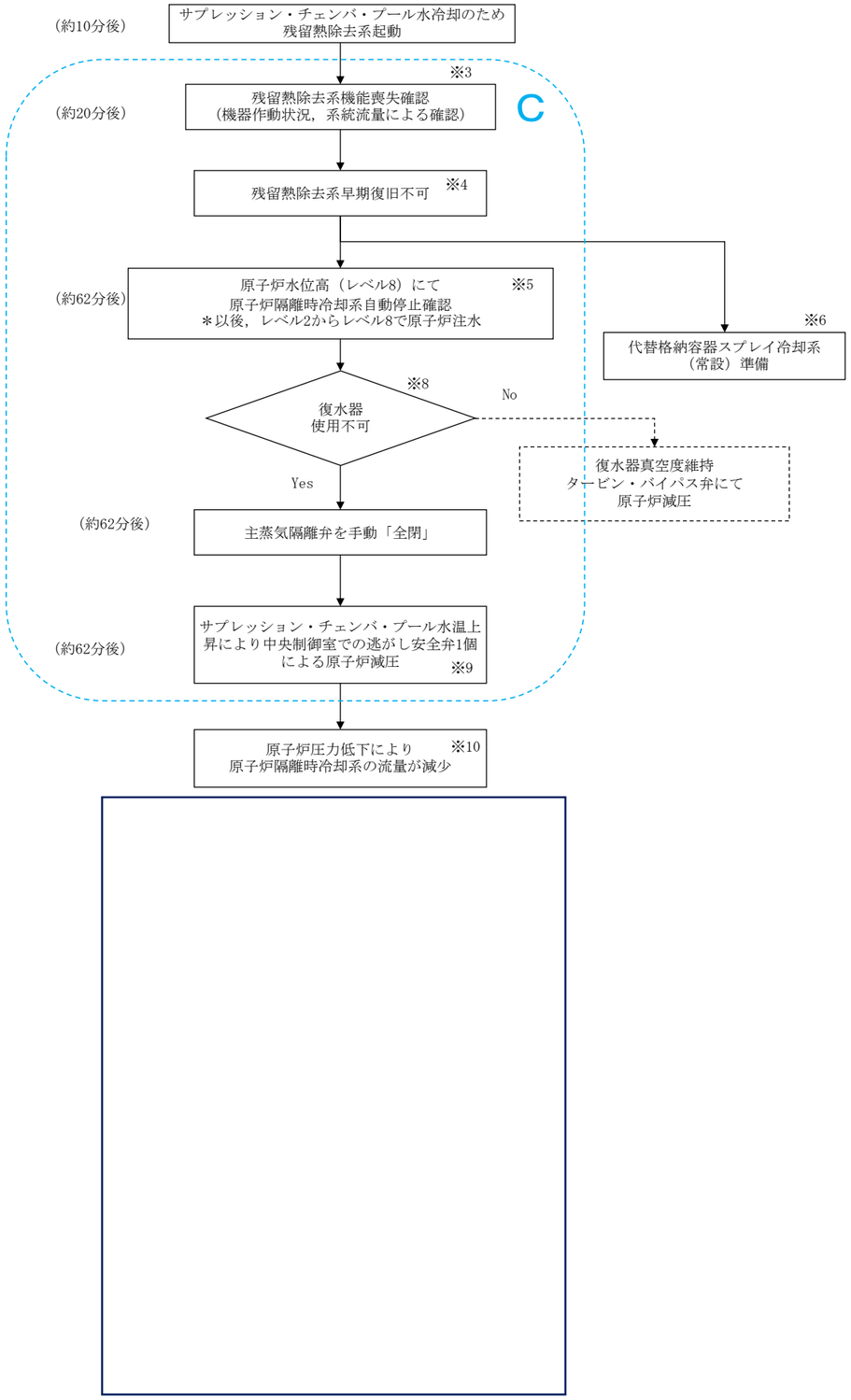
・ 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。

・ 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

１．原子炉制御
（１）スクラム

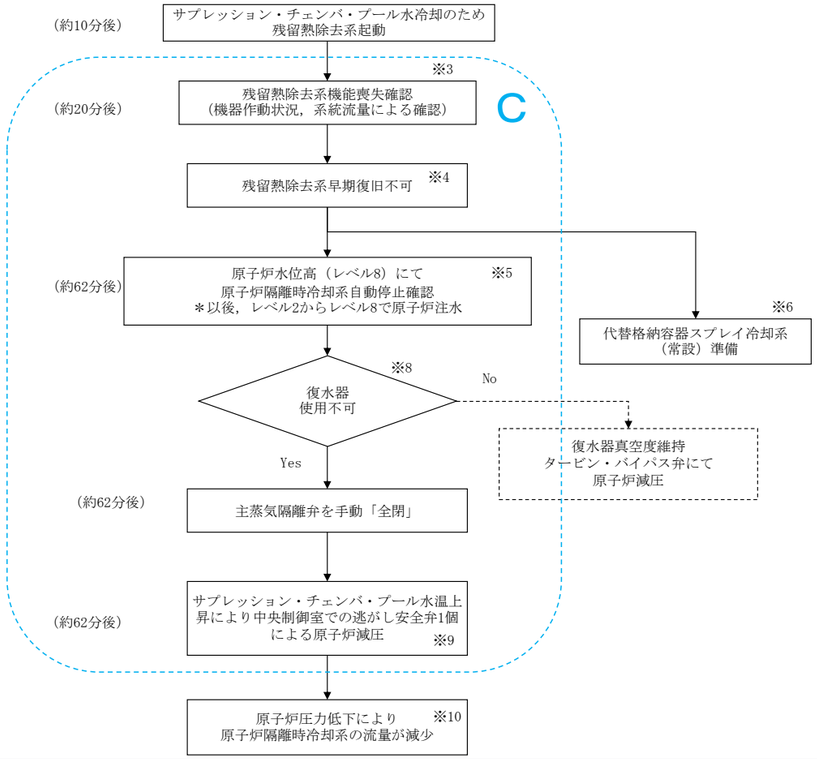
⑤主な監視操作内容

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

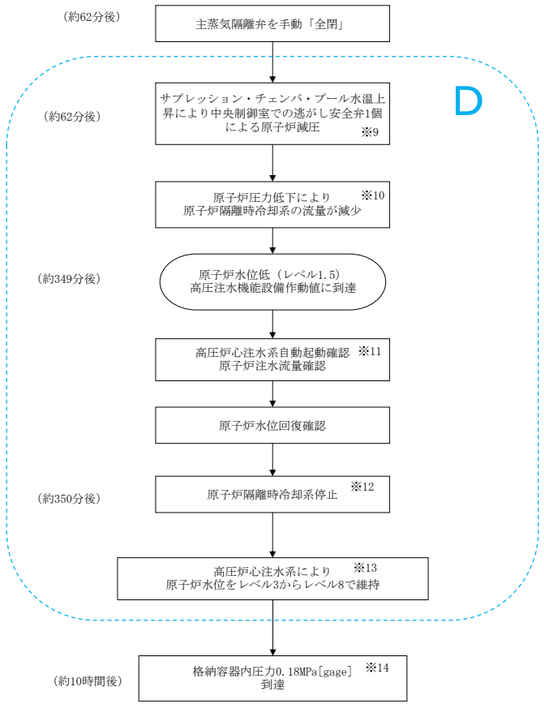
③ ・サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。

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

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で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
① ・ 「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。

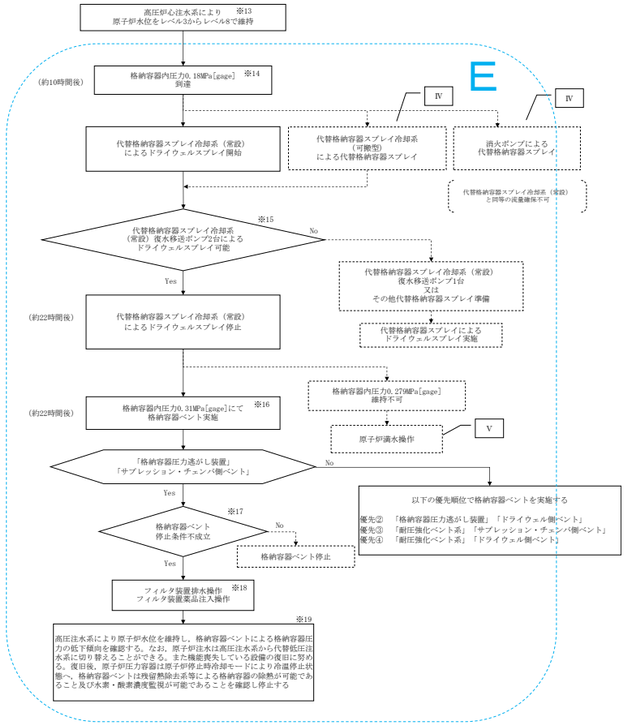
⑤主な監視操作内容

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。
・ 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

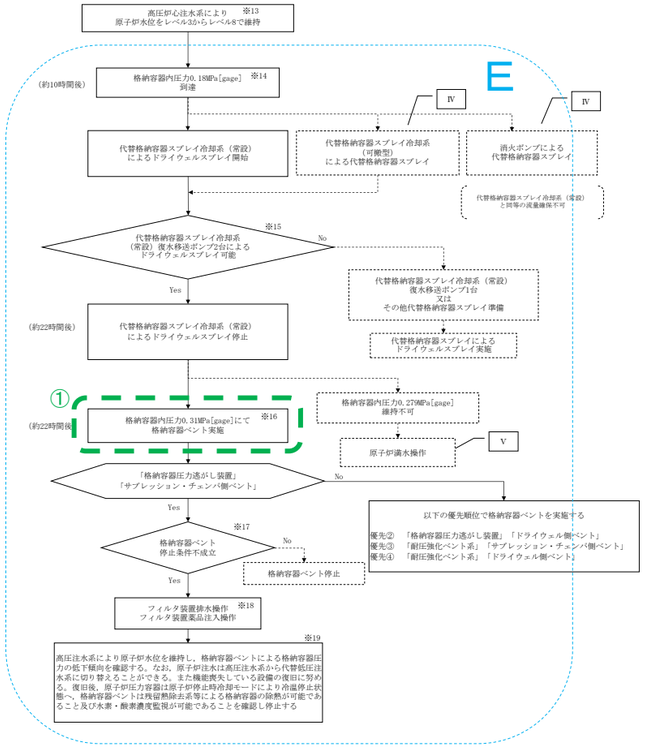
② ・ ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系Ａ系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「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、サプレッションプール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。
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

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しているか、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。



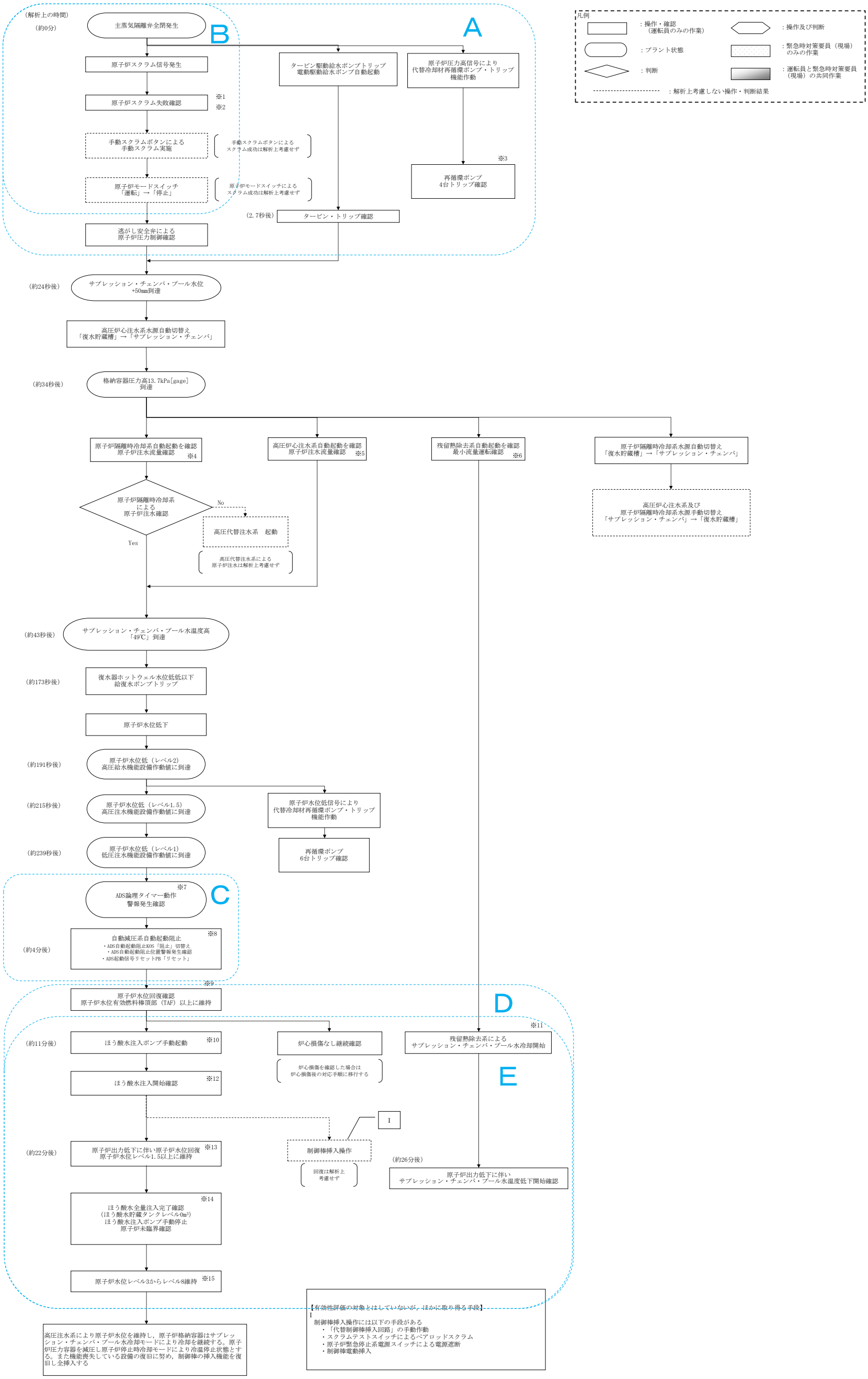
1-Ⅲ.6-9

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

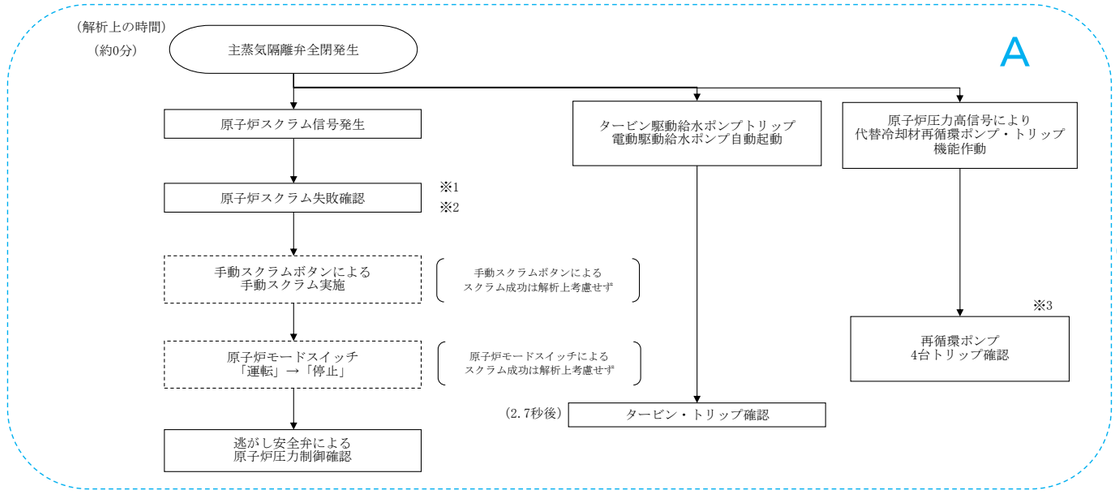
	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
①	5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 ※1	運転員（中央制御室，現場）	4	約 40 分

※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。）

第7．1．5－4図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要



1－Ⅲ．7－1



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。

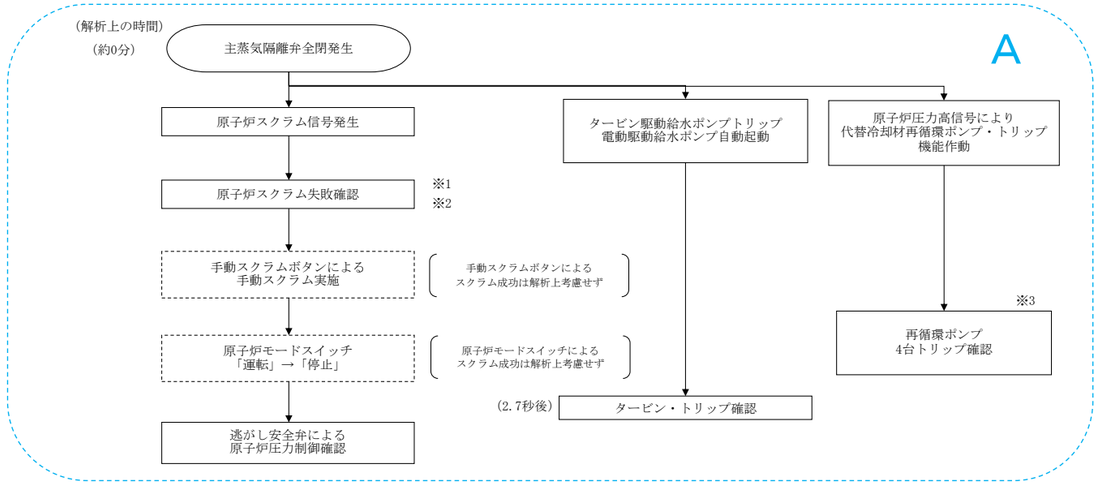
⑤主な監視操作内容

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。
・ 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。
③ ・ 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

① ・ 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
② ・ 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「サプレッションプール水温制御」へ移行する。
③ ・ 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

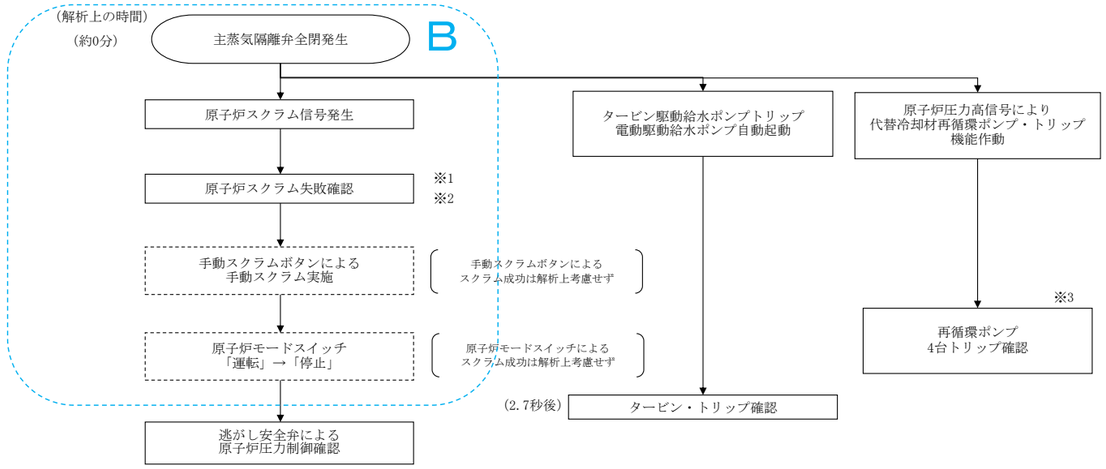
・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)
・ タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離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

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。

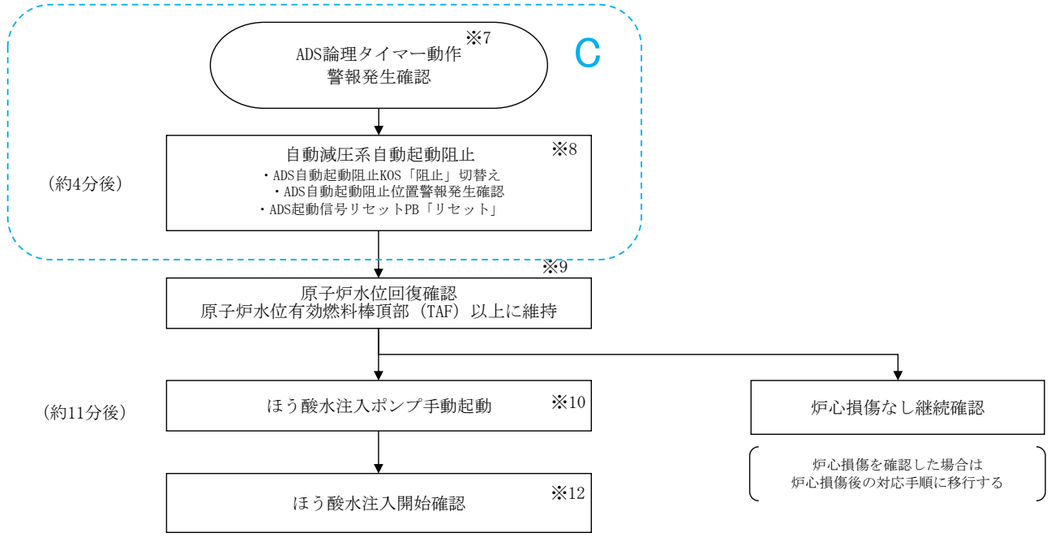
⑤主な監視操作内容

A．原子炉出力

② ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
③ ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
④ ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
⑤ ・ 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。
⑥ ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
⑦ ・ 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．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。

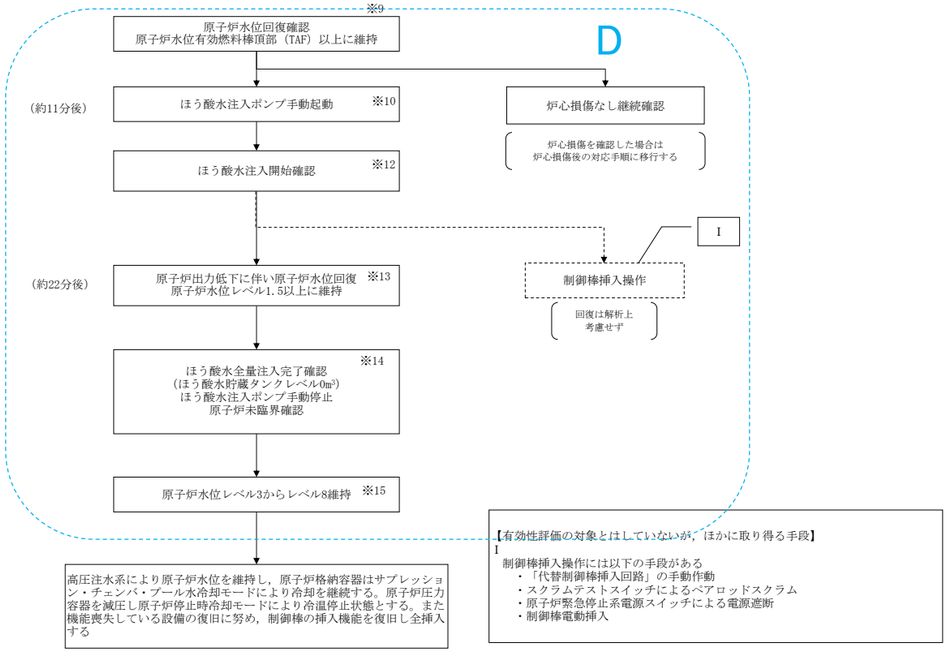
Ｂ．ほう酸水注入系

・ 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。

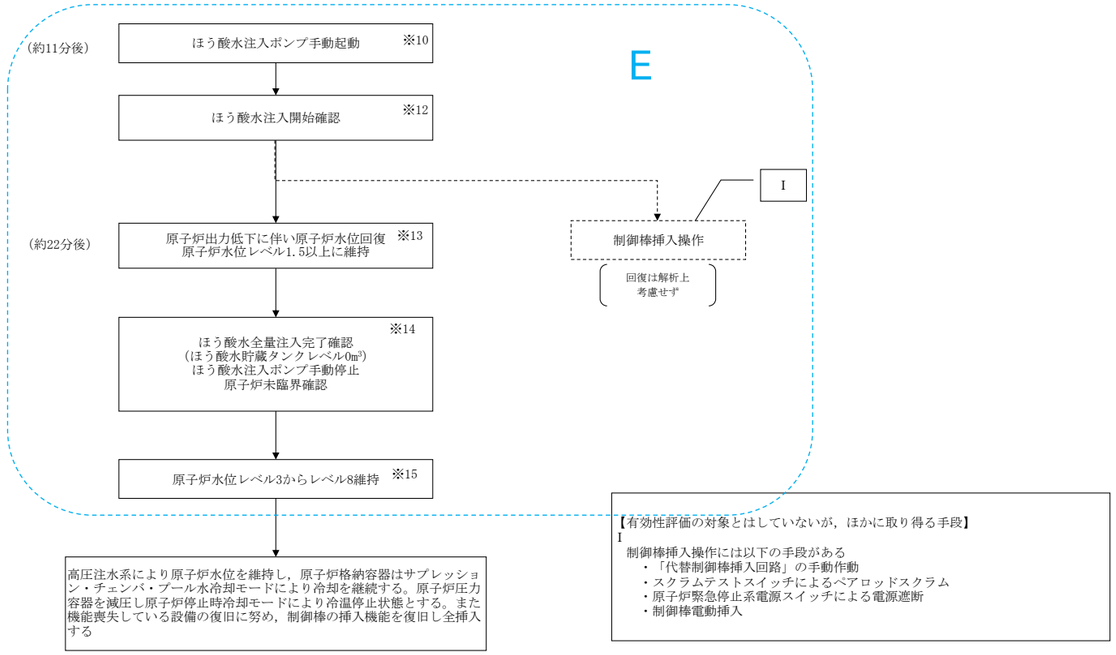
Ｂ．ほう酸水注入系

② ・ ほう酸水注入系を起動する。
③ ・ 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。
④ ・ 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。
⑤ ・ 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。



1-Ⅲ.7-7

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。

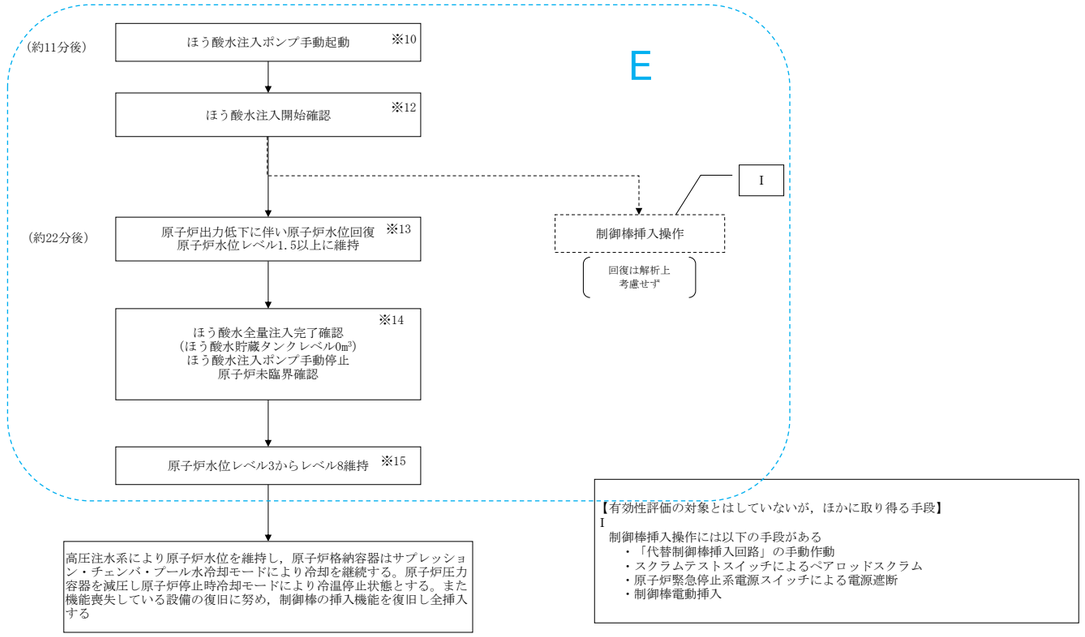
・ スクラム不能異常過渡事象発生時、原子炉出力高判定値以上の場合又は原子炉出力高判定未満の場合でかつ主蒸気隔離弁が閉の場合、「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる。（原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。）

・ 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

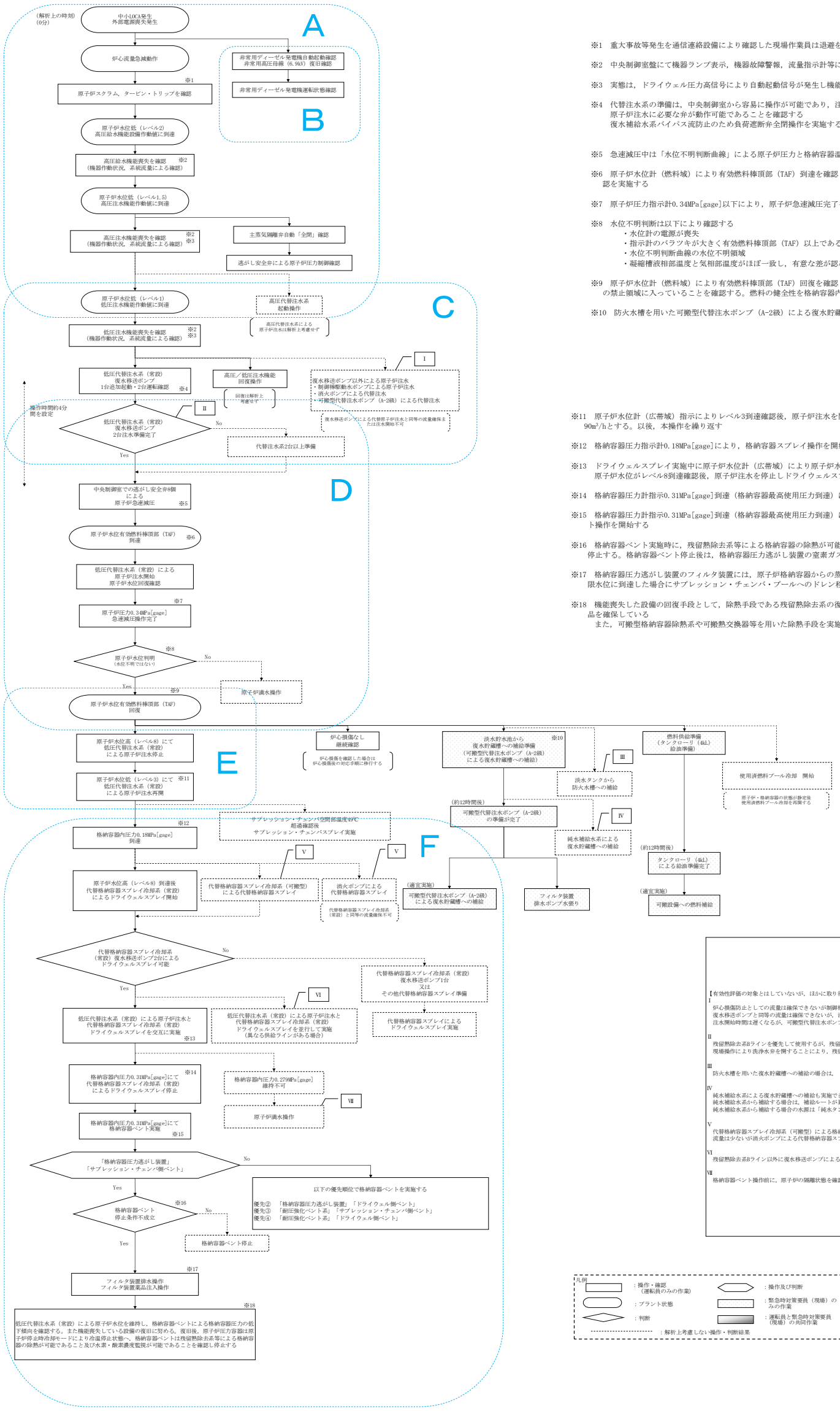
・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合又は同一水圧制御ユニットに属する１組又は１本の制御棒以上が挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。

・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。

第7．1．6－4図 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要



※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※2 中央制御室盤にて機器ランプ表示，機器故障警報，流量指示計等にて機能喪失を確認する

※3 実態は，ドライウェル圧力高信号により自動起動信号が発生し機能喪失を確認するが，解析上では考慮しない

※4 代替注水系の準備は，中央制御室から容易に操作が可能であり，注水可能流量が大きい設備から準備する
原子炉注水に必要な弁が動作可能であることを確認する
復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する

※5 急速減圧中は「水位不明判断曲線」による原子炉圧力と格納容器温度から水位不明領域に入っていないことを確認する

※6 原子炉水位計（燃料域）により有効燃料棒頂部（TAF）到達を確認した場合は，格納容器内雰囲気モニタ（CAMS）等により格納容器水素・酸素濃度の確認を実施する

※7 原子炉圧力指示計0.34MPa[gage]以下により，原子炉急速減圧完了を確認する

※8 水位不明判断は以下により確認する
・水位計の電源が喪失
・指示計のバラツキが大きく有効燃料棒頂部（TAF）以上であることが判定できない
・水位不明判断曲線の水位不明領域
・凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し，有意な差が認められない

※9 原子炉水位計（燃料域）により有効燃料棒頂部（TAF）回復を確認した場合は，有効燃料棒頂部（TAF）以下継続時間を測定し「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。燃料の健全性を格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認する

※10 防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である

※11 原子炉水位計（広帯域）指示によりレベル3到達確認後，原子炉注水を開始し，原子炉水位がレベル8到達確認後，原子炉注水を停止する。解析上，注水流量は約90m³/hとする。以後，本操作を繰り返す

※12 格納容器圧力指示計0.18MPa[gage]により，格納容器スプレイ操作を開始する

※13 ドライウェルスプレイ実施中に原子炉水位計（広帯域）により原子炉水位がレベル3到達確認後，ドライウェルスプレイを停止し原子炉注水を開始する
原子炉水位がレベル8到達確認後，原子炉注水を停止しドライウェルスプレイを再開する。以後，本操作を繰り返す

※14 格納容器圧力計指示0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により，格納容器ベント操作前に格納容器スプレイを停止する

※15 格納容器圧力計指示0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により，炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し，格納容器ベント操作を開始する

※16 格納容器ベント実施時に，残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は，格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は，格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスパージを実施する

※17 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には，原子炉格納容器からの蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し，上限水位に到達した場合にサプレッション・チェンバ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また，フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する

※18 機能喪失した設備の回復手段として，除熱手段である残留熱除去系の復旧手順を整備しており，原子炉補機冷却海水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプの予備品を確保している
また，可搬型格納容器除熱系や可搬熱交換器等を用いた除熱手段を実施することも可能である

【有効性評価の対象とはしていないが，ほかに取り得る手段】
I
炉心損傷防止としての流量は確保できないが制御棒駆動水ポンプが再起動し，原子炉への注水が継続していることを確認する。また，追加起動の準備も開始する
復水移送ポンプと同等の流量は確保できないが，消火ポンプによる代替注水も実施可能である
注水開始時間は遅くなるが，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による代替注水も実施可能である

II
残留熱除去系Bラインを優先して使用するが，残留熱除去系Aラインからの原子炉注水も可能である
現場操作により洗浄水弁を開すことにより，残留熱除去系Cライン，高圧炉心注水系B，Cラインからの原子炉注水も可能である

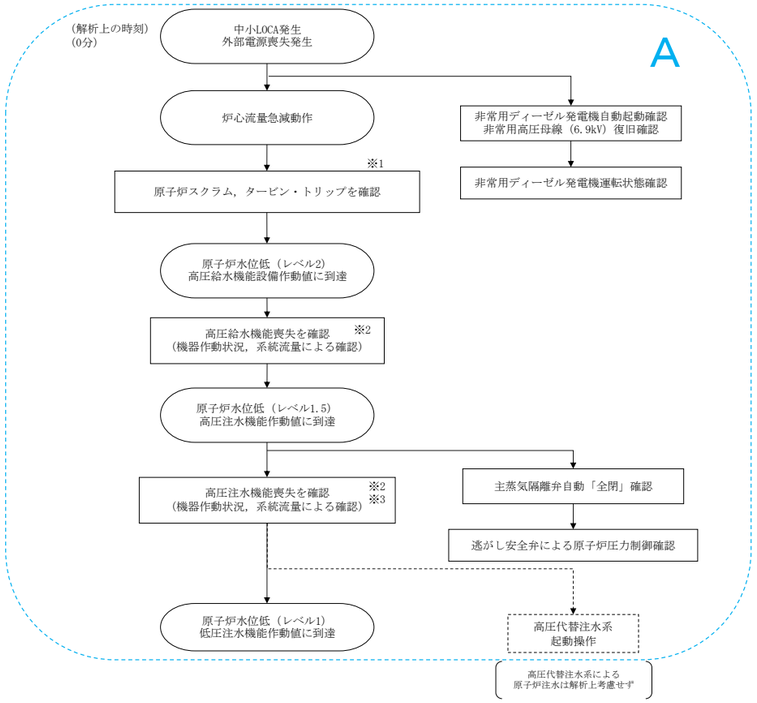
III
防火水槽を用いた復水貯蔵槽への補給の場合は，「ろ過水タンク」からの防火水槽補給も実施できる。その際は淡水貯水池からろ過水タンクへの補給もあわせて実施する

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

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

VI
残留熱除去系Bライン以外に復水移送ポンプによる代替注水が可能な系統がある場合，原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施できる

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



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。

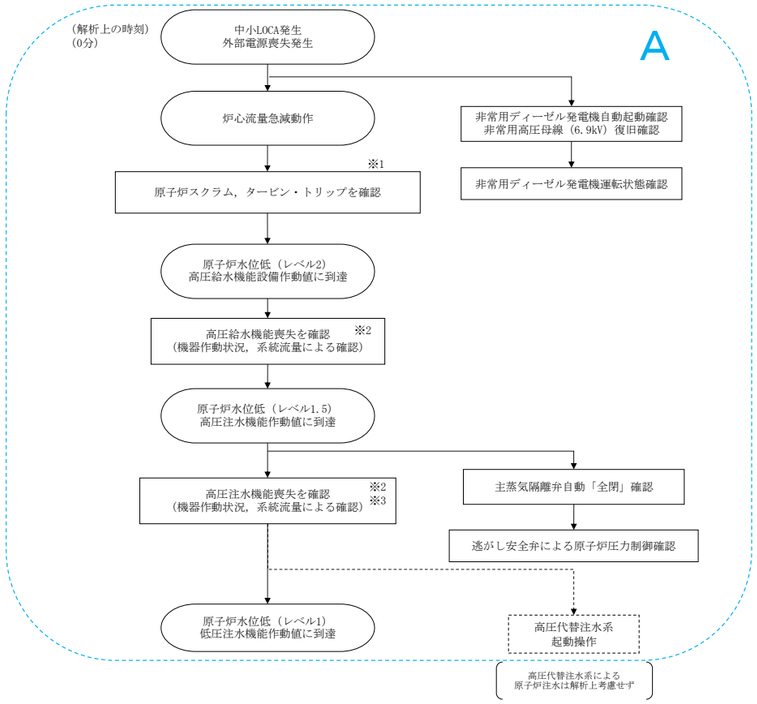
⑤主な監視操作内容

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

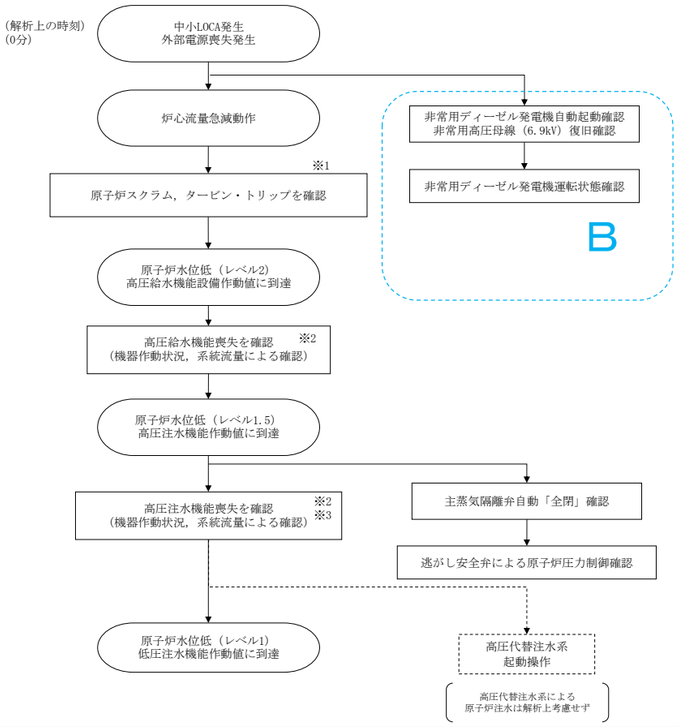
① ・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
② ・ タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
③ ・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し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

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

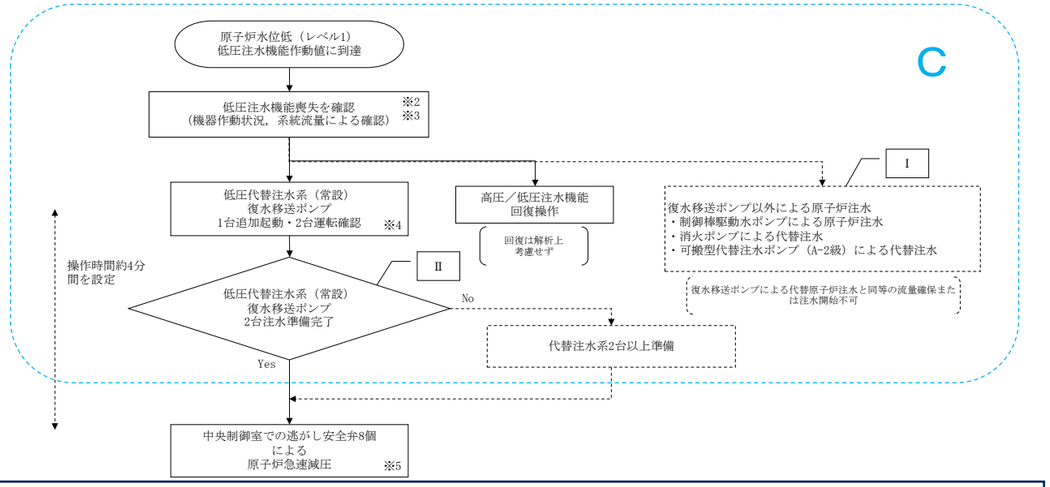
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

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
（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。

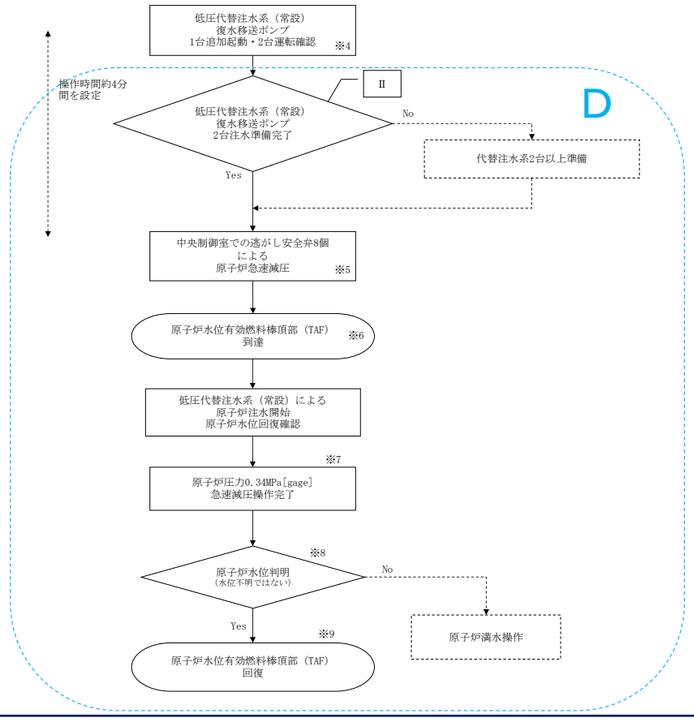
⑤主な監視操作内容

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

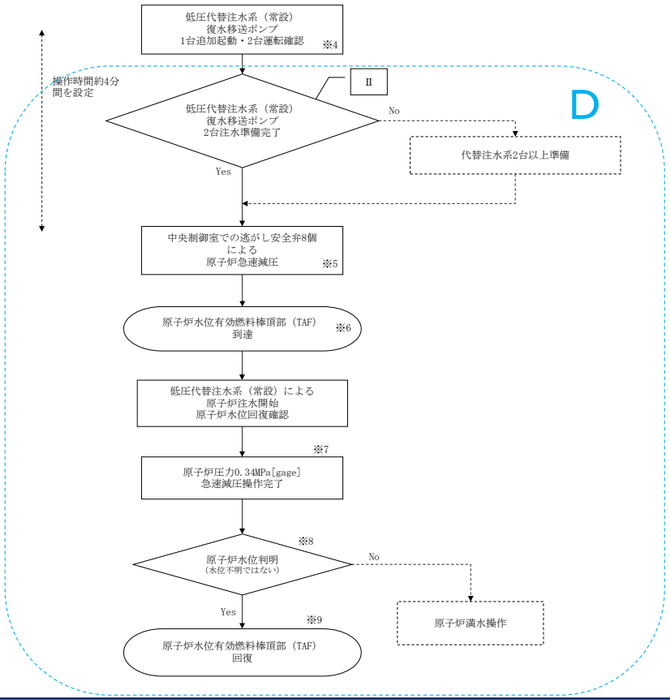
・ 原子炉を速やかに減圧する。

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。



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。

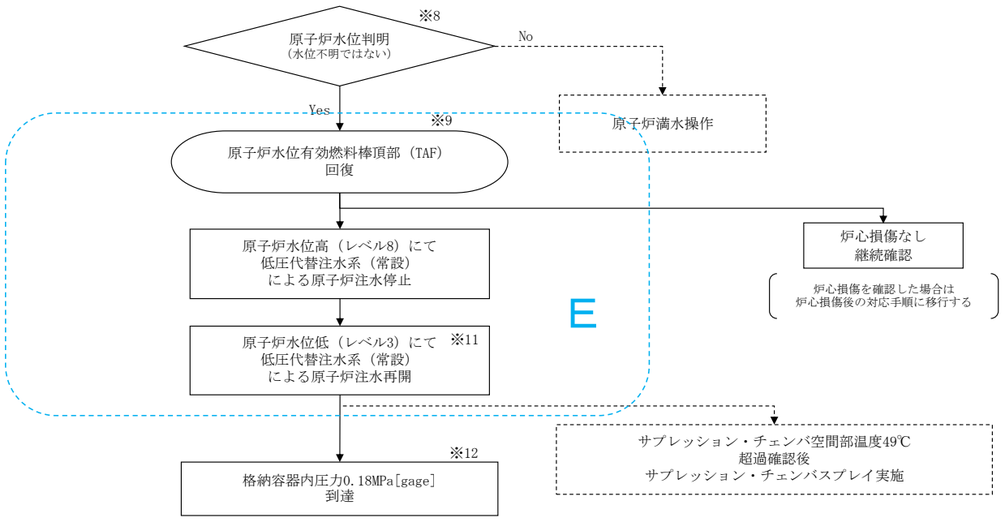
・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

・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。

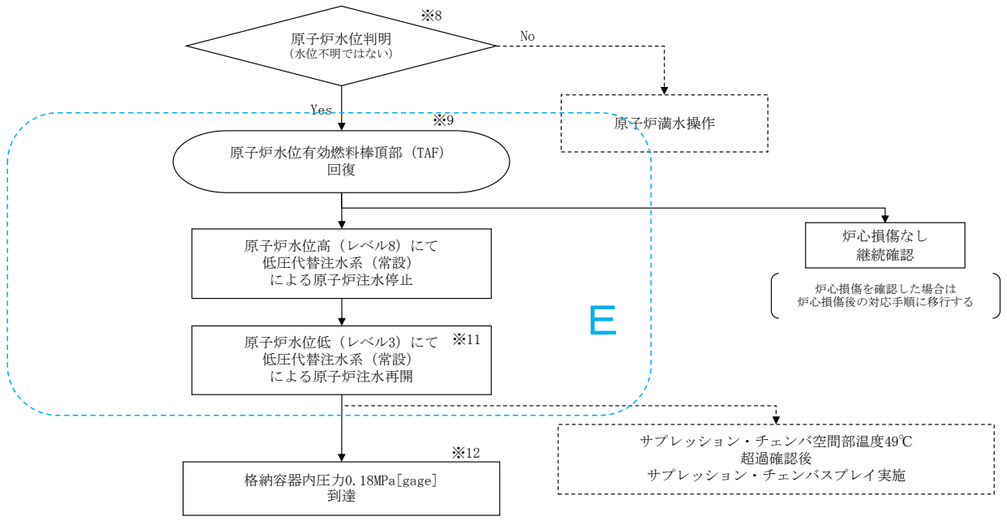
⑤主な監視操作内容

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
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。

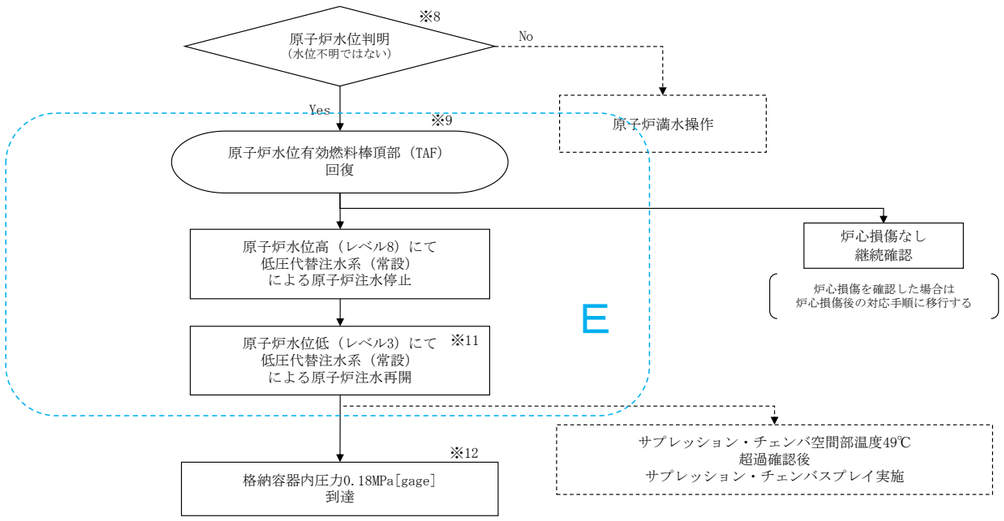
⑤主な監視操作内容

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。

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

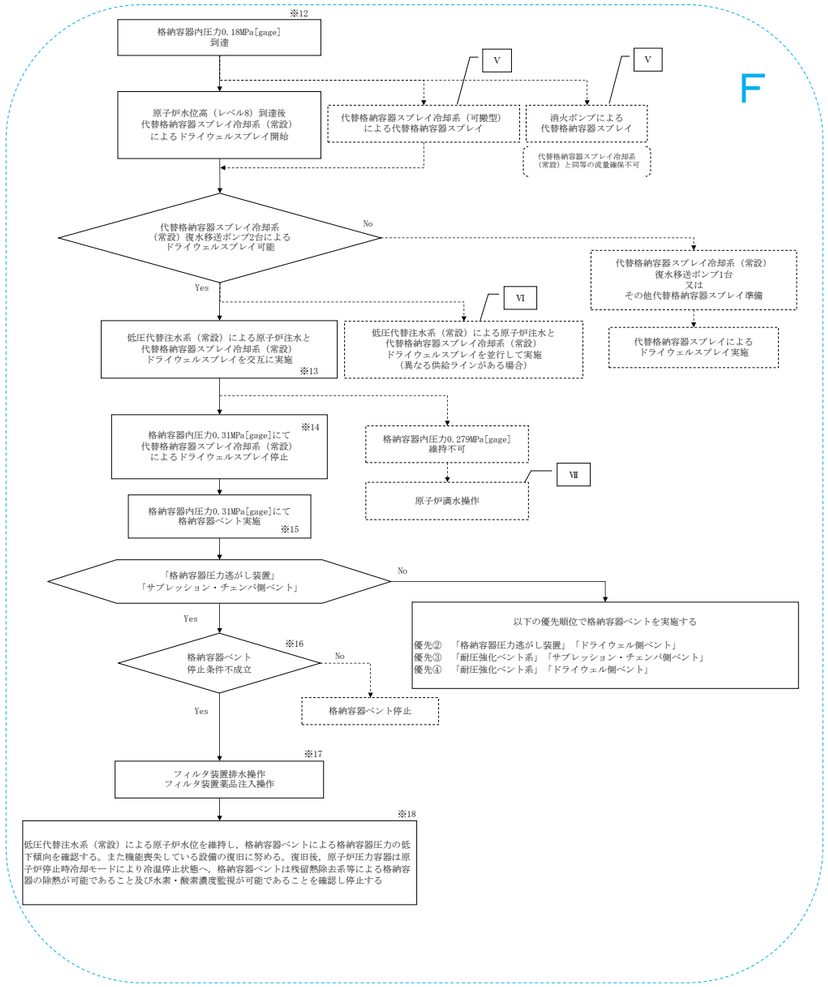
・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
・ タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離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

1．原子炉制御

（1）スクラム

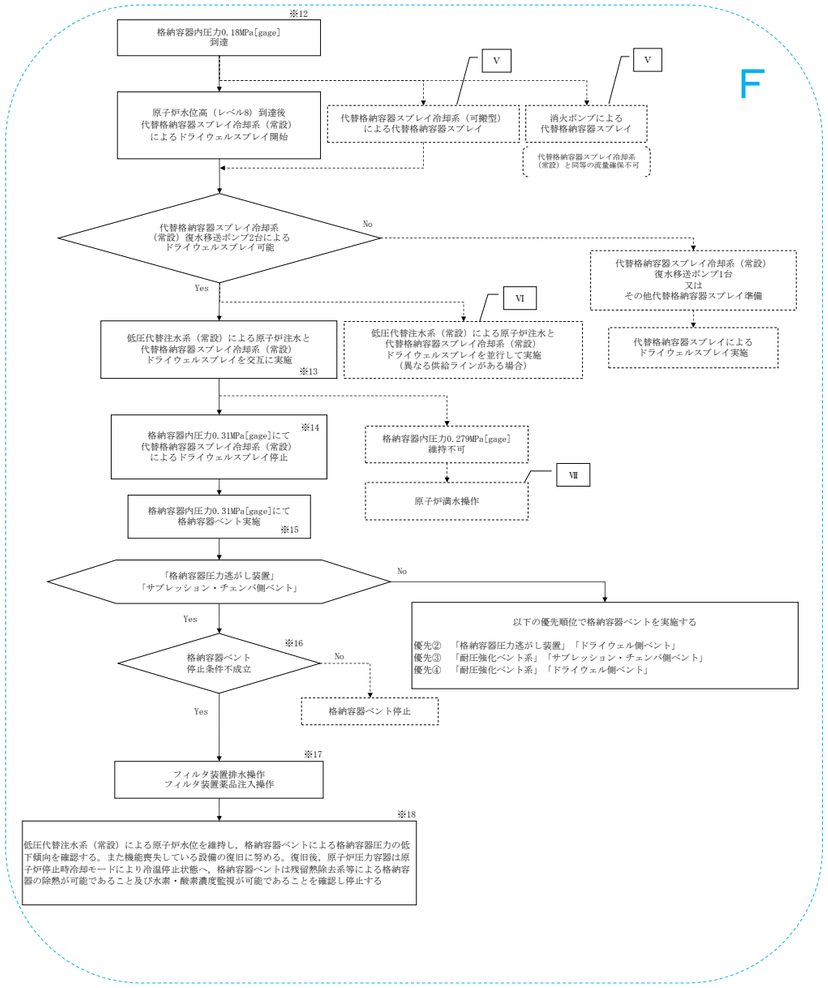
⑤主な監視操作内容

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

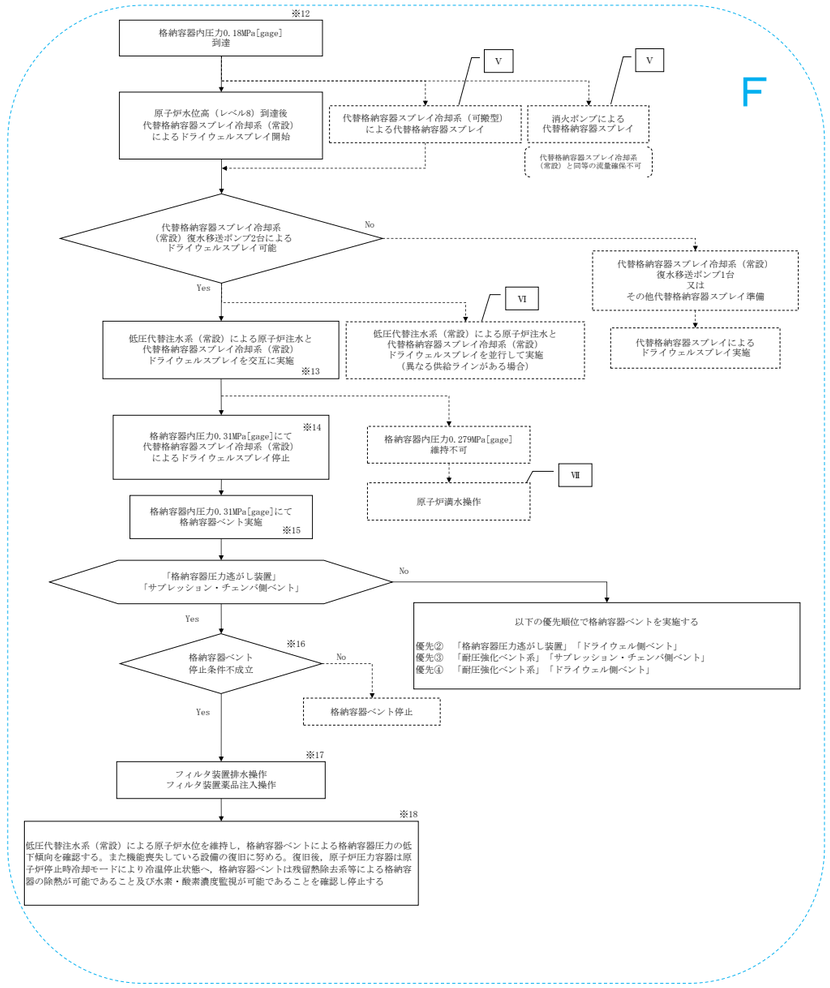
② ・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系Ａ系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「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。
・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

・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しているか、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

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

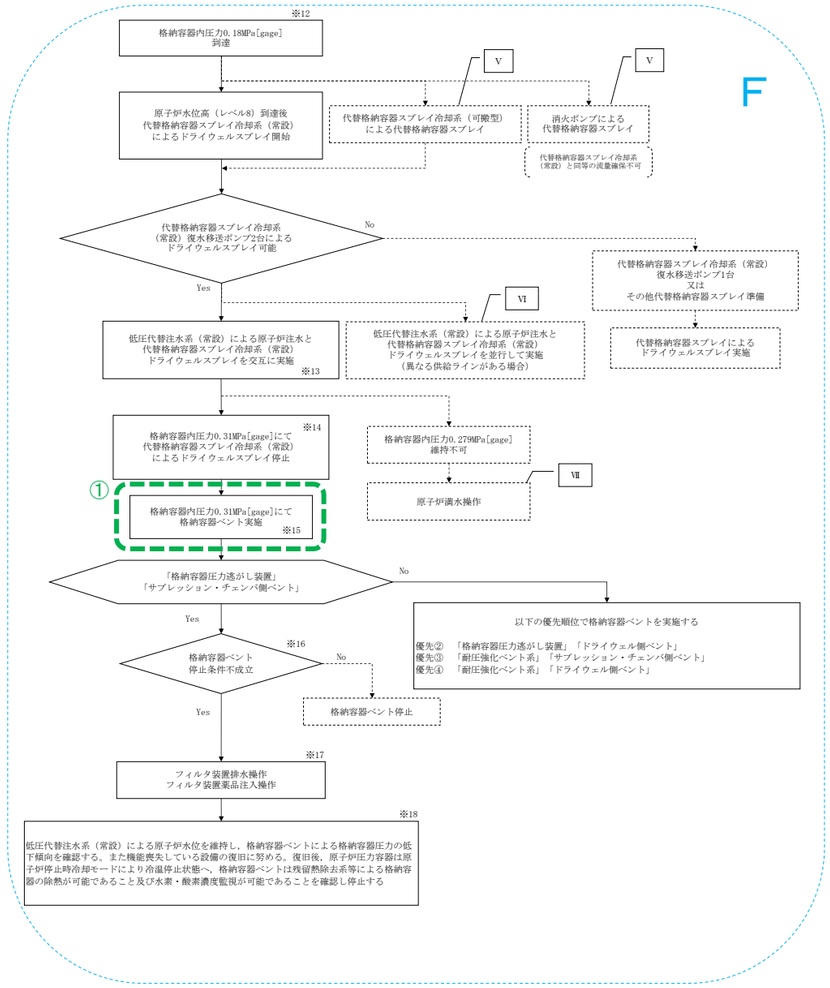
・ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
・ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
・ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系Ａ系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」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しているか、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。



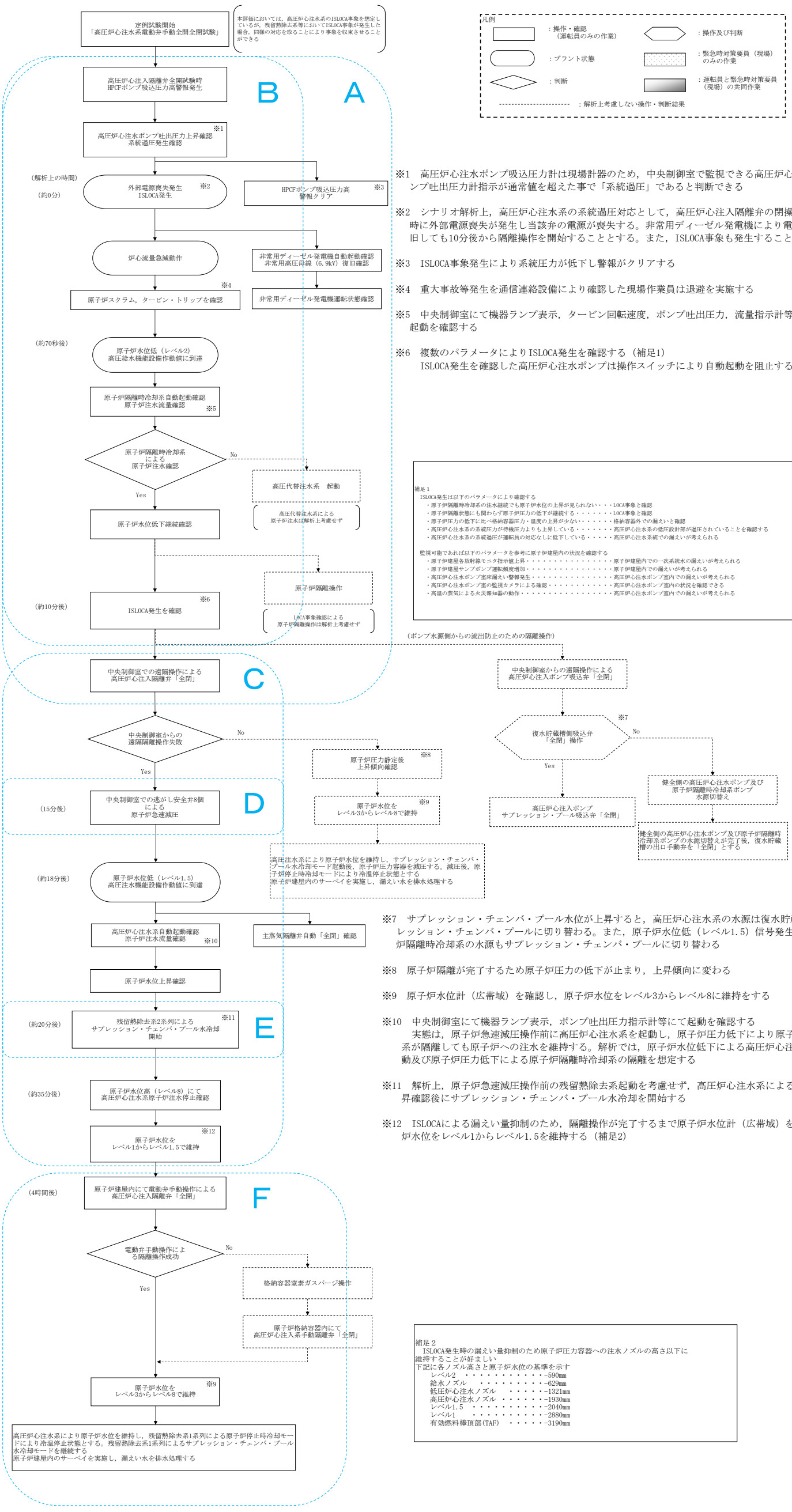
1-Ⅲ.8-14

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。）

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



※1　高圧炉心注水ポンプ吸込圧力計は現場計器のため，中央制御室で監視できる高圧炉心注水ポンプ吐出圧力計指示が通常値を超えた事で「系統過圧」であると判断できる

※2　シナリオ解析上，高圧炉心注水系の系統過圧対応として，高圧炉心注入隔離弁の閉操作と同時に外部電源喪失が発生し当該弁の電源が喪失する。非常用ディーゼル発電機により電源が復旧しても10分後から隔離操作を開始することとする。また，ISLOCA事象も発生することとする

※3　ISLOCA事象発生により系統圧力が低下し警報がクリアする

※4　重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※5　中央制御室にて機器ランプ表示，タービン回転速度，ポンプ吐出圧力，流量指示計等により起動を確認する

※6　複数のパラメータによりISLOCA発生を確認する（補足1）
ISLOCA発生を確認した高圧炉心注水ポンプは操作スイッチにより自動起動を阻止する

※7　サプレッション・チェンバ・プール水位が上昇すると，高圧炉心注水系の水源は復水貯蔵槽からサプレッション・チェンバ・プールに切り替わる。また，原子炉水位低（レベル1.5）信号発生により，原子炉隔離時冷却系の水源もサプレッション・チェンバ・プールに切り替わる

※8　原子炉隔離が完了するため原子炉圧力の低下が止まり，上昇傾向に変わる

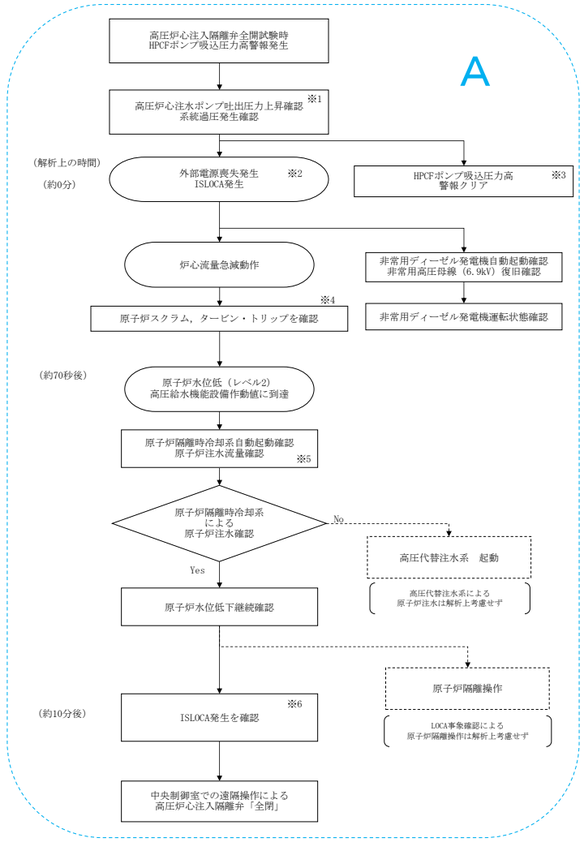
※9　原子炉水位計（広帯域）を確認し，原子炉水位をレベル3からレベル8に維持をする

※10　中央制御室にて機器ランプ表示，ポンプ吐出圧力指示計等にて起動を確認する
実態は，原子炉急速減圧操作前に高圧炉心注水系を起動し，原子炉圧力低下により原子炉隔離時冷却系が隔離しても原子炉への注水を維持する。解析では，原子炉水位低下による高圧炉心注水系の自動起動及び原子炉圧力低下による原子炉隔離時冷却系の隔離を想定する

※11　解析上，原子炉急速減圧操作前の残留熱除去系起動を考慮せず，高圧炉心注水系による原子炉水位上昇確認後にサプレッション・チェンバ・プール水冷却を開始する

※12　ISLOCAによる漏えい量抑制のため，隔離操作が完了するまで原子炉水位計（広帯域）を確認し，原子炉水位をレベル1からレベル1.5を維持する（補足2）

補足２
ISLOCA発生時の漏えい量抑制のため原子炉圧力容器への注水ノズルの高さ以下に
維持することが好ましい
下記に各ノズル高さと原子炉水位の基準を示す
レベル2　・・・・・・・・・・・・-590mm
給水ノズル　・・・・・・・・・・-629mm
低圧炉心注水ノズル　・・・・・-1321mm
高圧炉心注水ノズル　・・・・・・-1930mm
レベル1.5　・・・・・・・・・・・-2040mm
レベル1　・・・・・・・・・・・・-2880mm
有効燃料棒頂部(TAF)　・・・・・-3190mm



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。

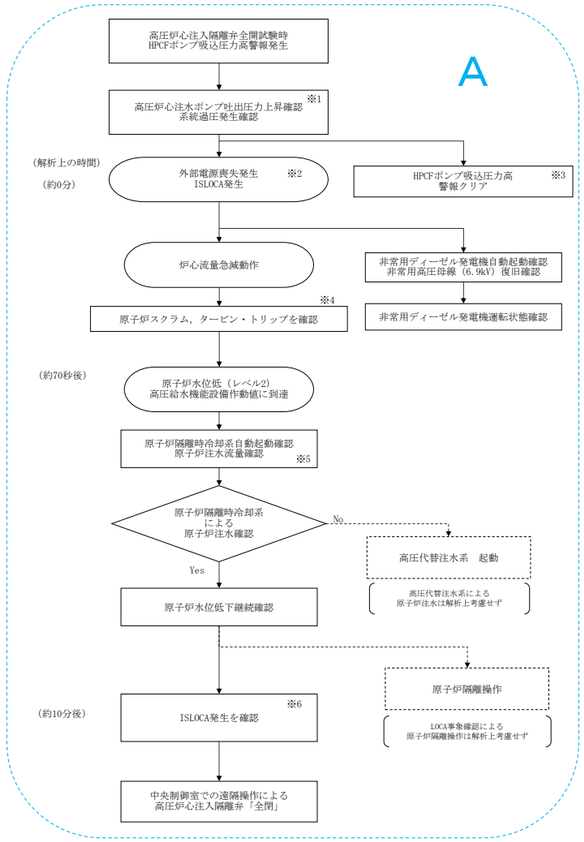
⑤主な監視操作内容

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

・ 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

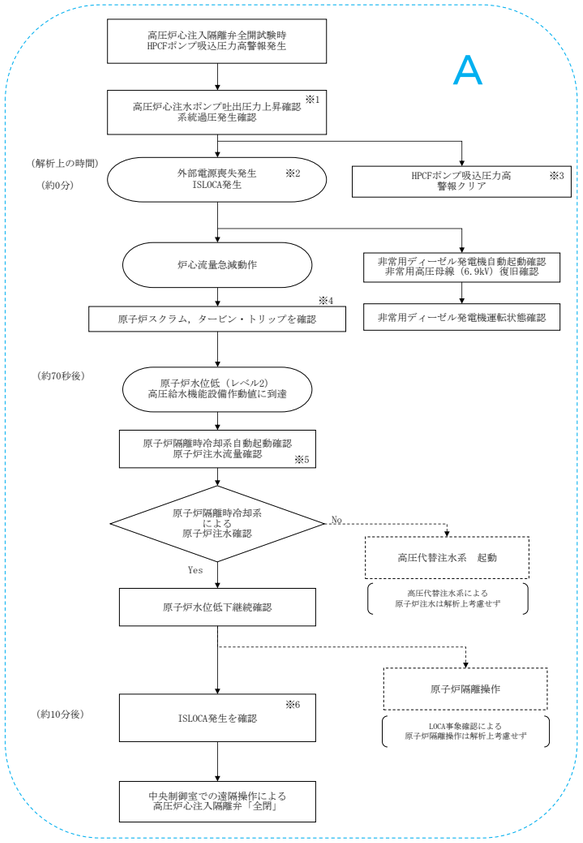
① ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
② ・タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
③ ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉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

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

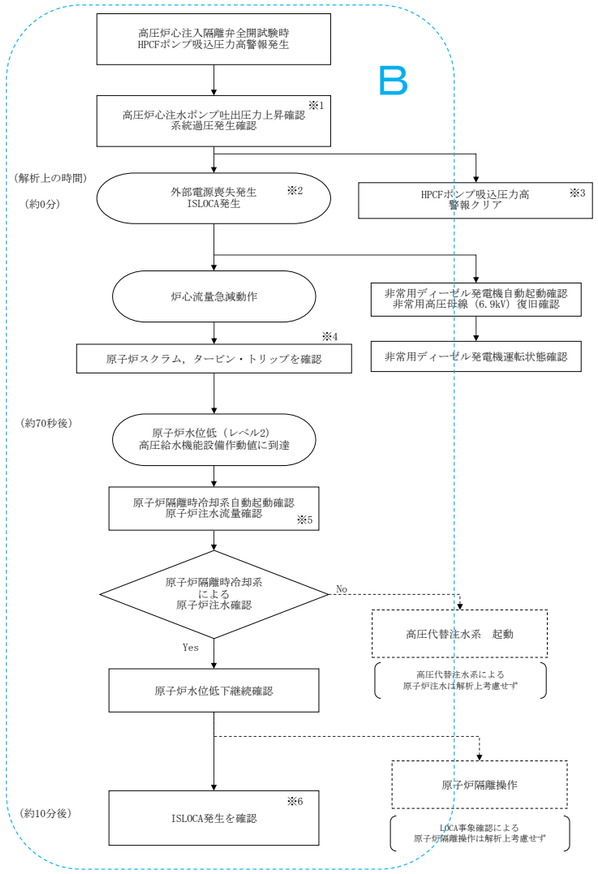
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

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

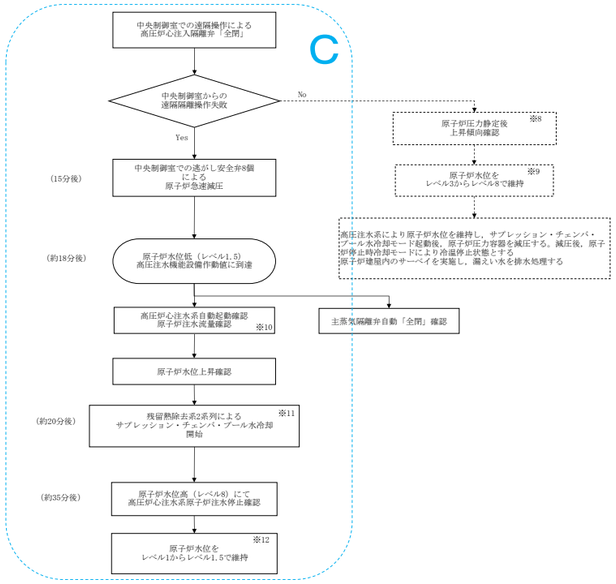
⑤主な監視操作内容

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

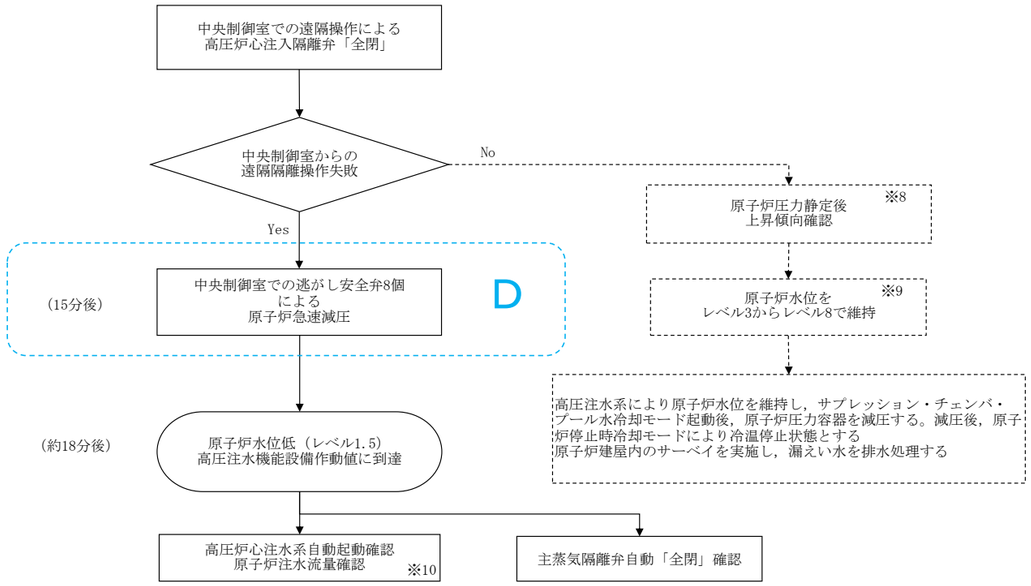
② ・ 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。
③ ・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
・ 急速減圧後、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋への漏えいを抑制する。
・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。

B．原子炉水位

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。



保安規定　添付1

４．不測事態
（２）急速減圧

①目的

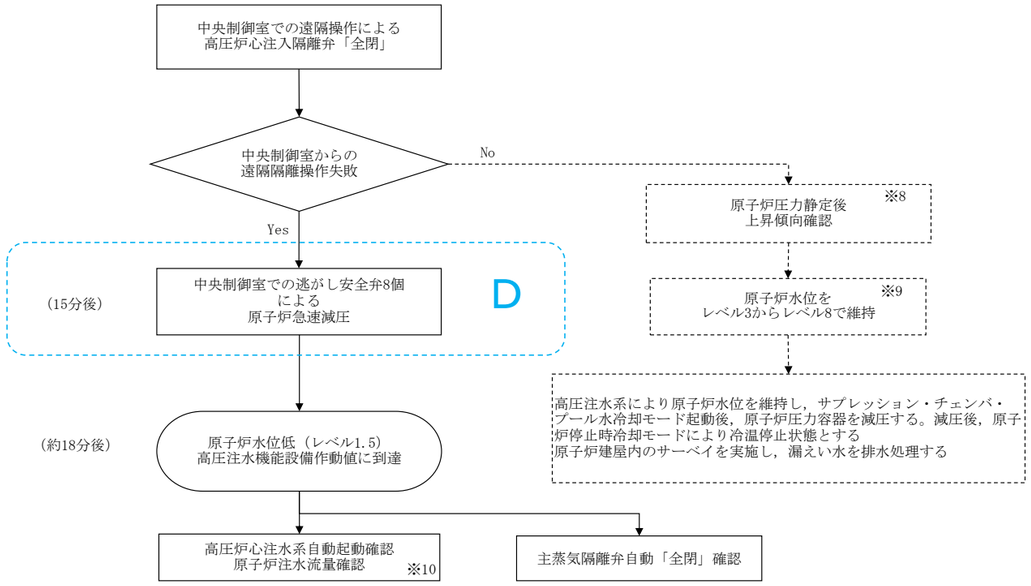
・ 原子炉を速やかに減圧する。

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
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。

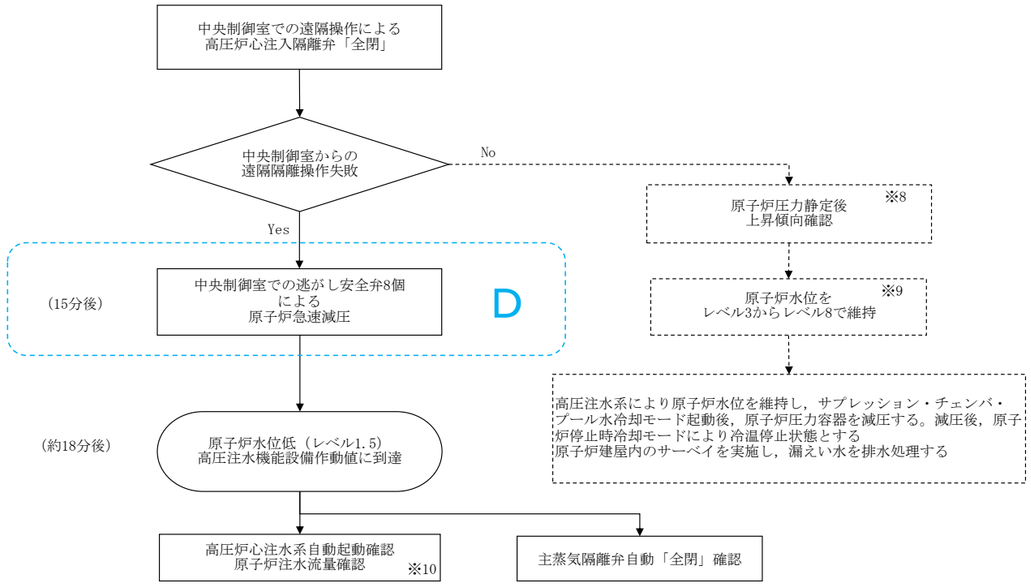
・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。

・ 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

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

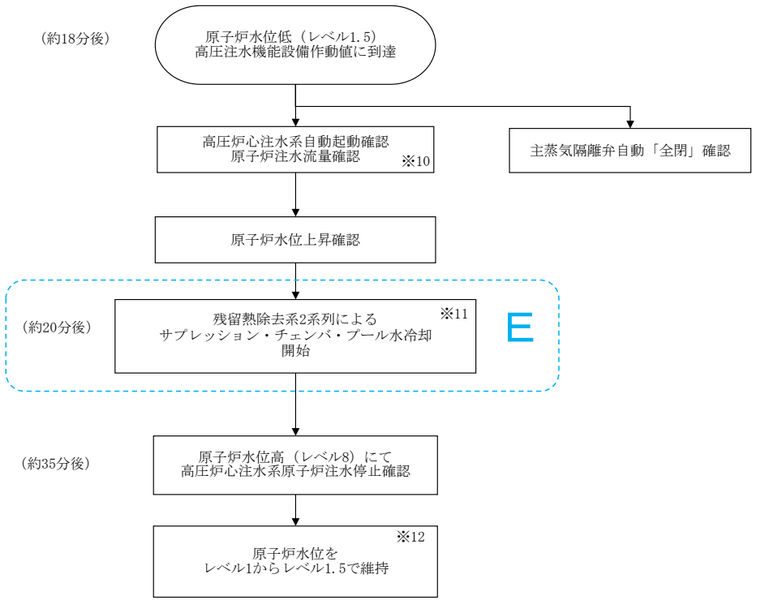
・ 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。
・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
① ・ 急速減圧後、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋への漏えいを抑制する。
・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。

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。



保安規定　添付1

１．原子炉制御

（１）スクラム

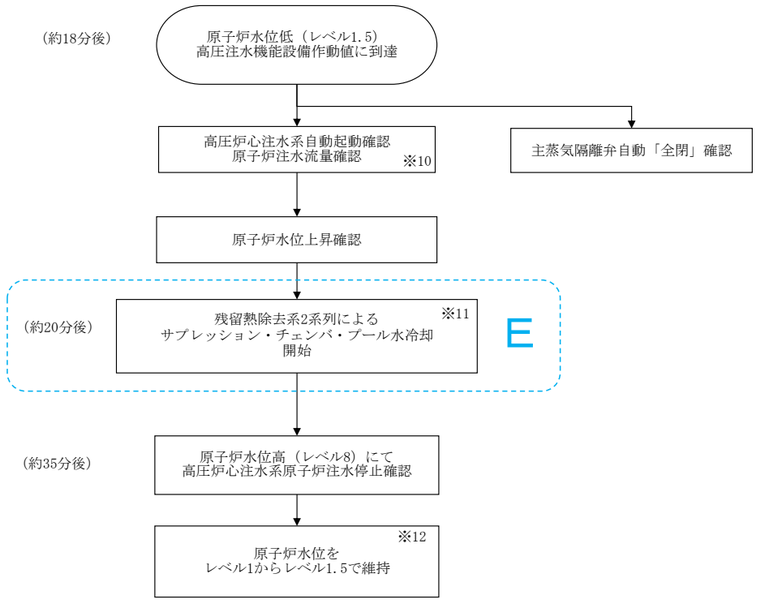
⑤主な監視操作内容

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

・ 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

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

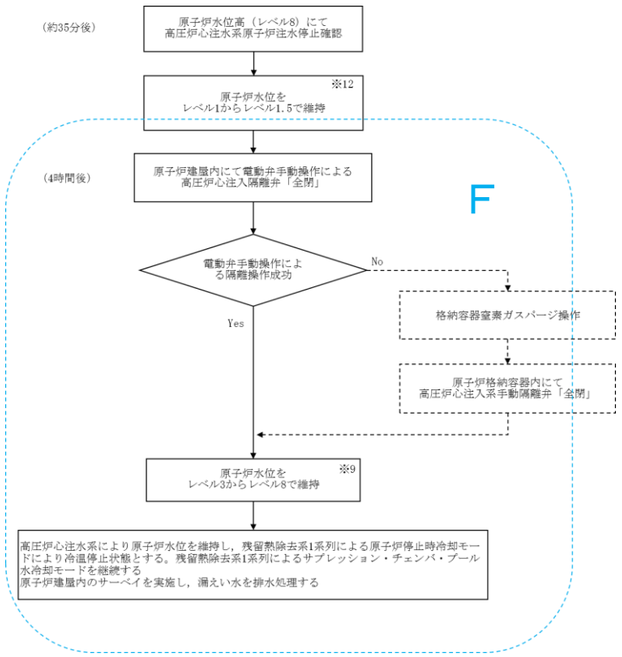
② ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。

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

・ 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

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

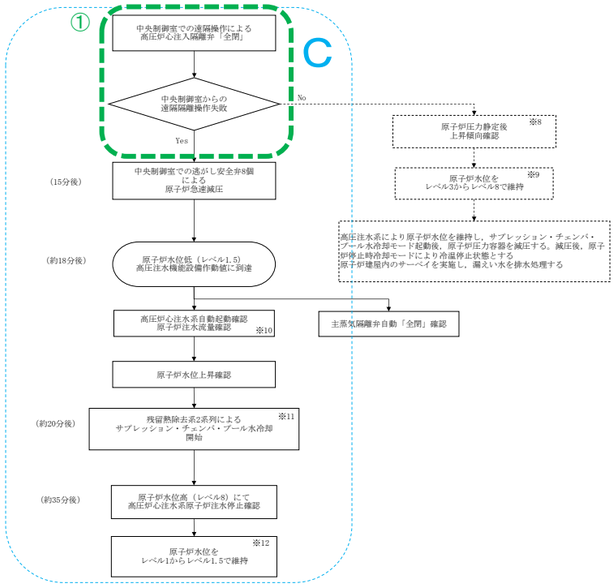
・ 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。
・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
・ 急速減圧後、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋への漏えいを抑制する。
・ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。

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

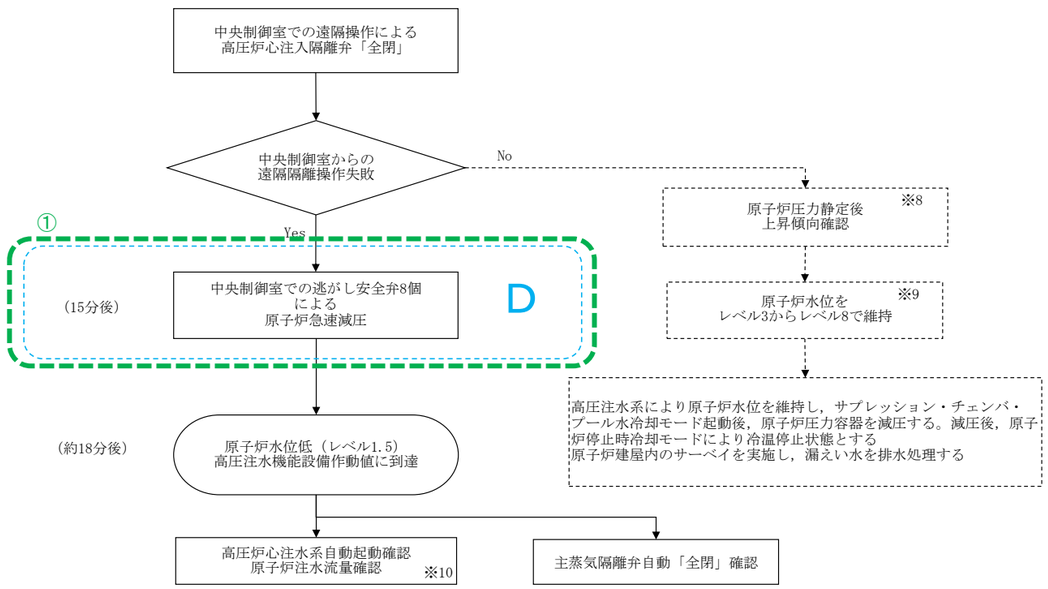
① ・ 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替え（「使用済燃料プール水位・温度制御」から導入の場合を除く）、非常用ガス処理系を起動する。
② ・ 原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋・タービン建屋換気空調系を起動する。
③ ・ 原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内の排水ポンプを起動する。
④ ・ 各室温度設定値以下かつ原子炉建屋放射線レベル設定値以下となり、漏えい箇所の隔離が成功した場合は、原子炉建屋制御導入前の制御に移行する。



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

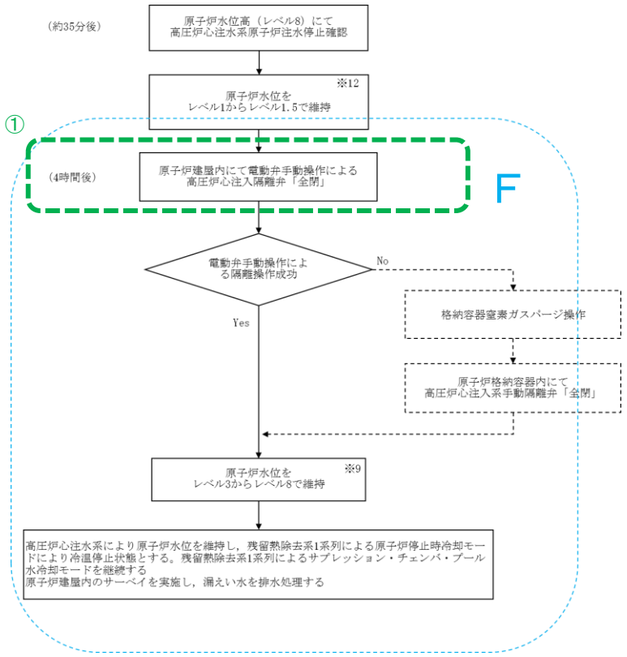
※１　有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）



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。）

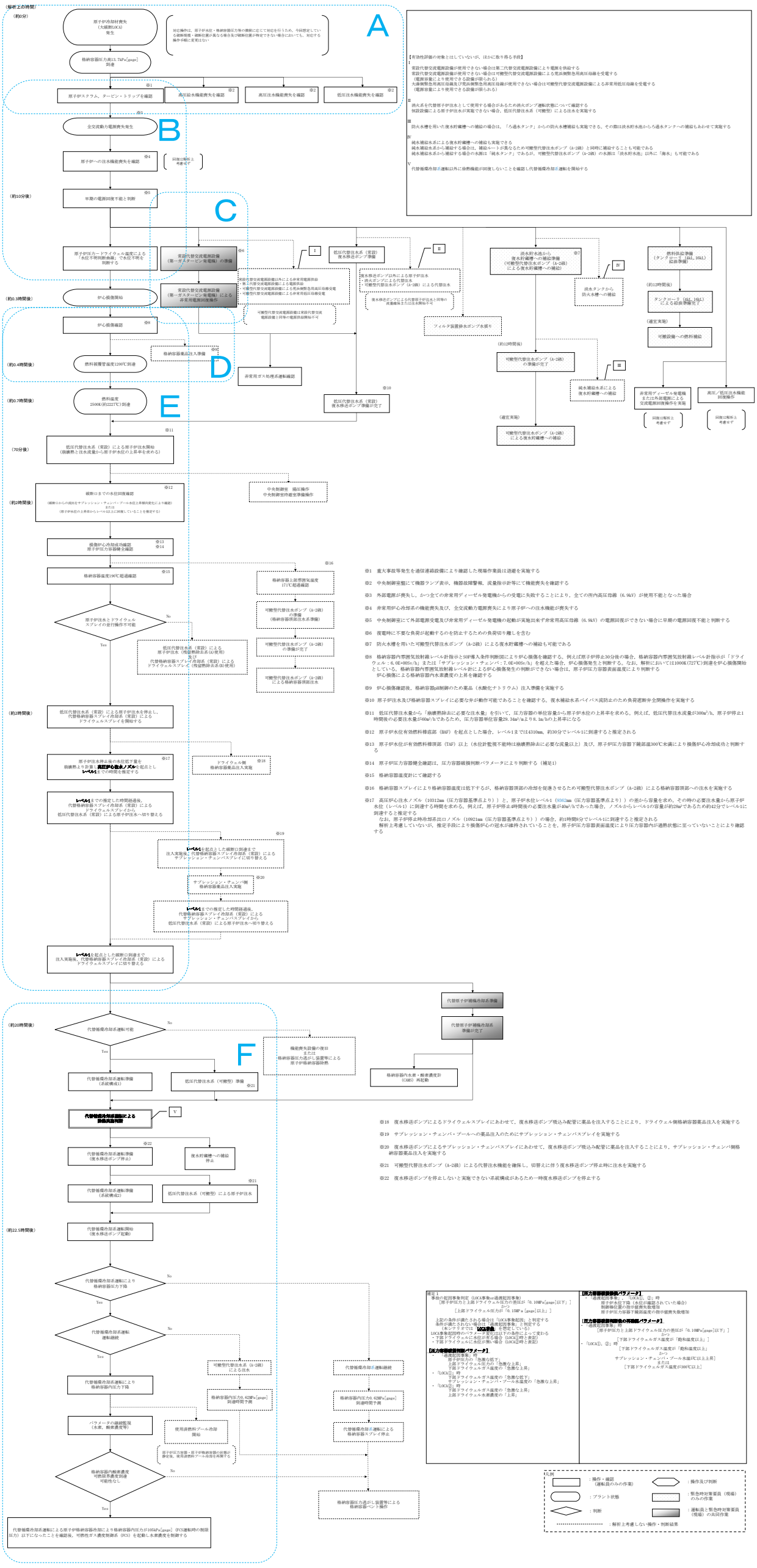


保安規定　添付3　表20　重大事故等対策における操作の成立性

	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。）

第7．2．1．2－5図 「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）」



※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※2 中央制御室盤にて機器ランプ表示，機器故障警報，流量指示計等にて機能喪失を確認する

※3 外部電源が喪失し，かつ全ての非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗することにより，全ての所内高圧母線（6.9kV）が使用不能となった場合

※4 非常用炉心冷却系の機能喪失及び，全交流動力電源喪失により原子炉への注水機能が喪失する

※5 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動が実施出来ず非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合に早期の電源回復不能と判断する

※6 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む

※7 防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である

※8 格納容器内雰囲気放射線レベル計指示と SOP導入条件判断図により炉心損傷を確認する。例えば原子炉停止30分後の場合，格納容器内雰囲気放射線レベル計指示が「ドライウェル：6.0E+00Sv/h」または「サプレッション・チェンバ：7.0E+00Sv/h」を超えた場合，炉心損傷発生と判断する。なお，解析においては1000K（727℃）到達を炉心損傷開始としている。格納容器内雰囲気放射線レベル計による炉心損傷発生の判断ができない場合は，原子炉圧力容器表面温度により判断する
炉心損傷による格納容器内水素濃度の上昇を確認する

※9 炉心損傷確認後，格納容器pH制御のため薬品（水酸化ナトリウム）注入準備を実施する

※10 原子炉注水及び格納容器スプレイに必要な弁が動作可能であることを確認する。復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全開操作を実施する

※11 低圧代替注水量から「崩壊熱除去に必要な注水量」を引いて，圧力容器の単位容量から原子炉水位の上昇率を求める。例えば，低圧代替注水流量が300m³/h，原子炉停止1時間後の必要注水量が60m³/hであるため，圧力容器単位容量29.34m³/mより8.1m/hの上昇率になる

※12 原子炉水位有効燃料棒底部（BAF）を起点とした場合，レベル1までは4310mm，約30分でレベル1に到達すると推定される

※13 原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）以上（水位計監視不能時は崩壊熱除去に必要な流量以上）及び，原子炉圧力容器下鏡部温300℃未満により損傷炉心冷却成功と判断する

※14 原子炉圧力容器健全確認は，圧力容器破損判断パラメータにより判断する（補足1）

※15 格納容器温度計にて確認する

※16 格納容器スプレイにより格納容器温度は低下するが，格納容器頂部の冷却を促進させるため可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による格納容器頂部への注水を実施する

※17 高圧炉心注水ノズル（10312mm（圧力容器基準点より））と，原子炉水位レベル1（9362mm（圧力容器基準点より））の差から容量を求め，その時の必要注水量から原子炉水位（レベル1）に到達する時間を求める。例えば，原子炉停止4時間後の必要注水量が40m³/hであった場合，ノズルからレベル1の容量が約228m³であるため約42分でレベル1に到達すると推定する
なお，原子炉停止時冷却系出口ノズル（10921mm（圧力容器基準点より））の場合，約1時間8分でレベル1に到達すると推定される
解析上考慮していないが，推定手段により損傷炉心の冠水が維持されていることを，原子炉圧力容器表面温度により圧力容器内が過熱状態に至っていないことにより確認する

※18 復水移送ポンプによるドライウェルスプレイにあわせて，復水移送ポンプ吸込み配管に薬品を注入することにより，ドライウェル側格納容器薬品注入を実施する

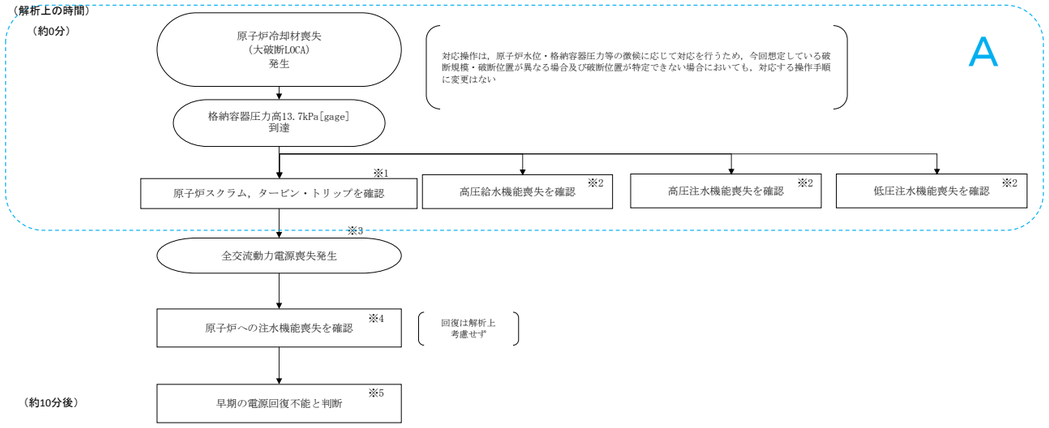
※19 サプレッション・チェンバ・プールへの薬品注入のためにサプレッション・チェンバスプレイを実施する

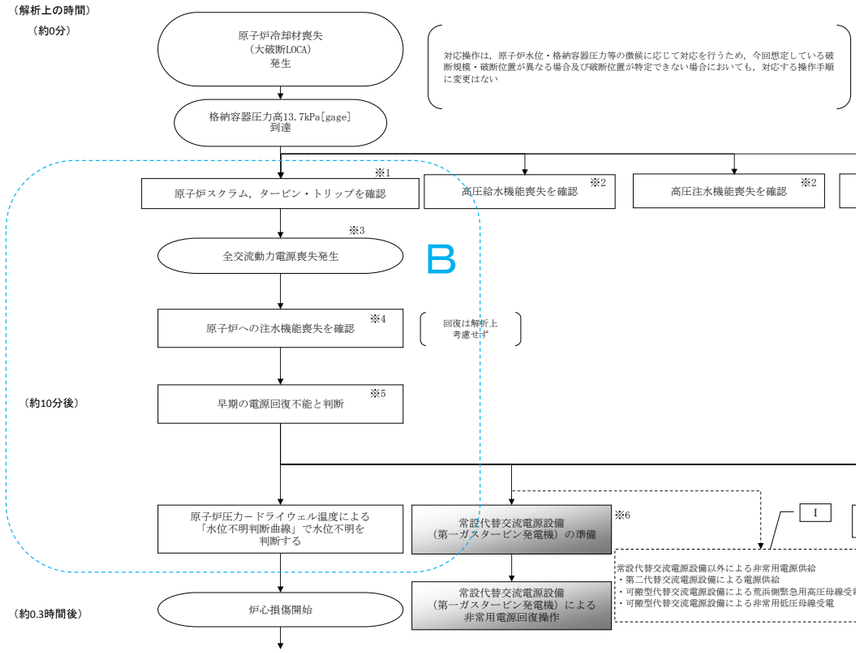
※20 復水移送ポンプによるサプレッション・チェンバスプレイにあわせて，復水移送ポンプ吸込み配管に薬品を注入することにより，サプレッション・チェンバ側格納容器薬品注入を実施する

※21 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による代替注水機能を確保し，切替えに伴う復水移送ポンプ停止時に注水を実施する

※22 復水移送ポンプを停止しないと実施できない系統構成があるため一時復水移送ポンプを停止する

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


（解析上の時間）
（約0分）
原子炉冷却材喪失
（大破断LOCA）
発生
対応操作は，原子炉水位・格納容器圧力等の徴候に応じて対応を行うため，今回想定している破断規模・破断位置が異なる場合及び破断位置が特定できない場合においても，対応する操作手順に変更はない
A
格納容器圧力高13.7kPa[gage]
到達
原子炉スクラム，タービン・トリップを確認
※1
高圧給水機能喪失を確認
※2
高圧注水機能喪失を確認
※2
低圧注水機能喪失を確認
※2
※3
全交流動力電源喪失発生
原子炉への注水機能喪失を確認
※4
回復は解析上
考慮せず
（約10分後）
早期の電源回復不能と判断
※5



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。

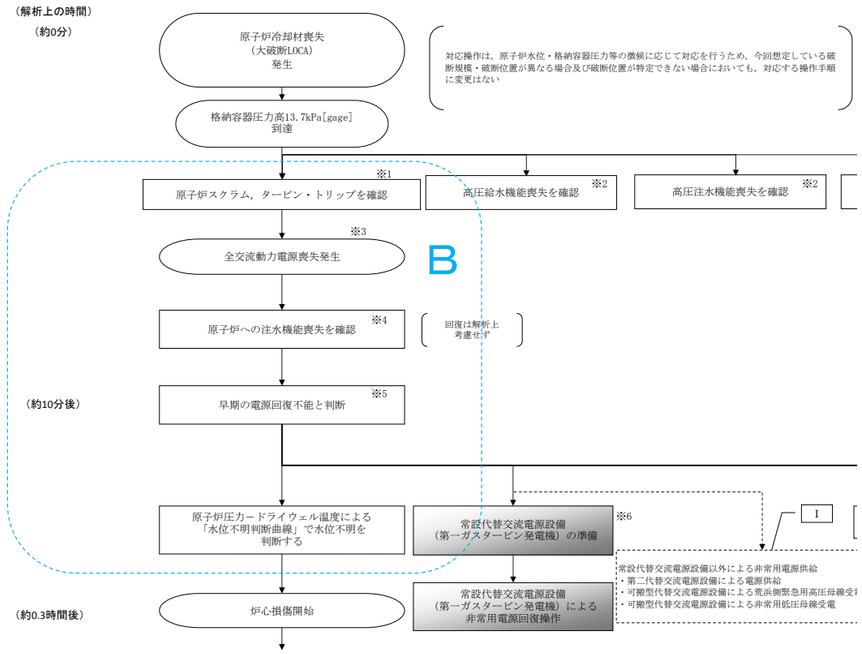
⑤主な監視操作内容

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。
・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

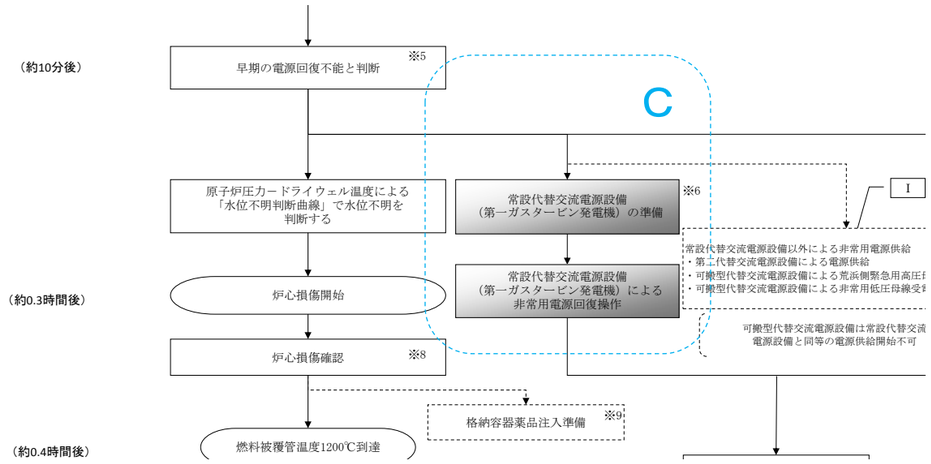
① ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
② ・タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
③ ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉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

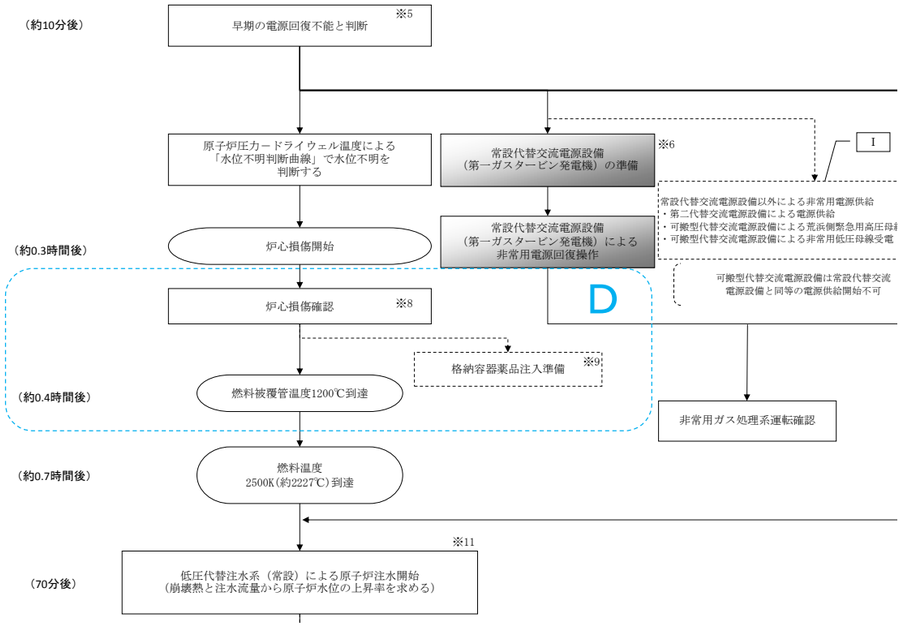
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

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。

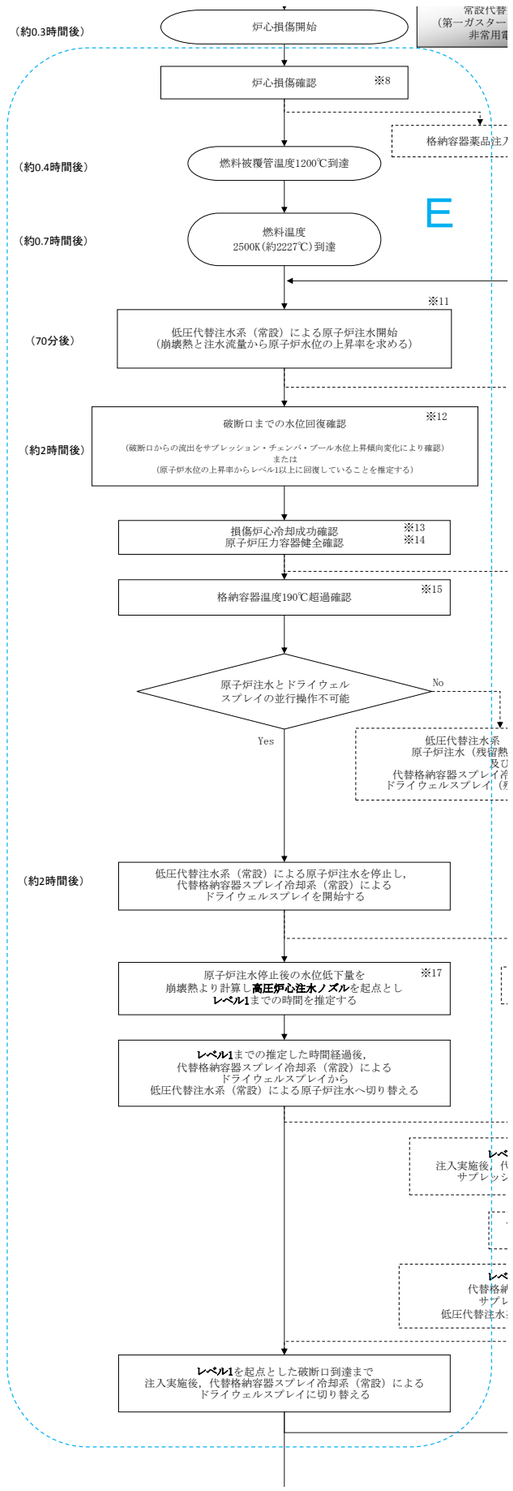
⑤主な監視操作内容

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

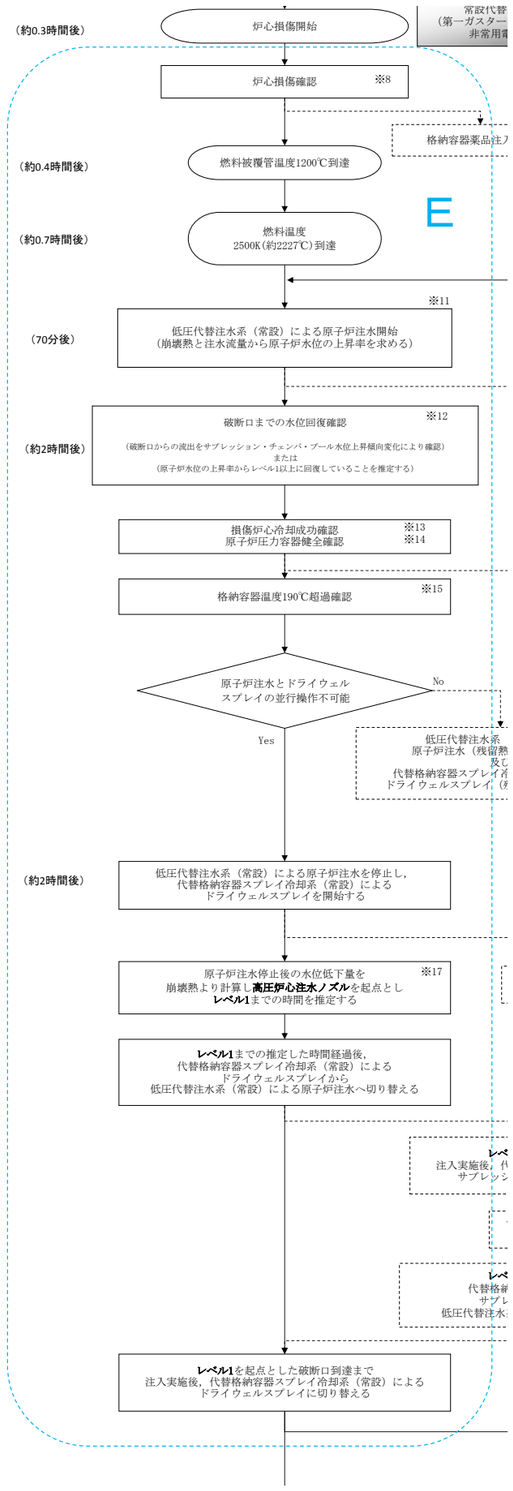
当直副長及び緊急時対策本部は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却ができない場合は，以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し，原子炉を冷却する。

（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。

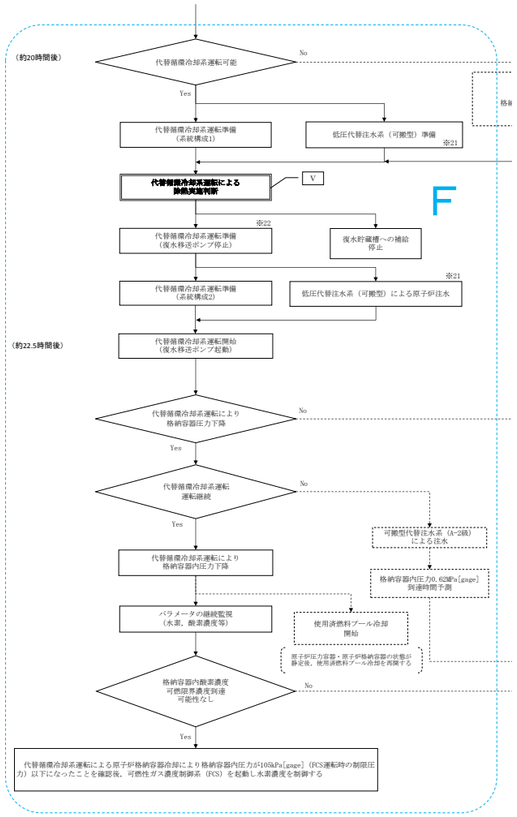
ａ．手順着手の判断基準

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

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。

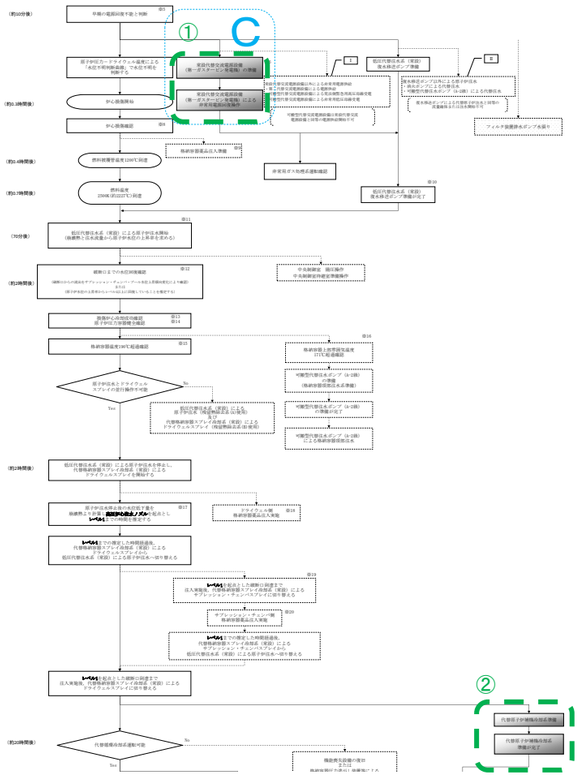
ｃ．格納容器内の酸素濃度が４vol％以下※4であること。

※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。

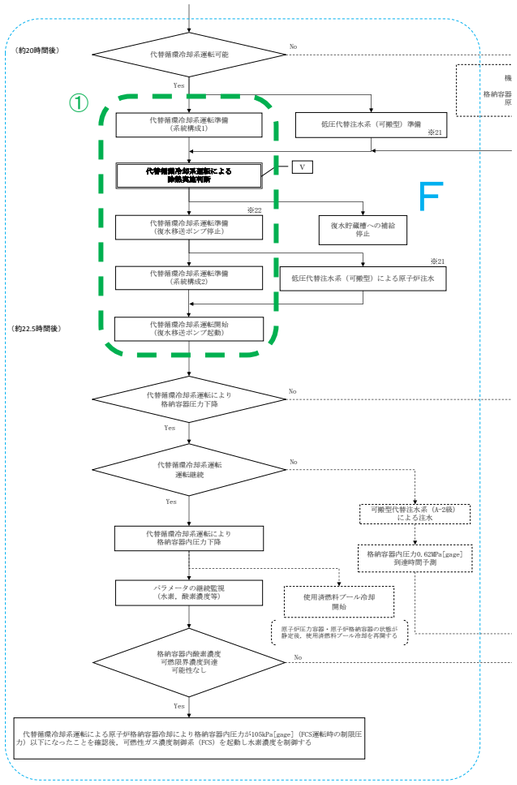
※４：ドライ条件の酸素濃度を確認する。格納容器内酸素濃度（ＣＡＭＳ）にて４vol％以下を確認できない場合は，代替格納容器スプレイを継続することで，ドライウェル側とサプレッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。



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。）

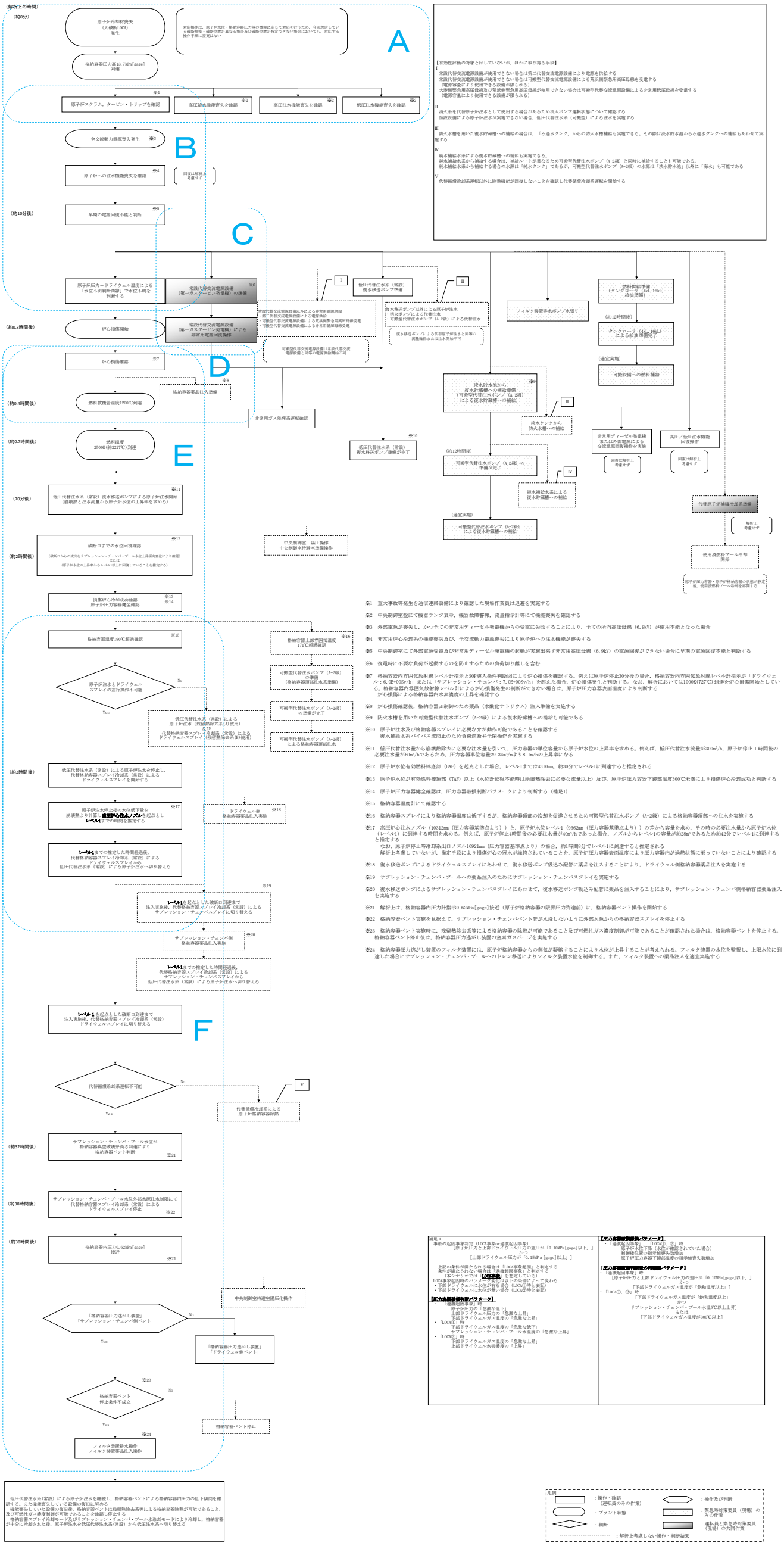


保安規定　添付3　表20　重大事故等対策における操作の成立性

	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。）

第7．2．1．3－4図 「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 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※2 中央制御室盤にて機器ランプ表示，機器故障警報，流量指示計等にて機能喪失を確認する

※3 外部電源が喪失し，かつ全ての非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗することにより，全ての所内高圧母線（6.9kV）が使用不能となった場合

※4 非常用炉心冷却系の機能喪失及び，全交流動力電源喪失により原子炉への注水機能が喪失する

※5 中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動が実施出来ず非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合に早期の電源回復不能と判断する

※6 復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む

※7 格納容器内雰囲気放射線レベル計指示と50P導入条件判断図により炉心損傷を確認する。例えば原子炉停止30分後の場合，格納容器内雰囲気放射線レベル計指示が「ドライウェル：6.0E+005Sv/h」または「サプレッション・チェンバ：7.0E+005Sv/h」を超えた場合，炉心損傷発生と判断する。なお，解析においては1000K(727℃)到達を炉心損傷開始としている。格納容器内雰囲気放射線レベル計による炉心損傷発生の判断ができない場合は，原子炉圧力容器表面温度により判断する
炉心損傷による格納容器内水素濃度の上昇を確認する

※8 炉心損傷確認後，格納容器pH制御のため薬品（水酸化ナトリウム）注入準備を実施する

※9 防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である

※10 原子炉注水及び格納容器スプレイに必要な弁が動作可能であることを確認する
復水補給水系パイパス流防止のため負荷定断弁全閉操作を実施する

※11 低圧代替注水量から崩壊熱除去に必要な注水量を引いて，圧力容器の単位容量から原子炉水位の上昇率を求める。例えば，低圧代替注水流量が300m³/h，原子炉停止1時間後の必要注水量が60m³/hであるため，圧力容器単位容量29.34m³/mより8.1m/hの上昇率になる

※12 原子炉水位有効燃料棒底部（BAF）を起点とした場合，レベル1までは4310mm，約30分でレベル1に到達すると推定される

※13 原子炉水位が有効燃料棒頂部（TAF）以上（水位計監視不能時は崩壊熱除去に必要な流量以上）及び，原子炉圧力容器下鏡部温度300℃未満により損傷炉心冷却成功と判断する

※14 原子炉圧力容器健全確認は，圧力容器破損判断パラメータにより判断する（補足1）

※15 格納容器温度計にて確認する

※16 格納容器スプレイにより格納容器温度は低下するが，格納容器頂部の冷却を促進させるため可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による格納容器頂部への注水を実施する

※17 高圧炉心注水ノズル（10312mm（圧力容器基準点より））と，原子炉水位レベル1（9362mm（圧力容器基準点より））の差から容量を求め，その時の必要注水量から原子炉水位（レベル1）に到達する時間を求める。例えば，原子炉停止4時間後の必要注水量が40m³/hであった場合，ノズルからレベル1の容量が約28m³であるため約42分でレベル1に到達すると推定する
なお，原子炉停止時冷却系出口ノズル10921mm（圧力容器基準点より）の場合，約1時間5分でレベル1に到達すると推定される
解析上考慮していないが，推定手段により損傷炉心の冠水が維持されていることを，原子炉圧力容器表面温度により圧力容器内が過熱状態に至っていないことにより確認する

※18 復水移送ポンプによるドライウェルスプレイにあわせて，復水移送ポンプ吸込み配管に薬品を注入することにより，ドライウェル側格納容器薬品注入を実施する

※19 サプレッション・チェンバ・プールへの薬品注入のためにサプレッション・チェンバスプレイを実施する

※20 復水移送ポンプによるサプレッション・チェンバスプレイにあわせて，復水移送ポンプ吸込み配管に薬品を注入することにより，サプレッション・チェンバ側格納容器薬品注入を実施する

※21 解析上は，格納容器内圧力計指示0.62MPa[gage]接近（原子炉格納容器の限界圧力到達前）に，格納容器ベント操作を開始する

※22 格納容器ベント実施を見据えて，サプレッション・チェンバベント管が水没しないように外部水源からの格納容器スプレイを停止する

※23 格納容器ベント実施時に，残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び可燃性ガス濃度制御が可能であることが確認された場合は，格納容器ベントを停止する。
格納容器ベント停止後は，格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスパージを実施する

※24 格納容器圧力逃がし装置には，原子炉格納容器からの蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し，上限水位に到達した場合にサプレッション・チェンバ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また，フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する

補足1
事故の起因事象判定（LOCA事象or過渡起因事象）
［原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa[gage]以下」］
かつ
［上部ドライウェル圧力が「0.15MPｇ[gage]以上」］

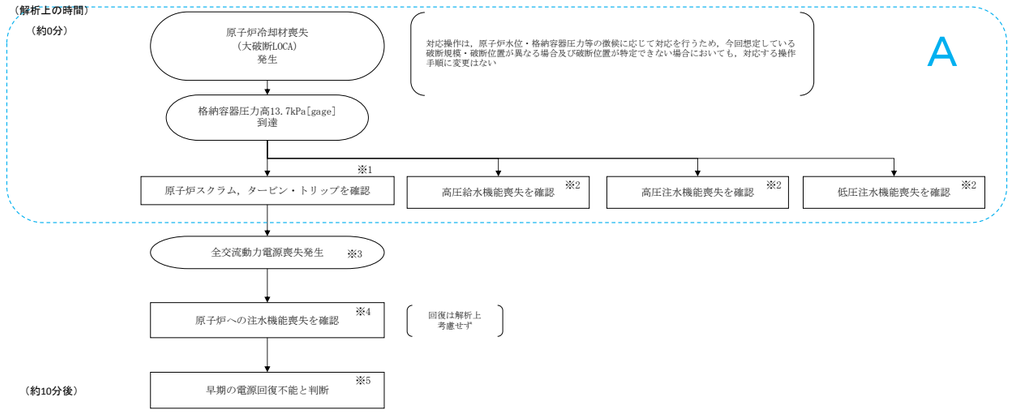
上記の条件が満たされる場合は「LOCA事象起因」と判定する
条件が満たされない場合は「過渡起因事象」と判定する
（本シナリオでは，**LOCA事象**，を想定している）
LOCA事象起因時のパラメータ変化は以下の条件によって変わる
・下部ドライウェルに水位が有る場合（LOCA①時と表記）
・下部ドライウェルに水位が無い場合（LOCA②時と表記）

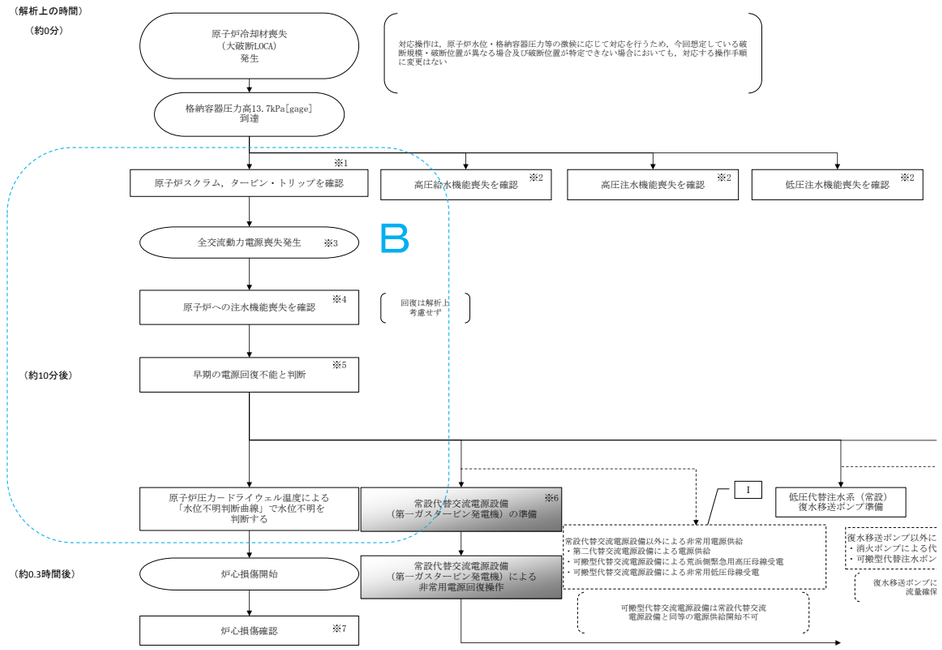
【圧力容器破損判断パラメータ】
・「過渡起因事象」時
原子炉圧力の「急激な低下」
上部ドライウェル圧力の「急激な上昇」
下部ドライウェルガス温度の「急激な上昇」
・「LOCA①」時
下部ドライウェルガス温度の「急激な低下」
サプレッション・チェンバ・プール水温度の「急激な上昇」
・「LOCA②」時
下部ドライウェルガス温度の「急激な上昇」
上部ドライウェル水素濃度の「上昇」

【圧力容器破損確認パラメータ】
・「過渡起因事象」，「LOCA①，②」時
原子炉水位下降（水位が確認されていた場合）
制御棒位置の指示値喪失数増加
原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加

【圧力容器破損判断後の原子炉状態パラメータ】
・「過渡起因事象」時
［原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa[gage]以下」］
かつ
［下部ドライウェルガス温度が「飽和温度以上」］
・「LOCA①，②」時
［下部ドライウェルガス温度が「飽和温度以上」］
かつ
サプレッション・チェンバ・プール水温5℃以上上昇］
または
［下部ドライウェルガス温度が300℃以上］

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を継続し，格納容器ベントによる格納容器内圧力の低下傾向を確認する。また機能喪失している設備の復旧に努める
機能喪失していた設備の復旧後，格納容器ベントは残留熱除去系等による格納容器除熱が可能であること，及び可燃性ガス濃度制御が可能であることを確認し停止する
格納容器スプレイ冷却モード及びサプレッション・チェンバ・プール水冷却モードにより冷却し，格納容器が十分に冷却された後，原子炉注水を低圧代替注水系（常設）から低圧注水系へ切り替える


（解析上の時間）
（約0分）
原子炉冷却材喪失
（大破断LOCA）
発生
対応操作は，原子炉水位・格納容器圧力等の徴候に応じて対応を行うため，今回想定している破断規模・破断位置が異なる場合及び破断位置が特定できない場合においても，対応する操作手順に変更はない
A
格納容器圧力高13.7kPa[gage]
到達
※1
原子炉スクラム，タービン・トリップを確認
高圧給水機能喪失を確認
※2
高圧注水機能喪失を確認
※2
低圧注水機能喪失を確認
※2
全交流動力電源喪失発生
※3
原子炉への注水機能喪失を確認
※4
回復は解析上
考慮せず
（約10分後）
早期の電源回復不能と判断
※5



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。

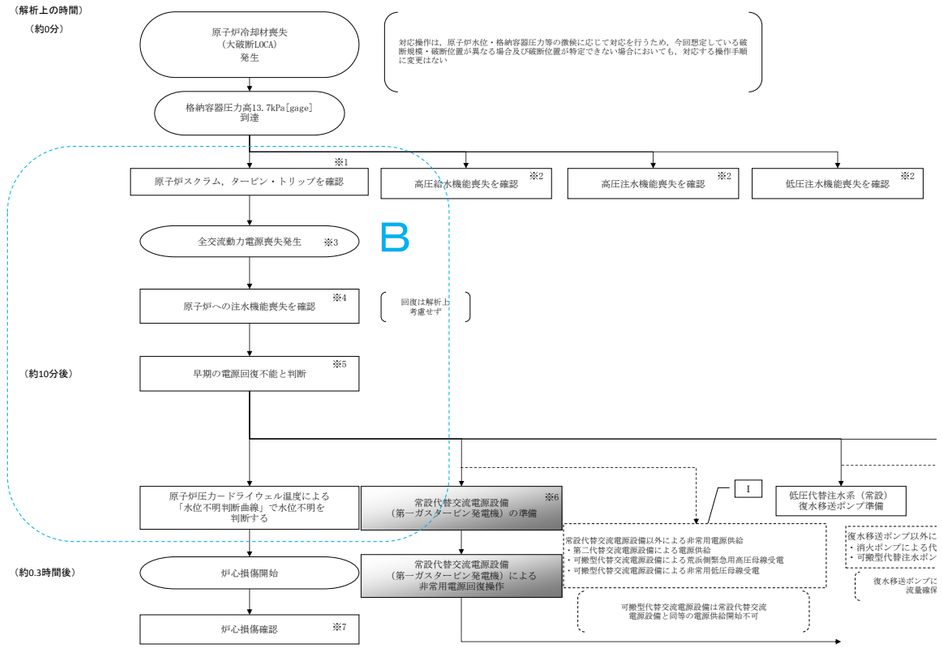
⑤主な監視操作内容

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。
・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

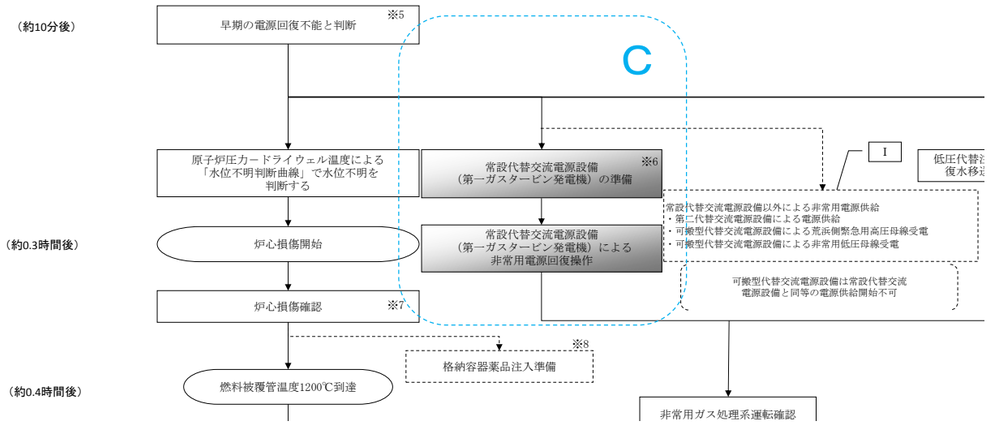
① ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
② ・タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
③ ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、主復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉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

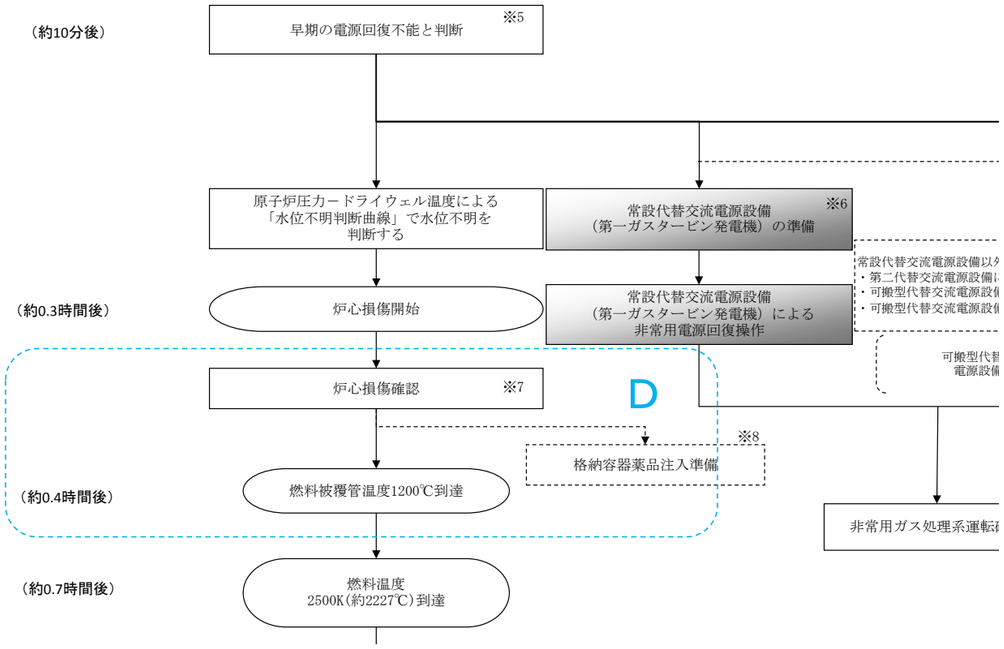
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

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。

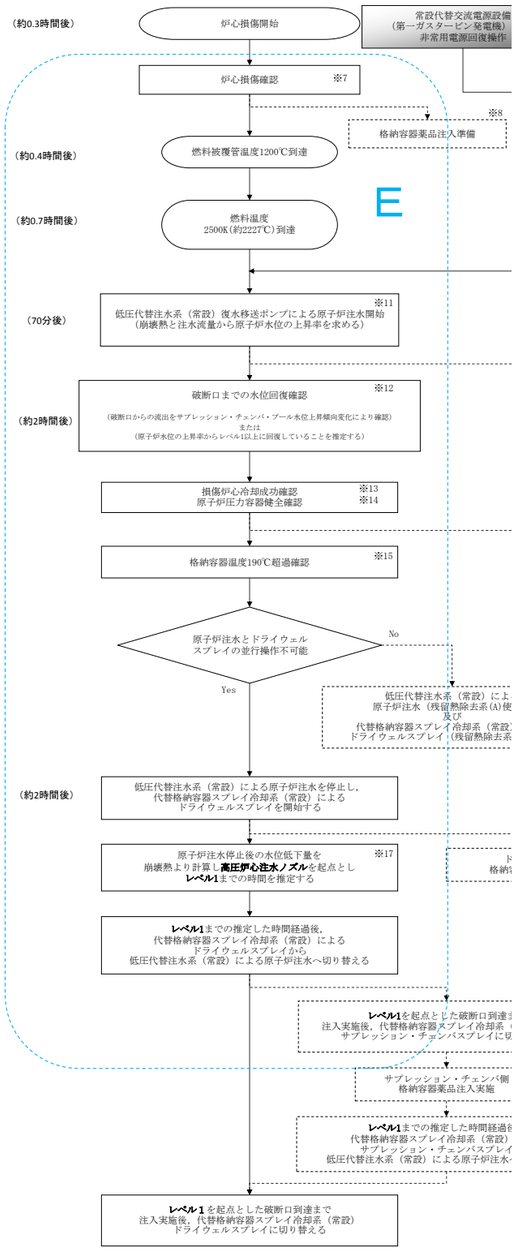
・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか２系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。

・ 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

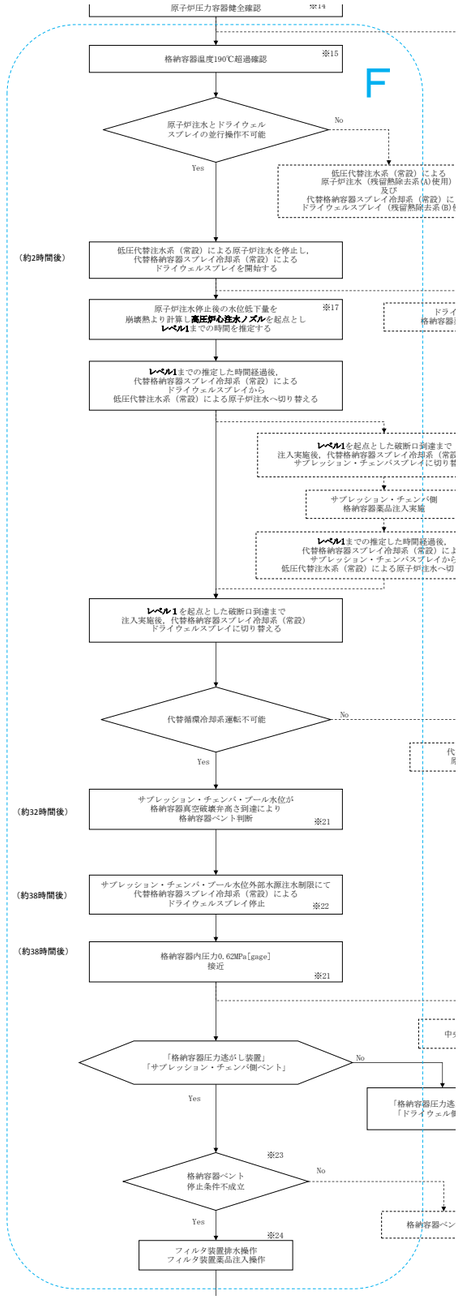
当直副長及び緊急時対策本部は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）の故障等により原子炉の冷却ができない場合は，以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し，原子炉を冷却する。

（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。

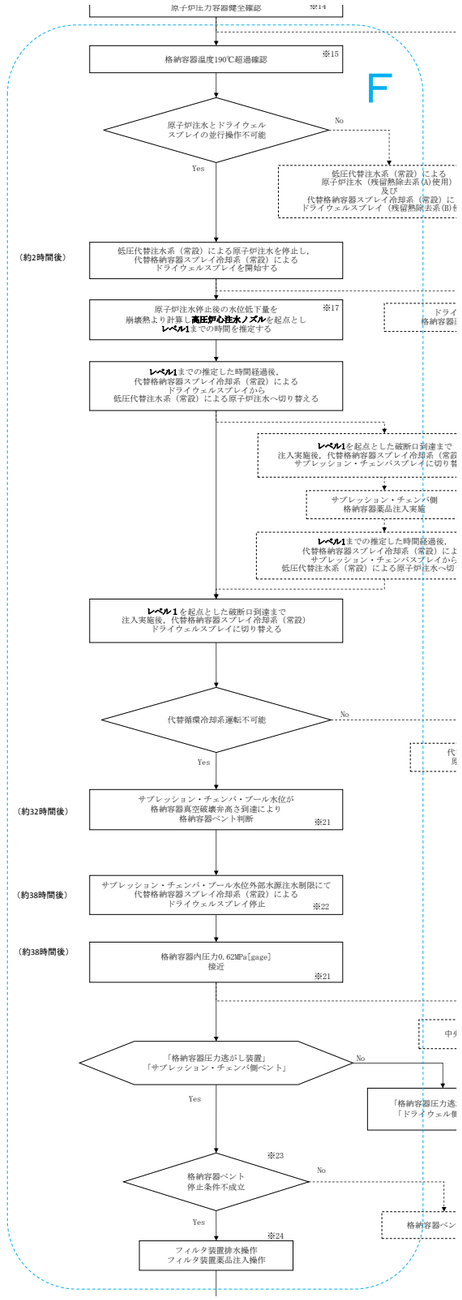
ａ．手順着手の判断基準

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[gage]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。

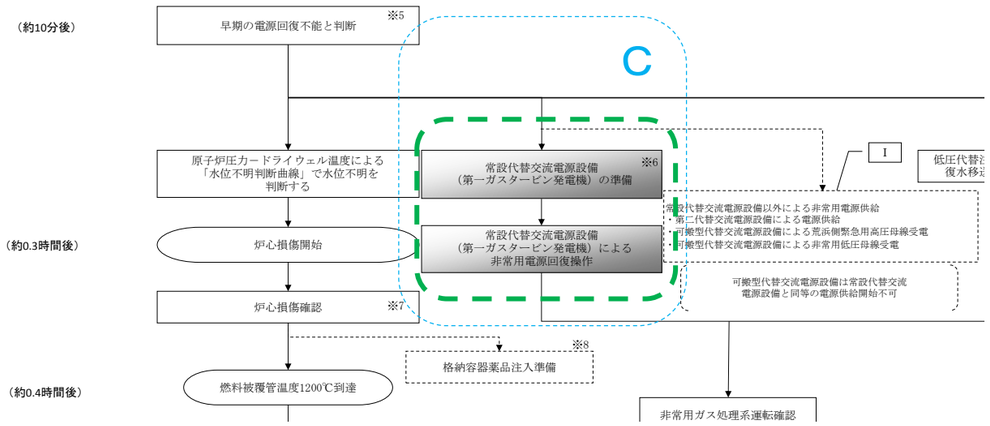
格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（空気作動弁，電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合は，隔離弁を遠隔で手動操作することにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

（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。

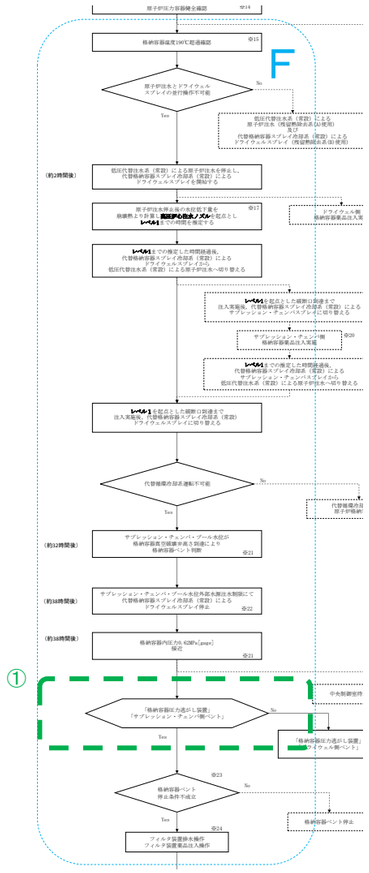
※２:炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合，又は格納容器の破損を防止するために格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は，これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし，原子炉の冷却ができない場合，又は格納容器内の冷却ができない場合は，速やかに格納容器ベントの準備を開始する。



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	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

※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。）

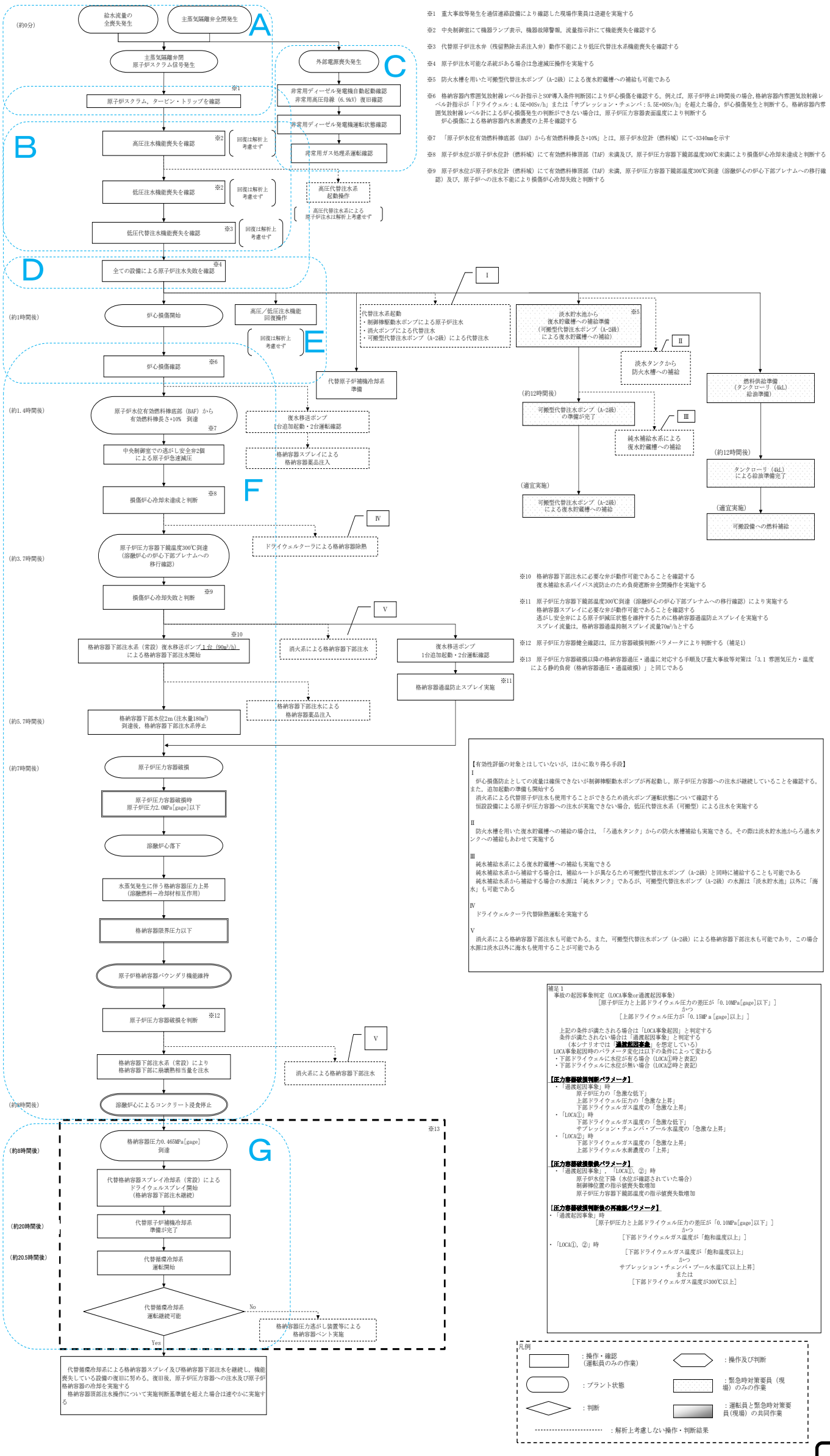


保安規定　添付3　表20　重大事故等対策における操作の成立性

	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。）

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



※1　重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※2　中央制御室にて機器ランプ表示，機器故障警報，流量指示計にて機能喪失を確認する

※3　代替原子炉注水弁（残留熱除去系注入弁）動作不能により低圧代替注水系機能喪失を確認する

※4　原子炉注水可能な系統がある場合は急速減圧操作を実施する

※5　防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である

※6　格納容器内雰囲気放射線レベル計指示とSOP導入条件判断図により炉心損傷を確認する。例えば，原子炉停止1時間後の場合，格納容器内雰囲気放射線レベル計指示が「ドライウェル：4.5E+00Sv/h」または「サプレッション・チェンバ：5.5E+00Sv/h」を超えた場合，炉心損傷発生と判断する。格納容器内雰囲気放射線レベル計による炉心損傷発生の判断ができない場合は，原子炉圧力容器表面温度により判断する
炉心損傷による格納容器内水素濃度の上昇を確認する

※7　「原子炉水位有効燃料棒底部（BAF）から有効燃料棒長さ+10%」とは，原子炉水位計（燃料域）にて−3340mmを示す

※8　原子炉水位が原子炉水位計（燃料域）にて有効燃料棒頂部（TAF）未満及び，原子炉圧力容器下鏡部温度300℃未満により損傷炉心冷却未達成と判断する

※9　原子炉水位が原子炉水位計（燃料域）にて有効燃料棒頂部（TAF）未満，原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達（溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認）及び，原子炉への注水不能により損傷炉心冷却失敗と判断する

※10　格納容器下部注水に必要な弁が動作可能であることを確認する
復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する

※11　原子炉圧力容器下鏡部温度300℃到達（溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行確認）により実施する
格納容器スプレイに必要な弁が動作可能であることを確認する
逃がし安全弁による原子炉減圧状態を維持するために格納容器過温防止スプレイを実施する
スプレイ流量は，格納容器過温抑制スプレイ流量70m³/hとする

※12　原子炉圧力容器健全確認は，圧力容器破損判断パラメータにより判断する（補足1）

※13　原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同じである

【有効性評価の対象とはしていないが，ほかに取り得る手段】

I
炉心損傷防止としての流量は確保できないが制御棒駆動水ポンプが再起動し，原子炉圧力容器への注水が継続していることを確認する。また，追加起動の準備も開始する
消火系による代替原子炉注水も使用することができるため消火ポンプ運転状態について確認する
恒設設備による原子炉圧力容器への注水が実施できない場合，低圧代替注水系（可搬型）による注水を実施する

II
防火水槽を用いた復水貯蔵槽への補給の場合は，「ろ過水タンク」からの防火水槽補給も実施できる。その際は淡水貯水池からろ過水タンクへの補給もあわせて実施する

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

IV
ドライウェルクーラ代替除熱運転を実施する

V
消火系による格納容器下部注水も可能である。また，可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による格納容器下部注水も可能であり，この場合水源は淡水以外に海水も使用することが可能である

補足1
事故の起因事象判定（LOCA事象or過渡起因事象）
［原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa[gage]以下」］
かつ
［上部ドライウェル圧力が「0.15MPa[gage]以上」］

上記の条件が満たされる場合は「LOCA事象起因」と判定する
条件が満たされない場合は「過渡起因事象」と判定する
（本シナリオでは「**過渡起因事象**」を想定している）
LOCA事象起因時のパラメータ変化は以下の条件によって変わる
・下部ドライウェルに水位が有る場合（LOCA①時と表記）
・下部ドライウェルに水位が無い場合（LOCA②時と表記）

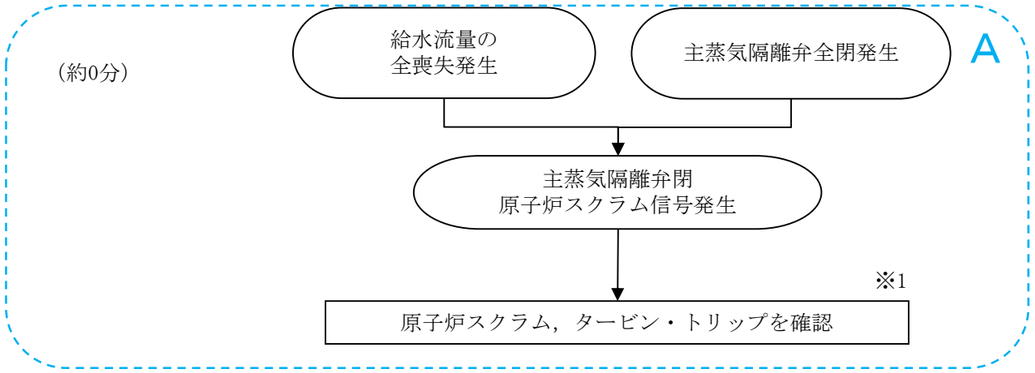
【圧力容器破損判断パラメータ】
・「過渡起因事象」時
原子炉圧力の「急激な低下」
上部ドライウェル圧力の「急激な上昇」
下部ドライウェルガス温度の「急激な上昇」
・「LOCA①」時
下部ドライウェルガス温度の「急激な低下」
サプレッション・チェンバ・プール水温度の「急激な上昇」
・「LOCA②」時
下部ドライウェルガス温度の「急激な上昇」
上部ドライウェル水素濃度の「上昇」

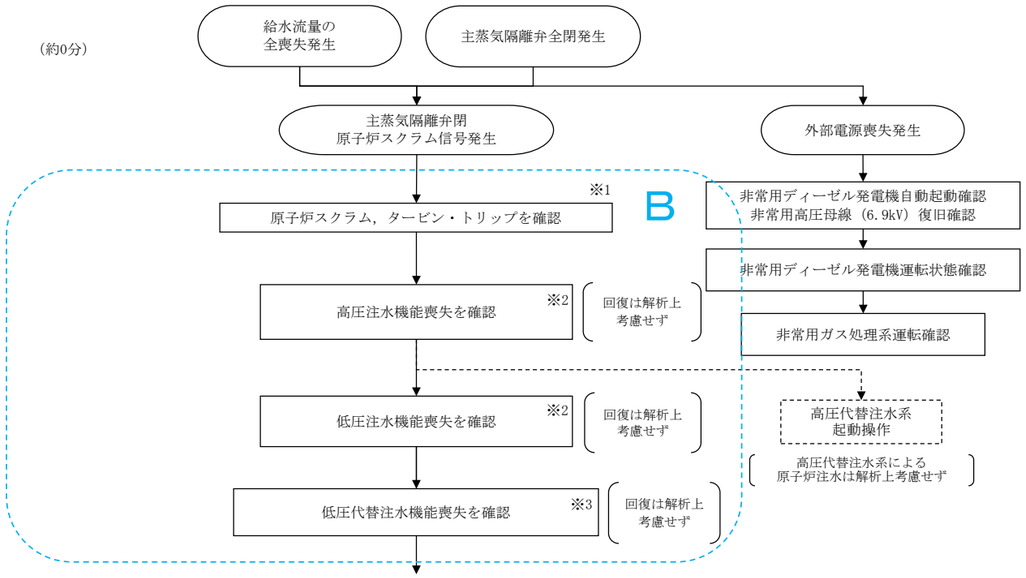
【圧力容器破損徴候パラメータ】
・「過渡起因事象」，「LOCA①，②」時
原子炉水位下降（水位が確認されていた場合）
制御棒位置の指示値喪失数増加
原子炉圧力容器下鏡部温度の指示値喪失数増加

【圧力容器破損判断後の再確認パラメータ】
・「過渡起因事象」時
［原子炉圧力と上部ドライウェル圧力の差圧が「0.10MPa[gage]以下」］
かつ
［下部ドライウェルガス温度が「飽和温度以上」］
・「LOCA①，②」時
［下部ドライウェルガス温度が「飽和温度以上」］
かつ
サプレッション・チェンバ・プール水温5℃以上上昇］
または
［下部ドライウェルガス温度が300℃以上］

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

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）
給水流量の
全喪失発生
主蒸気隔離弁全閉発生
A
主蒸気隔離弁閉
原子炉スクラム信号発生
※1
原子炉スクラム，タービン・トリップを確認



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。

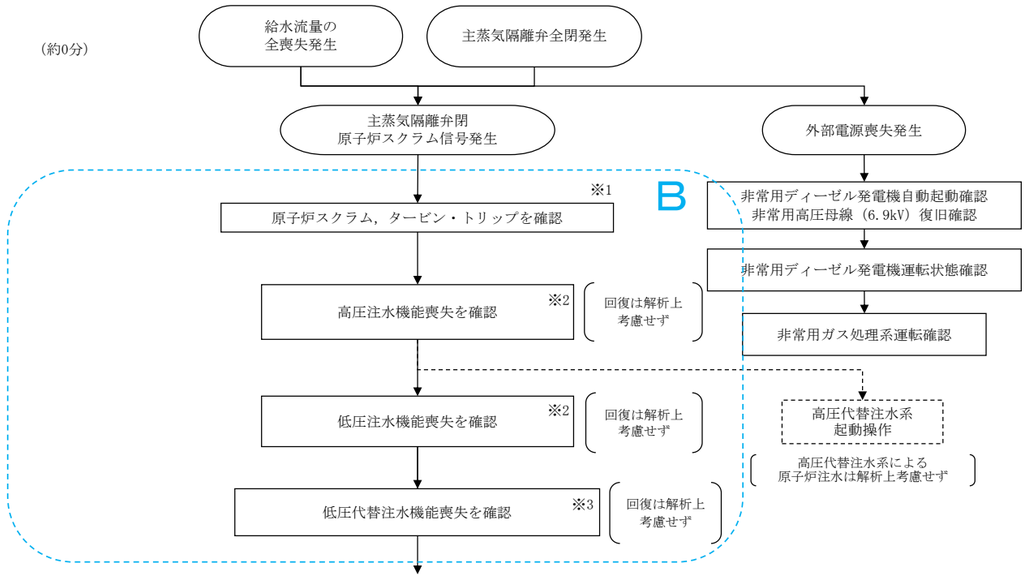
⑤主な監視操作内容

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。

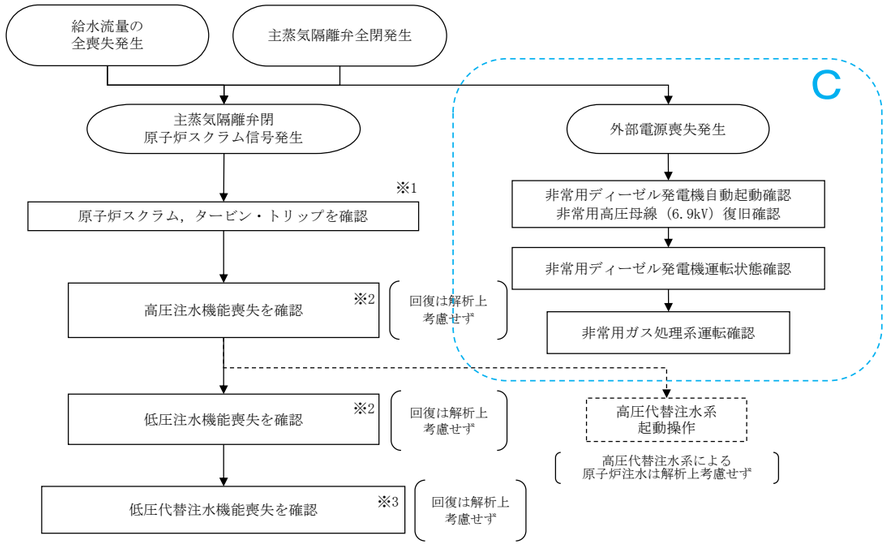
E．モニタ確認

・ 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

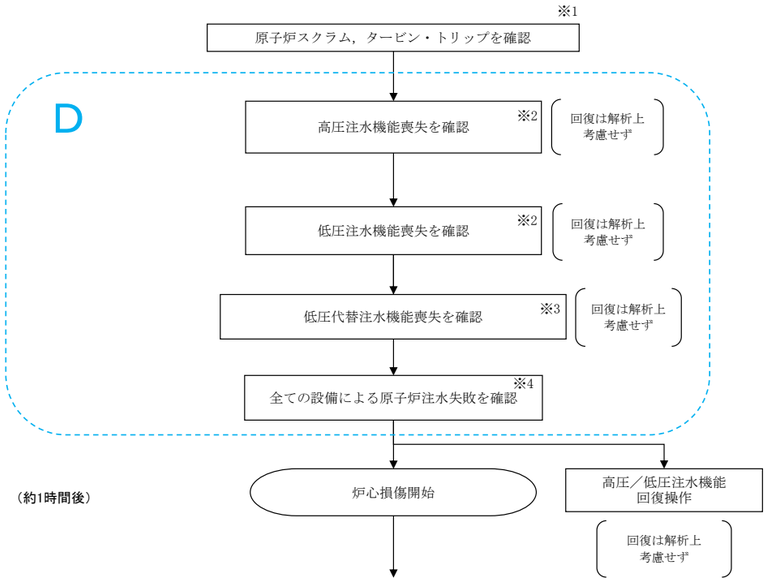
・ 所内蓄電池式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

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。

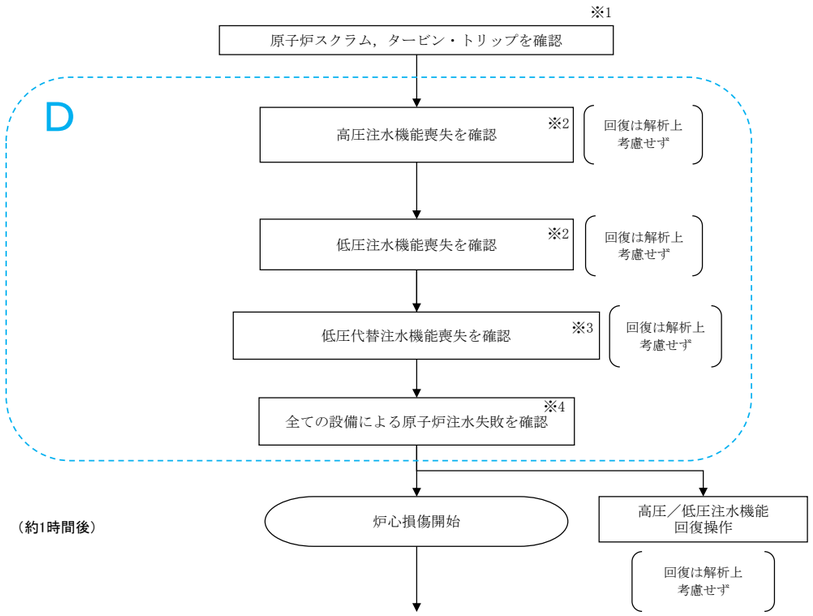
⑤主な監視操作内容

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。
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

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
① ・ 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

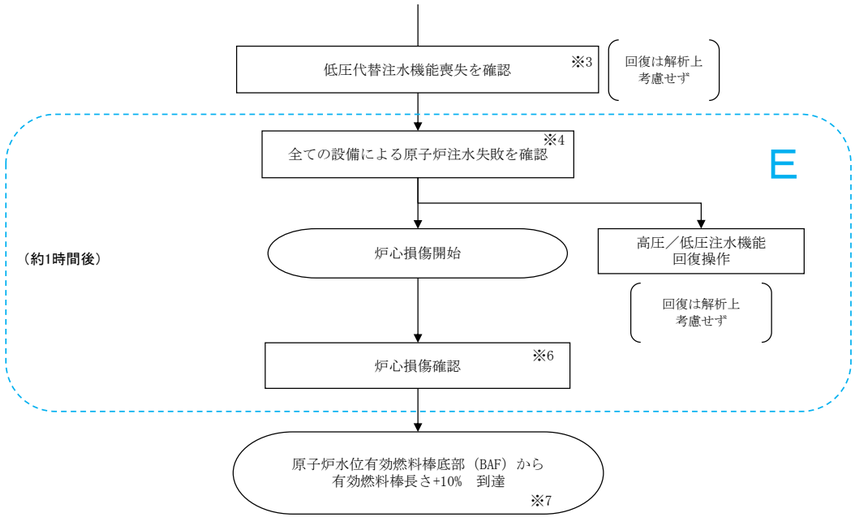
・ 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。
② ・ 原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
・ 原子炉隔離時冷却系又は高圧注水設備を起動する。
③ ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも１系統以上の起動を試みる。
④ ・ 低圧で原子炉へ注水可能で系統１系統以上の起動ができない場合、注水設備２台以上、代替注水設備２系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。
・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

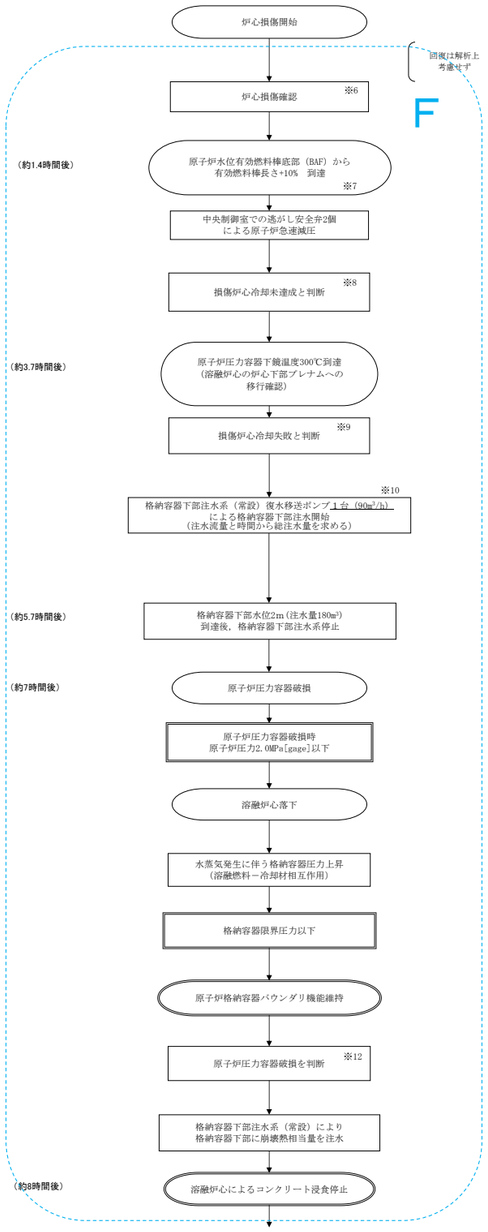
Ｂ．水位上昇中

・ 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。


低圧代替注水機能喪失を確認
※3
回復は解析上
考慮せず
全ての設備による原子炉注水失敗を確認
※4
E
（約1時間後）
炉心損傷開始
高圧／低圧注水機能
回復操作
回復は解析上
考慮せず
炉心損傷確認
※6
原子炉水位有効燃料棒底部（BAF）から
有効燃料棒長さ+10%　到達
※7



保安規定　添付3

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

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

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。

（１）手順着手の判断基準

ｃ．炉心損傷後の減圧の場合

（ｂ）低圧注水手段がない場合

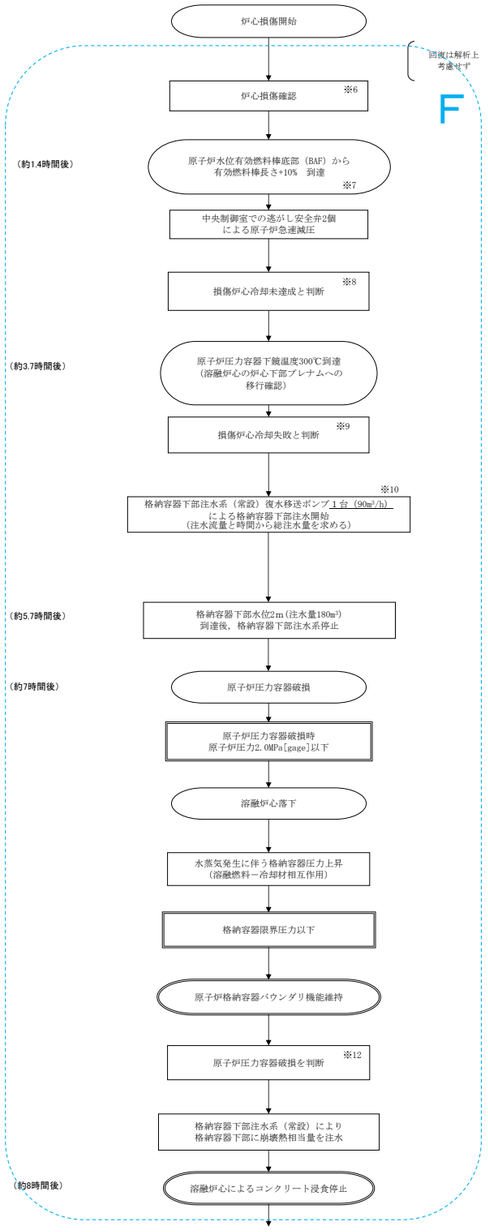
原子炉圧力容器への注水手段が確保できず，原子炉圧力容器内の水位が規定水位（有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの１０％上の位置）に到達した場合で，主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

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で破損した場合に溶融物が放出され，格納容器内の雰囲気が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。

１．手順着手の判断基準

「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。



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）原子炉圧力容器破損後の格納容器下部への注水操作の判断基準

原子炉圧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により原子炉圧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，原子炉圧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。

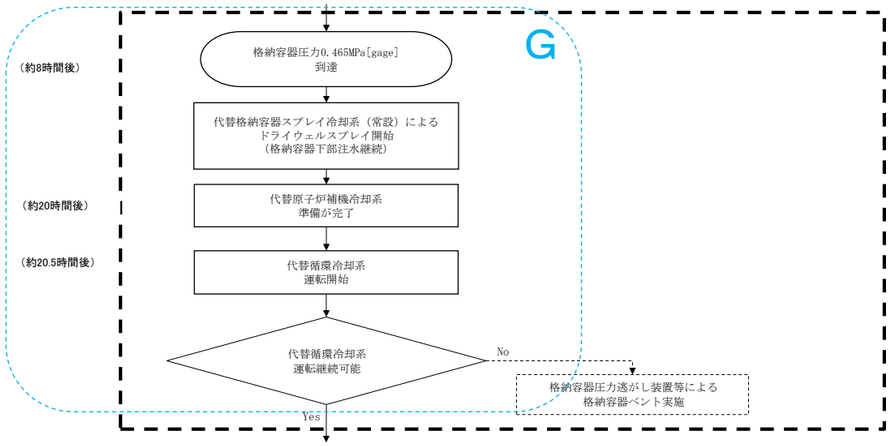
※３：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は，原子炉圧力容器内の水位の低下，制御棒の位置表示の喪失数増加，原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

※４：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は，原子炉圧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）

〇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

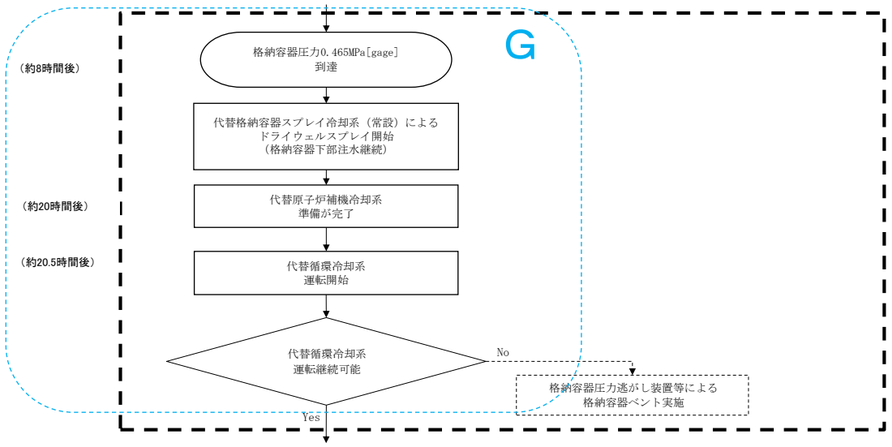
ａ．サプレッション・チェンバ内にスプレイ

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４vol%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。

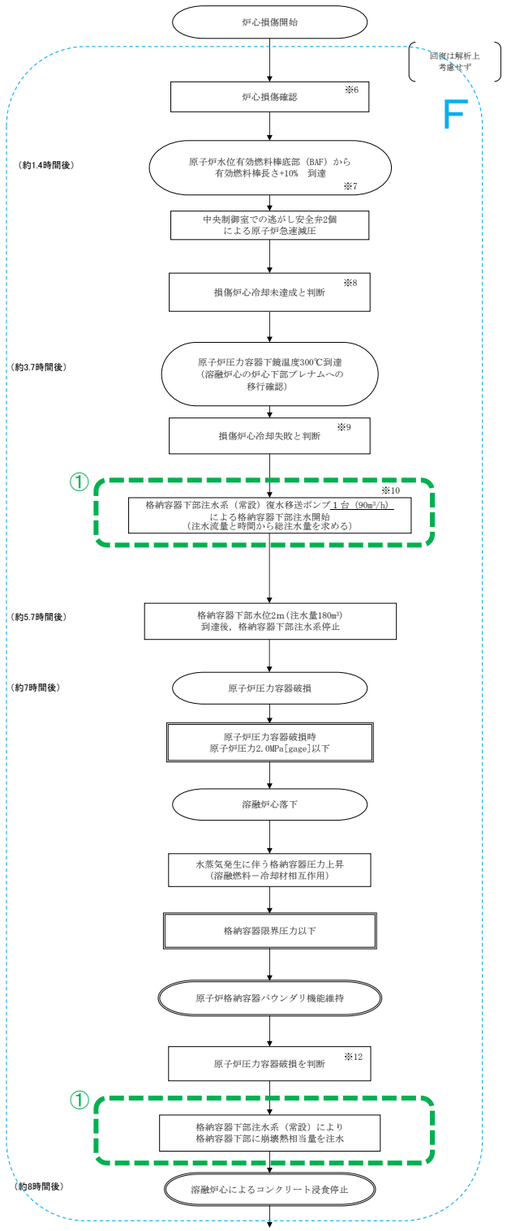
※４:ドライ条件の酸素濃度を確認する。格納容器内酸素濃度（ＣＡＭＳ）にて４vol%以下を確認できない場合は，代替格納容器スプレイを継続することで，ドライウェル側とサプレッション・チェンバ側のガスの混合を促進させる。

(配慮すべき事項)

〇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。

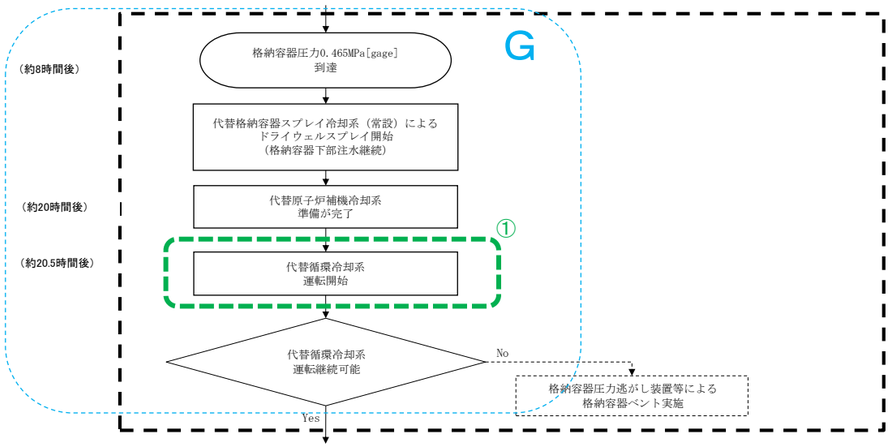
原子炉圧力容器の破損を判断した後は，代替循環冷却系により格納容器下部への注水及び格納容器内へのスプレイを実施する。



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。）

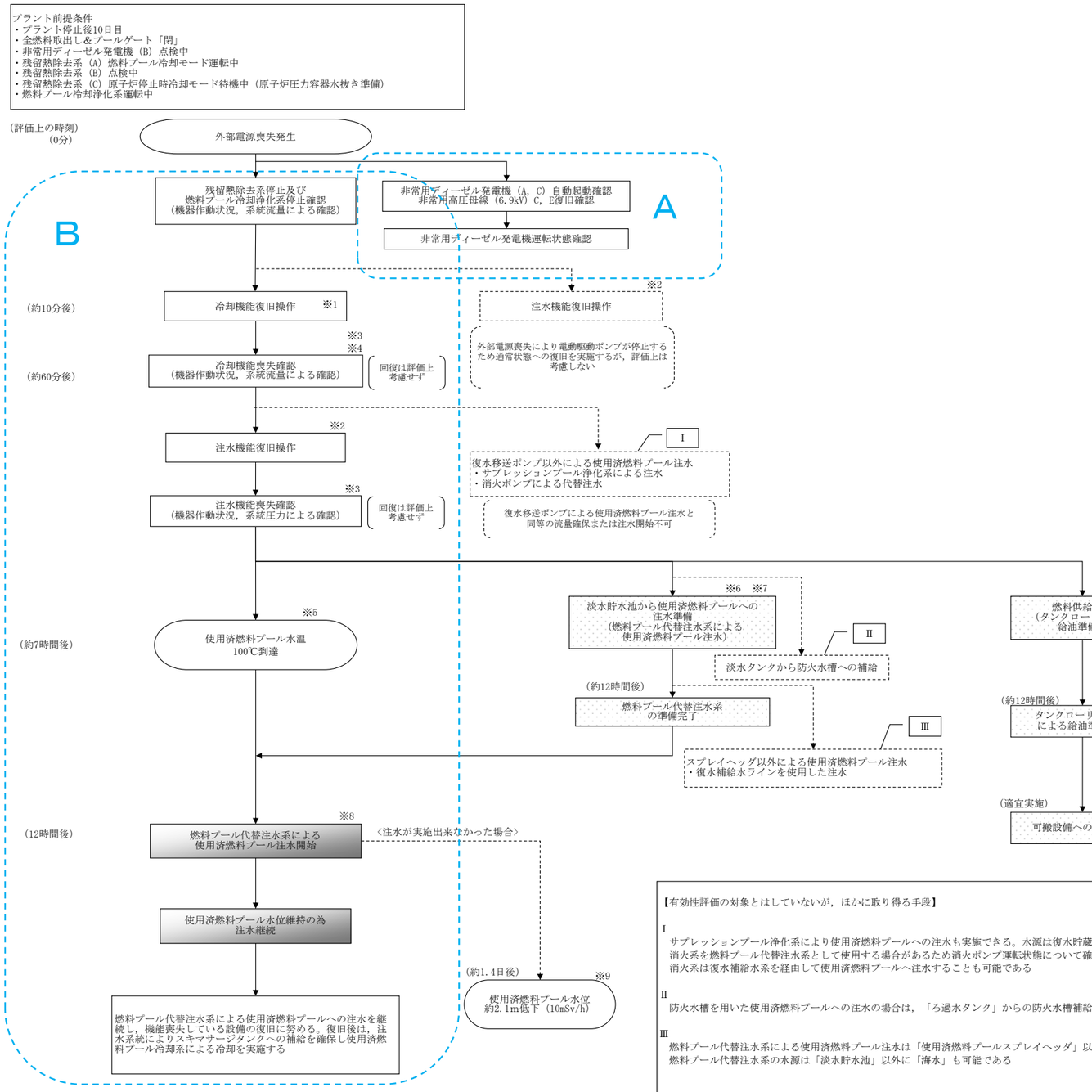


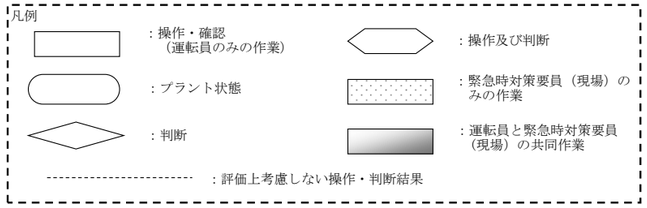
保安規定　添付3　表20　重大事故等対策における操作の成立性

	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。）

第7．3．1－2図 「想定事故1」の対応手順の概要





※1
残留熱除去系（A）燃料プール冷却モード再起動，残留熱除去系（C）燃料プール冷却モード起動及び燃料プール冷却浄化系再起動操作を実施する

※2
復水移送ポンプ(A)起動確認または起動操作

※3
中央制御室にて使用済燃料プール水位・温度，機器ランプ表示，機器故障警報，系統流量指示計，系統圧力指示計等にて機能喪失を確認する

※4
重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※5
使用済燃料プール水温度計にて確認する

※6
使用済燃料プールへの注水は「使用済燃料プールスプレイヘッダ」を使用する
常設スプレイ設備が使用できない場合，可搬型スプレイ設備による使用済燃料プールへの注水を実施する

※7
防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プールへの注水も可能である
なお，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を使用することもできる

※8
事象発生12時間後の使用済燃料プール水位は通常水位から約-0.4mとなる

※9
使用済燃料プール水位計にて確認する

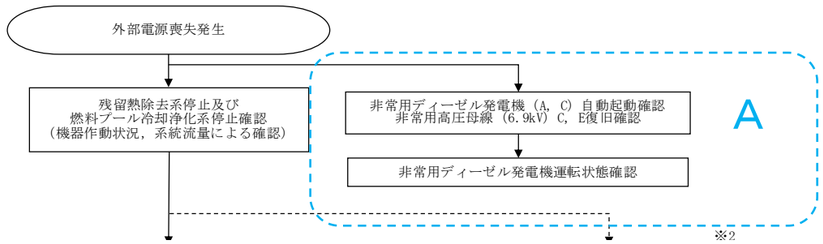
【有効性評価の対象とはしていないが，ほかに取り得る手段】

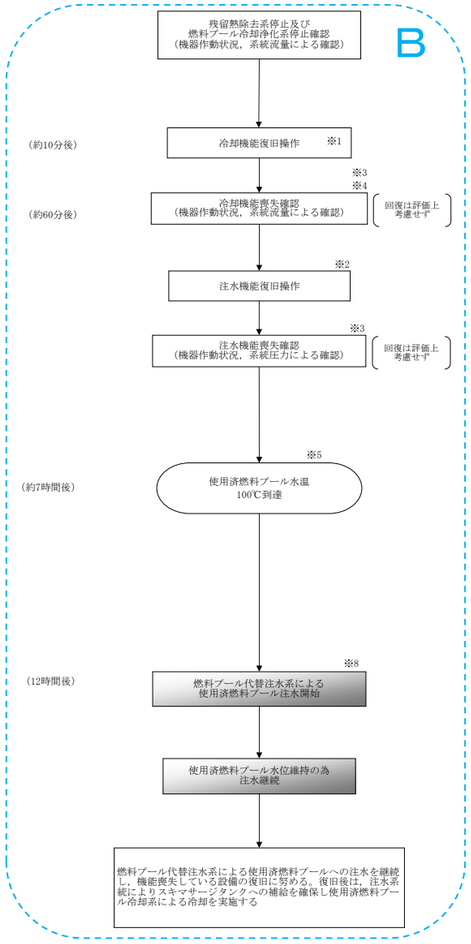
Ⅰ
サプレッションプール浄化系により使用済燃料プールへの注水も実施できる。水源は復水貯蔵槽またはサプレッションプールになる
消火系を燃料プール代替注水系として使用する場合があるため消火ポンプ運転状態について確認する
消火系は復水補給水系を経由して使用済燃料プールへ注水することも可能である

Ⅱ
防火水槽を用いた使用済燃料プールへの注水の場合は，「ろ過水タンク」からの防火水槽補給も実施できる。その際は淡水貯水池からろ過水タンクへの補給もあわせて実施する

Ⅲ
燃料プール代替注水系による使用済燃料プール注水は「使用済燃料プールスプレイヘッダ」以外に，復水補給水系を経由して使用済燃料プールへ注水することも可能である
燃料プール代替注水系の水源は「淡水貯水池」以外に「海水」も可能である

（評価上の時刻）
（0分）


外部電源喪失発生
残留熱除去系停止及び
燃料プール冷却浄化系停止確認
（機器作動状況，系統流量による確認）
非常用ディーゼル発電機（A，C）自動起動確認
非常用高圧母線（6.9kV）C，E復旧確認
非常用ディーゼル発電機運転状態確認
A
※2



操作手順

１１．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。

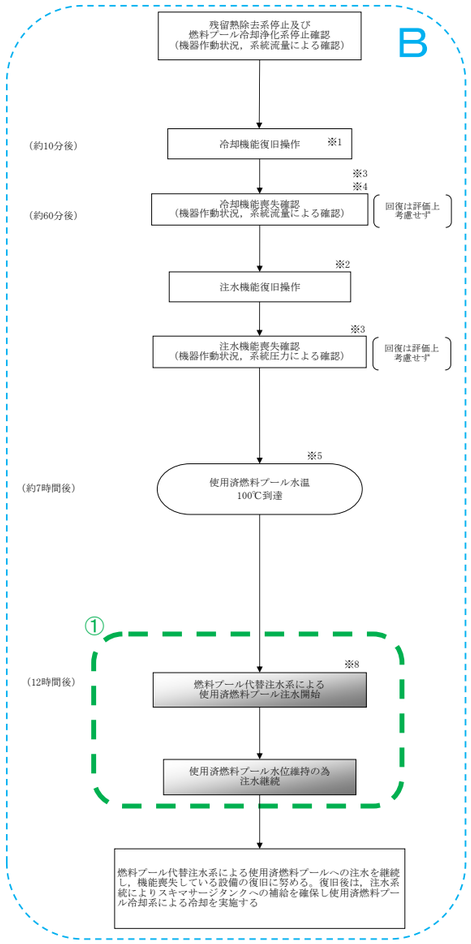
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は，あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

（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。

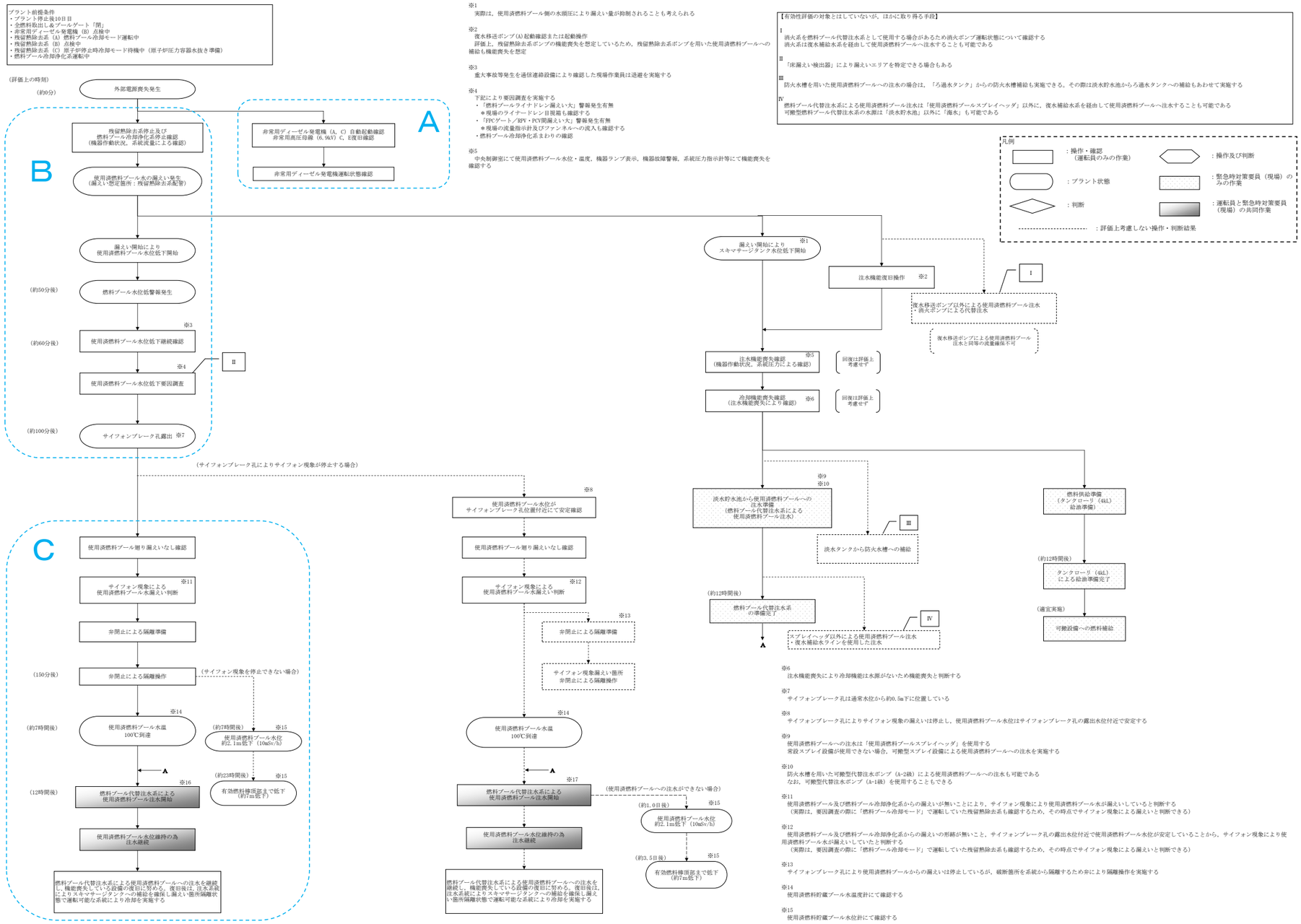


保安規定　添付3　表20　重大事故等対策における操作の成立性

	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
①	１１	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	１１	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。）

第7．3．2－2図 「想定事故2」の対応手順の概要



※1
実際は，使用済燃料プール側の水頭圧により漏えい量が抑制されることも考えられる

※2
復水移送ポンプ（A）起動確認または起動操作
評価上，残留熱除去系ポンプの機能喪失を想定しているため，残留熱除去系ポンプを用いた使用済燃料プールへの補給も機能喪失を想定

※3
重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※4
下記により要因調査を実施する
・「燃料プールライナドレン漏えい大」警報発生有無
＊現場のライナードレン目視箱も確認する
・「FPCゲート／RPV・PCV間漏えい大」警報発生有無
＊現場の流量指示計及びファンネルへの流入も確認する
・燃料プール冷却浄化系まわりの確認

※5
中央制御室にて使用済燃料プール水位・温度，機器ランプ表示，機器故障警報，系統圧力指示計等にて機能喪失を確認する

【有効性評価の対象とはしていないが，ほかに取り得る手段】

Ⅰ
消火系を燃料プール代替注水系として使用する場合があるため消火ポンプ運転状態について確認する
消火系は復水補給水系を経由して使用済燃料プールへ注水することも可能である

Ⅱ
「床漏えい検出器」により漏えいエリアを特定できる場合もある

Ⅲ
防火水槽を用いた使用済燃料プールへの注水の場合は，「ろ過水タンク」からの防火水槽補給も実施できる。その際は淡水貯水池からろ過水タンクへの補給もあわせて実施する

Ⅳ
燃料プール代替注水系による使用済燃料プール注水は「使用済燃料プールスプレイヘッダ」以外に，復水補給水系を経由して使用済燃料プールへ注水することも可能である
可搬型燃料プール代替注水系の水源は「淡水貯水池」以外に「海水」も可能である

※6
注水機能喪失により冷却機能は水源がないため機能喪失と判断する

※7
サイフォンブレーク孔は通常水位から約0.5m下に位置している

※8
サイフォンブレーク孔によりサイフォン現象の漏えいは停止し，使用済燃料プール水位はサイフォンブレーク孔の露出水位付近で安定する

※9
使用済燃料プールへの注水は「使用済燃料プールスプレイヘッダ」を使用する
常設スプレイ設備が使用できない場合，可搬型スプレイ設備による使用済燃料プールへの注水を実施する

※10
防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による使用済燃料プールへの注水も可能である
なお，可搬型代替注水ポンプ（A-1級）を使用することもできる

※11
使用済燃料プール及び燃料プール冷却浄化系からの漏えいが無いことにより，サイフォン現象により使用済燃料プール水が漏えいしていると判断する
（実際は，要因調査の際に「燃料プール冷却モード」で運転していた残留熱除去系も確認するため，その時点でサイフォン現象による漏えいと判断できる）

※12
使用済燃料プール及び燃料プール冷却浄化系からの漏えいの形跡が無いこと，サイフォンブレーク孔の露出水位付近で使用済燃料プール水位が安定していることから，サイフォン現象により使用済燃料プール水が漏えいしていたと判断する
（実際は，要因調査の際に「燃料プール冷却モード」で運転していた残留熱除去系も確認するため，その時点でサイフォン現象による漏えいと判断できる）

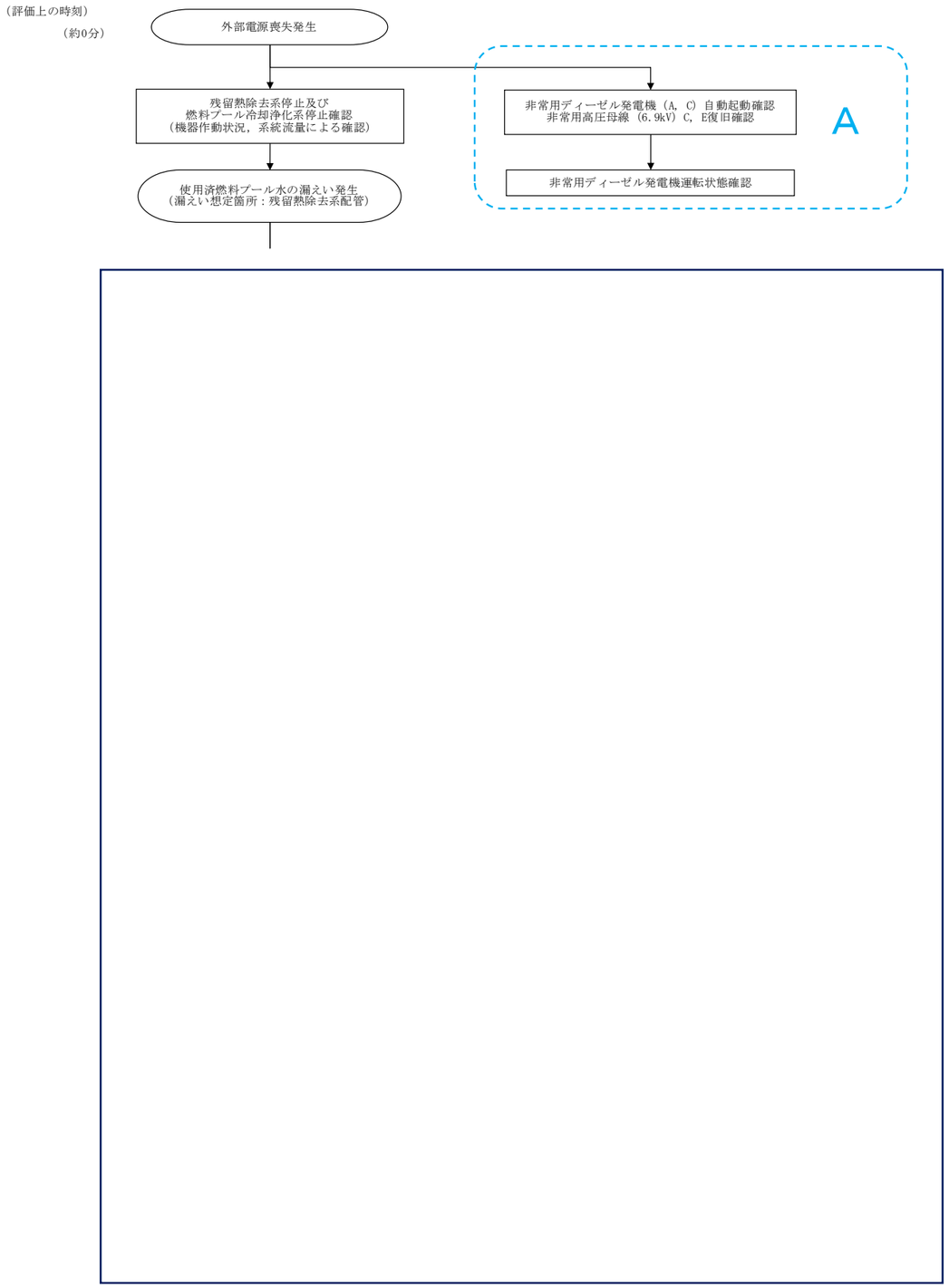
※13
サイフォンブレーク孔により使用済燃料プールからの漏えいは停止しているが，破断箇所を系統から隔離するため弁により隔離操作を実施する

※14
使用済燃料貯蔵プール水温度計にて確認する

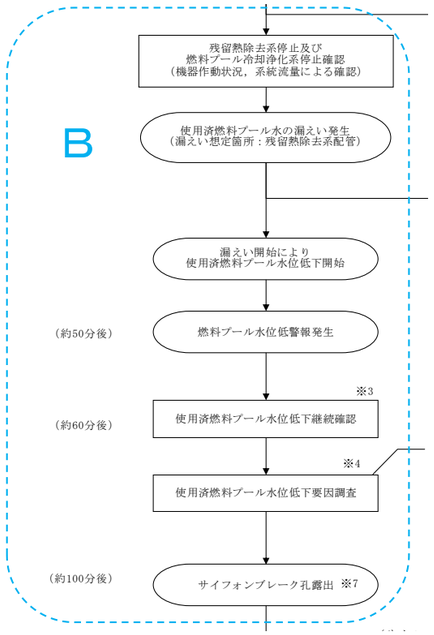
※15
使用済燃料貯蔵プール水位計にて確認する

※16
事象発生12時間後の使用済燃料プール水位は通常水位から約-1.2mとなる

※17
事象発生12時間後の使用済燃料プール水位は通常水位から約-1.0mとなる


（評価上の時刻）
（約0分）
外部電源喪失発生
残留熱除去系停止及び
燃料プール冷却浄化系停止確認
（機器作動状況，系統流量による確認）
使用済燃料プール水の漏えい発生
（漏えい想定箇所：残留熱除去系配管）
非常用ディーゼル発電機（A，C）自動起動確認
非常用高圧母線（6.9kV）C，E復旧確認
非常用ディーゼル発電機運転状態確認
A

1-Ⅲ.14-2



保安規定　添付3

操作手順

１１．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ー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。

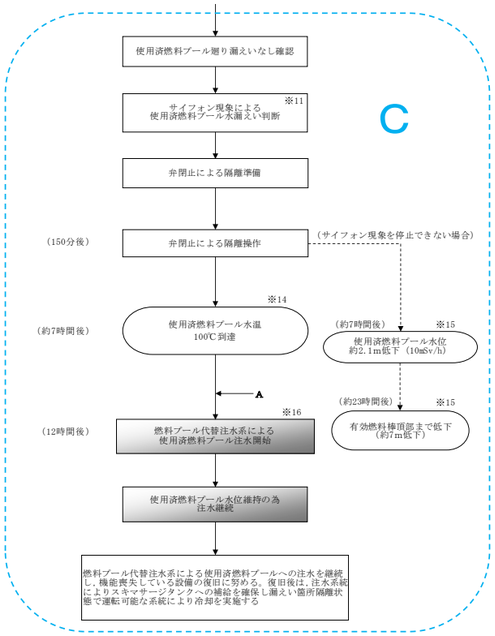
使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）等の機能が喪失している場合は，あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。

（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

１１．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。

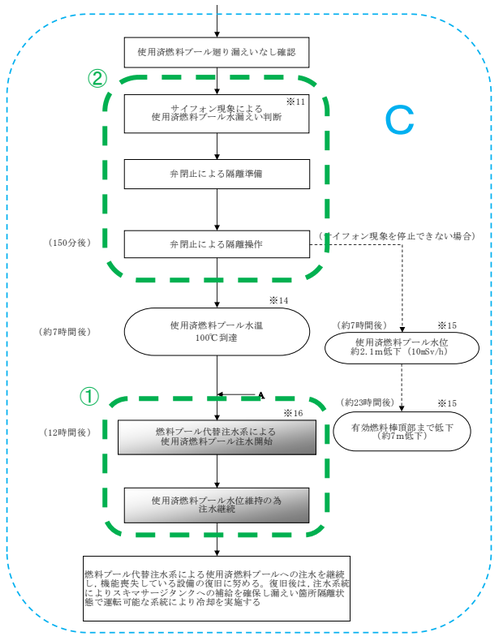
２．漏えい抑制

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ー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。

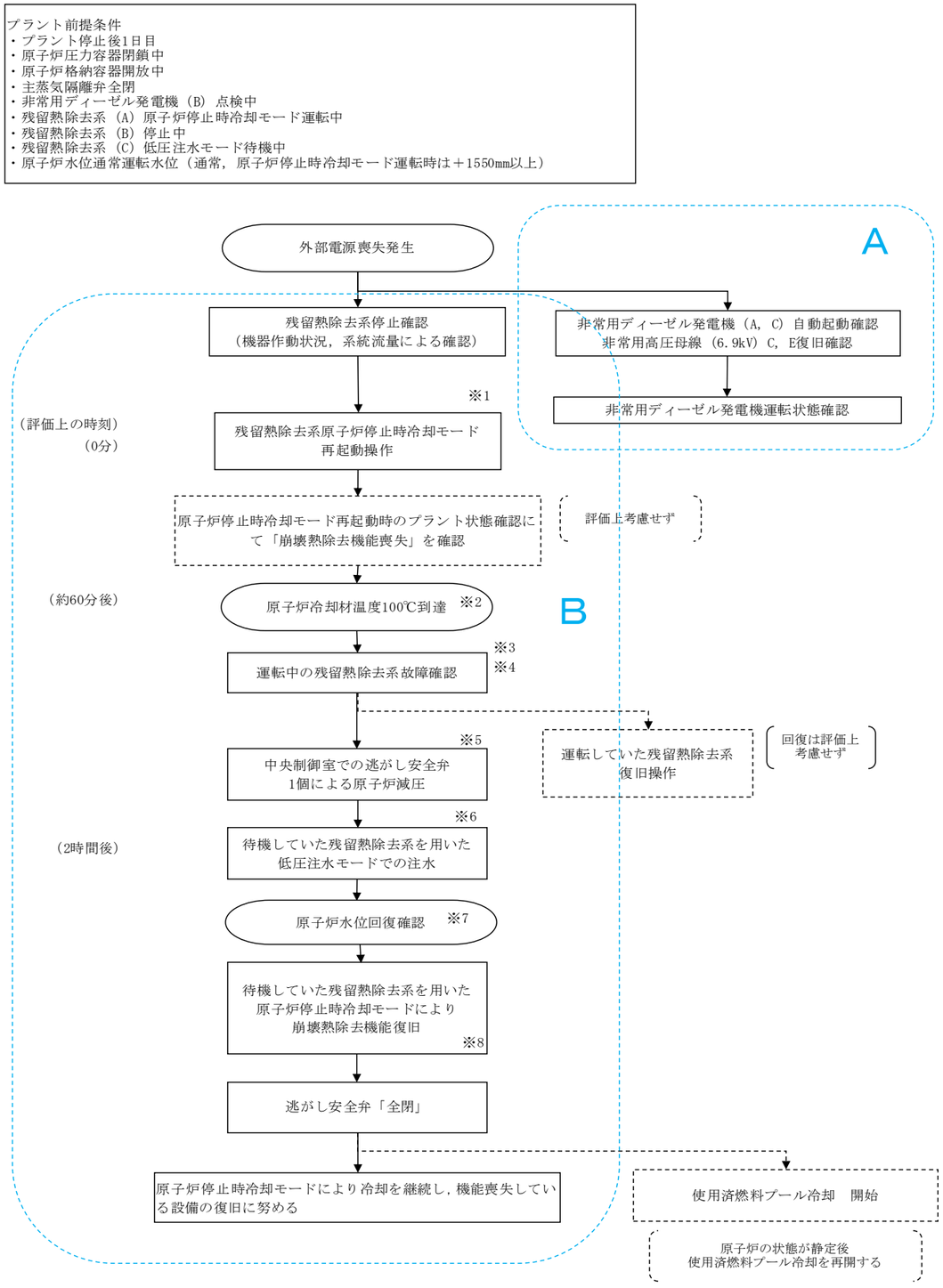


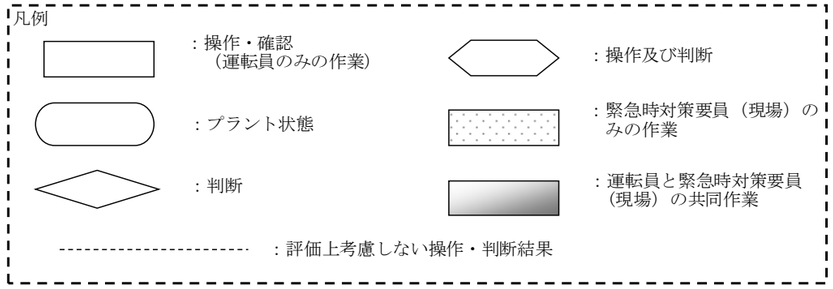
保安規定　添付3　表20　重大事故等対策における操作の成立性

	操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
①	１１	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	１１	漏えい抑制 ※1	運転員（中央制御室，現場）	4	90 分以内
③	１１	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。）

第7．4．1－3図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要





※1
崩壊熱除去機能喪失を模擬するため「熱交換器出口弁開操作忘れ」及び「熱交換器出口弁開操作不能」を評価条件とする。実際は，原子炉停止時冷却モード停止時の原子炉冷却材最高温度を確認する。再起動後から原子炉冷却材温度を継続監視するため，早期に崩壊熱除去機能喪失は確認することができる

※2
約1時間後に原子炉冷却材温度が100℃に到達する

※3
1時間ごとの中央制御室監視により原子炉冷却材温度の上昇，及び崩壊熱除去機能喪失を認知する

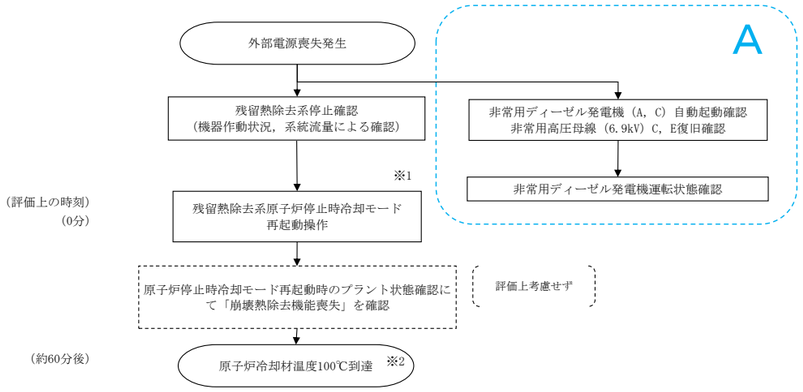
※4
重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する
評価上，人的過誤等の認知を約60分後としているため，建屋内への放射性物質の放出が想定されることから退避を指示する

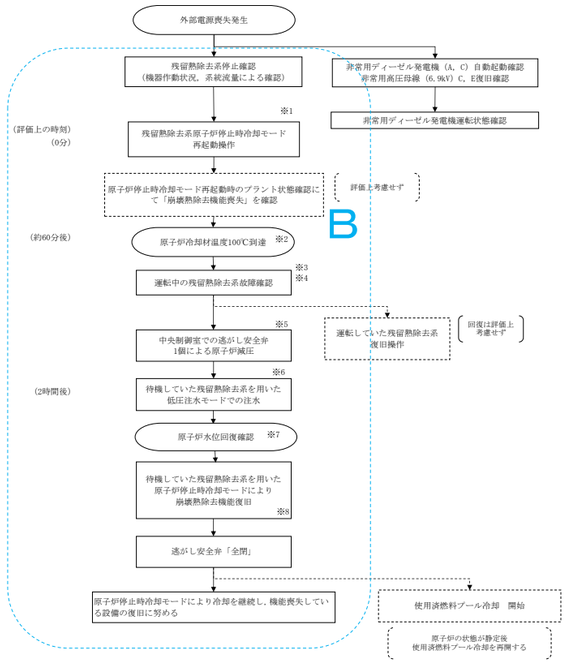
※5
評価上，原子炉圧力容器を大気圧状態に維持するため逃がし安全弁を「開」する

※6
注水前の原子炉最低水位は有効燃料棒頂部（TAF）＋3.3m（レベル3－約500mm）となる

※7
原子炉水位計（広帯域）にて原子炉水位の回復を確認する
低圧注水モードにより原子炉水位は通常運転水位まで回復する
なお，原子炉停止時冷却モードを運転する際は通常運転水位よりも高く維持する

※8
低圧注水モードで注水後，原子炉停止時冷却モードへ切り替える


外部電源喪失発生
A
残留熱除去系停止確認
（機器作動状況，系統流量による確認）
非常用ディーゼル発電機（A，C）自動起動確認
非常用高圧母線（6.9kV）C，E復旧確認
非常用ディーゼル発電機運転状態確認
※1
（評価上の時刻）
（0分）
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード
再起動操作
原子炉停止時冷却モード再起動時のプラント状態確認にて「崩壊熱除去機能喪失」を確認
評価上考慮せず
（約60分後）
原子炉冷却材温度100℃到達
※2



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

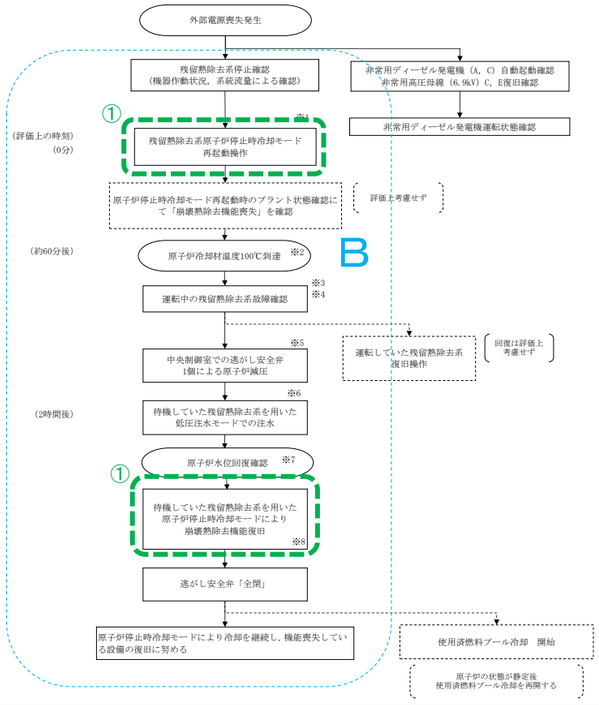
対応手段等

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。

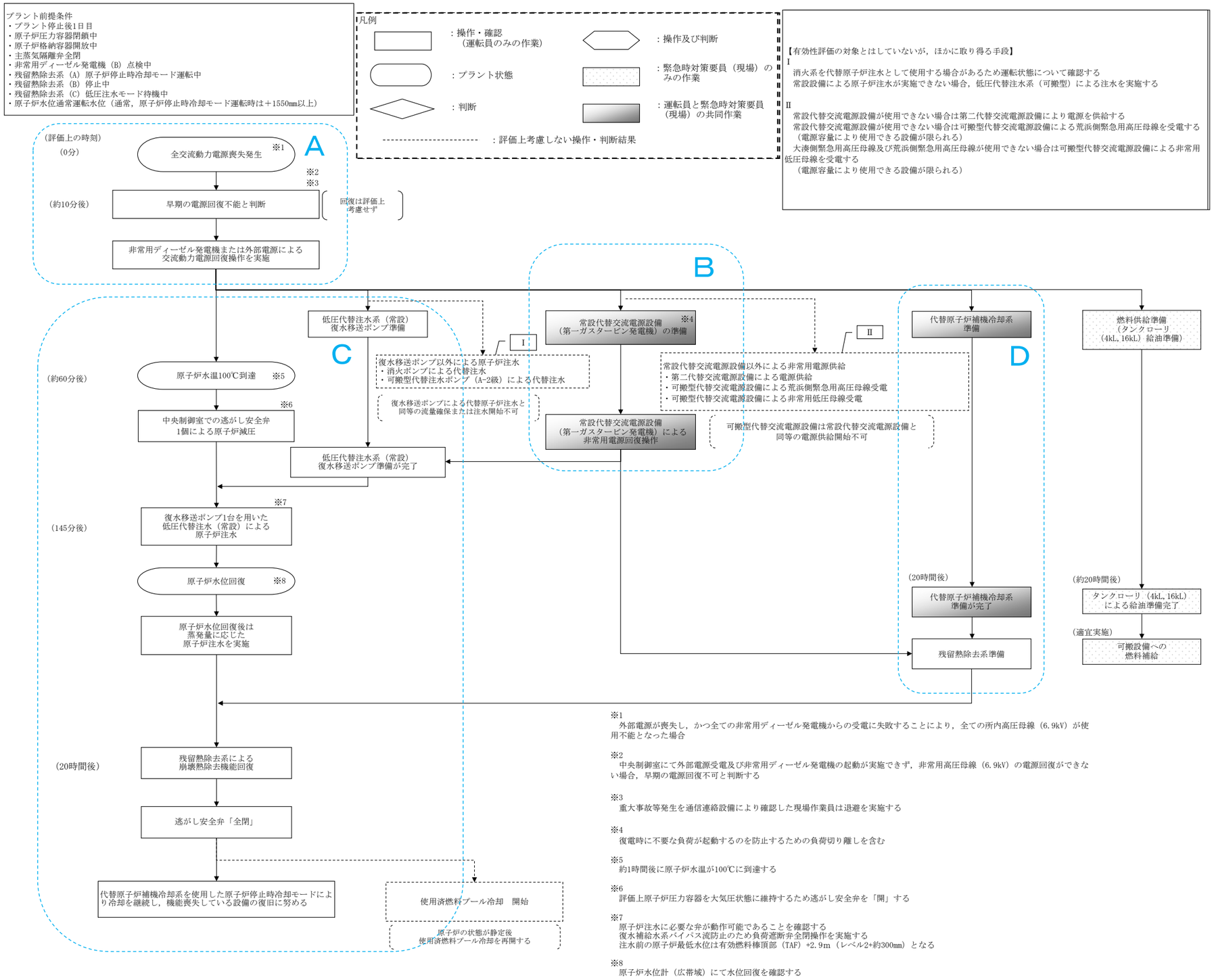


保安規定　添付3　表20　重大事故等対策における操作の成立性

	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。）

第7．4．2－3図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要



※1
外部電源が喪失し，かつ全ての非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗することにより，全ての所内高圧母線（6.9kV）が使用不能となった場合

※2
中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動が実施できず，非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可と判断する

※3
重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する

※4
復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む

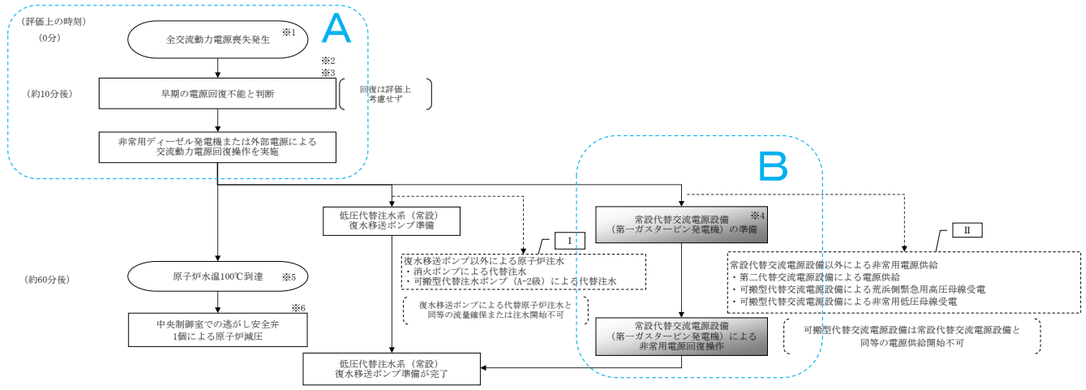
※5
約1時間後に原子炉水温が100℃に到達する

※6
評価上原子炉圧力容器を大気圧状態に維持するため逃がし安全弁を「開」する

※7
原子炉注水に必要な弁が動作可能であることを確認する
復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する
注水前の原子炉最低水位は有効燃料棒頂部（TAF）+2.9m（レベル2+約300mm）となる

※8
原子炉水位計（広帯域）にて水位回復を確認する

1-Ⅲ.16-1



保安規定　添付3

操作手順

１４．電源の確保に関する手順等

対応手段等

交流電源喪失時

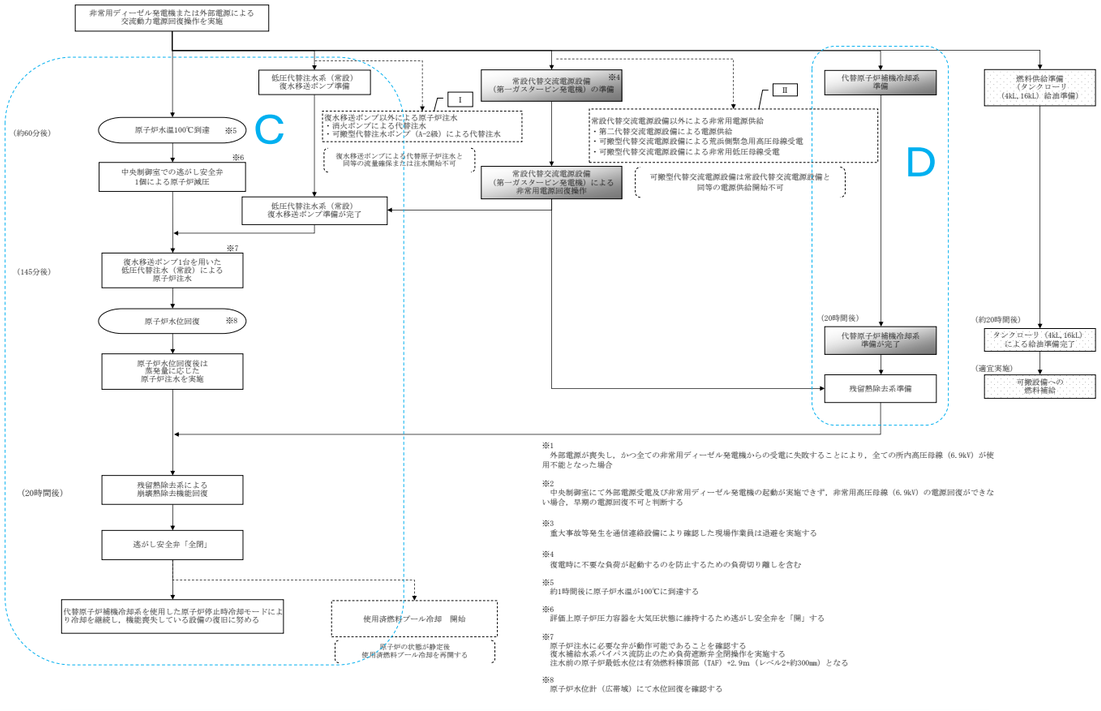
１．代替交流電源設備による給電

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。

（１）常設代替交流電源設備を用いて給電する。

ａ．手順着手の判断基準

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。



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

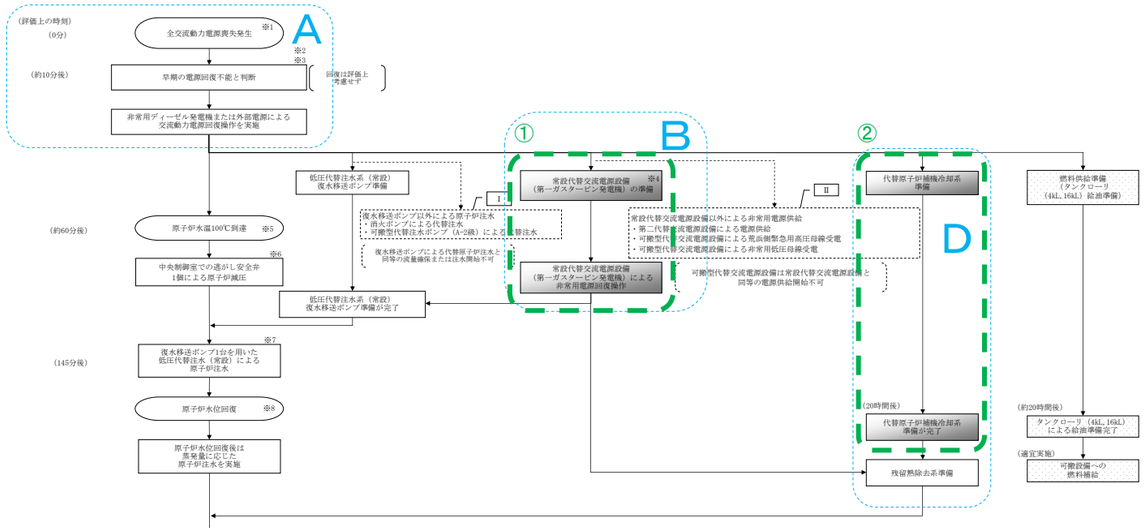
サポート系故障時

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

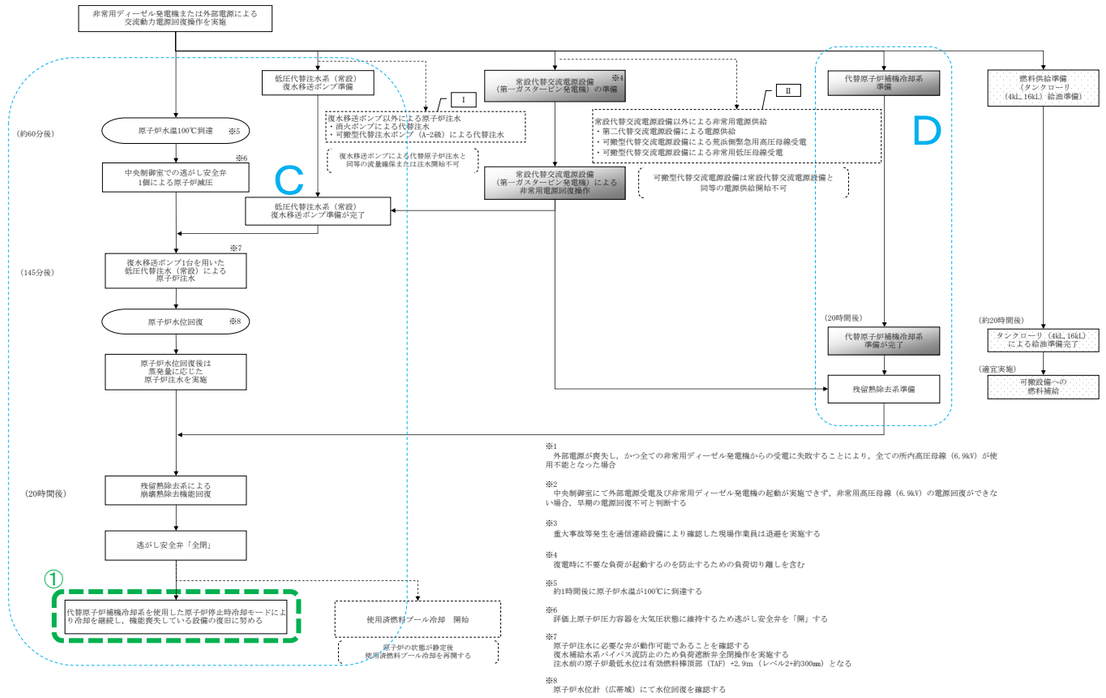
原子炉補機冷却水系の故障又は全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却水系を使用できない場合。



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	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	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。）



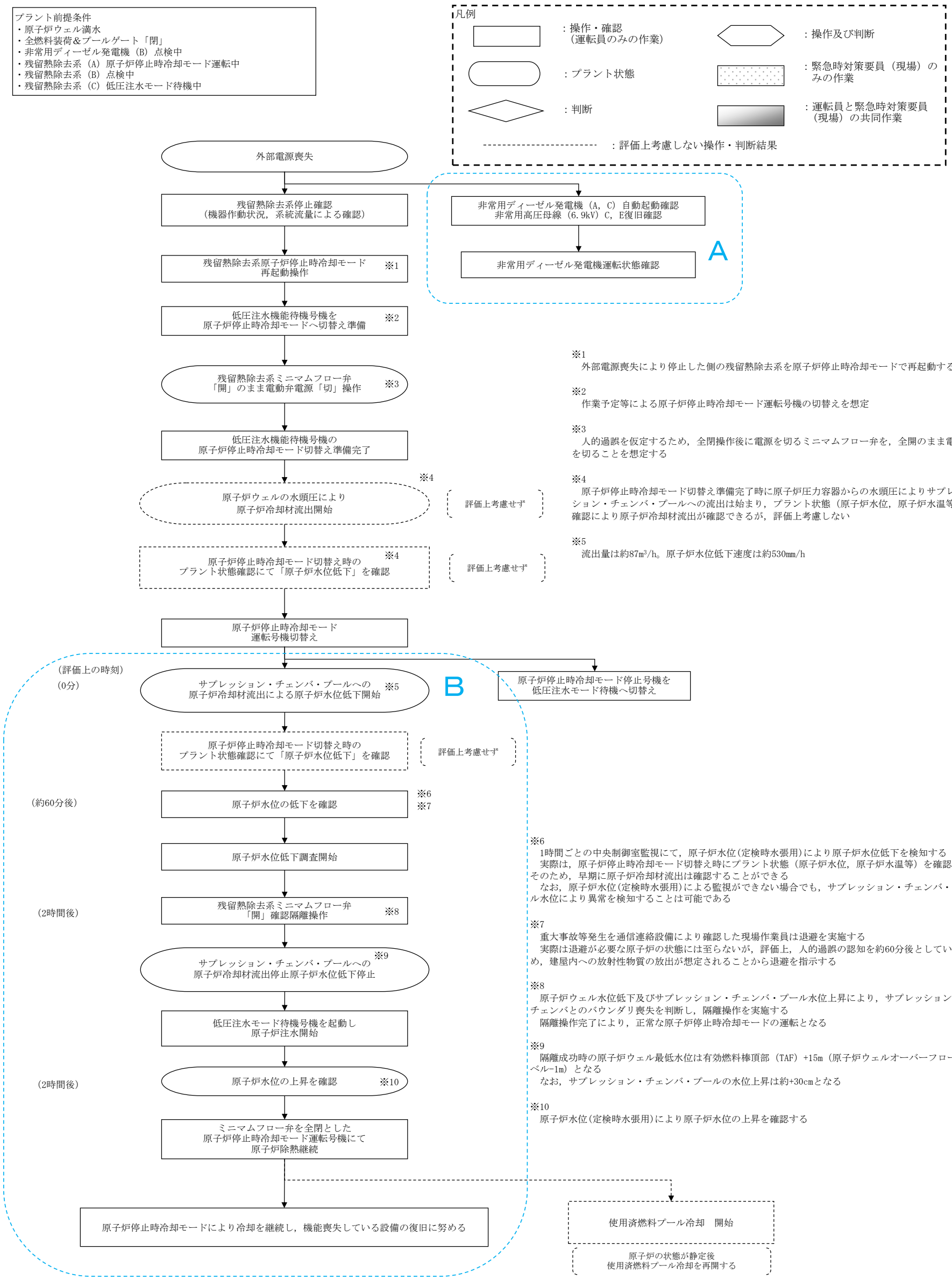
1-Ⅲ.16-5

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。）

第7．4．3－3図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要



※1
外部電源喪失により停止した側の残留熱除去系を原子炉停止時冷却モードで再起動する

※2
作業予定等による原子炉停止時冷却モード運転号機の切替えを想定

※3
人的過誤を仮定するため，全閉操作後に電源を切るミニマムフロー弁を，全開のまま電源を切ることを想定する

※4
原子炉停止時冷却モード切替え準備完了時に原子炉圧力容器からの水頭圧によりサプレッション・チェンバ・プールへの流出は始まり，プラント状態（原子炉水位，原子炉水温等）確認により原子炉冷却材流出が確認できるが，評価上考慮しない

※5
流出量は約87m³/h。原子炉水位低下速度は約530mm/h

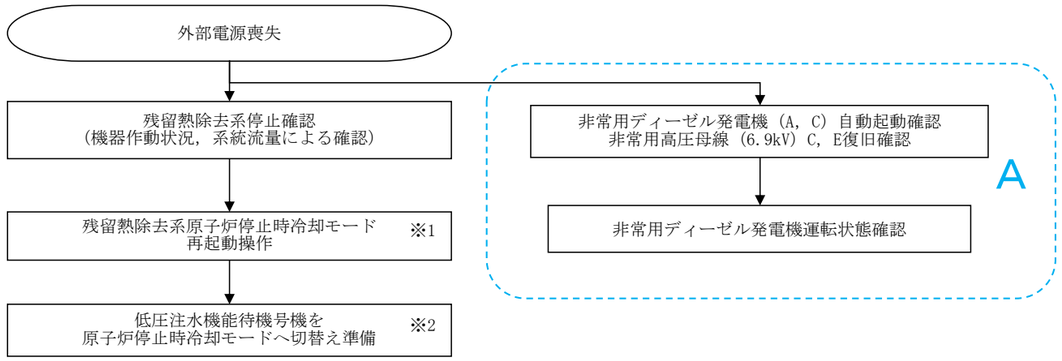
※6
1時間ごとの中央制御室監視にて，原子炉水位(定検時水張用)により原子炉水位低下を検知する
実際は，原子炉停止時冷却モード切替え時にプラント状態（原子炉水位，原子炉水温等）を確認する。そのため，早期に原子炉冷却材流出は確認することができる
なお，原子炉水位(定検時水張用)による監視ができない場合でも，サプレッション・チェンバ・プール水位により異常を検知することは可能である

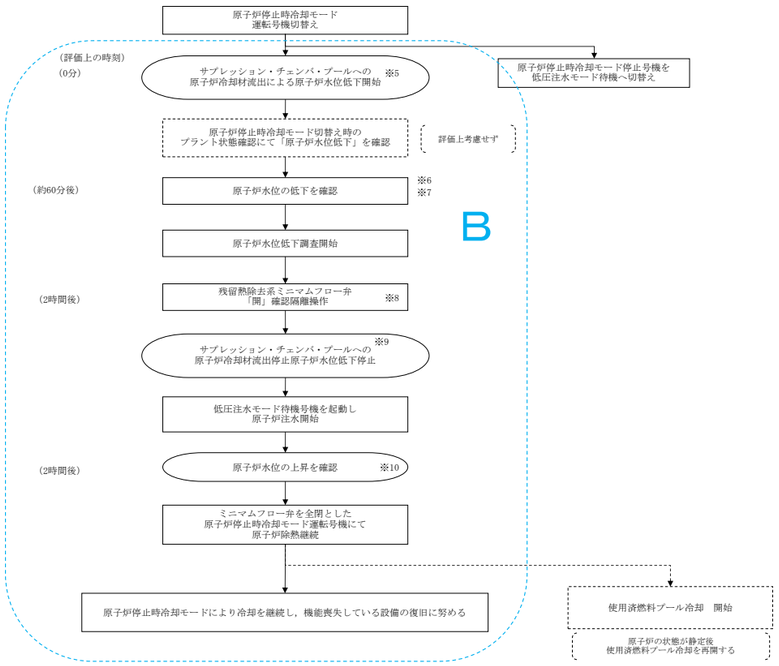
※7
重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する
実際は退避が必要な原子炉の状態には至らないが，評価上，人的過誤の認知を約60分後としているため，建屋内への放射性物質の放出が想定されることから退避を指示する

※8
原子炉ウェル水位低下及びサプレッション・チェンバ・プール水位上昇により，サプレッション・チェンバとのバウンダリ喪失を判断し，隔離操作を実施する
隔離操作完了により，正常な原子炉停止時冷却モードの運転となる

※9
隔離成功時の原子炉ウェル最低水位は有効燃料棒頂部（TAF）+15m（原子炉ウェルオーバーフローレベル-1m）となる
なお，サプレッション・チェンバ・プールの水位上昇は約+30cmとなる

※10
原子炉水位(定検時水張用)により原子炉水位の上昇を確認する


外部電源喪失
残留熱除去系停止確認
（機器作動状況，系統流量による確認）
残留熱除去系原子炉停止時冷却モード
再起動操作
※1
低圧注水機能待機号機を
原子炉停止時冷却モードへ切替え準備
※2
非常用ディーゼル発電機（A，C）自動起動確認
非常用高圧母線（6.9kV）C，E復旧確認
非常用ディーゼル発電機運転状態確認
A



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

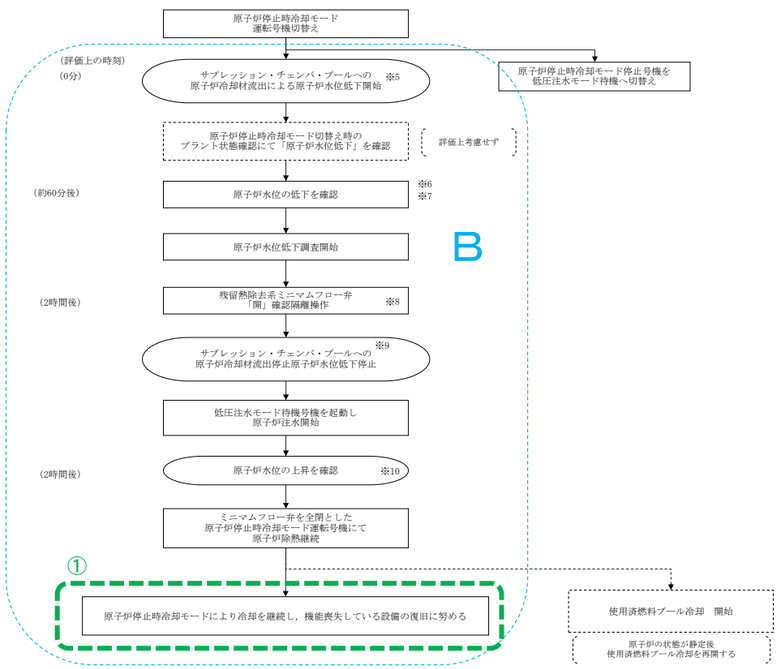
対応手段等

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
事象発生前の対応 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 事象発生時の対応 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	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 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	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。	【体制】 ・火災防護計画 ・初期消火活動対応要領 【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 【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）

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
	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。	（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。 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。 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。 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 ㎥に対して，十分な水量を確保する。 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。 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。 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。 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。 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） 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。 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。 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。 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。 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	

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
		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 ⑯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。 ニ．保守管理，点検 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。 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。	

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
事象発生前の対応 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 事象発生時の対応 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	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	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）①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）③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 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いる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 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，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 ③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 ②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 ④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 ⑤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 ⑨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）⑥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	【事象発生前の対応】 ①，③，⑤ ・浸水防護管理要領 ② ・浸水防護管理要領 ・状態管理マニュアル ④ ・浸水防護管理要領 ・現場手動弁管理要領 ⑥ ・重要度分類、保全方式策定マニュアル ⑦ ・浸水防護管理要領 ・保守管理基本マニュアル ⑧ ・設計管理基本マニュアル ・浸水防護管理要領 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 【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） ② ・浸水防護管理要領 ③ ・浸水防護管理要領 ・事故時運転操作手順書（徴候ベース）

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。）	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）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。 コ．溢水評価条件の変更の要否を確認する手順 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。	

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
事象発生前の対応 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 事象発生時の対応 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	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〕 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。 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。 ※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。 〔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	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）①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）②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）③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）④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）⑤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 ①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 ②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 ⑥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 ③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）④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）⑤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 ⑦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	【事象発生前の対応】 ① ・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 ②、④、⑤ ・自然現象対応要領 ③ ・自然現象対応要領 ・保守管理基本マニュアル 【事象発生後の対応】 ① ・自然現象対応要領 ・事故時運転操作手順（事象ベース） ②、③、④、⑥、⑦ ・自然現象対応要領 ⑤ ・自然現象対応要領 ・事故時運転操作手順（事象ベース）

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
	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	る。	

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
	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）。		

<table>
<tr><th>事象対応</th><th>原子炉施設保安規定</th><th>原子炉施設保安規定 添付２</th><th>関連する
社内規定文書</th></tr>
<tr>
<td>事象発生前の対応

① 屋外常設物、屋外仮設物の固定、固縛及び離隔
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
③防護板、竜巻防護扉等による防護

事象発生時の対応

①竜巻襲来が予想される場合の車両の固縛・退避
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
③竜巻防護扉の閉止
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
⑤原子炉施設の損傷の有無を確認</td>
<td>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。
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。

※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。

〔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</td>
<td>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．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（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．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。

※１：設計飛来物の寸法等は，以下のとおり。
<table><tr><th>飛来物の種類</th><th>鋼製材</th><th>角型鋼管（大）</th></tr><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></table>
<table><tr><th>飛来物の種類</th><th>足場パイプ</th><th>鋼製足場板</th></tr><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></table>
（２）竜巻の襲来が予想される場合の対応
ア．①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．②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．③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
④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</td>
<td>【事象発生前の対応】
①，②
・自然現象対応要領

③
・自然現象対応要領
・保守管理基本マニュアル

【事象発生後の対応】
①，②，③，④，⑤
・自然現象対応要領</td>
</tr>
</table>

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
	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。	る。 （４）竜巻発生時の原子炉施設への影響確認 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。 （５）保守管理，点検 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。	

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
	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）。		

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
事象発生前の対応 ①保守管理，点検 事象発生時の対応 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	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。 （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	３．４ 手順書の整備 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。 （１）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）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。 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）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）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 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。 ア．高圧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，高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却を行う。	【事象発生前の対応】 ① ・自然現象対応要領 ・保守管理基本マニュアル 【事象発生後の対応】 ①，④，⑤ ・自然現象対応要領 ・事故時運転操作手順書（事象ベース） ③，⑦ ・自然現象対応要領 ・多様なハザード対応手順書 ②，⑥，⑧，⑨ ・自然現象対応要領

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
	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）。	（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）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）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）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	

<table>
<tr><th>事象対応</th><th>原子炉施設保安規定</th><th>原子炉施設保安規定 添付２</th><th>関連する
社内規定文書</th></tr>
<tr><td></td><td></td><td>
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
<table>
<tr><th>作業手順No.</th><th>対応手段</th><th>要員</th><th>要員数</th><th>想定時間</th></tr>
<tr><td>（３）ア．</td><td>非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付※1</td><td>緊急時対策要員</td><td>４</td><td>７０分</td></tr>
<tr><td>（４）ア．</td><td>高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</td><td>運転員
（中央制御室）</td><td>２</td><td>１５分</td></tr>
<tr><td>（５）ア．</td><td>原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</td><td>運転員
（中央制御室）</td><td>２</td><td>速やかに</td></tr>
<tr><td>（７）ア．イ．</td><td>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</td><td>緊急時対策要員</td><td>６</td><td>８５分</td></tr>
</table>
※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）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）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）①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
</td><td></td></tr>
</table>

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
		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。	

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
事象発生前の対応 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 事象発生時の対応 無し	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	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）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。 （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。 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。	【事象発生前の対応】 ①，②，③ ・自然現象対応要領 【事象発生後の対応】 無し

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
	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。）		

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-43
提出年月日	令和２年４月１４日

柏崎刈羽原子力発電所７号炉

ＳＡ要員欠員時のプラント停止判断に係る記載について

令和２年４月

東京電力ホールディングス株式会社

保安規定第１２条（運転員等の確保）関係

１．論点の内容

（１）第１７条の７第３項（２）の成立性の確認訓練において，成立性の確認訓練に係る者が，必要な力量を確保できていないと判断した場合は，それ以外の保安規定（表１２－１及び表１２－３）に定める人数の者についても力量が確保できていないと判断される。

（２）力量が確保できていないと判断された後，その原因を分析，評価し，改善等，必要な措置を講じ，再訓練等を実施したが，必要な力量を確保できていないと判断した場合，原子炉の運転中は，原子炉の安全を確保しつつ，速やかに原子炉停止の措置を実施する。原子炉の停止中は，原子炉の停止状態を維持し，原子炉の安全を確保する。

２．保安規定変更に係る基本方針の内容

論点の内容を踏まえた保安規定変更に係る基本方針の見直し内容を以下に示す。

（１）保安規定変更に係る基本方針

集団食中毒のような事態により，要員に欠員が生じた場合の措置及び成立性の確認訓練において，その訓練に係る者が，力量を確保できていないと判断した場合の措置を（２）項のとおり，保安規定の「第１２条（運転員等の確保）」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」に規定する。

（２）要員の欠員が生じた場合の措置

要員の欠員が生じた場合の措置の内容を以下に示す。（添付資料－１参照）

①　集団食中毒のような事態（②項の事態以外）により要員に欠員が生じた場合

ａ．病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症が発生した場合，原子力発電所の運転管理，施設管理をはじめ，安全確保に係る管理業務を最優先に継続する体制を構築する。

また，新感染症のまん延期においては，法令，保安規定を遵守するために必要な業務等，必要不可欠な安全確保に係る管理業務を最優先に継続する。

ｂ．保安規定（表１２－１及び表１２－３）に定める人数の者に欠員が生じた場合は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め補充を行う。

ｃ．保安規定（表１２－１及び表１２－３）に定める人数の者の補充の見込みが立たないと判断した場合は，原子炉の運転中は，原子炉の安全を確保しつつ，速やかに原子炉停止の措置を実施する。原子炉の停止中は，原子炉の停止状態を維持

し，原子炉の安全を確保する。

また，ａ項の措置は，復帰するまで実施することとし，復帰した後，原子炉の運転状態も復帰させる。

② 成立性の確認訓練において，成立性の確認訓練に係る者が，力量を確保できていないと判断したことにより要員に欠員が生じた場合（添付資料－１参照）

ａ．成立性の確認訓練（技術的能力の成立性確認，机上訓練による有効性評価の成立性確認，中央制御室主体の操作に係る成立性確認及び現場訓練による有効性評価の成立性確認）において，その訓練に係る者が，役割に応じた必要な力量（以下「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は，速やかに，保安規定（表１２－１及び表１２－３）に定める人数の者を確保する体制から，力量が確保できていないと判断された者を除外し，原子炉主任技術者の確認，所長の承認を得て，体制を構築する。

ｂ．ａ項の訓練うち，中央制御室主体の操作に係る成立性確認，技術的能力の成立性確認及び机上訓練による有効性評価の成立性確認により，力量を確保できていないと判断した場合は，速やかに，以下の措置を講じる。

（ａ）所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに，その原因を分析，評価し，改善等，必要な措置を講じる。

（ｂ）力量を確保できていないと判断された者に対して，必要な措置の結果を踏まえ，力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に，力量の維持向上訓練を実施した後，役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認し，所長及び原子炉主任技術者に報告する。

ｃ．ａ項の訓練うち，現場訓練による有効性評価の成立性確認により，力量を確保できていないと判断した場合は，速やかに，以下の措置を講じる。

（ａ）所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに，その原因を分析，評価し，改善等，必要な措置を講じる。

（ｂ）力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して，必要な措置の結果を踏まえ，力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に，役割に応じた成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認し，所長及び原子炉主任技術者に報告する。

（ｃ）（ｂ）項の措置により，力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は，所長及び原子炉主任技術者に報告する。

（ｄ）力量を確保できていないと判断された者については，必要により，改めて原因を分析，評価し，改善等の必要な措置を講じ，力量の維持向上訓練を実

施した後，力量を確保できていないと判断された成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認する。

（ｅ）（ｄ）項の措置により，力量が確保できていると判断した場合は，所長及び原子炉主任技術者に報告する。

ｄ．ａ項の訓練のうち，現場訓練による有効性評価の成立性確認において，除外された者と同じ役割の者に対して，役割に応じた成立性の確認訓練を実施（ｃ項参照）し，その結果，力量を確保できる見込みが立たないと判断した場合は，ｆ項の措置を講じる。

ｅ．ａ項を受け，力量が確保できていないと判断された者については，教育訓練等により，力量が確保されていることを確認した後，原子炉主任技術者の確認，所長の承認を得て，保安規定（表１２－１及び表１２－３）に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。

ｆ．ｄ項の措置を受け，原子炉の運転中は，原子炉の安全を確保しつつ，速やかに原子炉停止の措置を実施する。原子炉の停止中は，原子炉の停止状態を維持し，原子炉の安全を確保する。

また，ａ項の措置は，復帰するまで実施することとし，復帰した後，原子炉の運転状態も復帰させる。

（３）完了時間の運用

①　保安規定の「速やかに」の定義

ａ．第３節において「速やかに」とは，可能な限り短時間で実施するものであるが，一義的に時間を決められないものであり，意図的に遅延させることなく行うことを意味する。

なお，要求される措置を実施する場合には，上記の主旨を踏まえた上で，組織的に実施する準備（関係者への連絡，各運転員への指示，手順の準備・確認等を行うこと。）が整い次第行う活動を意味する。

ｂ．複数の「速やかに」実施することが要求される措置に規定されている場合は，いずれか１つの要求される措置を「速やかに」実施し，引き続き遅滞なく，残りの要求される措置を実施する。

②　２．（２）項の「速やかに」等の運用

ａ．集団食中毒のような事態（②項の事態以外）により要員に欠員が生じ，保安

規定（表１２－１及び表１２－３）に定める人数の者に欠員が生じた場合は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め補充を行う。

（ａ）「夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め補充を行う。」の説明

○保安規定（表１２－１及び表１２－３）に定める人数の者に欠員が生じた場合は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め，以下の非常召集ルートを使用した召集時間を目安に，要員の補充を行う。

・非常召集ルートを使用した召集時間　：約６時間

（ｂ）要員の体制管理

○配置（業務）中の要員に集団食中毒のような事態が発生した場合は，対象者を速やかに，病院へ搬送するなど，人命，身体の安全を優先する措置を講じ，体調に問題のない要員と交替し，体制を構成する。

○夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に事態が発生した場合は，集団食中毒等の事態が収束するまで，体調に問題のない要員と交替し，体制を構成する。

○交替する要員に集団食中毒のような事態が発生した場合は，体調に問題のない要員と交替し，体制を構成する。

ｂ．成立性の確認訓練（技術的能力の成立性確認，机上訓練による有効性評価の成立性確認，中央制御室主体の操作に係る成立性確認及び現場訓練による有効性評価の成立性確認）において，その訓練に係る者が，力量を確保できていないと判断した場合は，速やかに，保安規定（表１２－１及び表１２－３）に定める人数の者を確保する体制から，力量が確保できていないと判断された者を除外し，原子炉主任技術者の確認，所長の承認を得て，体制を構築する。

（ａ）「速やかに」の説明

○（ｂ）項の管理を行うことで対応可能であることから，第３節にて定義する「速やかに」と同義である。

（ｂ）要員の体制管理

○成立性の確認訓練において，その訓練に係る者が，必要な力量を確保できていないと判断した場合でも，速やかに，保安規定（表１２－１及び表１２－３）に定める人数の者を確保し，体制が構成できるように要員の体制管理を行う。

ｃ．現場訓練による有効性評価の成立性確認により，力量を確保できていないと判断した場合は，速やかに，以下の措置を講じる。

（ａ）「速やかに」の説明

○現場訓練による有効性評価の成立性確認の成立性の確認により，力量を確保できていないと判断した場合は，その原因を分析，評価し，改善等，必要な措置を講じる。

○力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して，必要な措置の結果を踏まえ，力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に，役割に応じた成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認する。

（ｂ）措置の完了目標（添付資料－２参照）

○７日～１０日程度

ｄ．原子炉の運転中は，原子炉停止の措置を実施し，原子炉の停止中は，原子炉の停止状態を維持し，原子炉の安全を確保する。なお，原子炉停止の措置の実施に当たっては，原子炉の安全を確保しつつ，速やかに，実施する。

（ａ）「速やかに」の説明

○原子炉停止の措置の実施に当たっては，原子炉の安全を確保しつつ，速やかに，実施する。

（ｂ）原子炉停止の措置の完了目標

○高温停止２４時間

○冷温停止３６時間

３．保安規定変更の内容

論点の内容を踏まえた保安規定変更の内容を以下に示す。

（１）「第１２条（運転員等の確保）」の内容

（運転員等の確保）

第１２条　第一運転管理部長及び第二運転管理部長（以下「運転管理部長」という。）は，原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する※1。なお，原子炉の運転に必要な知識を有する者とは，原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

２．運転管理部長は，原子炉の運転にあたって前項で定める者の中から，１班あたり表１２－１に定める人数の者をそろえ，５班以上編成した上で２交替勤務を行わせる。なお，特別な事情がある場合を除き，運転員は連続して２４時間を超える勤務を行ってはならない。また，表１２－１に定める人数のうち，１名は当直長とし，運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。

３．運転管理部長は，表１２－１に定める人数のうち，表１２－２に定める人数の者を主機操作員以上の職位にある運転員の中から常時中央制御室に確保する。なお，表１２－２に定める人数のうち，原子炉の状態が運転，起動及び高温停止の場合においては，１名は当直長又は当直副長とする。

４．各GMは，重大事故等の対応のための力量を有する者を確保する※1。また，防災安全GMは，重大事故等対応を行う要員として，表１２－３に定める人数を常時確保する。

５．発電GMは，第１７条の７第３項（２）の成立性の確認訓練において，その訓練に係る者が，役割に応じた必要な力量（以下，本条において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は，速やかに，表１２－１に定める人数の者を確保する体制から，力量が確保できていないと判断された者を除外し，原子炉主任技術者の確認，所長の承認を得て体制を構築する。

６．発電GMは，第５項を受け，力量が確保できていないと判断された者については，教育訓練等により，力量が確保されていることを確認した後，原子炉主任技術者の確認，所長の承認を得て，表１２－１に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。

７．発電GMは，表１２－１に定める人数の者に欠員が生じた場合は，速やかに補充を行う。

８．防災安全GMは，第１７条の７第３項（２）の成立性の確認訓練において，その訓練に係る者が，力量を確保できていないと判断した場合は，速やかに，表１２－３に定める人数の者を確保する体制から，力量が確保できていないと判断された者を除外し，原子炉主任技術者の確認，所長の承認を得て体制を構築する。

９．防災安全GMは，第８項を受け，力量が確保できていないと判断された者については，教育訓練等により，力量が確保されていることを確認した後，原子炉主任技術者の確認，所長の承認を得て，表１２－３に定める人数の者を確保する体制に復帰させる。

１０．防災安全GMは，表１２－３に定める人数の者に欠員が生じた場合は，速やかに補充を行う。

１１．所長は，表１２－１及び表１２－３に定める人数の者の補充の見込みが立たないと判断した場合，原子炉の運転中は，原子炉の安全を確保しつつ，速やかに原子炉停止の措置を実施する。原子炉の停止中は，原子炉の停止状態を維持し，原子炉の安全を確保する。

※１：重大事故等対処施設等の使用を開始するにあたっては，あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する。

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

表１２－２

中央制御室名 原子炉の状態	１号炉，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	―――	３名以上※4
冷温停止，燃料交換の場合	１名以上	３名以上※5

表１２－３

要員名	緊急時対策要員	自衛消防隊
常駐	５０名以上※6	１０名以上
召集	１１４名以上※7	１８名以上※8

※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

※３：１号炉から５号炉合わせて２２名以上常時確保する

※４：７号炉１基が該当する場合

※５：原子炉が２基とも該当する場合

※６：５０名以上のうち，６名以上を１号炉，２号炉，３号炉，４号炉及び５号炉の要員，４４名以上を６号炉及び７号炉の要員とする。

※７：１１４名以上のうち，８名以上を１号炉，２号炉，３号炉，４号炉及び５号炉の要員，１０６名以上を６号炉及び７号炉の要員とする。

※８：火災の規模に応じ召集する。

（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」の内容

「添付３　重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に以下の内容を規定する。

①　集団食中毒のような事態（②項の事態以外）により要員に欠員が生じた場合

ｅ．病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し，所定の重大事故等に対処する要員に欠員が生じた場合は，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め重大事故等に対処する要員の補充を行うとともに，そのような事態に備えた重大事故等に対処する要員の体制に係る管理を行う。重大事故等に対処する要員の補充の見込みが立たない場合は，原子炉停止等の措置を実施し，確保できる重大事故等に対処する要員で，安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

②　成立性の確認訓練において，成立性の確認訓練に係る者が，必要な力量を確保できていないと判断したことにより要員に欠員が生じた場合

（イ）　成立性の確認結果を踏まえた措置

ａ．中央制御室主体の操作に係る成立性確認，技術的能力の成立性確認及び机上訓練による有効性評価の成立性確認の場合成立性の確認により，役割に応じた必要な力量（以下（ｲ）において「力量」という。）を確保できていないと判断した場合は，速やかに以下の措置を講じる。

（ａ）所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに，その原因を分析，評価し，改善等，必要な措置を講じる。

（ｂ）力量を確保できていないと判断された者に対して，必要な措置の結果を踏まえ，力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に，力量の維持向上訓練を実施した後，役割に応じた要員により成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認し，所長及び原子炉主任技術者に報告する。

ｂ．現場訓練による有効性評価の成立性確認の場合

成立性の確認により，力量を確保できていないと判断した場合は，速やかに以下の措置を講じる。

（ａ）所長及び原子炉主任技術者に報告するとともに，その原因を分析，評価し，改善等，必要な措置を講じる。

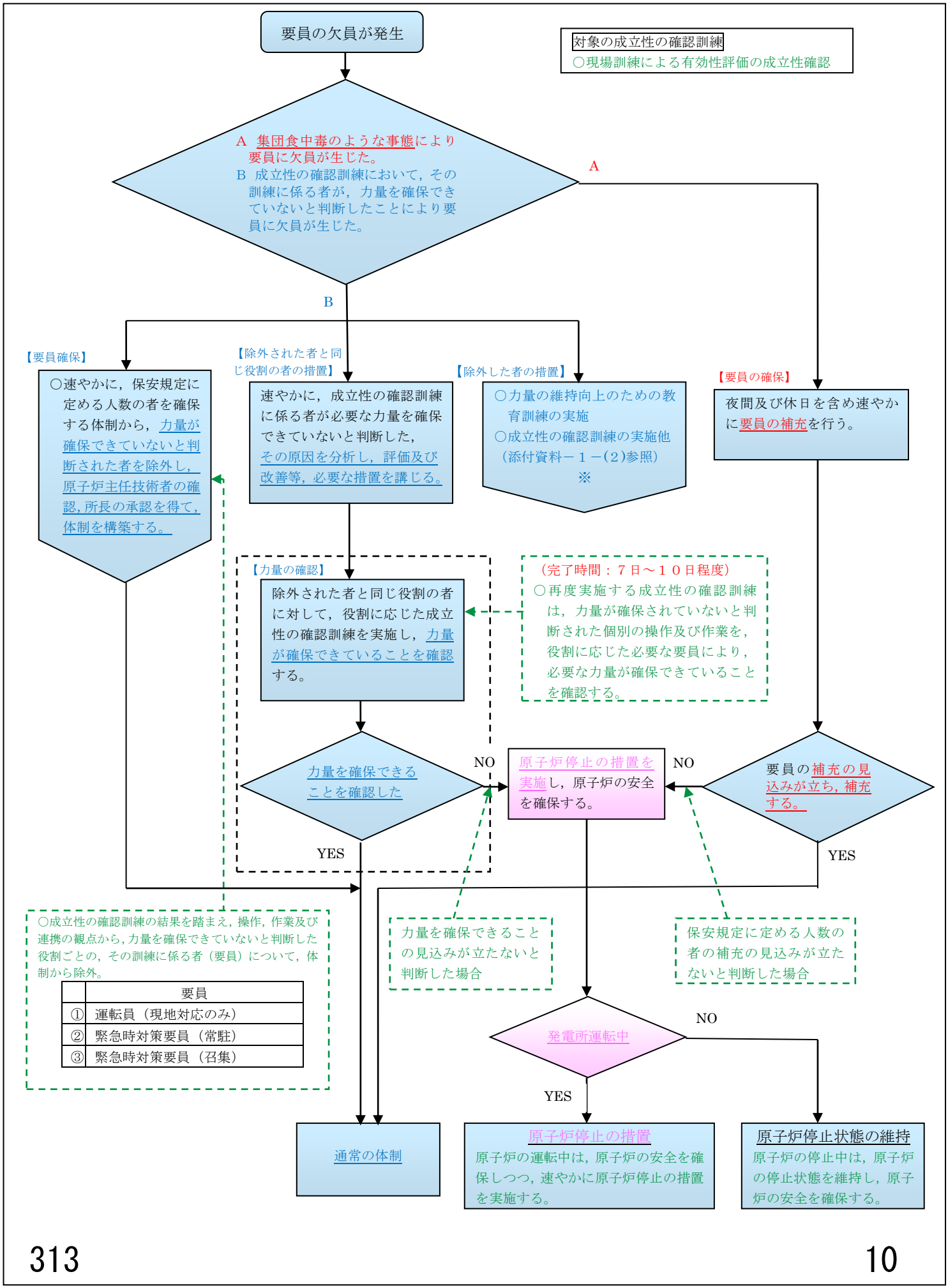
（ｂ）成立性の確認を任意の班が代表して実施する場合，力量を確保できていないと判断された者と同じ役割の者に対して，必要な措置の結果を踏まえ，力量が確保できていないと判断された個別の操作及び作業を対象に，役割に応じた成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認し，所長及び原子炉主任技術者に報告する。

（ｃ）（ｂ）項の措置により，力量が確保できる見込みが立たないと判断した場合は，所長及び原子炉主任技術者に報告する。

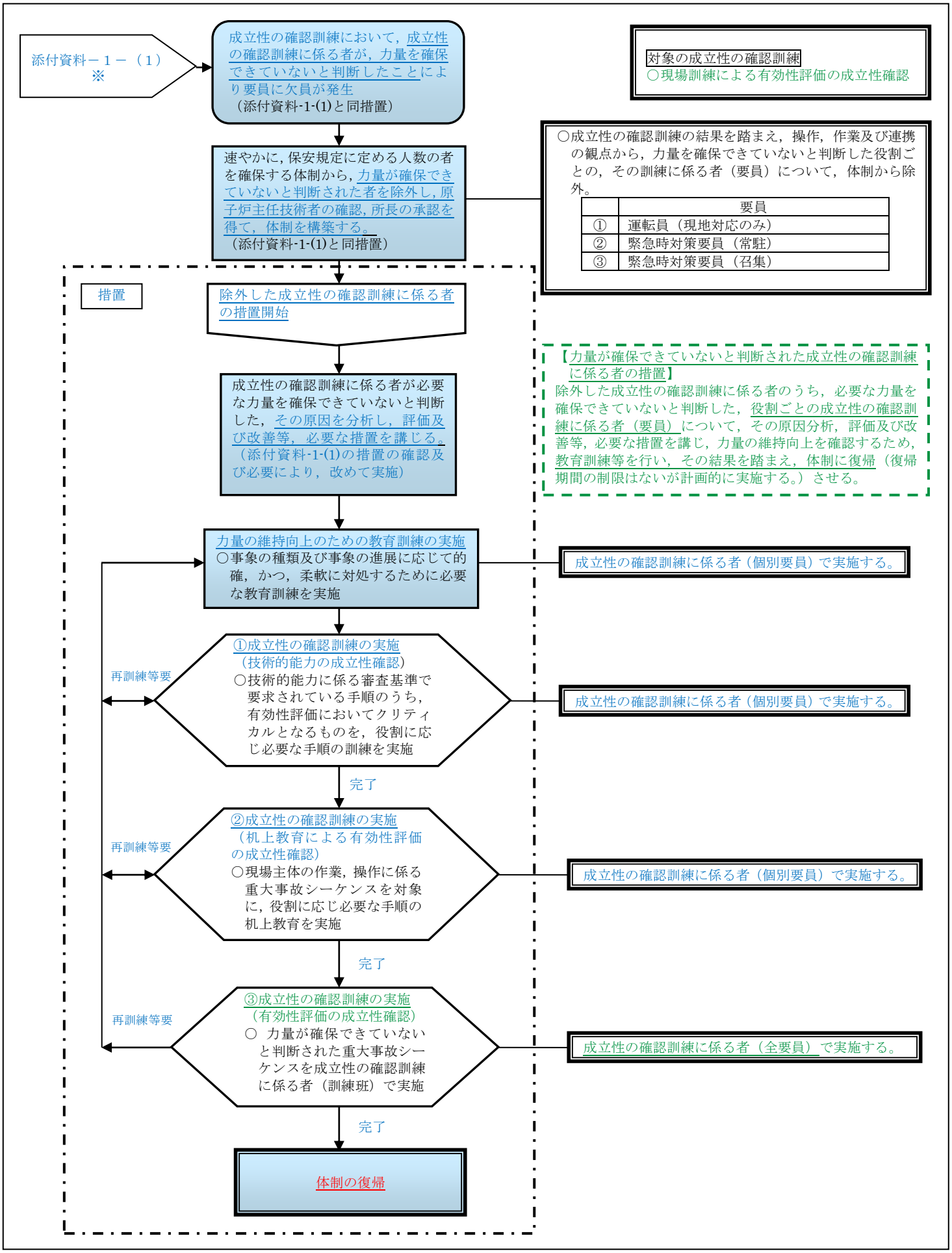
（ｄ）力量を確保できていないと判断された者については，必要により，改めて原因を分析，評価し，改善等の必要な措置を講じ，力量の維持向上訓練を実施した後，力量を確保できていないと判断された成立性の確認訓練を実施し，力量が確保できていることを確認する。

（ｅ）（ｄ）項の措置により，力量が確保できていると判断した場合は，所長及び原子炉主任技術者に報告する。

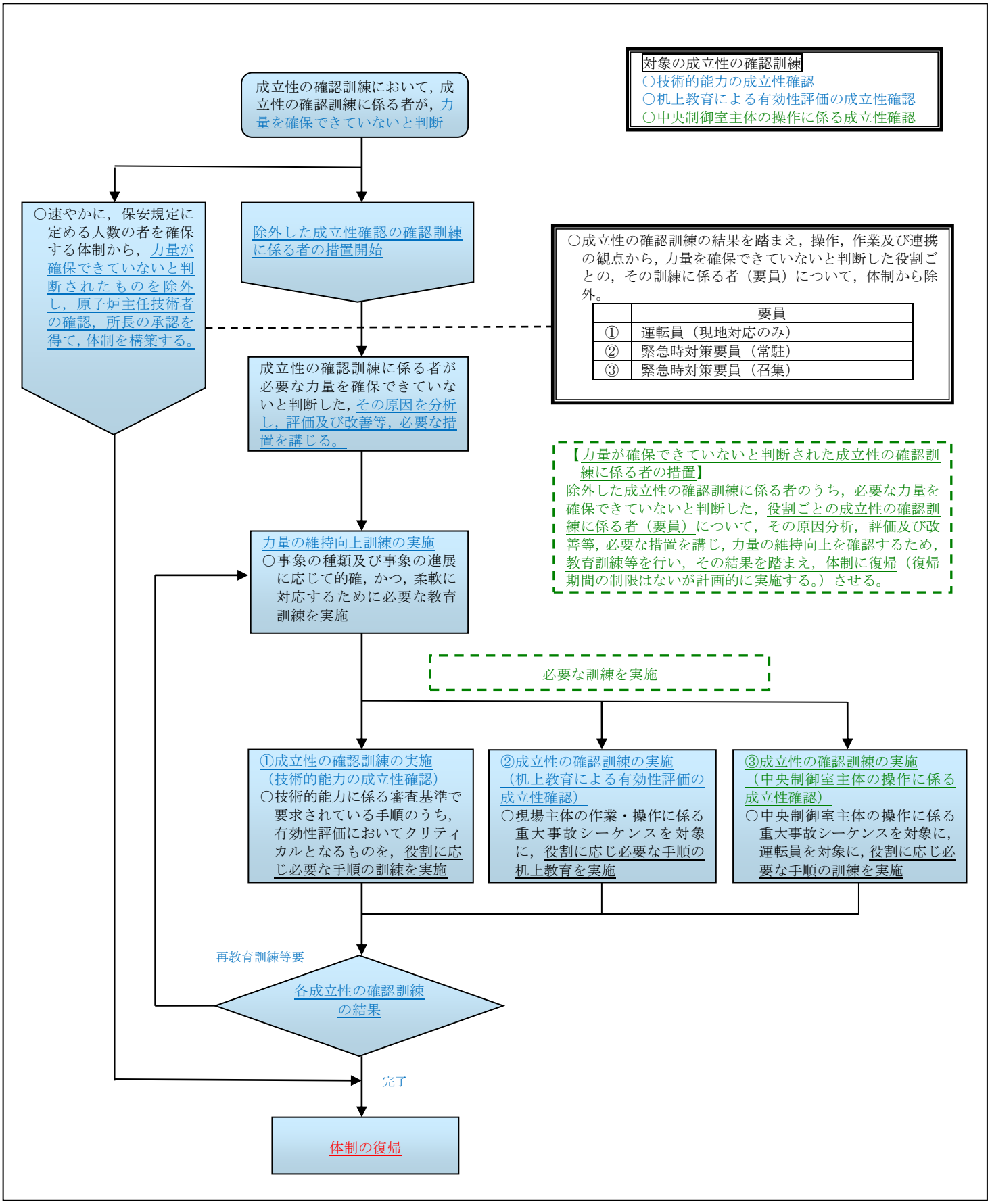
保安規定変更に係る基本方針の内容（要員の欠員が生じた場合の措置のイメージ　１－１）



保安規定変更に係る基本方針の内容（要員の欠員が生じた場合の措置のイメージ　１－２）



保安規定変更に係る基本方針の内容（要員の欠員が生じた場合の措置のイメージ　１－３）



体制の復帰までの期間（例）

	項　目		日　数														備　考
			１	２	３	４	５	６	７	８	９	１０	１１	１２	１３	１４	
１	力量が確保できていないと判断された者以外の者の力量確認等	成立性の確認訓練において，成立性の確認訓練に係る者が，力量を確保できていないと判断	発生														
２		その原因を分析し，評価及び改善等，必要な措置を講じる。															
３		成立性の確認訓練の実施								調整日							
４		力量が確保できていないと判断された者を除外し，原子炉主任技術者の確認，所長の承認を得て，体制を構築								調整日							
５		体制の復帰										復帰					
６	除外した力量が確保できていないと判断された者の教育訓練及び成立性の確認訓練等																

○成立性確認訓練における「技術的能力基準で示される１９の手順」の訓練時間
【訓練項目（例）】
○代替原子炉補機冷却系による除熱（操作項目）
・電源ケーブル敷設・接続
○訓練時間の内訳（例）
（訓練時間＝タイムチャートの時間）
・代替原子炉補機冷却系による除熱（９　時間）
・電源ケーブル敷設・接続　　（１　時間）
↓
・成立性の確認訓練時間（１　時間）
＋　準備・片付け（１　時間）＝２　時間
↓
・２時間×９　班（想定）＝約４日
※現在全１０班体制を検討中

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 1）
提出年月日	令和２年６月２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６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に実施し，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。

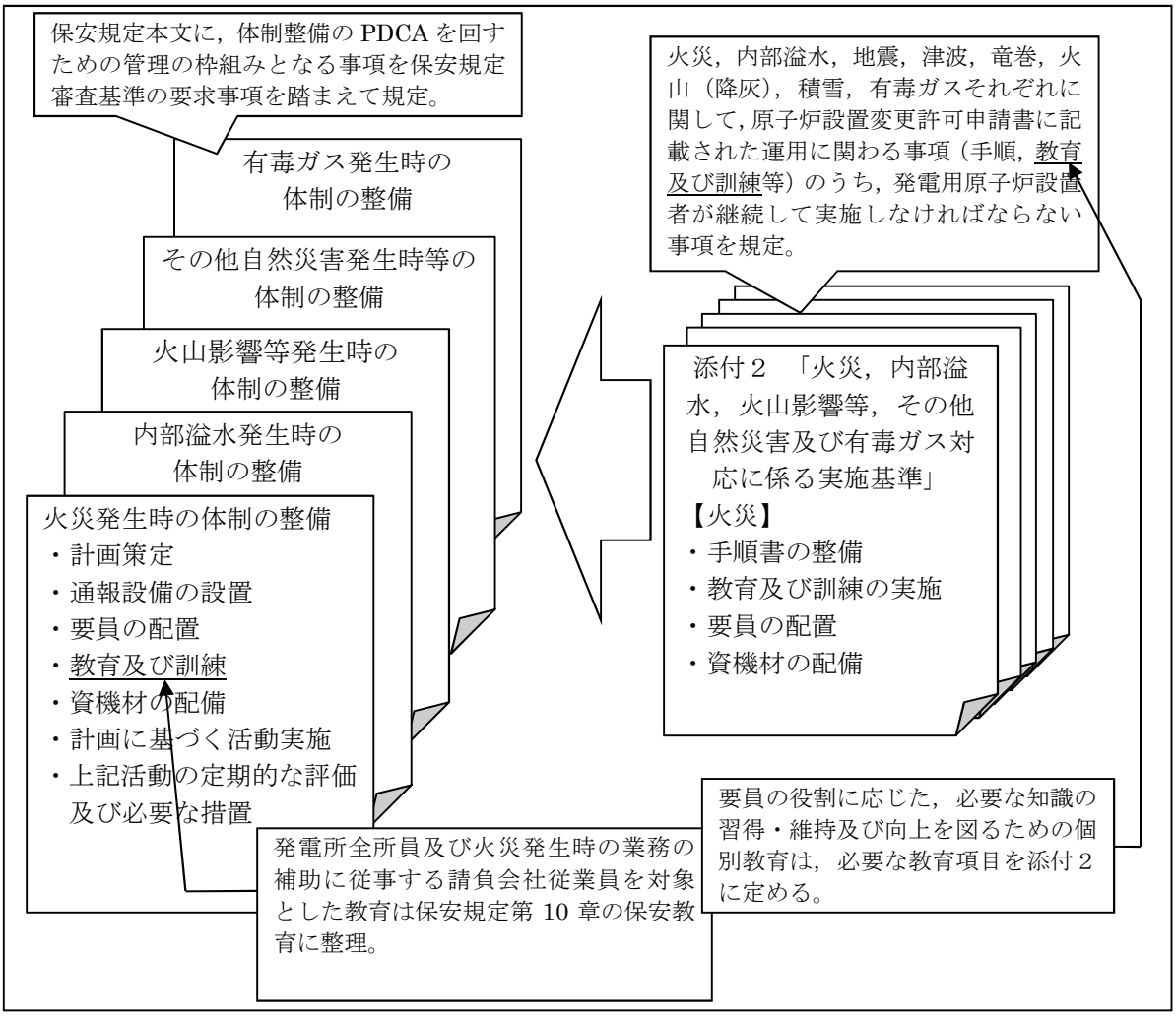
- 体制の整備に関する計画を策定すること
- 活動を行うために必要な要員を配置すること
- 要員に対し，教育訓練を定期的に実施すること
- 必要な資機材を配備すること
- 活動を行うために必要な手順を整備すること
- 手順に基づき必要な活動を実施すること
- 上記事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じること

○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に実施する。

（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３６０m^3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。

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。

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に実施する。

（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いる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に実施する。

（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。

（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。

ア．高圧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，高圧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

作業手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
（３）ア．	非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付※1	緊急時対策要員	４	７０分
（４）ア．	高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却	運転員（中央制御室）	２	１５分
（５）ア．	原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却	運転員（中央制御室）	２	速やかに
（７）ア．イ．	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	緊急時対策要員	６	８５分

※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に実施する。

（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に実施する。

（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に実施する。

（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）	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

（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竜巻の評価を行い，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に実施する。

（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ものではなく，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る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百四十七号）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
（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	（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	（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	（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	（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	（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。 （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	（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	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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。	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。	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。	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。	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。	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。	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。	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。	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。	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。	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．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。	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，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	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	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	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	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	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	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	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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。	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：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。）	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）。	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）。	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）。	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）。	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。）	
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	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	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	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	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	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	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	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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。	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。	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。	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。	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。	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。	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。	
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	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。	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。	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。	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。	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。	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。	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
（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に実施する。 （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	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に実施する。 （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。	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に実施する。 （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。	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に実施する。 （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。	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に実施する。 （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。	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に実施する。 （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。	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に実施する。 （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。	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
（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。							

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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。	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。	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。	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。	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。	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。	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。	
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	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	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	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	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。	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。	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	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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	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。 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	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。	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	※１：設計飛来物の寸法等は，以下のとおり。 表省略 （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	（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。	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。	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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	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。	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。	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。	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。	ア．高圧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，高圧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		

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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３６０m^3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					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		

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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					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 表省略		

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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					※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。		

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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。 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。 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							

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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。	２．５ 定期的な評価 （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。 （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。	４．５ 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。	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。	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。	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。	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。	
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	２．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	４．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	５．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	６．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	３．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	７．６ 原子炉施設の災害を未然に防止するための措置	

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
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。	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	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。	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。	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。	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	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。	
		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。	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	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竜巻の評価を行い，必要な事項を適切に反映する。	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。		

火災	内部溢水	地震	津波	竜巻	火山（降灰），積雪	有毒ガス	補足
		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。	る。				

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

（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

（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

（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

（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

（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

（５）発電所における可燃物の適切な管理に関すること⑥

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。⑦

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。⑧

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。⑨

※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。⑩

53

説明等

① 「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】

② 「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。

③ 「必要な要員の配置」とは，火災が発生し場合に，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

④ 「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。

⑤ 「必要な資機材の配備」とは，添付２参照

⑥ 「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

⑦ 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。

⑧ 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】

⑨ 「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。

⑩ 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８３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
① 必要な計画を策定すること。
② 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。
③ 必要な要員を配置すること。
④ 要員に対する訓練に関する措置を講じること。
⑤ 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。
⑥ 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
① 計画の策定
② 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
③ 必要な要員の配置
④ 要員に対する教育訓練
⑤ 必要な化学消防自動車，泡消火薬剤及びその他資機材の配備
⑥ 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判断した場合の原子炉停止等の措置

社内規定文書

原子力発電の安全に係る品質保証規程

①計画の策定

【火災防護計画・事故時運転操作手順書（事象ベース）】
・火災発生時の措置（初期消火，ばい煙等の進入防止等）に関する手順
・原子炉停止等の措置に関する手順

【火災防護計画・保守管理基本マニュアル】
⑥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（保守管理に関する手順等）

【火災防護計画】
②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
③必要な要員の配置
④要員に対する訓練
⑤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（年１回以上）

【火災防護計画】
④要員に対する訓練（TS-23「教育訓練について」にて説明）

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 m^3 の範囲で運用し，水量が 901 m^3 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 m^3（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となる 360 m^3 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
（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
（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
（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④

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。⑤

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。⑥

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

① 「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】
② 「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】
③ 「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。
④「必要な資機材の配備」とは，添付２参照
⑤ 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。
⑥ 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８４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
　① 必要な計画を策定すること。
　② 必要な要員を配置すること。
　③ 要員に対する訓練に関する措置を講じること。
　④ 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１７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
　① 計画の策定
　② 必要な要員の配置
　③ 要員に対する教育訓練
　④ 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

原子力品質保証規程

①計画の策定

【浸水防護管理要領】
・内部溢水発生時の措置に関する手順
②必要な要員の配置（体制）
③要員に対する教育及び訓練
④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，①意思決定・指揮，②情報収集・計画立案，③現場対応，④対外対応，⑤ロジスティック・リソース管理を有しており，①の責任者として本部長が当たり，②～⑤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。

②～⑤の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相，また事故の進展や収束の状況により異なるが，プルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織設計となっている。

（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，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処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。

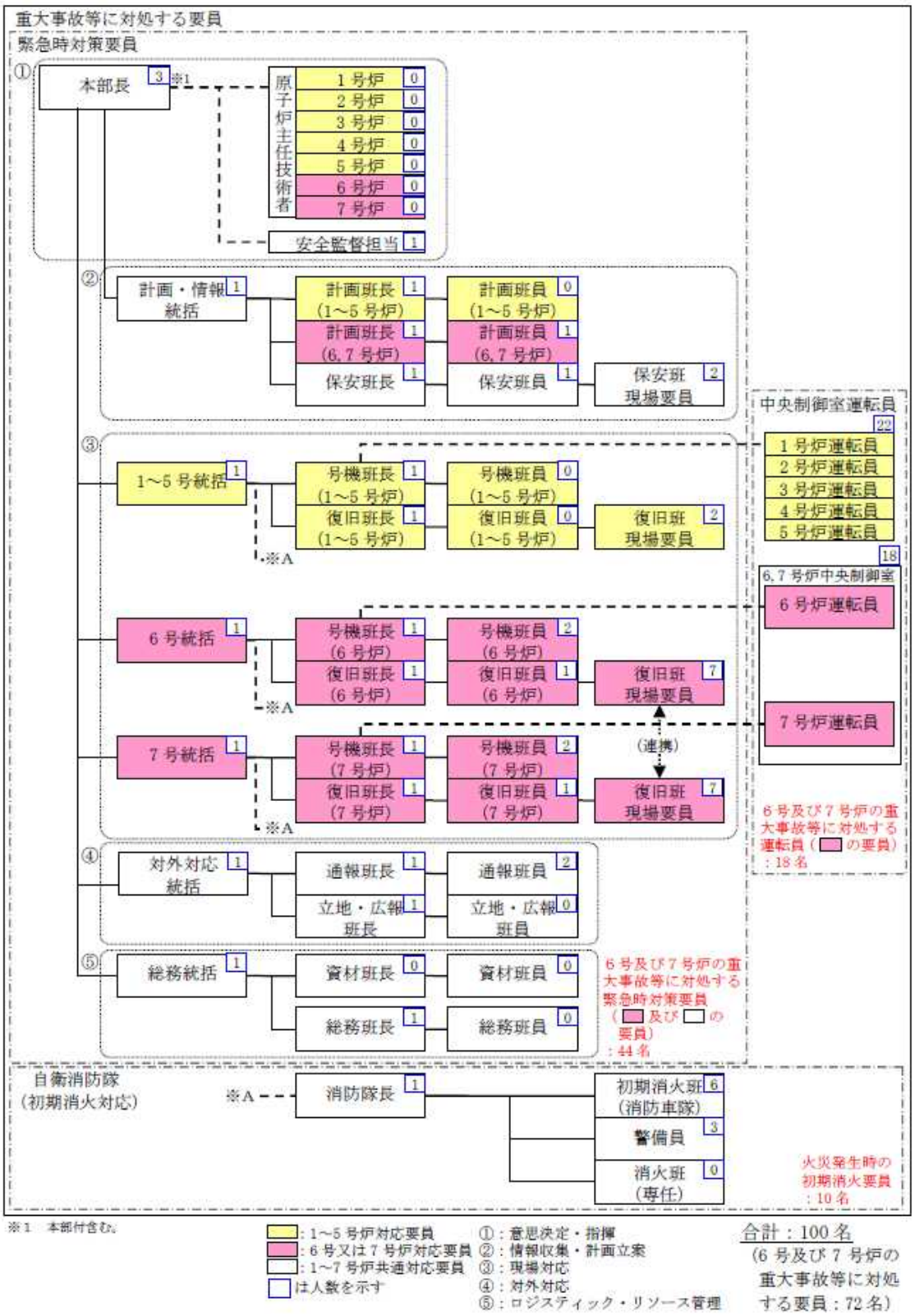
本社原子力運営管理部長から連絡を受けた本社総務班長は，本社対策本部を設置するため，本社緊急時対策要員を非常召集する。（第14図）

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	・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	・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	・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	・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
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	・初期消火活動（消防車隊）
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	・社外関係機関への通報連絡
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 ・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
（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
（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
（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④

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。⑤
（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。⑥

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

① 「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】
② 「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。
③ 「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。
④「必要な資機材の配備」とは，添付２参照
⑤ 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。
⑥ 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
   ①計画の策定
   ②必要な要員の配置
   ③要員に対する教育訓練
   ④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

原子力品質保証規程

①計画の策定

【自然現象対応要領】
②必要な要員の配置
③要員に対する教育及び訓練
④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
（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
（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
（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④

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。⑤

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。⑥

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

① 「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】
② 「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。
③「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。
④「必要な資機材の配備」とは，添付２参照
⑤ 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。
⑥ 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
   ①計画の策定
   ②必要な要員の配置
   ③要員に対する教育訓練
   ④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

原子力品質保証規程

①計画の策定

【自然現象対応要領】
②必要な要員の配置
③要員に対する教育及び訓練
④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ュアル】
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
(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
(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
(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④

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。⑤

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。⑥

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

① 「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】
② 「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。
③「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。
④「必要な資機材の配備」とは，添付２参照
⑤ 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。
⑥ 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
   ①計画の策定
   ②必要な要員の配置
   ③要員に対する教育訓練
   ④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

原子力品質保証規程

①計画の策定

【自然現象対応要領】
②必要な要員の配置
③要員に対する教育及び訓練
④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

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	火災	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，ディーゼル駆動消火ポンプ用燃料主配管，ろ過水タンク，水系消火設備主配管，二酸化炭素消火設備二酸化炭素ボンベ，二酸化炭素槽か設備主配管，小空間固定式消火設備ハロゲン化物ボンベ，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ハロゲン化物ボンベ，ＳＬＣポンプ・ＣＲＤポンプ局所消火設備主配管，電源盤・制御盤消火設備ハロゲン化物ボンベ，電源盤・制御盤消火設備主配管，ケーブルトレイ消火設備ハロゲン化物ボンベ，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ハロゲン化物ボンベ，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ハロゲン化物ボンベ，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，自然現象による火災の発生防止（避雷針，接地網，棟上導体，架空地線），消火栓（屋外消火栓（不凍式消火栓），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），管理区域内からの放出消火剤流出防止（堰，建屋内排水系，液体廃棄物処理系），蓄電池を内包する照明，高感度煙検出設備，サーモグラフィカメラ，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，防火帯
１７条の２	内部溢水	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，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

項目		設備
		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-Ⅰ）計装ラック，感震器(A)室　水密扉，炉心流量（DIV-Ⅱ）計装ラック，感震器(B)室水密扉，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，炉心流量（DIV-Ⅳ）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Ⅰ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），原子炉補機冷却水系（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

項目		設備
		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-Ⅳ）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-Ⅱ）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-Ⅰ）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-Ⅲ）計装ラック室　止水堰，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，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

項目		設備
		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-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

項目		設備
		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Ⅰ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Ⅳ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Ⅱ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Ⅲ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，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，主蒸気トンネル室ブローアウトパネル
１７条の３	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
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，原子炉補機冷却水系（C 系）熱交換器・ポンプ室　水密扉，タービン建屋地下中 2 階北西階段室　水密扉，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 階北西階段室　水密扉，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，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

項目		設備
		用電気品室（A 系）　水密扉，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（T3T4-TATB）レイダウンスペース　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，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），データ伝送装置，ＳＰＤＳ表示システム，衛星電話設備（常設，可搬型），無線連絡設備（常設，可搬型），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，緊急時対策支援システム伝送装置，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（ホットライン）
	安全避難通路	避難口誘導灯，通路誘導灯（廊下，通路）

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ＰＨＳ，携帯無線機
１７条の２	内部溢水	なし
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，酸素ボンベ
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ＬＥＤライト），非常灯，PHS 端末

※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。）

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-47（改訂 1）
提出年月日	令和２年６月２日

柏崎刈羽原子力発電所７号炉

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のうち保守管理，点検に関する記載について

令和２年６月

東京電力ホールディングス株式会社

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のうち保守管理，点検に関する記載について

設置変更許可の審査において，一部の自然現象については，「点検」が「保守管理」に含まれること等を踏まえた記載の適正化を図っており，保安規定においてもこれを踏襲した記載とすることとしている。

具体的には，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」において，事象ごとに要員の配置，教育訓練の実施，資機材の配備，手順書の整備，定期的な評価等を記載する構成となっており，このうち，「保守管理，点検」にかかる活動は，手順書の整備の一項目として規定されている。

原則として，設置変更許可申請書の記載を保安規定に反映することとしているものの，保安規定における当該部の項目名が「保守管理，点検」であること，また，設置変更許可申請書の記載と意味合いは変わらないことを勘案し，事象ごとの横並びをはかる観点で，表１に示す記載案に統一することとする。

以　上

表１　保安規定添付２における保守管理にかかる記載と設置変更許可の比較

	設置変更許可申請書記載	保安規定記載案
火災	(11)火災防護設備は，その機能を維持するため，保守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。	１．５　手順書の整備 （２） ナ．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。
内部溢水	(2)　溢水経路を構成する壁，扉，堰，床段差等は，基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，必要な健全性を維持できるとともに，保守管理及び水密扉閉止等の運用を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。 また，貫通部に実施した流出及び流入防止対策も同様に，基準地震動による地震力等の溢水の要因となる事象に伴い生じる荷重や環境に対し，必要な健全性を維持できるとともに，保守管理を適切に実施することにより溢水の伝播を防止できるものとする。	２．３　手順書の整備 （１） 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。
地震	保守管理が必要な対策設備はないため記載なし。	
津波	10.6.1.1.5 試験検査 津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備は，健全性及び性能を確認するため，発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査を実施する。	５．４　手順書の整備 （１） 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。
竜巻※1	竜巻防護対策施設の保守管理，点検に	６．４　手順書の整備

	設置変更許可申請書記載	保安規定記載案
	関する記載無し	（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。
火山※2	降下火砕物防護対策施設の保守管理，点検に関する記載無し	３．４ 手順書の整備 （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。
有毒ガス	保守管理が必要な対策設備はないため記載なし。	

※１：設置変更許可に記載はないが，飛散防止対策及び防護対策を実施することから，竜巻防護対策施設についての保守管理・点検について記載している。

※２：設置変更許可に記載はないが，防護対策を実施することから，降下火砕物防護対策施設についての保守管理・点検について記載している。

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-58（改訂１）
提出年月日	令和２年６月２日

柏崎刈羽原子力発電所７号炉

原子力防災体制の運用強化について

令和２年６月

東京電力ホールディングス株式会社

原子力防災体制の運用強化
（ＩＣＳの導入について）

１．背景

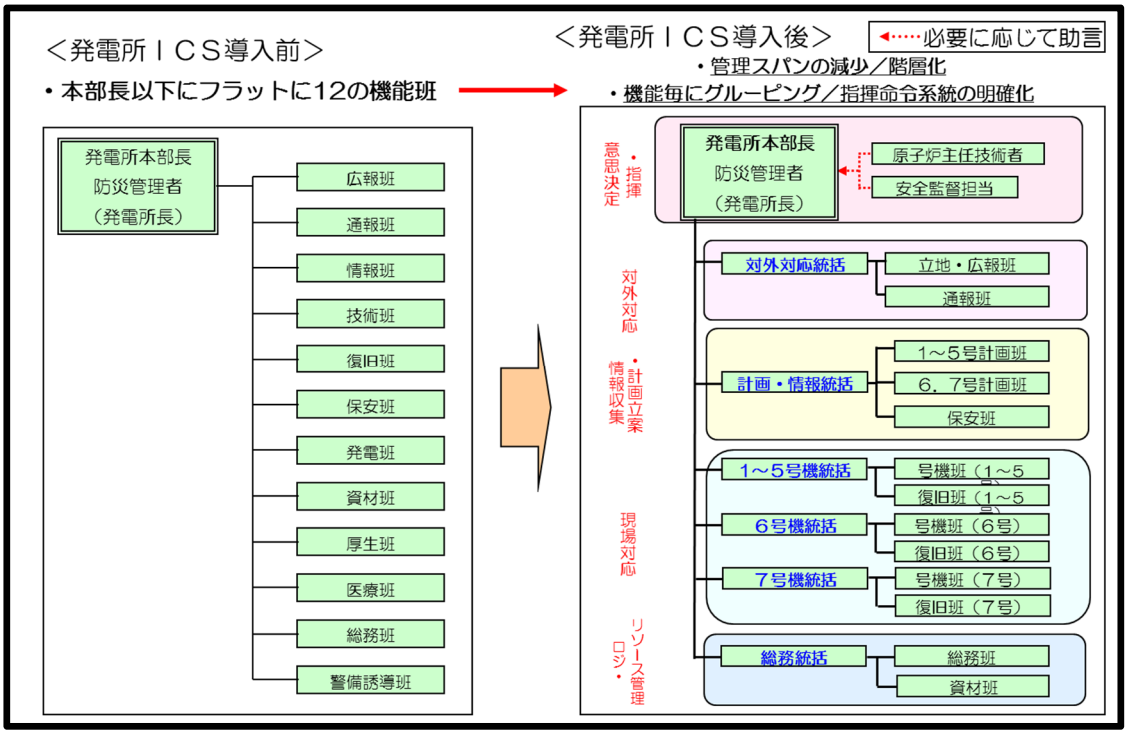
平成２３年３月１１日，福島第一原子力発電所は，マグニチュード９を超える巨大地震とこれに伴う巨大津波によって全交流電源及び直流電源を喪失し，原子炉への注水手段を喪失するなど極めて過酷な状況となった。

福島事故当時の緊急時対策本部は，複数号機の同時被災に対応できる体制でなかったため，本部の情報共有や指揮命令系統が混乱するなど運用面において多大な課題と教訓を浮かび上がらせることとなった。

当社ではこれらの課題克服のため，米国の消防組織等で実績のある ICS※(Incident Command System)を取り入れた。（別紙１）

２．体制の特徴

ICS を参考に原子力防災組織を構築することで，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の対応が可能となった。



発電所における原子力防災組織は，その基本的な機能として，①意思決定・指揮，②情報収集・計画立案，③現場対応，④対外対応，⑤ロジスティック・リソース管理を有しており，①の責任者として本部長が当たり，②～⑤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。②～⑤の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相，また事故の進展や収束の状況により異なるが，プルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織設計となっている。

３．保安規定への反映

前項の運用については，保安規定第１７条の７（重大事故等発生時の体制の整備）から引用される添付３（重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準）に，以下の通り，実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者をマニュアルに定める事を記載している。

１．１ 体制の整備，教育訓練の実施及び資機材の配備

（１）体制の整備

ア．防災安全ＧＭは，以下に示す重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者をマニュアルに定め，効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を確立する。

(ｷ) 実施組織は，号機統括を配置し，号機班，当直，復旧班，自衛消防隊により構成し，必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

ａ．号機統括は，対象号炉に関する事故の影響緩和・拡大防止に関わる対応の統括を行う。

ｂ．号機班は，当直からの重要パラメータの入手，事故対応手段の選定に関する当直への情報提供を行う。

ｃ．当直は，事故の影響緩和及び拡大防止に関わるプラントの運転操作を行う。

ｄ．復旧班は，事故の影響緩和及び拡大防止に関わる可搬型重大事故等対処設備の準備と操作，及び不具合設備の復旧を行う。

ｅ．自衛消防隊は，火災発生時における消火活動を行う。

(ｸ) 実施組織は，複数号炉において同時に重大事故等が発生した場合においても対

応できる組織とする。

a．緊急時対策本部は，複数号炉の同時被災の場合において，情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう，緊急時対策本部長が活動方針を示し，号炉ごとに配置された号機統括は,対象号炉の事故影響緩和・拡大防止に関わるプラント運転操作への助言や可搬型重大事故等対処設備を用いた対応，不具合設備の復旧等の統括を行う。

b．複数号炉の同時被災の場合において，必要な緊急時対策要員を発電所構内に常時確保することにより，重大事故等対処設備を使用して７号炉の炉心損傷防止及び格納容器破損防止の重大事故等対策を実施するとともに，他号炉の使用済燃料プールの被災対応ができる体制とする。

c．複数号炉の同時被災時において，当直は号炉ごとの運転操作指揮を当直副長が行い，号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより，情報の混乱や指揮命令が遅れることのない体制とする。

d．原子炉主任技術者は，号炉ごとに選任し，担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより，複数号炉の同時被災が発生した場合においても的確に指示を行う。

e．各号炉の原子炉主任技術者は，複数号炉の同時被災時に，号炉ごとの保安監督を誠実かつ最優先に行う。

(ｹ) 技術支援組織と運営支援組織の班構成及び必要な役割分担については，以下のとおりとし，重大事故等対策を円滑に実施する。

a．技術支援組織は，計画・情報統括を配置し，計画班及び保安班で構成する。

（a）計画・情報統括は，事故対応状況の把握及び事故対応方針の立案を行う。

（b）計画班は，プラント状態の進展予測・評価及びその評価結果の事故対応方針への反映を行う。

（c）保安班は，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指示を行う。

b．運営支援組織は，対外対応統括及び総務統括を配置し，通報班，立地・広報班，資材班及び総務班で構成する。

（a）対外対応統括は，対外対応活動の統括を行う。

（b）通報班は，対外関係機関へ通報連絡等を行う。

（c）立地・広報班は，自治体派遣者及び報道機関対応者の支援を行う。

（d）総務統括は，緊急時対策本部の運営支援の統括を行う。

（e）資材班は，資材の調達及び輸送に関する一元管理を行う。

（f）総務班は，要員の呼集，食糧・被服の調達，医療活動，所内の警備指示，一般入所者の避難指示等を行う。

以 上

別紙１

福島第一原子力発電所事故を踏まえた原子力防災組織の見直しについて

(1)福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要要件

ａ．福島第一原子力発電所事故対応の課題

当社福島第一原子力発電所事故対応では発電所対策本部の指揮命令が混乱し，迅速・的確な意思決定ができなかったが，緊急時活動や体制面における課題及び，それぞれの課題に対する必要要件を第１表に示す。

第１表　福島第一原子力発電所事故対応の課題と必要要件

課　題※	必要要件
自然災害と同時に起こり得る複数原子炉施設の同時被災を想定した備えが十分でなかった。	①複数施設の同時被災，中長期的な対応を考慮した要員体制を構築する。
事故の状況や進展が個別の号炉ごとに異なるにもかかわらず，従前の機能班単位で活動した。	②号機班を設け号炉単位に連絡体制を密にする。
中央制御室と発電所対策本部間，発電所対策本部と本社対策本部間において機器の動作状況を正しく共有できなかった。	③中央制御室と発電所対策本部間の通信連絡設備を強化する。
	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
所長が全ての班（12 班）を管理するフラットな体制で緊急時対応を行なっていたため，あらゆる情報が発電所対策本部の本部長に報告され，情報が輻輳し混乱した。	⑤所長が直接監督する人数を減らす。（監督限界の設定）
	④情報共有ツールを活用し，情報共有することにより，本部における発話を制限する。
所長からの権限委譲が適切でなく，ほとんどの判断を所長が行う体制となっていた。	⑥所長の権限を下部組織に委譲する。
本来復旧活動を最優先で実施しなくてはならない発電所の要員が，対外的な広報や通報の最終的な確認者となり，復旧活動と対外情報発信活動の両立を求められた。	⑦対外対応を専属化し，所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
	⑧対外対応活動を本社対策本部に一元化する。
公表の遅延，情報の齟齬，関係者間での情報共有の不足等が生じ，事故時の対外公表・情報伝達が不十分だった。	④情報共有ツールの活用により情報共有を図る。
	⑦対外対応を専属化し，所長の対外発信や広報の権限を委譲する。
本社対策本部が，発電所対策本部に事故対応に対する細かい指示や命令，コメントを出し，所長の判断を超えて外部の意見を優先したことで，発電所対策本部の指揮命令系統を混乱させた。	⑨現場決定権は発電所対策本部に与え本社対策本部は支援に徹する。
	⑩指揮命令系統を明確化し，それ以外の者からの指示には従わない。
官邸から所長へ直接連絡が入り，発電所対策本部を混乱させた。	⑪外部からの問合せ対応は本社対策本部が行い，外部からの発電所への直接介入を防止する。

課　題※	必要要件
緊急時対応に必要な作業を当社社員が自ら持つべき技術として設定していなかったことから，作業を自ら迅速に実行できなかった。	⑫外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し，運転操作を習得する。
地震・津波による発電所内外の被害と放射性物質による屋外の汚染により，事故収束対応のための資機材の迅速な輸送，受け渡しができなかった。	⑬後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう，拠点を整備し，あらかじめ派遣する人員を決める。
	⑬汚染エリアでの輸送にも従事できるよう，輸送部隊に放射線教育を実施する。
本社は，資材の迅速な準備，輸送，受け渡しで十分な支援ができなかった。	⑬本社は，災害発生後，発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう，調達・輸送面に関する運用を手順化する。
通常の管理区域以上の状態が屋外にまで拡大したため，放射線管理員が不足した。	⑫社員に対して放射線放射線計測器の取扱研修を行い，放射線管理補助員を育成する。

※　当社の「社内事故調報告書（福島原子力事故調査報告書）」や，「福島原子力事故の総括および原子力安全改革プラン」以外にも，以下に示すような報告書が公表されており，これらの中には当社が取り組むべき有益な提言が含まれていると認識している。

- 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会 最終報告（政府事故調）
- 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会報告書（国会事故調）
- 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（原子力安全・保安院）
- 「福島第一」事故検証プロジェクト最終報告書（大前研一）
- Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station（INPO）
- 福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書（民間事故調）

ｂ．原子力防災組織に必要な要件の整理

柏崎刈羽原子力発電所及び本社の原子力防災組織は，福島第一原子力発電所での課題を踏まえ，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及び重大事故等の中期的な対応が必要となる場合でも対応できるようにするため，当社の原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方を第２表に整理した。

第２表 当社原子力防災組織へ反映すべき必要要件及び要件適用の考え方

<table>
<tr><th colspan="2">必要要件※</th><th>当社の原子力防災組織への要件適用の考え方</th></tr>
<tr><td rowspan="5">組織構造上の要件</td><td rowspan="2">①複数施設同時被災，中長期的な対応ができる体制の構築</td><td>・発電所対策本部要員を増強。
・交替して中長期的な対応を実施。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">・号機班の設置。
（プラント状況の様相・規模に応じて縮小・拡張する）</td></tr>
<tr><td>②中央制御室ごとの連絡体制の構築</td></tr>
<tr><td>⑤監督限界の設定</td><td rowspan="2">・指示命令が混乱しないよう，現場指揮官を頂点に，直属の部下は最大７名以下に収まる構造を大原則とする。
・原子力防災組織に必要な機能を以下の５つに定義し，統括を新規に設置。
1.意思決定・指揮
2.対外対応
3.情報収集と計画立案
4.現場対応
5.ロジスティック，リソース管理
・対外対応に関する責任者や専属の対応者の配置。</td></tr>
<tr><td>⑦対外対応の専属化</td></tr>
<tr><td rowspan="8">組織運営上の要件</td><td>⑨現場決定権を所長に与える。</td><td rowspan="3">・最終的な対応責任は現場指揮官に与え，現場第一線で活動する者以外は，たとえ上位職位・上位職者であっても現場のサポートに徹する役割とする。
・必要な役割や対応について，あらかじめ本部長の権限を統括に委譲することで，自発的な対応を行えるようにする。
・本社から発電所への介入は行わない。</td></tr>
<tr><td>⑥所長の権限を下部組織に委譲</td></tr>
<tr><td>⑩指揮命令系統の明確化</td></tr>
<tr><td>⑧対外対応活動を本社対策本部に一本化</td><td rowspan="2">・本社対策本部に対外対応に関する責任者と専属の対応者を配置し，広報，情報発信を一本化する。
・外部からの問合せは全て本社が行い，発電所への直接介入を防止する。</td></tr>
<tr><td>⑪外部からの対応の本社一元化</td></tr>
<tr><td>④情報共有ツールの活用</td><td>・縦割りの指示命令系統による情報伝達に齟齬がでないよう，全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式（テンプレート）の統一や情報共有のツールを活用する。
・これに伴い，本部における発話を制限する。（情報錯綜の防止）</td></tr>
<tr><td>⑫現場力の強化</td><td>・外部からの支援に頼らずに当社社員が自ら対応できるように可搬型代替注水ポンプやホイールローダ等をあらかじめ配備し，運転操作を習得。
・放射線管理補助員を育成する。</td></tr>
<tr><td>⑬発電所支援体制の構築</td><td>・後方支援拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点を速やかに立ち上げられるよう，拠点を整備し，あらかじめ派遣する人員を決める。
・輸送を行う協力企業に放射線教育を実施する。
・本社は，災害発生後，発電所が必要としている資機材を迅速に送ることができるよう，調達・輸送面に関する運用を手順化する。</td></tr>
</table>

第１表における対応策③は設備対策のため，本表には記載せず。

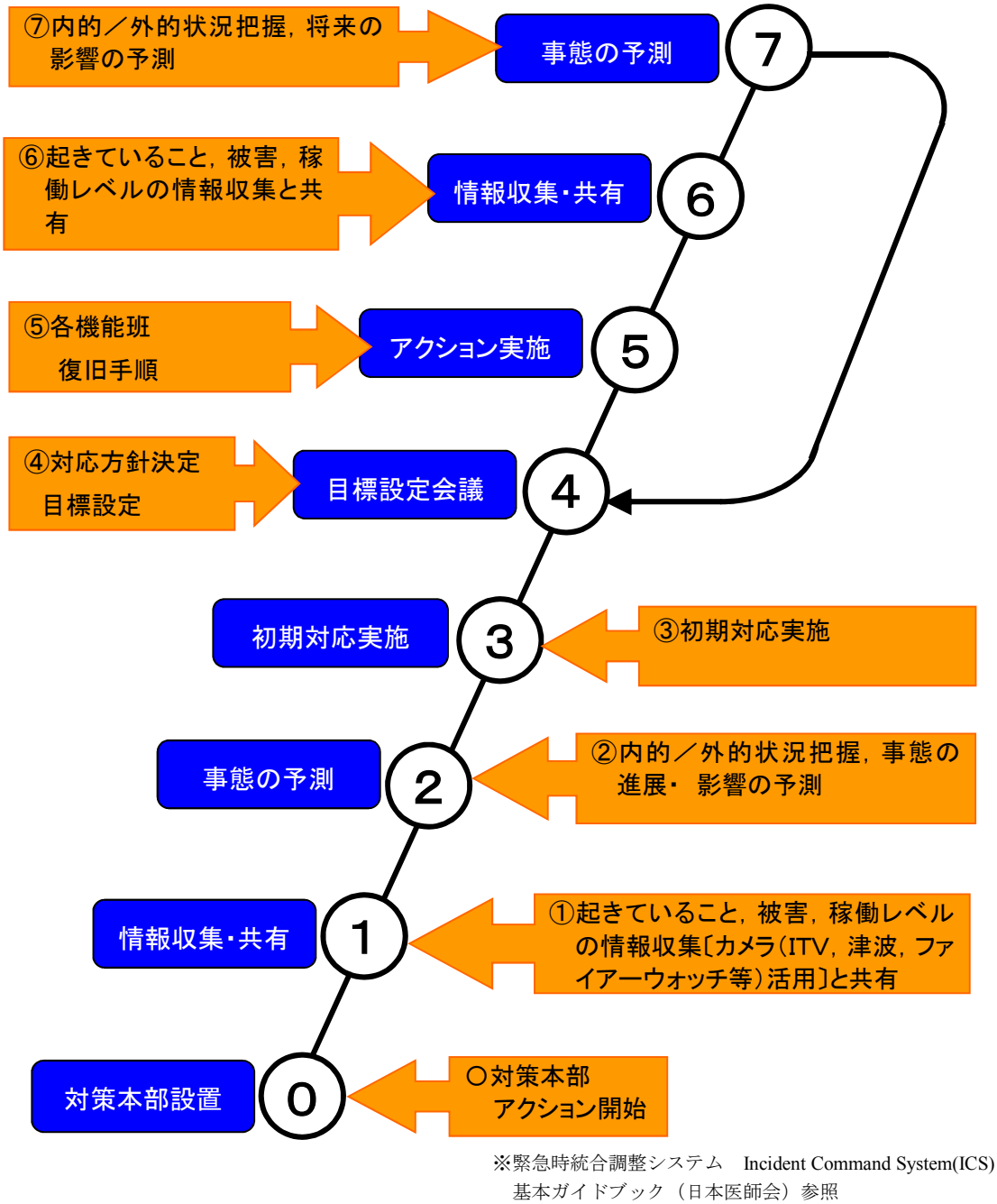
なお，当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件の整理に当たり，弾力性をもった運用が可能である，米国の消防，警察，軍等の災害現場・事件現場等における標準化された現場指揮に関するマネジメントシステム［ICS[1]（Incident Command System)］を参考にしている。ICS の主な特徴を第 3 表に示す。また，ICS における災害対策本部活動サイクルを第 1 図に示す。

第 3 表　ICS の主な特徴

特　徴	対応する要件※
･災害規模に応じて拡大・縮小可能な組織構造 基本的な機能として，Command（指揮），Operation(現場対応)，Planning（情報収集と計画立案），Logistics（リソース管理），Finance／Administration（経理，総務）がある。可能であれば現場指揮官が全てを実施しても構わないが，対応規模等，必要に応じ独立した班を組織する。規模の拡大に応じ，組織階層構造を深くする形で組織を拡張する。	① ② ⑤
･監督限界の設定（3～7 名程度まで） Incident Commander（現場指揮官）を頂点に，直属の部下は 3～7 名の範囲で収まる構造を大原則とする。本構造の持つ意味は，一人の人間が緊急時に直接指揮命令を下せる範囲は経験的に 7 名まで（望ましくは 5 名まで）であることに由来している。	⑤
･直属の上司の命令のみに従う指揮命令系統の明確化 自分の直属の組織長からブリーフィングを受けて各組織のミッションと自分の役割を確実に理解する。善意であっても，誰の指示も受けず勝手に動いてはならない。反対に，指揮命令系統上にいない人物からの指示で動くこともしてはならない。	⑩
･決定権を現場指揮官に与える役割分担の明確化 最終的な対応責任は現場指揮官に与え，たとえ上位組織・上位職者であっても周辺はそのサポートに徹する役割を分担する（米国の場合，たとえ大統領であっても現場指揮官に命令することはできない）。	⑥ ⑨
･全組織レベルでの情報共有を効率的に行うための様式やツールの活用 縦割りの指揮命令系統による情報伝達の齟齬を補うために，全組織で同一の情報を共有するための情報伝達・収集様式の統一や情報共有のためのツールを活用する。	④
･技量や要件の明確化と維持のための教育・訓練の徹底 日本の組織体制では，役職や年次による役割分担が一般的だが，ICS では各役割のミッションを明確にし，そこにつく者の技量や要件を明示，それを満たすための教育／訓練を課すことで「その職務を果たすことができる者」がその役職に就く運用となっている。	⑫
・現場指揮官をサポートする指揮専属スタッフの配置 現場指揮官の意思決定をサポートする役割を持つ指揮専属スタッフを設けることができる。(指揮専属スタッフは，現場指揮官に変わって意思決定は行わない立場であるが，与えられた役割に対し部門横断的な活動を行うことができる点で現場指揮官と各機能班の指揮命令系統とは異なった特徴を有している。)	－

※　対応する要件のうち，③は設備対策のため，⑦，⑧，⑪，⑬は，ICS の特徴に整理できないため，上表に記載していない。なお，⑦，⑧，⑪は対外対応機能を分離し，本社広報，情報発信を一本化することで対応。⑬については本社に発電所支援機能を独立させ強化することで対応。

[1] 参考文献：
・「3.11 以降の日本の危機管理を問う」（神奈川大学法学研究所叢書 27）務台俊介編著，レオ・ボスナー／小池貞利／熊丸由布治著　発行所：(株）晃洋書房　2013.1.30 初版
・21st Century FEMA Study Course:-Introduction to Incident Command System,ICS-100,National Incident Management System(NIMS),Command and Management(ICS-100.b)／FEMA／2011.6
・「緊急時総合調整システム Incident Command System（ICS）基本ガイドブック」
永田高志／石井正三／長谷川学／寺谷俊康／水野浩利／深見真希／レオ・ボスナー著
発行元：公益社団法人日本医師会　2014.6.20 初版



※緊急時統合調整システム　Incident Command System(ICS)
基本ガイドブック（日本医師会）参照

第１図　ICS における災害対策本部活動サイクル※

ICS は上記の特徴から，たとえ想定を超えるような事態を迎えても，柔軟に対応し事態を収拾することを目的とした弾力性を持ったシステムであり，当社の原子力防災組織へ反映すべき必要な要件におおむね合致していると考えている。

TS-58 別添

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

重大事故等発生時の体制について
（補足説明資料）

＜　目　　次　＞

1．重大事故等対策に係る体制の概要 3
(1)　体制の特徴 3
(2)　重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方 4
(3)　重大事故等対策における判断者及び操作者について 4
2．柏崎刈羽原子力発電所における重大事故等対策に係る体制について 5
(1)　発電所対策本部の体制概要 5
a．所長（原子力防災管理者）の役割 5
b．発電所対策本部の構成 5
c．緊急時対策要員が活動する施設 7
(2)　発電所対策本部の要員参集 8
a．運転員 8
b．発電所構内に常駐している緊急時対策要員 9
c．発電所外から発電所に参集する緊急時対策要員 10
(3)　通報連絡 11
(4)　発電所対策本部内における各機能班との情報共有について 11
a．プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有 11
b．指示・命令，報告 12
c．本社対策本部との情報共有 12
(5)　交替要員の考え方 12
3．発電所外における重大事故等対策に係る体制について 13
(1)　本社対策本部 13
a．本社対策本部の体制概要 13
b．本社対策本部設置までの流れ 14
c．広報活動 15
(2)　原子力事業所災害対策支援拠点 15
(3)　中長期的な体制 16
表１　所長（原子力防災管理者）不在時の代行順位 17
図１　柏崎刈羽原子力発電所　原子力防災組織　体制図　（第２次緊急時態勢・参集要員召集後（６号及び７号炉共運転中の場合）） 18
図２　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号炉共運転中の場合）） 19
図３　宿直場所配置図 20
図４　宿直体制図 21
図５　中央制御室運転員の体制（７号炉運転中，６号炉停止中の場合） 22

図６　重大事故等発生時の支援体制（概要）..... 23
図７　本社対策本部の構成..... 24
図８　本社対策本部及び原子力事業所災害対策支援拠点の構成..... 25

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。

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Incident Command 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。

発電所における原子力防災組織は，その基本的な機能として，①意思決定・指揮，②情報収集・計画立案，③現場対応，④対外対応，⑤ロジスティック・リソース管理を有しており，①の責任者として本部長が当たり，②～⑤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。

②～⑤の機能を担う必要要員規模は対応すべき事故の様相，また事故の進展や収束の状況により異なるが，プルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織設計となっている。

(2) 重大事故等に対処する要員の確保に関する基本的な考え方

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

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

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

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

また，あらかじめ定めた連絡体制に基づき，夜間及び休日を含めて必要な緊急時対策要員を非常召集できるよう，定期的に連絡訓練を実施する。

(3) 重大事故等対策における判断者及び操作者について

a. 判断者の明確化

重大事故等対策の判断は全て発電所にて行うこととし，本社対策本部は全社大での体制にて，発電所で実施される対策活動の支援を行う。

運転員が使用する手順書（以下「運転操作手順書」という。）に従い実施される事故時のプラント対応の判断は，事故発生号炉の当直副長が行う。

一方，発電所対策本部で実施される対応の判断は，緊急時対策要員が使用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）上で役割分担に応じて定める責任者が行う。

プラントの同時発災時等において複数号炉での対処が必要な事象が発生した場合，運転操作手順書に従い実施される事故時のプラント対応の判断は，事故発生号炉の当直副長が行い，発電所対策本部は各プラントの状況（号機班）や使用可能な設備（復旧班），事象の進展（計画班・保安班）等の状況について目標設定会議等で共有し，本部

長が対応すべき優先順位の最終的な判断を行う。

b.　操作者の明確化

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

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

2．柏崎刈羽原子力発電所における重大事故等対策に係る体制について

(1)　発電所対策本部の体制概要

a.　所長（原子力防災管理者）の役割

所長（原子力防災管理者）は，発電所対策本部の本部長として統括管理を行い，責任を持って，原子力防災の活動方針の決定を行う。なお，所長（原子力防災管理者）が不在の場合又は欠けた場合は，あらかじめ定めた順位に従い，副原子力防災管理者がその職務を代行する。（第1表）

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

柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織（緊急時対策要員，運転員及び自衛消防隊）の体制について第1図～第2図に，中央制御室の運転員の体制を第3図に記す。

(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。

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。

c. 緊急時対策要員が活動する施設

重大事故等が発生した場合において，発電所対策本部における実施組織及び支援組織が関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施するために，以下の施設及び設備を整備する。これらは，重大事故等時において，初期に使用する施設及び設備であり，これらの施設又は設備を使用することによって発電用原子炉の状態を確認し，必要な所内外各所へ通報連絡を行い，また重大事故等対処のため夜間においても速やかに現場へ移動する。

(a) 支援組織の活動に必要な施設及び設備

重大事故等対応に必要なプラントのパラメータを確認するための安全パラメータ表示システム（SPDS），発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機，IP-FAX），衛星電話設備，無線連絡設備等を備えた５号炉原子炉建屋内緊急時対策所を整備する。

(b) 実施組織の活動に必要な施設及び設備

中央制御室，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び現場との連携を図るため，携

帯型音声呼出電話設備，無線連絡設備，衛星電話設備等を整備する。また，電源が喪失し照明が消灯した場合でも，迅速な現場への移動，操作及び作業を実施し，作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるよう可搬型照明設備を整備する。

(2) 発電所対策本部の要員参集

平日の勤務時間帯に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合，電話，送受話器等にて発電所構内の緊急時対策要員に対して非常召集を行い，発電所対策本部を設置した上で活動を実施する。柏崎刈羽原子力発電所では，中長期的な対応も交替できるよう運転員以外の発電所員についてもほぼ全員（約850名）が緊急時対策要員であることから，平日の勤務時間帯での要員確保は可能である。

夜間及び休日に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合，発電所対策本部体制が構築されるまでの間については，運転員及び発電所構内に常駐している緊急時対策要員を主体とした初動体制を確立し，迅速な対応を図る。

また，平日勤務時間帯，夜間及び休日いずれの場合においても，緊急時対策所で初動態勢時に対応する要員は，対応者（執務できない場合の交替者を含む）を明確にした上で，5号炉サービス建屋近傍及び大湊側高台宿直所近傍で分散して執務若しくは宿泊することとし，非常召集時は5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に参集する。

以下，発電所構内の要員数が少なくなる夜間及び休日における緊急時態勢発令時の体制について記載する。

a. 運転員

6号及び7号炉について，中央制御室の運転員は，当直長，当直副長，当直主任，現場支援担当，当直副主任，主機操作員及び補機操作員の計18名／直を配置している。

7号炉のプラント運転中については，運転員を13名とし，またプラント運転停止中※1については，運転員を10名とする。

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

重大事故時には事故発生号炉の当直副長が，重大事故等対策に係る運転操作に関する指揮・命令・判断を行い，中央制御室で運転操作を行う運転員及び現場で対応する運転員は，当直副長指示のもと重大事故等対策の対応を行うために整備された手順書に従い事故対応を行う。

複数号炉の同時被災時においても，号炉ごとの運転操作指揮を指揮・命令・判断に関して必要な力量を有している※2当直副長が行い，号炉ごとに運転操作に係る情報収集や事故対策の検討等を行うことにより，情報の混乱や指揮命令が遅れること

のない体制とする。

※2 「指揮・命令に関して必要な力量を有している」とは，BWR運転訓練センターにおいて，指揮命令，状況判断等について習得する上級初期訓練，及び重大事故等への拡大を防ぐ取り組み，炉心損傷後の対応，状況判断を含む予測について習得するSA（上級）訓練を受講していることを言う。

当直長は適宜，発電所対策本部の号機班長と連携しプラント対応操作の状況を報告する。

また，号炉ごとの当直主任及び主機操作員は中央制御室内のプラント操作・監視，現場操作の指示を行い，現場支援担当・当直副主任・補機操作員は2名以上が1組で号炉ごとの現場操作を行う。

なお，運転員の勤務形態は，通常サイクル5班2交替で運用しており，重大事故等時においても，中長期での運転操作等の対応に支障が出ることがないよう，通常時と同様の勤務形態を継続することとしていること及び重大事故の対応に当たっては号炉ごとに完結できるよう，号炉ごとに中央制御室運転員2名，現場運転員4名（2人1組で2チーム）の体制を整えていること，また作業に当たり被ばく線量が集中しないよう配慮する運用としていることから，特定の運転員に作業負荷や被ばく線量が集中することはない。

また，柏崎刈羽原子力発電所1～5号炉には22名の運転員が当直業務を行っており，発電所に緊急時態勢が発令された場合，必要に応じて速やかに各号炉の使用済燃料プールに保管されている燃料に対する必要な措置を実施することにより，複数号炉の同時被災の場合にも適切に対応できる。具体的には，使用済燃料プール水位の監視を実施するとともに，スロッシングや使用済燃料プールの損傷による水位低下に対し，常設設備等を使用した冷却水補給操作等の必要な措置を実施する。使用済燃料プールへ注水する操作については，復旧班（1～5号炉）が当たる。

b. 発電所構内に常駐している緊急時対策要員

夜間及び休日には，発電所構内に常駐している緊急時対策所にて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。

なお，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）が発電所構内に常駐しており，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，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。

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。

(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。

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，発電所構内に常時確保する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処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。

(3) 通報連絡

原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合の通報連絡は通報班が行うが，夜間及び休日の場合，発電所に常駐している緊急時対策要員のうち5名（対外対応統括，通報班，立地・広報班）並びに本社通報対応者3名で行うものとし，内閣総理大臣，原子力規制委員会，新潟県知事，柏崎市長，刈羽村長及びその他定められた通報連絡先に，所定の様式によりFAXを用いて一斉送信することにより，複数地点への連絡を迅速に行う体制とする。

a.　内閣総理大臣，原子力規制委員会，新潟県知事，柏崎市長及び刈羽村長に対しては，電話でFAXの着信の確認を行うとともに，その他通報連絡先へもFAXを送信した旨を連絡する。

b.　その後，緊急時対策要員の召集で，参集した通報班の要員確保により，更なる時間短縮を図る。

(4) 発電所対策本部内における各機能班との情報共有について

発電所対策本部内における各機能班，本社対策本部間との基本的な情報共有方法は以下のとおりである。今後の訓練等で有効性を確認し適宜見直していく。

a.　プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有

①号機班が安全パラメータ表示システム（SPDS）及び通信連絡設備を用い，当直長又は当直副長からプラント状況を逐次入手し，ホワイトボード等に記載するとともに，主要な情報について発電所対策本部全体に共有するため発話する。

②計画班は，情報共有ツールをもとにプラントパラメータを確認し，状況把握，今後の進展予測，中期的な対応・戦略を検討する。

③各機能班は，適宜，入手したプラント状況，周辺状況，重大事故等への対応状況をホワイトボード等に記載するとともに，適宜OA機器(パーソナルコンピュータ等)内の共通様式に入力することで，対策本部内の全要員，本社対策本部との情報共有を図る。

④号機統括は，配下の各機能班の発話，情報共有ツールをもとに全体の状況把握，今後の進展予測・戦略検討に努めるとともに，定期的に配下の各班長を召集して，プラント状況，今後の対応方針について説明し，状況認識，対応方針を共有する。

⑤本部長は定期的に各統括と対外対応を含む対応戦略等を協議し，その結果を本部席から対策本部内の全要員に向けて発話し，全体の共有を図る。

⑥号機班を中心に，本部長，各統括の発話内容をOA機器内の共通様式に入力し，発信情報，意思決定，指示事項等の情報を更新することにより，情報共有を図る。

b.　指示・命令，報告

①各機能班は各々の責任と権限があらかじめ定められており，本部席での発話や他の機能班から直接聴取，OA 機器内の共通様式からの情報に基づき，自律的に自班の業務に関する検討・対応を行うとともに，その対応状況をホワイトボード等への記載，並びにOA機器内の共通様式に入力することで，対策本部内の情報共有を図る。また，重要な情報について上司である統括へ報告するが，無用な発話，統括への報告・連絡・相談で対策本部内の情報共有を阻害しないように配慮している。

②各統括は，配下の各班長から報告を受け，各班長に指示・命令を行うとともに，重要な情報について，適宜本部席で発話することで情報共有する。

③本部長は，各統括からの発話，報告を受け，適宜指示・命令を出す。

④号機班を中心に，本部長，各統括の指示・命令，報告，発話内容をOA機器内の共通様式に入力することで，本部対策内の全要員，本社対策本部との情報共有を図る。

c.　本社対策本部との情報共有

発電所対策本部と本社対策本部の情報共有は通信連絡設備，OA機器内の共有様式を用いて行う。

(5) 交替要員の考え方

平日の勤務時間帯に原子力警戒態勢又は緊急時態勢が発令された場合，電話，送受話器等にて発電所構内の緊急時対策要員及び発電用原子炉主任技術者に対して非常召集を行う。

夜間及び休日の場合，発電所構内に宿直している運転員13名及び緊急時対策要員の初動要員44名（主要な統括・班長を含む。）にて初期対応を実施する。それ以外の緊急時対策要員は，自動呼出・安否確認システムにより非常召集される。

7号炉の発電用原子炉主任技術者については，重大事故等の発生連絡を受けた後，速やかに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（柏崎市若しくは刈羽村）に1名待機させる。

発電用原子炉主任技術者は，非常召集中であっても通信連絡設備（衛星電話設備

（可搬型）等）を携行することにより，発電所対策本部からプラントの状況，対策の状況等の情報連絡が受けられるとともに自ら確認することができる。

また，初動後の交替についても考慮し，主要な統括・班長，7号炉の発電用原子炉主任技術者の交替要員についても，発電所への参集が可能となるよう配慮する。

平日の勤務時間帯，夜間及び休日の場合いずれの場合も，時間の経過とともに必要とする人員（106名）以上が集まることから，長期的対応に備え，対応者と待機者を人選する。

必要人数を発電所に残し，残りは発電所外（原子力事業所災害対策支援拠点，自宅等）で待機し，基本的に12時間（目途）ごとに発電所外で待機している要員と交替することで長期的な対応にも対処可能な体制を構築する。

なお，プルーム通過時においても対応する必要がある活動に対し，緊急時対策所に交替要員を確保した必要最小限の体制（主要な統括・班長，7号炉の発電用原子炉主任技術者をそれぞれ2名確保）を構築する。

3．発電所外における重大事故等対策に係る体制について

発電所において原子力警戒態勢又は緊急時態勢の発令を受けた場合，発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する体制を構築する。

以下に発電所外における体制について示す。

(1)　本社対策本部

a．本社対策本部の体制概要

(a) 社長の役割

社長は，本社対策本部の本部長として統括管理を行い，全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本社対策本部長としてその職務を行う。なお，社長が不在の場合は，あらかじめ定めた順位に従い，本社対策本部の副本部長がその職務を代行する。

(b) 本社対策本部の構成

本社対策本部は，原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて，重大事故等の拡大防止を図り，事故により放射性物質を環境に放出することを防止するために，特に中長期の対応について発電所対策本部の活動を支援することとし，事故進展評価及び放射線管理に関する支援の他，発電所対策本部が事故対応に専念できるよう発電所対策本部が必要とする資機材や人員の手配・輸送，社内外の情報収集及び災害状況の把握，報道機関への情報発信，原子力緊急事態支援組織等関係機関への連絡，原子力事業所災害対策支援拠点の選定・運営，他の原子力事業者等への応援要請やプラントメーカ等からの対策支援対応等，技術

面・運用面で支援する体制を整備する。

復旧統括：発電所事故対応作業の支援統括
復旧班：発電所の復旧方法の検討，立案及び発電所への助言等
計画・情報統括：プラント情報や放射線に関する情報，事故進展評価等の統括
情報班：原子力規制庁等の関係官庁への通報連絡事故状況，対応状況の把握及び本社対策本部内での情報共有，一元管理等
計画班：事故状況の把握，進展評価，環境への影響評価，発電所の復旧計画の策定支援等
保安班：放射性物質の放出量評価，周辺環境への影響の予測・評価，放射線管理用資機材の配備，発電所関係者の線量管理等の支援等
官庁連絡班：官庁への情報提供と質問対応等

対外対応統括：対外対応活動の統括
情報発信に関して社会的感性に基づいた本部長への提言
広報班：広報活動における全社統一方針と戦略の策定及びプレス対応（プレス文，QA作成含む）等
立地班：発電所の立地地域対応の支援，自治体・緊急事態応急対策等拠点施設（以下「オフサイトセンター」という。）への情報提供，自治体・オフサイトセンターからの要望対応等
総務統括：発電所復旧要員が的確に復旧活動を行うための支援の統括
通信班：社内外関係各所との通信連絡設備について復旧・確保の支援等
総務班：本社対策要員の非常召集，発電所対策要員の職場環境の整備，人員輸送手段の確保等
厚生班：本社対策本部における食料・被服の調達及び宿泊関係の手配，発電所対策要員の食料・被服の調達支援，現地医療体制整備支援等
資材班：発電所の復旧活動に必要な資機材の調達，適切な箇所への搬送等
支援統括：発電所の復旧に向けた支援拠点や支援の受入の統括
後方支援拠点班：原子力事業所災害対策支援拠点の立ち上げ・運営，同拠点における社外関係機関（自衛隊，消防，警察等）との情報連絡等
支援受入調整班：官庁（自衛隊，消防，警察等）への支援要請・調整の窓口等
電力支援受入班：事業者間協力協定に基づく他原子力事業者からの支援受入調整，原子力緊急事態支援組織からの支援受入調整等

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。

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。

c． 広報活動

原子力災害発生時における広報活動については，原災法第16条第1項に基づき設置される原子力災害対策本部（全面緊急事態時の場合）と連携することとしており，原子力規制庁緊急時対応センター（ERC）及びオフサイトセンターとの情報発信体制を構築し，本社対策本部にて対応を行う。

また，近隣住民を含めた広範囲の住民からの問い合わせについては，相談窓口等で対応を行い，記者会見情報等についてはホームページ等を活用し，情報発信する。

(2) 原子力事業所災害対策支援拠点

発電所構内には，7 日間外部支援なしに災害対応が可能な資機材として，必要な数量の食料，飲料水，防護具類（不織布カバーオール，ゴム手袋，全面マスク等），燃料を配備している。

また，発電所において緊急時態勢が発令された場合，発電所外からの支援体制として，以下のとおり原子力事業所災害対策支援拠点を整備している。

社長は，発電所における重大事故等対策に係る活動を支援するために，原災法第10条通報後，原子力事業所災害対策支援拠点の設営を本社支援統括に指示する。

本社支援統括は，あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を考慮した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定する。

後方支援拠点班長は，原子力事業所災害対策支援拠点へ必要な要員を派遣するとともに，原子力事業所災害対策支援拠点を運営し，発電所における重大事故等対策に係る活動を支援する。

原子力事業所災害対策支援拠点へ派遣された要員は，現場責任者の指揮の下，各チームの役割に基づき活動を行う。

また，事態の長期化による作業員等の増員に伴って増加する放射線管理業務等を行うための追加要員（24時間対応及び交替要員含む）については，全社大からの支援要員で対応することを基本とする。

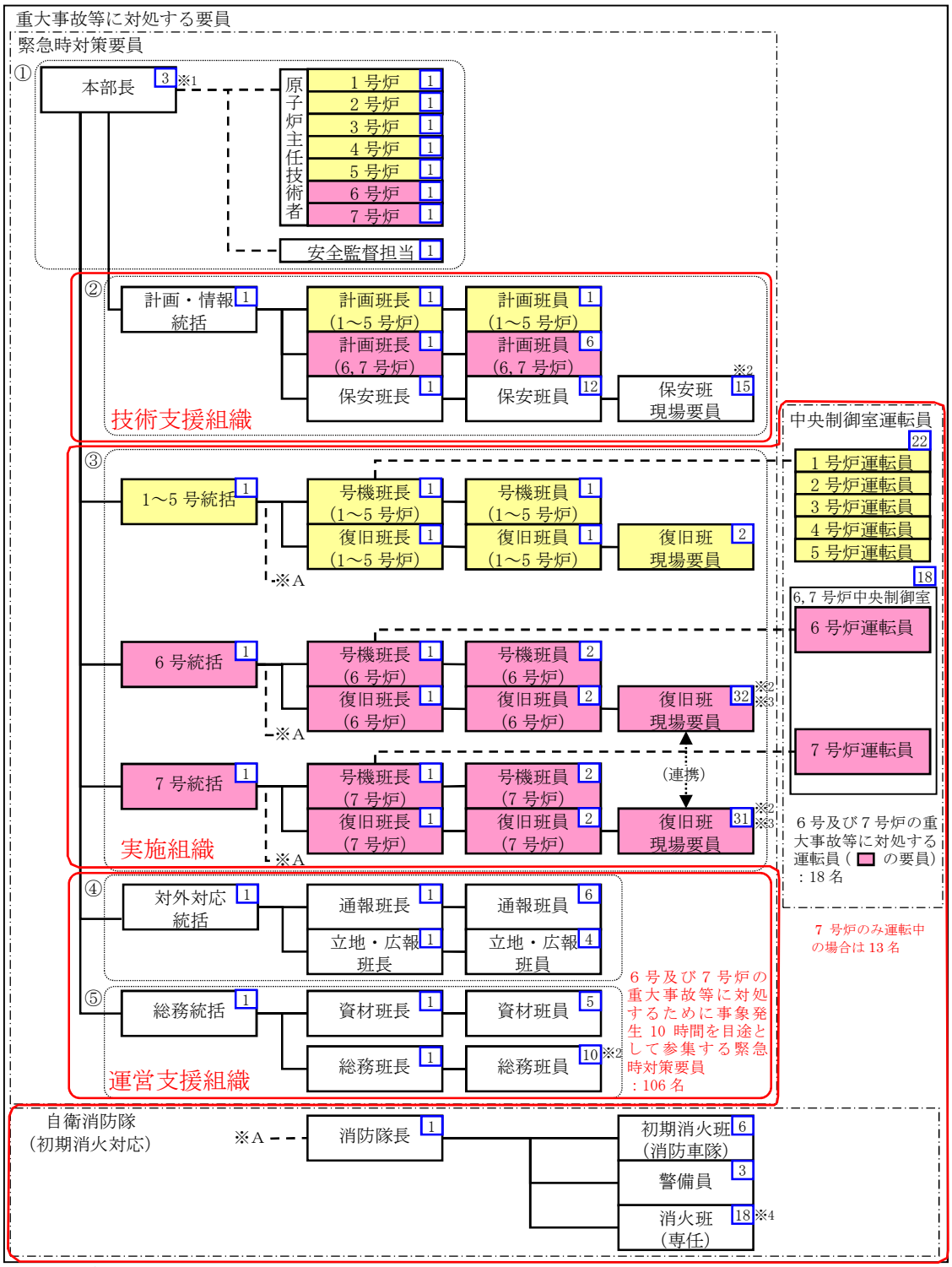
(3) 中長期的な体制

重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて，本社対策本部が中心となって社内外の関係各所と連携し，適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

具体的には，プラントメーカ（株式会社東芝，日立GEニュークリア・エナジー株式会社）及び協力会社等から重大事故等時に現場操作対応等を実施する人員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び人員の派遣等について，協議及び合意の上，支援計画を定め，「柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織の発足時の事態収拾活動への協力」に係る協定を締結し，重大事故等時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

表１　所長（原子力防災管理者）不在時の代行順位

代行順位	役職
1	原子力安全センター所長
2	ユニット所長(5～7 号炉)
3	ユニット所長(1～4 号炉)
4	副所長
5	防災安全部長
6	第二運転管理部長
7	第二保全部長
8	第一運転管理部長
9	第一保全部長
10	第二運転管理部運転管理担当
11	第二保全部保全担当
12	第一運転管理部運転管理担当
13	第一保全部保全担当



※1　本部付含む。
※2　班員については役割に応じたチームを編成する。
※3　復旧班現場要員は，6 号及び 7 号炉の共用設備の対応を行う現場対応要員も含まれおり，いずれかに所属させていることから人数が異なっている。
※4　消火班は，火災の規模に応じ召集する。

：1～5 号炉対応要員
：6 号又は 7 号炉対応要員
：1～7 号炉共通対応要員
は人数を示す

①：意思決定・指揮
②：情報収集・計画立案
③：現場対応
④：対外対応
⑤：ロジスティック・リソース管理

図１　柏崎刈羽原子力発電所　原子力防災組織　体制図
（第２次緊急時態勢・参集要員召集後（６号及び７号炉共運転中の場合））

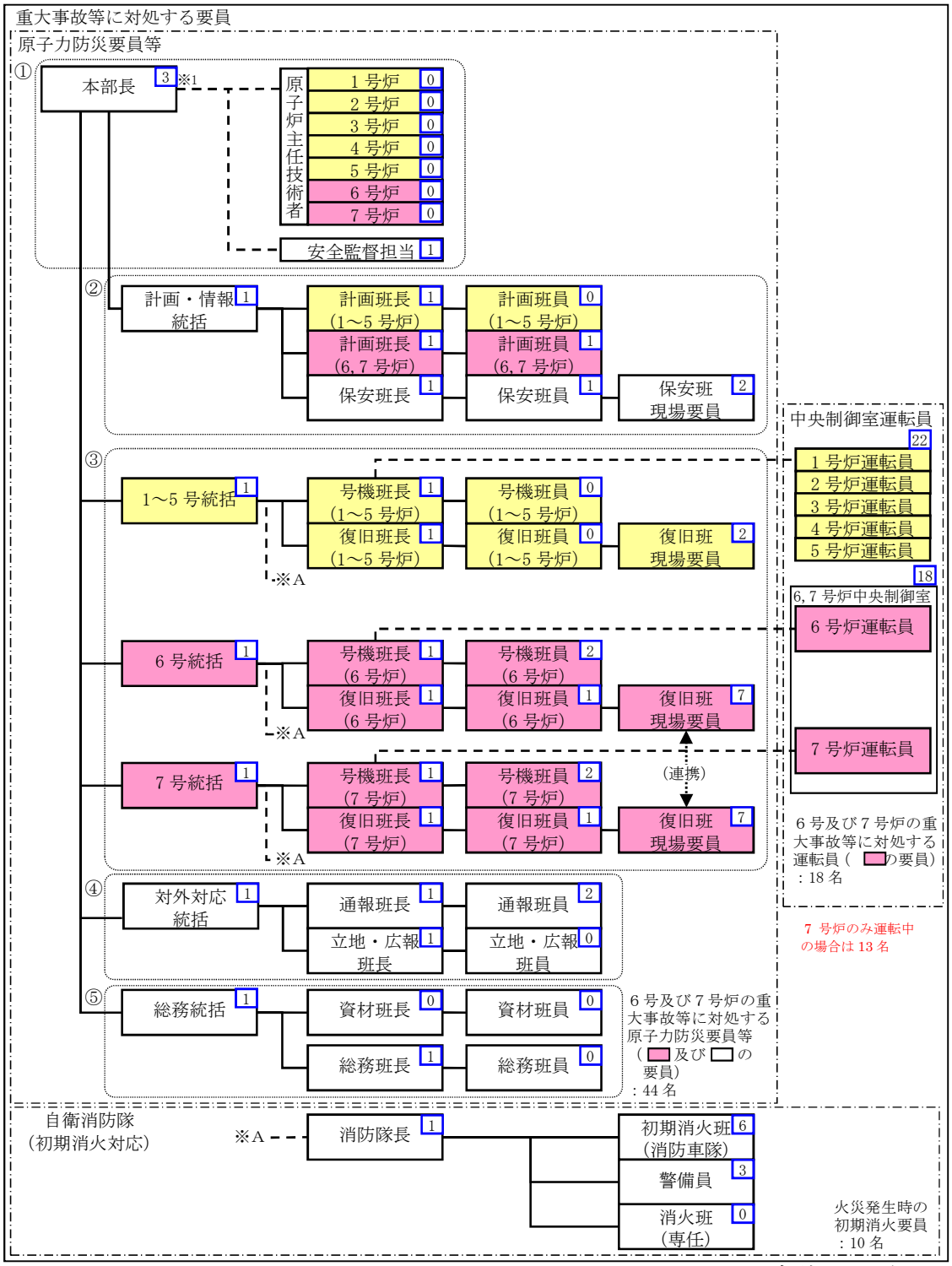


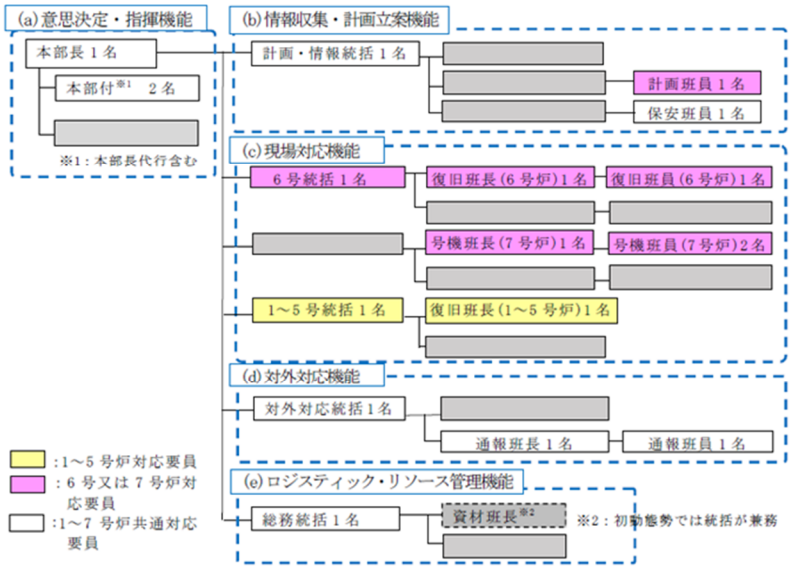
図２　柏崎刈羽原子力発電所　原子力防災組織　体制図
（夜間及び休日（６号及び７号炉共運転中の場合））

図３　宿直場所配置図

初動体制要員の分散配置について

１）５号炉サービス建屋　宿直所（２４名）

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（本部要員）１８名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員（現場要員）６名

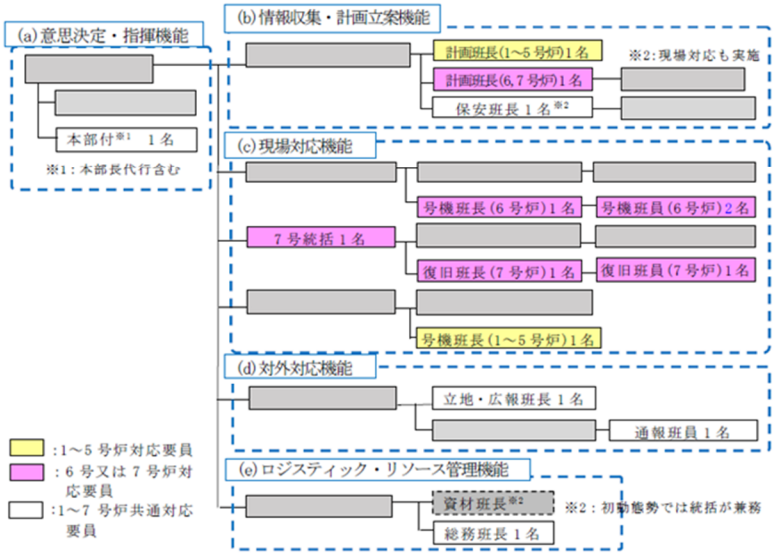
・現場にて対応を行う復旧班要員
復旧班現場要員（６号及び７号炉）４名

・現場にて対応を行う保安班要員
保安班現場要員　２名

・自衛消防隊（初期消火対応）

２）大湊高台宿直所（２７名）

①重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員（本部要員）１４名



②原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散防止を抑制するために必要な要員（現場要員）13名

・現場にて対応を行う復旧班要員
復旧班現場要員（６号及び７号炉）　10名
（１～５号炉）　２名

・現場にて対応を行う保安班

・自衛消防隊（初期消火対応）
消防隊長　１名

図４　宿直体制図

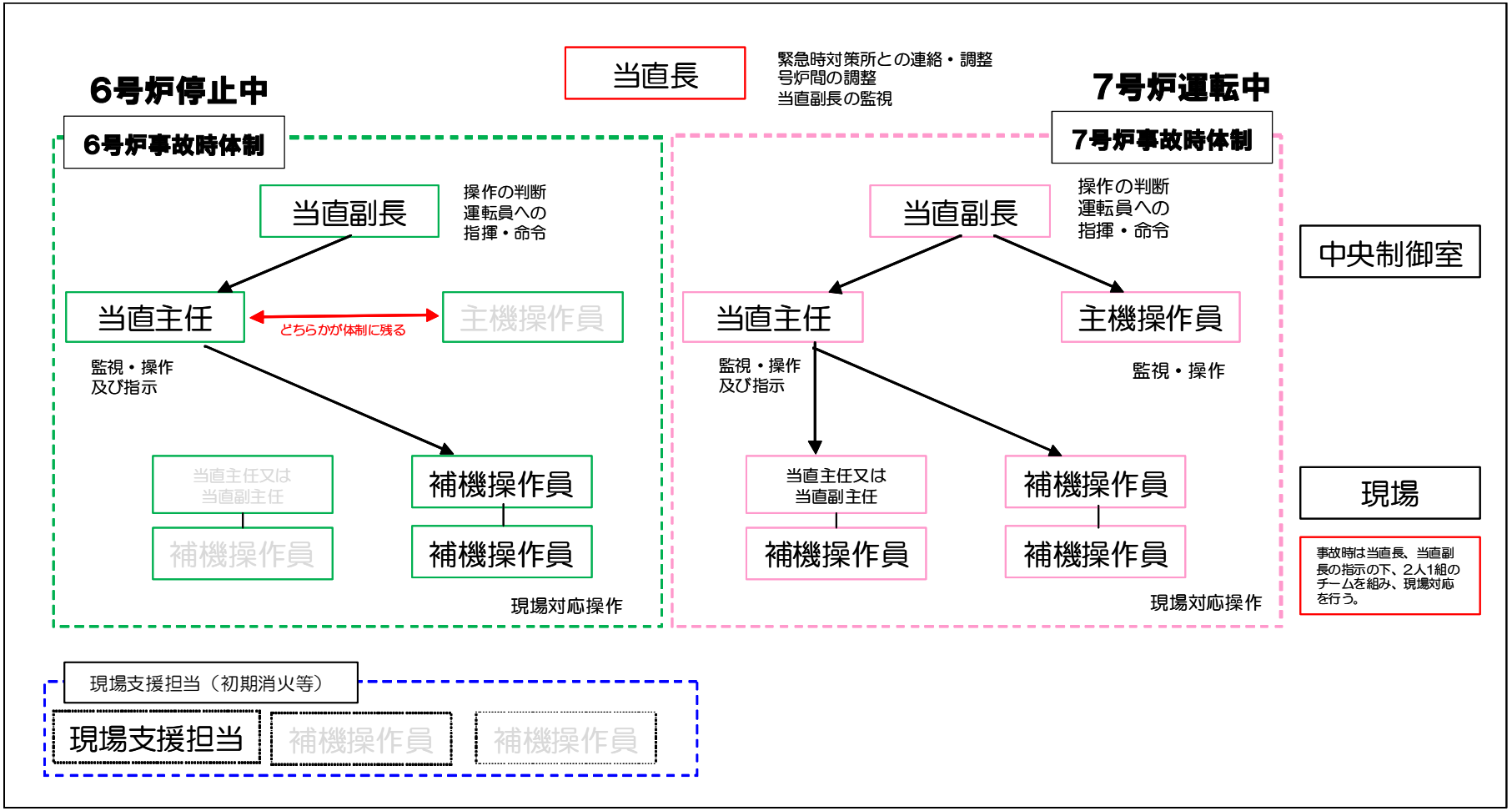


図５　中央制御室運転員の体制（７号炉運転中，６号炉停止中の場合）

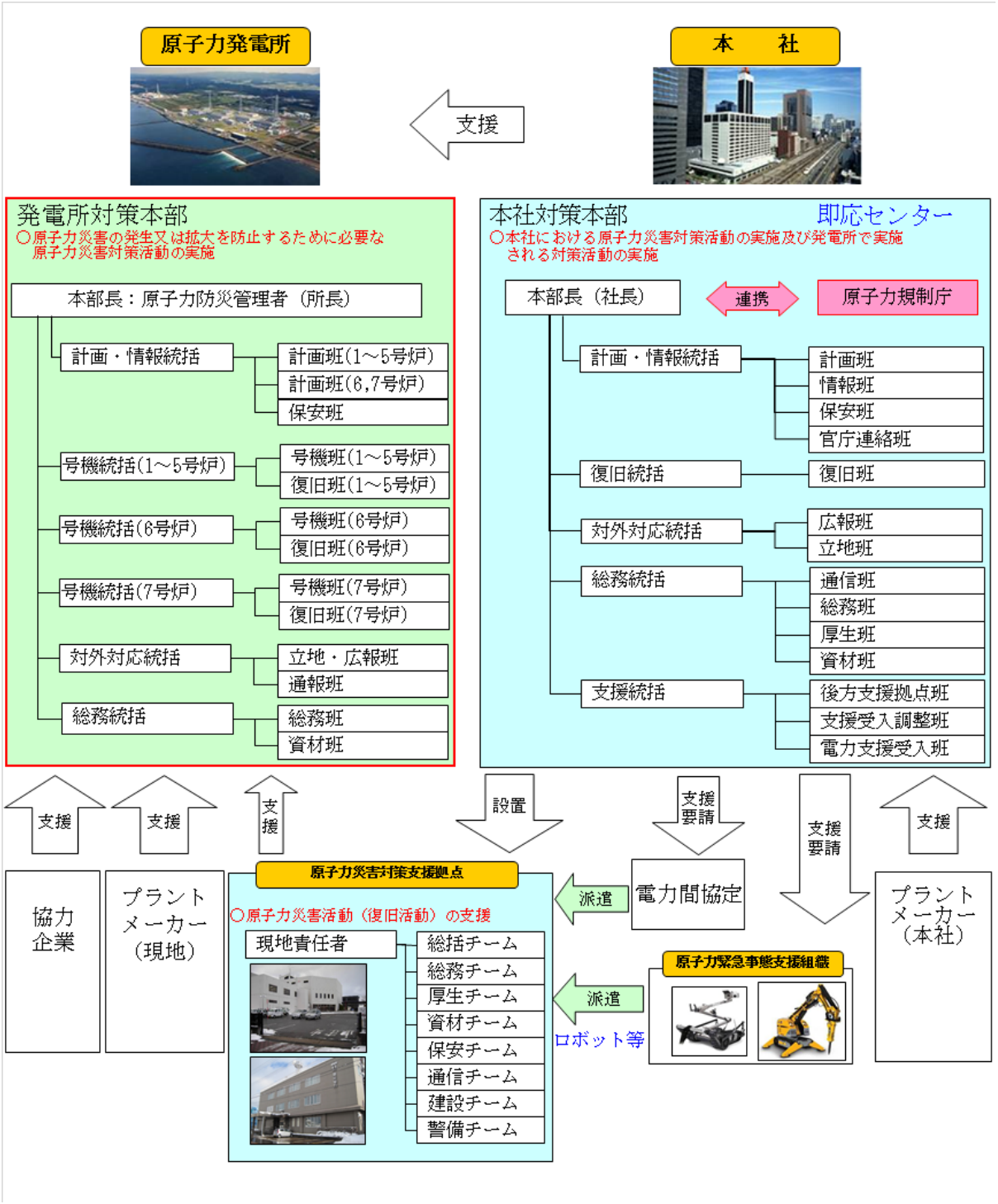


図６　重大事故等発生時の支援体制（概要）

	役割　・　機能
本部長	・発電所の重要な決定事項の確認 ・原子力規制委員，緊急事態対策監との間で重要な事項に関する協議，意思決定

組織	役割　・　機能	班　名	役割　・　機能
復旧統括	・発電所事故対応作業の支援統括	復旧班	・発電所の復旧方法の検討・立案，発電所への助言
計画・情報統括	・プラント情報や放射線に関する情報，事故進展評価等の統括	情報班	・原子力規制庁等の関係官庁への通報連絡 ・事故状況，対応状況の把握 ・本社対策本部内での情報共有・一元管理
		計画班	・事故状況の把握・進展評価 ・環境への影響評価 ・発電所の復旧計画の策定支援
		保安班	・放射性物質の放出量評価 ・周辺環境への影響の予測，評価 ・放射線管理用資機材の配備 ・発電所関係者の線量管理等の支援
		官庁連絡班	・官庁への情報提供と質問対応
対外対応統括	・対外対応活動の統括	広報班	・広報活動における全店統一方針と戦略の策定 ・プレス対応（プレス文，ＱＡ作成含む）
		立地班	・発電所の立地地域対応の支援 ・自治体・オフサイトセンターへの情報提供 ・自治体・オフサイトセンターからの要望対応
総務統括	・発電所復旧要員が的確に復旧活動を行うための支援を統括	通信班	・社内外関係各所との通信手段の維持・確保
		総務班	・本社防災要員の非常召集 ・発電所緊急時対策要員の職場環境の整備等 ・人員輸送手段の確保
		厚生班	・本部における食料・被服の調達及び宿泊関係の手配 ・発電所緊急時対策要員の食料・被服の調達支援，宿泊の手配支援 ・現地医療体制整備支援
		資材班	・発電所の復旧活動に必要な資機材の調達，適切な箇所への搬送
支援統括	・発電所の復旧に向けた支援拠点や支援の受入の統括	後方支援拠点班	・原子力事業所災害対策本部支援拠点の立ち上げ・運営 ・同拠点における社外関係機関（自衛隊，消防，警察等）との情報連絡
		支援受入調整班	・官庁（自衛隊，消防，警察等）への支援要請，調整の窓口
		電力支援受入班	・事業者間協力協定に基づく他原子力事業者からの支援受入調整 ・原子力緊急事態支援組織からの支援受入調整

図７　本社対策本部の構成

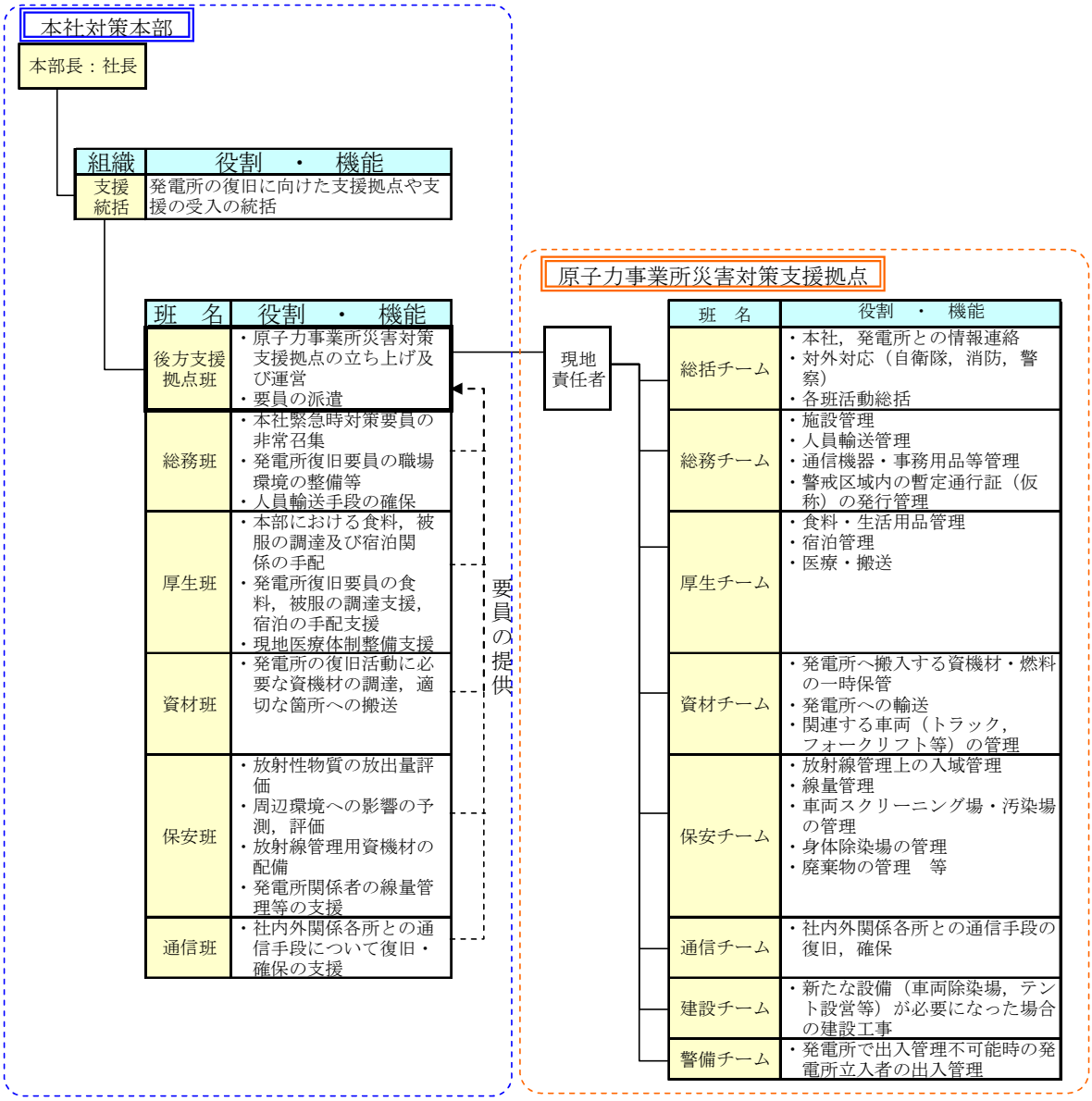


図８　本社対策本部及び原子力事業所災害対策支援拠点の構成

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-59
提出年月日	令和２年４月１０日

柏崎刈羽原子力発電所７号炉

重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における体制の整備について

令和２年４月

東京電力ホールディングス株式会社

重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における

体制の整備について

重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における体制の整備について

原子炉施設において，重大事故等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（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における当該事故等に適切に対処するためには，重大事故等に対応するために必要な要員の配置，重大事故等対処設備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，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」に示される以下の方針に基づき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，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。

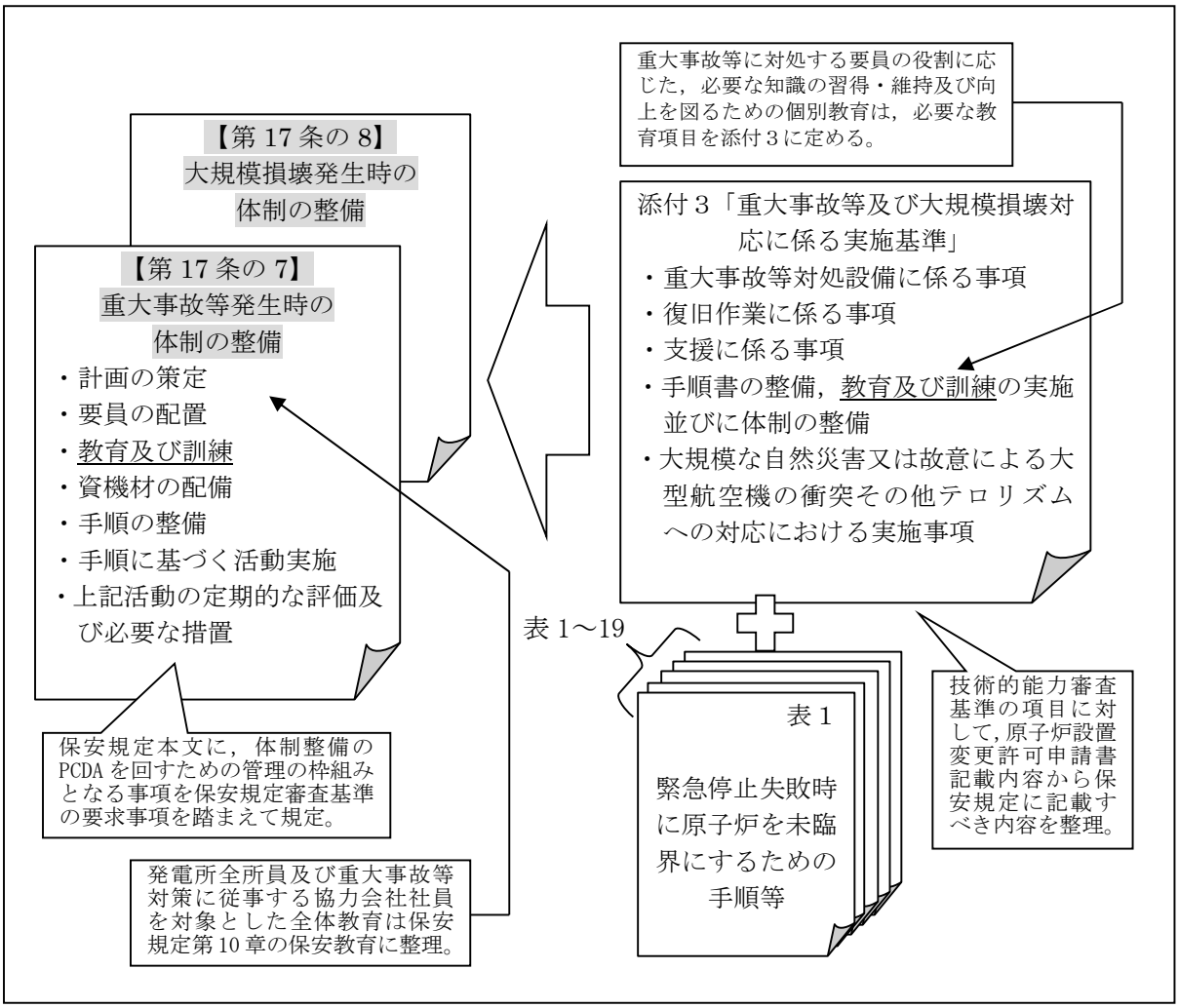
○保安規定第３条（品質保証計画）に基づき，重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対処しうる体制の整備に関する計画を策定するとともに，体制に係る評価を定期的に実施し，必要な改善を図っていく管理の枠組みとなる以下の事項を，保安規定本文に規定する。

・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，教育及び訓練を定期的に実施すること
・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

○技術的能力審査基準にて要求された項目に対して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３「重大事故等及び大規模損壊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文書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１図のとおりとする。

重大事故等発生時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（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，三次文書である「緊急時対策本部運営要領」及び「大規模損壊事象対応要領」に全体計画として定め，教育及び訓練等それぞれの詳細は関連マニュアルに定める。



第１図 重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の体制の整備に係る保安規定の構成

重大事故等発生時及び大規模損壊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，発電所全所員及び重大事故等対策に従事する協力会社社員を対象とした重大事故等対策に関する知識向上のための全体教育（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，重大事故等対策の実施に当たっては，様々なプラント状態に応じて適切な対応策を選定・実施することが必要であるが，重大事故等対策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３「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に必要な教育項目を定め，二次文書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。

なお，「保安規定変更に係る基本方針」で検討された，重大事故等発生時及び大規模損壊発生時における体制整備後の運用に当たって考慮すべき事項は，訓練，要員の配置に係る事項として，添付３「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に記載し，運用における要求事項とする。

重大事故等発生時における体制の整備について

・重大事故等発生時の体制の整備の条文を新規追加

記　載　例	説　明　等
（重大事故等発生時の体制の整備） 第１７条の７ 〔７号炉〕 社長は，重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故が発生した場合（以下「重大事故等発生時」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，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計画を定める。 ３．防災安全ＧＭは，第１項の方針に基づき，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として，次の各号を含む計画を策定し，所長の承認を得る。また，計画は，添付３に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。① （１）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ために必要な運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊（以下「重大事故等に対処する要員」という。）の役割分担及び責任者の配置に関する事項　② （２）重大事故等に対処する要員に対する教育訓練に関する次の事項　③ ア．重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって，あらかじめ力	添付３の骨子として，本文に記載 ①「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定め」とは，（１）から（３）に係る具体的な事項をマニュアルに定めることをいい，「原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備」とは，具体的な事項を定めたマニュアルに基づき整備することをいう。また，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。 ②「必要な運転員，緊急時対策要員及び自衛消防隊（以下「重大事故等に対処する要員」という。）の配置」とは，重大事故等の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，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。

記　載　例	説　明　等
量の付与のための教育訓練を実施する※1こと。 イ．力量の維持向上のための教育訓練を年１回以上実施すること ウ．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を満足すること及び有効性評価の前提条件を満足することを確認するための成立性の確認訓練（以下，「成立性の確認訓練」という。）を年１回以上実施すること エ．成立性の確認訓練の実施計画を作成し，原子炉主任技術者の確認を得て，所長の承認を得ること オ．成立性の確認訓練の結果を記録し，所長及び原子炉主任技術者に報告すること （３）重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置，アクセスルートの確保，復旧作業及び支援等の原子炉施設の保全のための活動，並びに必要な資機材の配備に関すること　④ ４．各ＧＭ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ために必要な次に掲げる事項に関するマニュアルを定める。⑤また，マニュアルを定めるにあたっては，添付３に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従うとともに，重大事故等対処設備を使用する際の切替えの容易性を配慮し，第３項（１）の役割に応じた内容とする。 （１）重大事故等発生時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 （２）重大事故等発生時における格納容器の破損を防止するための対策に関すること	詳細は，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。 ③「要員に対する教育訓練」については，ＴＳ－２３にて説明。 ④「必要な資機材の配備」とは，事故発生後７日間の活動に必要な資機材等をいう。 ⑤「次に掲げる事項に関するマニュアルを定める」とは，添付３に定めるマニュアル，添付３の内容を満足するよう定めるマニュアルをいう。

記　載　例	説　明　等
（３）重大事故等発生時における使用済燃料プールに貯蔵する燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること （４）重大事故等発生時における原子炉停止時における燃料体の著しい損傷を防止するための対策に関すること （５）発生する有毒ガスからの有毒ガスに対処する要員の防護に関すること ５．各ＧＭは，第３項の計画に基づき，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実施するとともに，重大事故等に対処する要員に第４項のマニュアルを遵守させる。 ６．各ＧＭは，第５項の活動の実施結果をとりまとめ，第３項に定める事項について<u>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３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。⑥</u> ７．原子力運営管理部長は，第１項の方針に基づき，本社が行う支援に関する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。また，計画は，添付３に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。 （１）支援に関する活動を行うための役割分担及び責任者の配置に関すること （２）支援に関する活動を行うための資機材の配備に関すること ８．原子力運営管理部長は，第７項の計画に基づき，本社が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。	⑥第７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。

記　載　例	説　明　等
９．原子力運営管理部長は，第７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。 ※１：重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合，重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施する。なお，運転員若しくは緊急時対策要員を新たに認定する場合は，第１２条第２項及び第４項の体制に入るまでに実施する。	

添付－１

重大事故等対策に係る文書体系

重大事故等発生時及び大規模損壊発生時（以下「重大事故等発生時等」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備について保安規定に定めることを，実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という。）第９２条（保安規定）で要求されていることから，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１７条の７（重大事故等発生時の体制の整備）及び第１７条の８（大規模損壊時の体制の整備）に以下の内容を新たに規定する。

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

具体的な内容については，手順書に展開し，実効的な手順書構成となるよう整備する。実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順書との関係は，表１のとおり。

また，規定文書全体体系図（重大事故等対応にかかる文書）を図１に示す。

表１　実用炉規則各条文と保安規定各条文に対する手順書との関係

実用炉規則	規定する内容	発電用原子炉施設保安規定	下部規定
第 92 条第 1 項第 22 号	重大事故等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	重大事故等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について，第 17 条の 7 として新規に規定	・事故時運転操作手順書（徴候ベース，シビアアクシデント） ・ＡＭ設備別操作手順書 ・多様なハザード対応手順書 ・原子力発電所運転員に対する教育・訓練マニュアル ・緊急時対策要員等教育・訓練マニュアル ・緊急時対策本部運営要領
第 92 条第 1 項第 23 号	大規模損壊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	大規模損壊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について，第 17 条の 8 として新規に規定	・事故時運転操作手順書（徴候ベース，シビアアクシデント） ・ＡＭ設備別操作手順書 ・多様なハザード対応手順書 ・原子力発電所運転員に対する教育・訓練マニュアル ・緊急時対策要員等教育・訓練マニュアル ・大規模損壊事象対応要領
第 92 条第 1 項第 9 号	発電用原子炉施設の運転に関すること	運転管理に関するマニュアルの作成について，第 14 条に規定	・運転操作マニュアル ・状態管理マニュアル ・原子力災害応急対策・事後対策マニュアル ・定例試験マニュアル ・防火管理マニュアル ・自然現象等対応マニュアル ・ユニット操作手順書 ・巡視点検要領 ・高線量区域巡視要領 ・ＳＡ巡視点検要領 ・事故時運転操作手順書（事象ベース，徴候ベース，シビアアクシデント） ・警報発生時操作手順書 ・設備別操作手順書 ・ＡＭ設備別操作手順書 ・多様なハザード対応手順書 ・定例試験手順書 ・ＳＡ定例試験手順書 ・現場手動弁管理要領 ・火災防護計画

			・初期消火活動対応要領 ・自然現象対応要領 ・浸水防護管理要領 ・前兆事象対応要領 ・資機材管理要領 ・緊急時対策本部運営要領 ・大規模損壊事象対応要領
第 92 条第 1 項第 19 号	非常の場合に講ずべき処置に関すること	緊急事態における運転操作に関するマニュアルの作成について，第 110 条第 2 項に規定	・事故時運転操作手順書（徴候ベース，シビアアクシデント） ・ＡＭ設備別操作手順書 ・電源機能等喪失時対応要領
		緊急時の措置について以下のとおり規定 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の整備 第 111 条：通報経路 第 112 条：緊急時演習 第 113 条：通報 第 114 条：緊急時態勢の発令 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：緊急時態勢の解除	・緊急時対策本部運営要領 ・原子力発電所運転員に対する教育・訓練マニュアル ・緊急時対策要員等教育・訓練マニュアル

図１　規定文書全体体系図（重大事故等対応にかかる文書）（１／２）

品質マネジメントシステム文書体系図

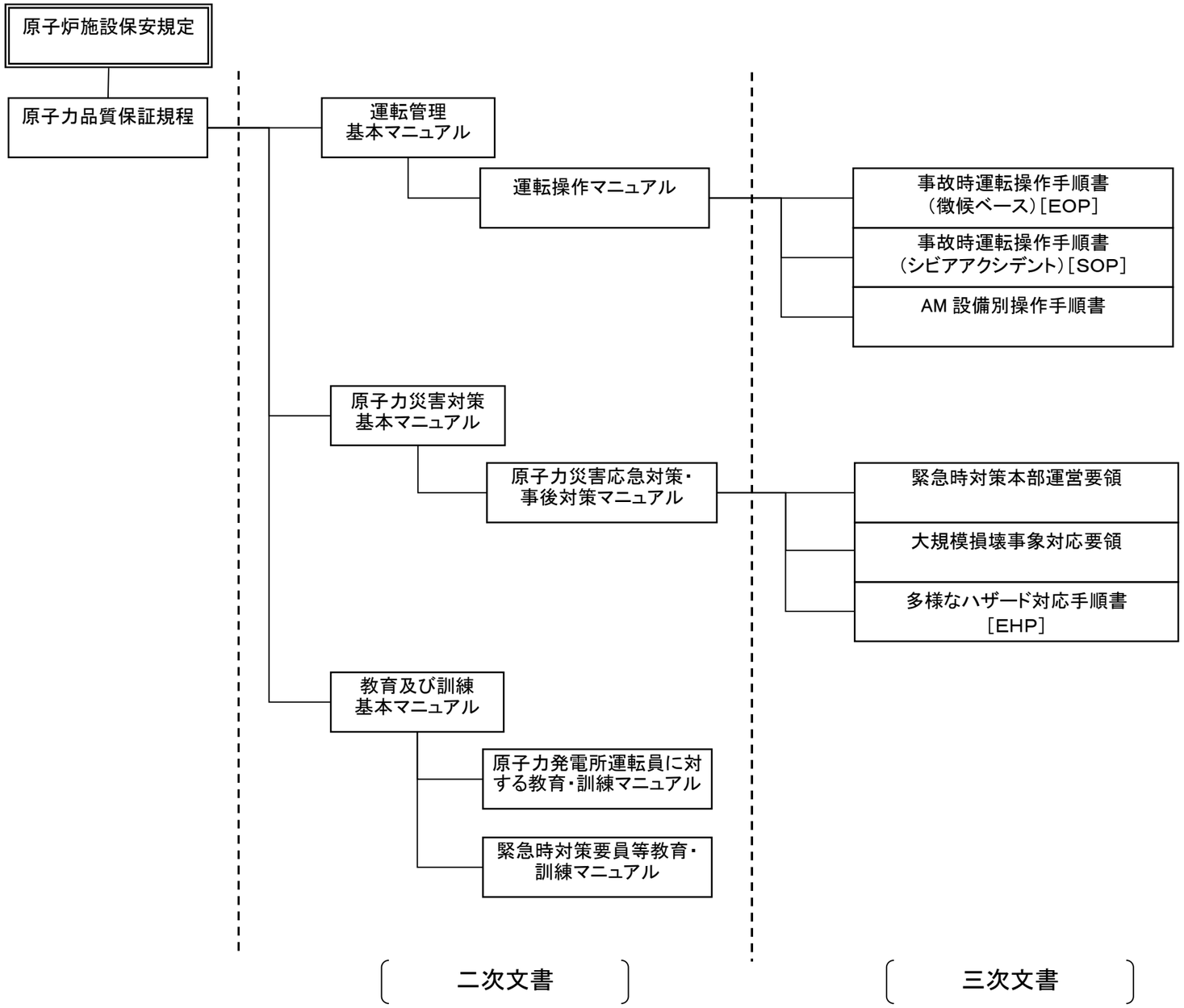
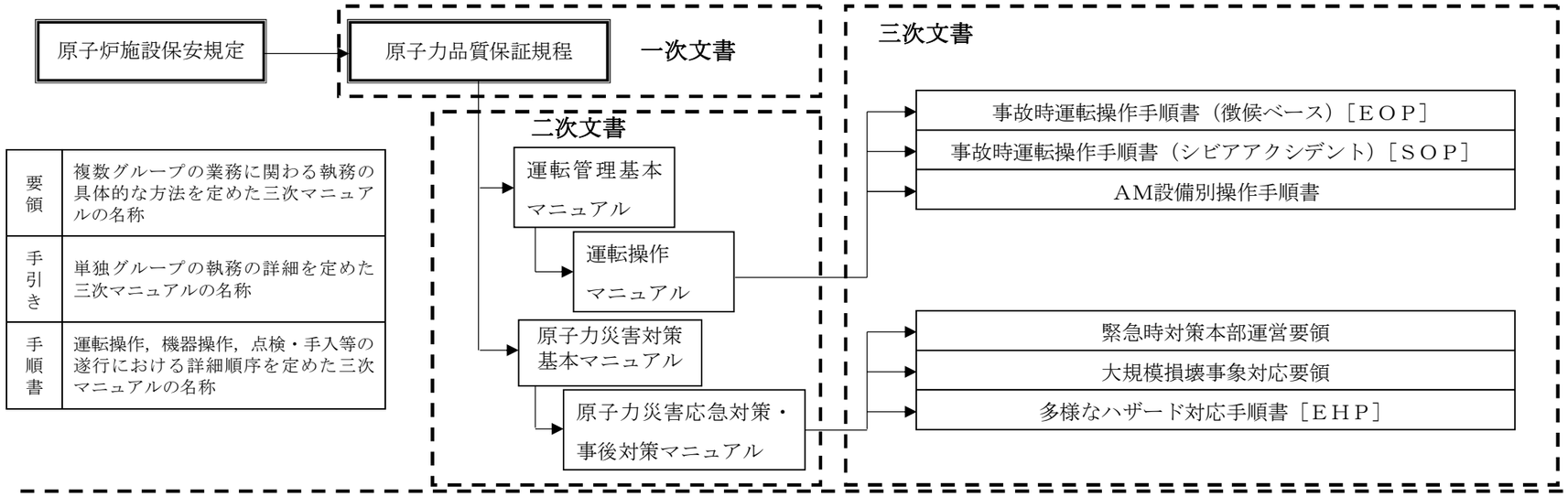
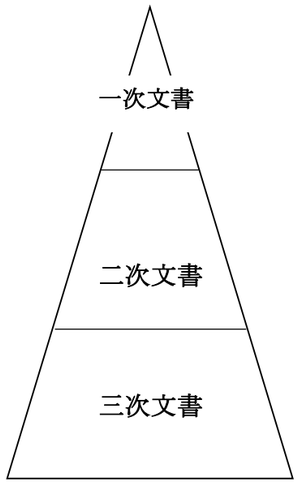


図１　規定文書全体体系図（重大事故等対応にかかる文書）（２／２）



要領	複数グループの業務に関わる執務の具体的な方法を定めた三次マニュアルの名称
手引き	単独グループの執務の詳細を定めた三次マニュアルの名称
手順書	運転操作，機器操作，点検・手入等の遂行における詳細順序を定めた三次マニュアルの名称

当社の QMS 上の文書体系は以下の通りで，一次文書から三次文書までを定める



	当直運転員	発電所対策本部（緊急安全対策要員）
二次文書	【運転管理基本マニュアル】 運転管理業務に関わる以下の基本プロセスを記載 ・要員の確保，教育・訓練，緊急時の措置 【運転操作マニュアル】 運転操作業務に関わる以下の基本プロセスを記載 ・手順書の管理，運転操作（事故時対応含む）	【原子力災害対策基本マニュアル】 重大事故等発生時の体制の整備に関わる以下の基本プロセスを記載 ・計画の策定，原子力防災組織の設置，要員の確保 ・要員の確保，教育・訓練，手順書の管理 【原子力災害応急対策・事後対策マニュアル】 重大事故等発生時の対応に関わる以下の基本プロセスを記載 ・通報及び連絡，応急措置，復旧対策
三次文書	【事故時運転操作手順書（徴候ベース）［ＥＯＰ］】 【事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）［ＳＯＰ］】 【ＡＭ設備別操作手順書】 運転員が実際に事故対応する上で必要な操作内容（目的，注意事項，役割分担，連絡方法，手順等）を記載している。	【緊急時対策本部運営要領】 主に緊急時の本部運営や各機能班の役割，対応を記載している。各機能班の具体的な実施事項，手順については，本要領のガイドとして作成。 【大規模損壊事象対応要領】 体制及び手順の整備，並びに教育訓練及び資機材の配備を記載している。 【多様なハザード対応手順書［ＥＨＰ］】 緊急時の対応手順のうち，現場実働部隊による送水，電源確保，燃料補給を記載している。（放射線管理に係る手順については機能班ガイドに記載）

添付－２

外部からの支援について

1．事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材

(1)　重大事故等発生後７日間の対応

柏崎刈羽原子力発電所では，重大事故等が発生した場合において，当該事故等に対処するためにあらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備，予備品及び燃料等）により，重大事故等発生後７日間における事故収束対応を実施する。あらかじめ用意された手段のうち，重大事故等対処設備については，技術的能力 1.1「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」から 1.19「通信連絡に関する手順等」にて示す。

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

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

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

(2)　重大事故等発生後８日目以降の対応

重大事故等発生後８日目以降の事故収束対応を維持するため，重大事故等発生後６日後までに，あらかじめ選定している候補施設の中から原子力事業所災害対策支援拠

点（以下「支援拠点」という。）を選定し，発電所の事故収束対応を維持するために必要な燃料，資機材等を支援できる体制を整備している。また，発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段，資機材及び燃料を支援できるよう，社内で発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（消防車，電源車等），主要な設備の取替部品，食糧その他の消耗品も含めた資機材，予備品及び燃料等について，継続的な重大事故等対策を実施できるよう重大事故等発生後６日後までに支援できる体制を整備している。

さらに，各社が保有する主な設備及び資機材をデータベース化し，他の原子力事業者と，原子力災害発生時における設備及び資機材を融通できるよう整備している。

2．プラントメーカ及び協力会社による支援

重大事故等発生時における外部からの支援については，プラントメーカ及び協力会社等から重大事故等発生時に現場操作対応等を実施する人員の派遣や事故収束に向けた対策立案等の技術支援や設備の補修に必要な予備品等の供給及び人員の派遣等について，協議及び合意の上，支援計画を定め，「柏崎刈羽原子力発電所における原子力防災組織の発足時の事態収拾活動への協力」に係る協定を締結し，重大事故等発生時に必要な支援が受けられる体制を整備している。

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

(1)　プラントメーカによる支援

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

a.　支援体制

（平時体制）

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

（緊急時体制）

・原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第 10 条第 1 項又は第 15 条

第１項に定める事象が発生した場合に技術支援を要請。

・緊急時の状況評価及び復旧対策に関する助言，電気・機械・計装設備，その他の技術的情報を提供等により当社を支援。

・中長期対応として，プラントメーカ本社等における 2,000 名規模（株式会社東芝，日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社それぞれにおいて 1,000 名規模）の技術支援体制を構築。

・技術支援については，本社対策本部のみならず，必要に応じて発電所対策本部でも実施可能。

(2)　協力会社による支援

重大事故等発生時における当社が実施する事故収拾活動を円滑に実施するため，事故収束及び復旧対策活動の協力が得られるよう，協力会社 16 社と支援内容に関する覚書等を締結し，支援体制を整備するとともに，平常時から必要な連絡体制を整備している。

協力会社 16 社の支援については，重大事故等発生時においても支援を要請できる体制であり，協力会社要員の人命及び身体の安全を最優先にした放射線管理を行う。また，事故対応が中長期に及んだ場合においても交替要員等の継続的な派遣を得られる体制としている。

a.　放射線測定，管理業務等の支援体制

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

b.　緊急時に係る設備の修理・復旧等の支援体制

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

(1) 熱交換器建屋の排水作業
(2) 代替熱交換器による補機冷却水確保
(3) 土木設備，機械・電気・計装設備・通信連絡設備の修理，復旧等に関する事項
(4) クレーンの運転・操作，及びトラックの運転
(5) 電源車仮設ケーブル移動作業
(6) プラント内仮設ケーブル接続作業
(7) 予備海水ポンプモータへの取替作業
(8) 現場・事務所の照明等の環境整備に関する作業
(9) がれきの撤去

（10）緊急車両等の通行ルート確保

c.　資機材及び要員輸送に係る支援体制

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

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

なお，陸路での輸送については東電物流株式会社，空路での輸送については新日本ヘリコプター株式会社と契約を結んでいる。

ヘリコプターによる空輸を実施する場合には，東京ヘリポート（東京都江東区）に常駐のヘリコプターを優先して使用し，発電所構内のヘリポート間を往復する。発電所近隣のヘリポートとしては，災害時の飛行場外離着陸場として柏崎市内の1箇所について，発電所構内のヘリポートとともに新日本ヘリコプター株式会社から東京航空局へ飛行場外離着陸許可申請書を提出し，許可を得ている。

d.　燃料調達に係る支援体制

柏崎刈羽原子力発電所に重大事故等が発生した場合又は発生のおそれがある場合における燃料調達手段として，当社と取引のある燃料供給会社の油槽所等から燃料供給の契約を締結しており，この一部は寄託契約である。

また，柏崎刈羽原子力発電所内の備蓄及び近隣からの調達を強化している。

e.　消火，注水活動に係る支援体制

柏崎刈羽原子力発電所の構内（建物内含む）で火災が発生した場合の消火，発電用原子炉や使用済燃料プール注水活動，復水貯蔵槽等への水補給に関する活動の支援について協力会社と契約を結んでいる。

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

3．原子力事業者による支援

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

「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」の内容は以下の通り。

（目的）

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

（情報連絡）

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

（協力要請）

・ 原災法第 10 条に基づく通報を実施した場合，ただちに他の協定事業者に協力要員の派遣及び資機材の貸与に係る協力要請を行う。

（協力の内容）

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

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

（支援本部の活動）

・ 幹事事業者

発災事業所の場所ごとに，あらかじめ支援本部幹事事業者，支援本部副幹事事業者を設定している。（当社柏崎刈羽原子力発電所が発災した場合は，それぞれ東北電力株式会社，北陸電力株式会社としている。）

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

・支援本部の設置について

当社は，あらかじめ支援本部候補地を 3 箇所程度設定している。発災事業者は，協力を要請する際に，候補地の中から支援本部の設置場所を決定し伝える。

支援本部設置後は，緊急事態応急対策等拠点施設（オフサイトセンター）に設置される原子力災害合同対策協議会と連携を取りながら，発災事業者との協議の上，

各協力事業者に対して具体的な業務の依頼を実施する。

4．その他組織による支援

福島第一原子力発電所の事故対応の教訓を踏まえ，重大事故等発生時に多様かつ高度な災害対応を行うため，平成 25 年１月に日本原子力発電株式会社内の組織として「原子力緊急事態支援センター」を原子力事業者共同で設置した。原子力緊急事態支援センターでは，平時から遠隔操作が可能なロボットの操作訓練等を実施しており，当社要員も参加しロボット操作技術等を習得させる等，原子力災害対策活動能力の向上を図っている。

その後，更に原子力緊急事態支援センターの強化を図るため，当社を含む原子力事業者と日本原子力発電株式会社との間で「原子力緊急事態支援組織の運営に関する基本協定」を締結し，平成 28 年３月に「原子力緊急事態支援組織」が設立された。なお，平成 28 年 12 月には活動拠点を福井県美浜町の「美浜原子力緊急事態支援センター」に移し，本格運用が開始されている（「原子力緊急事態支援センター」は廃止）。

原子力緊急事態支援組織の支援に関する事項は以下のとおり。

（支援要請）

発災事業者は，原災法第 10 条に基づく通報後，速やかにその情報を原子力緊急事態支援組織に連絡するとともに，事態に応じて資機材の提供などの支援要請を行う。

（事故時）

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

（平常時）

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

（要員）

21 名

（資機材）

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

5．原子力事業所災害対策支援拠点

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

別紙２の第１図に，支援拠点を記した地図を示す。柏崎刈羽原子力発電所原子力事業者防災業務計画においては，柏崎エネルギーホール（新潟県柏崎市），信濃川電力所（新潟県小千谷市），当間高原リゾート（新潟県十日町市。休憩，仮泊，資機材置場のみ）を支援拠点として定めている。

第２図に防災組織全体図を，第３図に支援拠点の体制図を示す。

原災法第 10 条に基づく通報の判断基準に該当する事象が発生した場合，社長は，原子力事業所災害対策の実施を支援するための発電所周辺の拠点として支援拠点の設置を指示する。支援拠点の責任者は，原子力災害の進展状況等を踏まえながら支援活動の準備を実施する。

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

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

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

第１表　発電所構内に確保している燃料（事象発生後７日間の対応）

プラント状況：６号及び７号炉運転中。１～５号炉停止中。
事象：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱は６号及び７号炉を想定。
なお，全プラントで外部電源喪失が発生することとし，５号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備等，プラントに関連しない設備も対象とする。

号炉	時系列				合計	判定
7号炉	事象発生直後～事象発生後７日間				7 日間の軽油消費量 約 816kL	7 号炉軽油タンク容量は 約 1,020kL（※3）であり，7 日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 3 台起動。※1（燃費は保守的に最大負荷時を想定）1,493L/h×24h×7 日×3 台＝752,472L	復水貯蔵槽給水用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）4 台起動。21L/h×24h×7 日×4 台＝14,112L	代替原子炉補機冷却系専用の電源車 2 台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定）110L/h×24h×7 日×2 台＝36,960L	代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台起動。65L/h×24h×7 日×1 台＝10,920L		
6号炉	事象発生直後～事象発生後７日間				7 日間の軽油消費量 約 816kL	6 号炉軽油タンク容量は 約 1,020kL（※3）であり，7 日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 3 台起動。※1（燃費は保守的に最大負荷時を想定）1,493L/h×24h×7 日×3 台＝752,472L	復水貯蔵槽給水用　可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）4 台起動。21L/h×24h×7 日×4 台＝14,112L	代替原子炉補機冷却系専用の電源車 2 台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定）110L/h×24h×7 日×2 台＝36,960L	代替原子炉補機冷却系用の大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台起動。65L/h×24h×7 日×1 台＝10,920L		
1号炉	事象発生直後～事象発生後７日間				7 日間の軽油消費量 約 632kL	1 号炉軽油タンク容量は 約 632kL（※3）であり，7 日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。※2（燃費は保守的に最大負荷時を想定）1,879L/h×24h×7 日×2 台＝631,344L					
2号炉	事象発生直後～事象発生後７日間				7 日間の軽油消費量 約 632kL	2 号炉軽油タンク容量は 約 632kL（※3）であり，7 日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。※2（燃費は保守的に最大負荷時を想定）1,879L/h×24h×7 日×2 台＝631,344L					
3号炉	事象発生直後～事象発生後７日間				7 日間の軽油消費量 約 632kL	3 号炉軽油タンク容量は 約 632kL（※3）であり，7 日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。※2（燃費は保守的に最大負荷時を想定）1,879L/h×24h×7 日×2 台＝631,344L					
4号炉	事象発生直後～事象発生後７日間				7 日間の軽油消費量 約 632kL	4 号炉軽油タンク容量は 約 632kL（※3）であり，7 日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。※2（燃費は保守的に最大負荷時を想定）1,879L/h×24h×7 日×2 台＝631,344L					
5号炉	事象発生直後～事象発生後７日間				7 日間の軽油消費量 約 632kL	5 号炉軽油タンク容量は 約 632kL（※3）であり，7 日間対応可能。
	非常用ディーゼル発電機 2 台起動。※2（燃費は保守的に最大負荷時を想定）1,879L/h×24h×7 日×2 台＝631,344L					
その他	事象発生直後～事象発生後７日間				7 日間の軽油消費量 約 13kL	1～7 号炉軽油タンク及びガスタービン発電機用燃料タンク（容量約 100kL）の残容量（合計）は 約 495kL であり，7 日間対応可能。
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備 1 台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定）45L/h×24h×7 日＝7,560L モニタリング・ポスト用発電機 3 台起動。（燃費は保守的に最大負荷時を想定）9L/h×24h×7 日×3 台＝4,536L					

※1　事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は 2 台であるが，保守的に非常用ディーゼル発電機 3 台を起動させて評価した。
※2　事故収束に必要な非常用ディーゼル発電機は 1 台であるが，保守的に非常用ディーゼル発電機 2 台を起動させて評価した。
※3　保安規定に基づく容量。

第２表　放射線防護資機材等

○防護具

品名	配備数（６号及び７号炉共用）※7		
	５号炉原子炉建屋内緊急時対策所	中央制御室	構内（参考）
不織布カバーオール	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
靴下	1,890 足※1	420 足※8	約 5,000 足
帽子	1,890 着※1	420 着※8	約 5,000 着
綿手袋	1,890 双※1	420 双※8	約 5,000 双
ゴム手袋	3,780 双※2	840 双※9	約 15,000 双
ろ過式呼吸用保護具（以下内訳）	810 個※3	180 個※10	約 2,050 個
電動ファン付き全面マスク	80 個※15	20 個※17,23	約 50 個
全面マスク	730 個※16	160 個※18	約 2,000 個
チャコールフィルタ（以下内訳）	1,890 組※1	420 組※8	約 2,500 組
電動ファン付き全面マスク用	560 組※19	140 組※21,23	約 500 組
全面マスク用	1,330 組※20	280 組※22	約 2,000 組
アノラック	945 着※4	210 着※11	約 3,000 着
汚染区域用靴	40 足※5	10 足※12	約 300 足
高線量対応防護服（タングステンベスト）	14 着※6	―	10 着
セルフエアセット※13	4 台	4 台	約 100 台
酸素呼吸器※14	―	5 台	約 20 台

※1：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕。以下同様）×7 日×1.5 倍
※2：※1×2
※3：180 名×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍
※4：180 名×7 日×1.5 倍×50%（年間降水日数を考慮）
※5：80 名（1～7 号炉対応の現場復旧班要員 65 名＋保安班要員 15 名）×0.5（現場要員の半数）
※6：14 名（プルーム通過直後に対応する現場復旧班要員 14 名）
※7：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）
※8：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×2 交替×7 日×1.5 倍
※9：※8×2
※10：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×2 交替×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍
※11：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×2 交替×7 日×1.5 倍×50%（年間降水日数を考慮）
※12：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
※13：初期対応用 3 台+予備 1 台
※14：インターフェイスシステム LOCA 等対応用 4 台+予備 1 台
※15：80 名（１～7 号炉対応の現場復旧班要員 65 名＋保安班要員 15 名）
※16：※3－※15
※17：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）
※18：※10－※17，　※19：※15×7 日，　※20：※1－※19，　※21：※17×7 日，※22：※8－※21
※23：中央制御室の被ばく評価において，運転員が交替する場合の入退域時に電動ファン付き全面マスクを着用するとして評価していることから，交替の拠点となる原子力事業所災害対策支援拠点にも同数配備する。

○1.5倍の妥当性の確認について

【5号炉原子炉建屋内緊急時対策所】

第二次緊急時態勢時（1日目），1～7号炉対応の要員は緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名であり，機能班要員84名，現場要員80名及び自衛消防隊10名で構成されている。このうち，本部要員は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は12時間に1回交替するため，2回の交替分を考慮する。また，現場要員80名は，1日に6回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

プルーム通過以降（2日目以降），1～7号炉対応の要員は緊急時対策要員111名＋5号炉運転員8名であり，機能班要員54名，現場要員57名及び5号炉運転員8名で構成されている。このうち，本部要員は，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所を陽圧化することにより，防護具類を着用する必要がないが，全要員は7日目以降に1回交替するため，1回の交替分を考慮する。また，現場要員は1日に2回現場に行くことを想定する。自衛消防隊は火災現場には消防服で出向し，防護具類を着用する必要がないため考慮しない。

174名×2交替＋80名×6回＋119名＋65名×2回×6日＝1,727着＜1,890着

【中央制御室】

要員数18名は，運転員（中央制御室）7名と運転員（現場）11名で構成されている。運転員は2交替を考慮し，交替時の1回着用を想定する。また，運転員（現場）は，1日に1回現場に行くことを想定している。

18名×1回×2交替×7日＋11名×1回×2交替×7日＝406着＜420着

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

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

○計測器（被ばく管理，汚染管理）

品名		配備台数（6号及び7号炉共用）※7	
		5号炉原子炉建屋内緊急時対策所	中央制御室
個人線量計	電子式線量計	180台※1	70台※2
	ガラスバッチ	180台※1	70台※2
GM汚染サーベイメータ		5台※3	3台※3
電離箱サーベイメータ		8台※4	2台※4
可搬型エリアモニタ		3台※5	3台※6

※1：180名（1～7号炉対応の緊急時対策要員164名＋自衛消防隊10名＋余裕）

※2：18名（6号及び7号炉運転員）＋46名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕

※3：モニタリング及びチェンジングエリアにて使用

※4：モニタリングに使用

※5：5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の居住性（線量率）を確認するための重大事故等対処設備として2台（予備1台）を5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内に保管する。5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の対策本部及び待機場所に1台ずつ設置する。

設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第10条特定事象）

※6：各エリアにて使用。設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時（原子力災害対策特別措置法第10条特定事象）

※7：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う）

○飲食料等

品名	配備数（6 号及び 7 号炉共用）※10	
	5 号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	中央制御室
飲食料等※1 ・食料 ・飲料水（1.5 リットル）	 3,780 食※4 2,520 本※5	 420 食※7 280 本※8
簡易トイレ※2	1 式	1 式
よう素剤※3	1,440 錠※6	320 錠※9

※1：プルーム通過中に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から退出する必要がないように，余裕数を見込んで 1 日分以上の食料及び飲料水を待避室内に保管する。残りの数量については，5 号炉原子炉建屋に保管することで，必要に応じて取りに行くことが可能である。
※2：プルーム通過中に 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所から退出する必要がないよう，また，本設のトイレが使用できない場合に備え，簡易トイレを配備する。
※3：初日に 2 錠，二日目以降は 1 錠／一日服用する。
※4：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×7 日×3 食
※5：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）
×7 日×2 本(1.5 ﾘｯﾄﾙ／本)
※6：180 名（1～7 号炉対応の緊急時対策要員 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）
×8 錠（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／1 日×6 日）
※7：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×7 日×3 食
※8：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）×7 日×2 本
※9：20 名（6 号及び 7 号炉運転員 18 名＋余裕）
×8 錠（初日 2 錠＋2 日目以降 1 錠／1 日×6 日分）×2 交替
※10：予備を含む（今後，訓練等で見直しを行う。）

第３表　チェンジングエリア用資機材

名称	数量（6 号及び 7 号炉共用）		根拠
	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	中央制御室	
エアーテント	2 式（南側ルート，北東側ルート各 1 式ずつ）	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	3 巻	2 巻	
バリア	4 個	2 個	
フェンス	28 枚	4 枚	
粘着マット	2 枚	2 枚	
ヘルメット掛け	1 式	―	
ポリ袋	25 枚	20 枚	
テープ	5 巻	2 巻	
ウエス	2 箱	1 箱	
ウェットティッシュ	10 巻	2 巻	
はさみ	6 個	1 個	
マジック	2 本	2 本	
簡易シャワー	1 台	1 台	
簡易タンク	1 台	1 台	
トレイ	1 個	1 個	
バケツ	2 個	2 個	
可搬型空気浄化装置	3 台（予備 1 台）	1 台（予備 1 台）	
乾電池内蔵型照明	7 台（予備 1 台）	4 台（予備 1 台）	

第４表　その他資機材等（５号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

名称	仕様等	数量
酸素濃度計	・測定範囲：0～100％ ・測定精度：±0.5％(0～25.0％) ±3.0％(25.1％以上) ・電　　源：単３形乾電池４本 ・検知原理：ガルバニ電池式 ・管理目標：18％以上（酸素欠乏症防止規則を準拠）	３台※1
二酸化炭素濃度計	・測定範囲：0～10,000ppm ・測定精度：±3％FS ・電　　源：単３形乾電池４本 ・検知原理：非分散形赤外線式（NDIR） ・管理目標：0.5％以下（事務所衛生基準規則を準拠）	３台※1
一般テレビ （回線，機器）	報道や気象情報等を入手するため，一般テレビ（回線，機器）を配備する。	１式
社内パソコン （回線，機器）	社内情報共有必要な資料・書類等を作成するため，社内用パソコンを配備するともに，必要なインフラ（社内回線）を整備する。	１式

※1：予備を含む。

第５表　原子力災害対策活動で使用する資料（５号炉原子炉建屋内緊急時対策所）

資　　料　　名
1．発電所周辺地図 ①　発電所周辺地域地図　（1/25,000） ②　発電所周辺地域地図　（1/50,000）
2．発電所周辺航空写真パネル
3．発電所気象観測データ ①　統計処理データ ②　毎時観測データ
4．発電所周辺環境モニタリング関連データ ①　空間線量モニタリング設備配置図 ②　環境試料サンプリング位置図 ③　環境モニタリング測定データ
5．発電所周辺人口関連データ ①　方位別人口分布図 ②　集落の人口分布図 ③　市町村人口表
6．主要系統模式図（各号炉）
7．原子炉設置（変更）許可申請書（各号炉）
8．系統図及びプラント配置図 ①　系統図 ②　プラント配置図
9．プラント関係プロセス及び放射線計測配置図（各号炉）
10．プラント主要設備概要（各号炉）
11．原子炉安全保護系ロジック一覧表（各号炉）
12．規定類 ①　原子炉施設保安規定 ②　原子力事業者防災業務計画
13．事故時運転操作手順書

第６表　原子力事業者間協力協定に基づき貸与される原子力防災資機材

項　　目
GM 汚染サーベイメータ
NaI シンチレーションサーベイメータ
電離箱サーベイメータ
ダストサンプラ
個人線量計（ポケット線量計）
高線量対応防護服（タングステンベスト）
全面マスク
不織布カバーオール
ゴム手袋
遮蔽材
放射能観測車
Ge 半導体式試料放射能測定装置
ホールボディカウンタ
全アルファ測定装置
可搬型モニタリングポスト

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

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

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

○通信連絡設備

資機材	数量	保管場所
携帯電話	5 台	本社
衛星電話設備（可搬型）	3 台	本社
ＦＡＸ（電力保安通信用電話設備，局線加入電話設備，衛星電話設備（社内向）の共用ＦＡＸ）	2 台	信濃川電力所
	2 台	柏崎エネルギーホール

○計測器

資機材	数量	保管場所
GM 汚染サーベイメータ	42 台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
シンチレーションサーベイメータ	1 台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
電離箱サーベイメータ	1 台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
個人線量計	945 台	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所

○出入管理

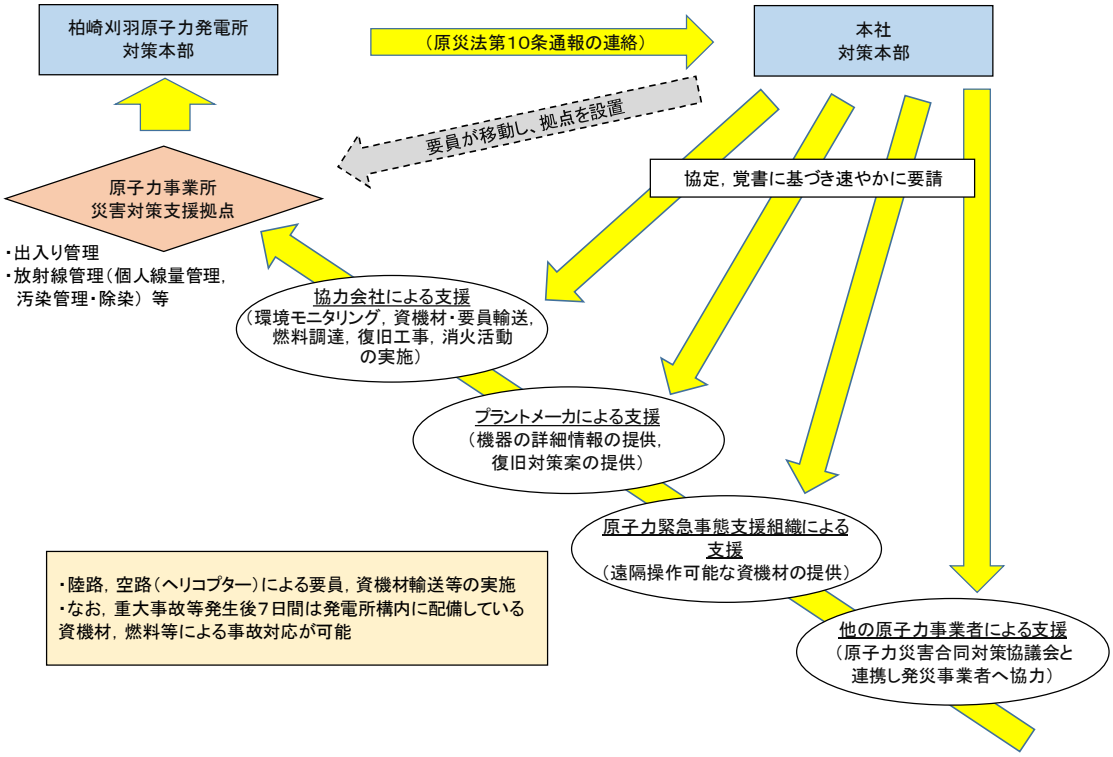
資機材	数量	保管場所
簡易式入退域管理装置	1 式	本社

○防護具

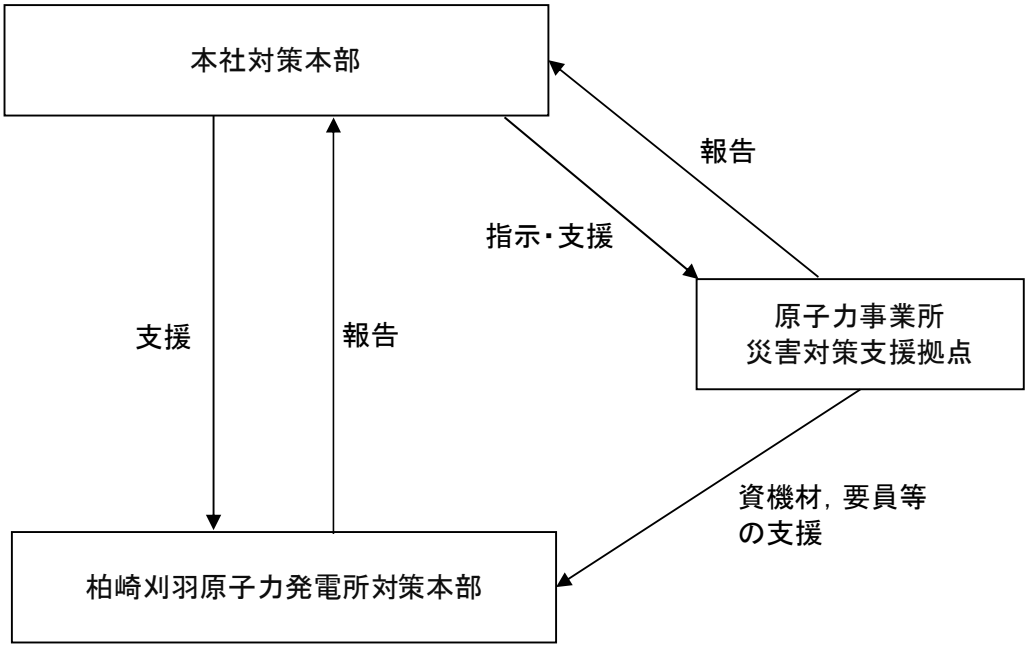
資機材	数量	保管場所
保護衣類（不織布カバーオール）	3,300 着	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所
全面マスク	1,100 組	福島第一原子力発電所及び 福島第二原子力発電所

○その他

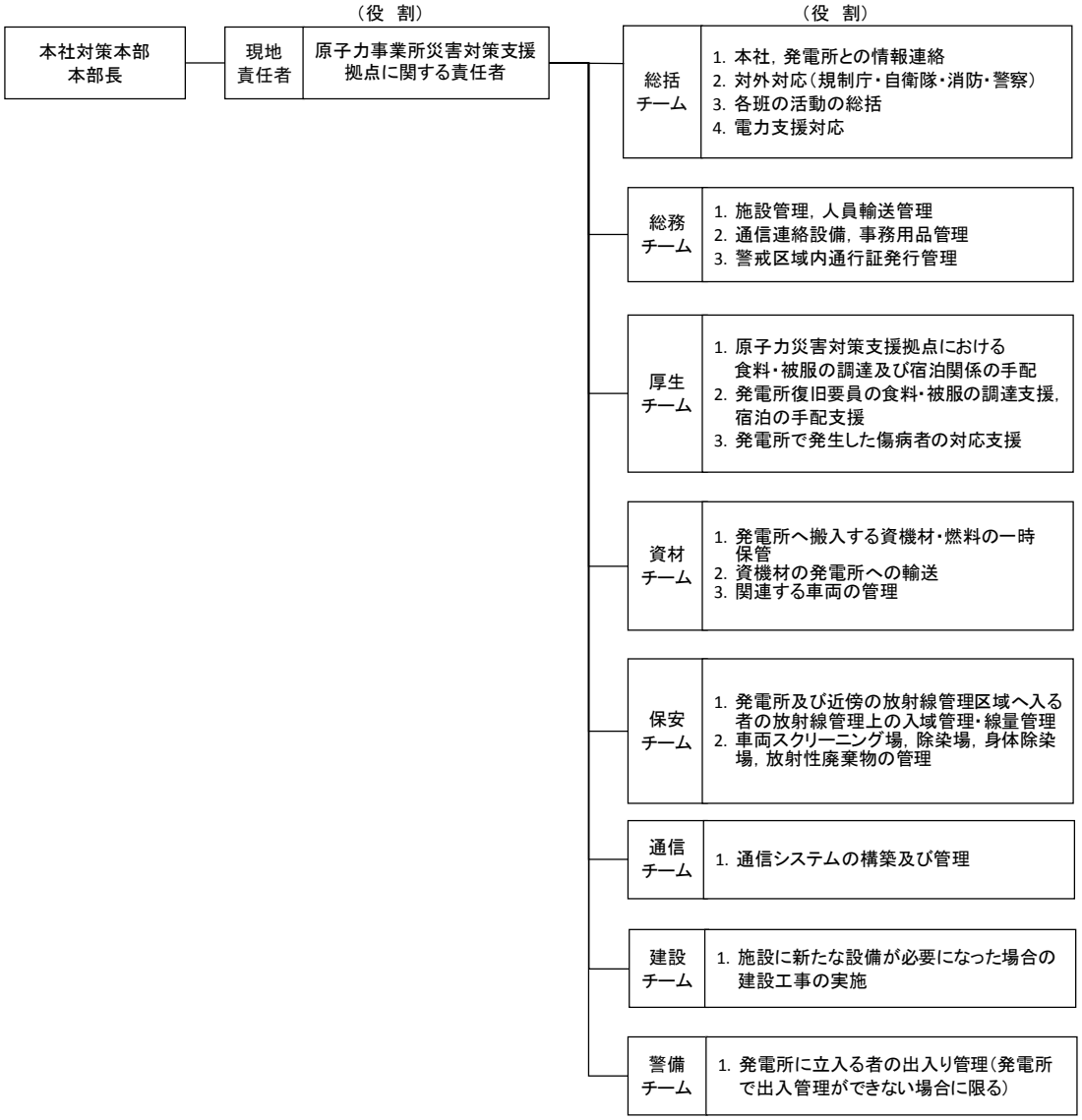
資機材	数量	保管場所
よう素剤	1,600 錠	本社



第１図　重大事故等発生時における発電所外からの支援体制


本社対策本部
報告
指示・支援
原子力事業所
災害対策支援拠点
支援
報告
資機材，要員等
の支援
柏崎刈羽原子力発電所対策本部

第２図　防災組織全体図



第３図　原子力事業所災害対策支援拠点 体制図

別紙２

原子力事業所災害対策支援拠点について

柏崎エネルギーホール

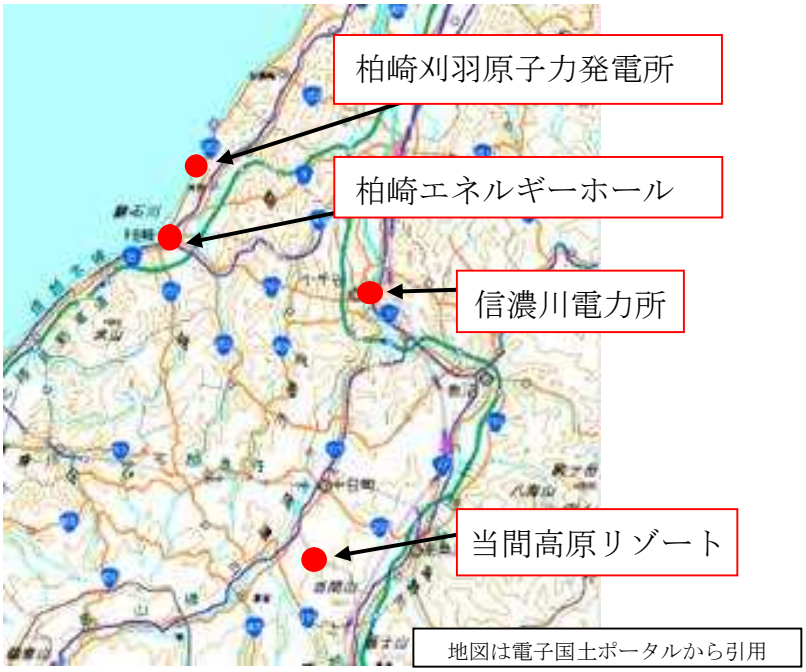
所在地	新潟県柏崎市駅前２丁目 2-30
発電所からの方位，距離	南南西　約 8km
敷地面積	約 3,000m^2
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機　50kVA
非常用通信機器	・電話（有線系，衛星系） ・ＦＡＸ（有線系）
その他	消耗品等（飲料，飲料水等）は信濃川電力所備蓄品を搬入

信濃川電力所

所在地	新潟県小千谷市千谷川 1-5-10
発電所からの方位，距離	南東　約 23km
敷地面積	約 3,800m^2
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機　75 kVA ・備蓄燃料：２日分を備蓄
非常用通信機器	・電話（有線系，衛星系） ・ＦＡＸ（有線系）
その他	消耗品等（飲料，飲料水等）は備蓄

当間高原リゾート（休憩・仮泊，資機材置き場機能のみ）

所在地	新潟県十日町市珠川
発電所からの方位，距離	南南東　約 44km
敷地面積	約 350 万 m^2
非常用電源	・非常用ディーゼル発電機　300 kVA（本館），210 kVA（新別館）
非常用通信機器	・電話（有線系，衛星系）
その他	消耗品等（飲料，飲料水等）は信濃川電力所備蓄品を搬入，その後，最寄りの小売店から調達



第１図　原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

大規模損壊発生時における体制の整備について

・大規模損壊発生時の体制の整備の条文を新規追加

記 載 例	説 明 等
（大規模損壊発生時の体制の整備） 第１７条の８ 〔７号炉〕 防災安全ＧＭは，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が発生した場合（以下「大規模損壊発生時」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し，所長の承認を得る。また，計画は，添付３に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。① （１）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要員の配置に関すること　② （２）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要員に対する教育訓練に関する次の事項　③ ア．重大事故等対処施設の使用を開始するにあたって，あらかじめ力量の付与のための教育訓練を実施する※1こと イ．力量の維持向上のための教育訓練を年１回以上実施すること ウ．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を満足することを確認するための訓練（以下，「技術的能力の確認訓練」という。）④を年１回以上実施すること エ．技術的能力の確認訓練の実施計画を作成し，原子炉主任技術者の確認を得て，所長の承認を得ること オ．技術的能力の確認訓練の結果を記録し，所長及び原子炉主任技術者に報告すること （３）大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること　⑤ ２．各ＧＭは，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次に掲げる事項に関する手順を定める。⑥また，手順書を定めるにあたっては，添付３に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従う。	①「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」とは，(1)から(3)に係る具体的な事項を社内規定文書に定めることをいう。 【添付－１参照】 ②「必要な要員の配置」とは，重大事故等の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，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。 詳細は，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。 【添付－２参照】 ③「要員に対する教育訓練」については，ＴＳ－２３にて説明。 ④「技術的能力の確認訓練」については，技術的能力審査基準の２．１（大規模損壊時）可搬型設備等による対応の解釈に基づく大規模損壊対応に必要な手順（ＳＡの１．２～１．１４の手順）の技術的能力を満足することを確認するため，保安規定添付３に基づき，「大規模損壊発生時のプラント状況の把握，情報収集，的確な対応操作の選択及び指揮者等と消火活動要員との連携を含めた実効性等を確認する総合的な訓練」を実施する。 ⑤「必要な資機材の配備」とは，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，大規模損壊時の状況を考慮して配備しているものをいう。【添付－３参照】 ⑥ 第２項の「次の各号の手順を定める」とは，添付３に定める手順，添付３の内容を満足するよう定める二次文書他をいう。【添付－１参照】

（１）大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること （２）大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること （３）大規模損壊発生時における格納容器の破損を緩和するための対策に関すること （４）大規模損壊発生時における使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること （５）大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること ３．各ＧＭは，第１項の計画に基づき，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実施するとともに，第１項（１）の要員に第２項の手順を遵守させる。⑦ ４．各ＧＭは，第３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。⑧ ５．原子力運営管理部長は，大規模損壊発生時における本社が行う支援に関する活動を行う体制の整備について計画を策定する。また，計画は，添付３に示す「重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」に従い策定する。 ６．原子力運営管理部長は，第５項の計画に基づき，本社が行う支援に関する活動を行うために必要な体制の整備を実施する。 ７．原子力運営管理部長は，第６項の実施内容を踏まえ，第５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。 ※１：重大事故等対処設備を設置若しくは改造する場合，重大事故等対処設備に係る運転上の制限が適用開始されるまでに実施し，大規模損壊対応で用いる大型化学高所放水車，化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を設置若しくは改造する場合，当該設備の使用を開始するまでに実施する。なお，運転員，緊急時対策要員又は自衛消防隊を新たに認定する場合は，第１２条第２項及び第４項の体制に入るまでに実施する。	⑦ 第３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規定文書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。 ⑧ 第４項，第７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】

添付資料 2.1.4

大規模損壊発生時の個別戦略フローにおける対応手順書等一覧について

大規模損壊発生時に初動対応フローから選択する個別戦略①～⑪の決定に当たっては，要員及び設備を含めた残存する資源から必要な手順等を確認し，有効な戦略を迅速かつ確実に選定する必要がある。
表１に示す個別戦略による対応が必要と判断された場合には，個別戦略フローに基づいて当該の手順書等を選択し，事故緩和措置を実施する。
また，大規模損壊発生時の対応手順書等の体系図を示す。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(1/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
①-1，①-2 アクセスルート確保戦略	○多様なハザード対応要領						
	「状況確認とアクセスルート確保」	(1.0) (2.1)	・業務車両(保管場所：T.M.S.L.+16m) 台数：1台	－	－	15分	復旧班員 2名
	「段差復旧・陥没箇所復旧」		・ホイールローダ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（バケット容量：3.0m³/台）	－	被災状況・規模により所要時間は変動	10分/箇所	復旧班員 2名
	「がれき撤去」		・ホイールローダ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（バケット容量：3.0m³/台）	－	被災状況・規模により所要時間は変動	3分/箇所	復旧班員 2名
② 消火戦略	○火災防護計画						
	「火災防護計画」	(1.0) (2.1)	・化学消防自動車（保管場所：T.M.S.L.+13m，+37m）※1 台数：2台　（容量：120m³/ｈ/台／84m³/h/台，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） ・水槽付消防ポンプ自動車（保管場所：T.M.S.L.+13m又は+37m） 台数：1台　（容量：120m³/ｈ／84m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） ・大型化学高所放水車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上）※2 台数：2台（放水塔22m,27m）（容量：204m³/h/台，吐出圧力：1.2MPa） ・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台（容量：900m³/h/台以上，吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+35m以上）※2 台数：5台（容量：900m³/h/台以上） ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台 ・泡消火薬剤備蓄車（保管場所：T.M.S.L.+13m）※1 台数：1台（1000L積載，ポリタンク500L保管） ・泡原液搬送車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上）※2 台数：3台（4000L積載/台） ・泡原液混合装置（保管場所：T.M.S.L.+35m以上）※2 台数：5台	消火栓 防火水槽 海水取水箇所	※1 3%希釈濃度で泡消火 ※2 1%希釈濃度で泡消火	20分～消火開始	自衛消防隊員 6名 復旧班員 8名
③ 原子炉停止戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)反応度制御						
	「SLC注入操作」	(1.1)	・ほう酸水注入系ポンプ 台数：2台（容量：11.4m³/h/台，吐出圧力：8.43MPa） ・ほう酸水タンク 台数：1台（容量：31.7m³）	SLCタンク	RC/Q移行後の時間	中操操作20秒	運転員 2名
						電源無の場合 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「手動ARI」		－	－	RC/Q移行後の時間	中操操作50秒	運転員 2名
	「スクラムテストSWによるペアロッドスクラム」		－	－	RC/Q移行後の時間	中操操作10分	運転員 2名
	「ソレノイドヒューズ引き抜き」		－	－	RC/Q移行後の時間	現場操作25分	運転員 2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(2/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
③ 原子炉停止戦略	「個々の制御棒の電動挿入」	(1.1)	－	－	RC/Q移行後の時間	中操操作50秒～全数全挿入又は16ｽﾃｯﾌﾟ以下まで継続	運転員 2名
	「原子炉水位制御」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数：2台（容量：2340m³/h/台，揚程：835m） ・高圧復水ポンプ 台数：3台（容量：3300m³/h/台，揚程：225m） ・低圧復水ポンプ 台数：3台（容量：2700m³/h/台，揚程：155m）	復水器	RC/Q移行後の時間	中操操作 1分20秒～ 出力3%維持	運転員 2名
			・制御棒駆動水ポンプ 台数：2台（容量：46m³/h/台，揚程：1420m）	復水貯蔵槽			
			・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1台（容量：188m³/h，揚程：高圧側900m，低圧側186m） ・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台 （容量：高圧側182³/h，低圧側727m³/h，揚程：高圧側890m，低圧側190m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ			
④ 原子炉圧力容器への 注水戦略	○事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)原子炉注水，事故時運転操作手順書(徴候ベース)						
	「HPCFによる原子炉注水」 「HPCF緊急注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台 （容量：高圧側182³/h，低圧側727m³/h，揚程：高圧側890m，低圧側190m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ		電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「給・復水系による原子炉注水」		・電動機駆動原子炉給水ポンプ 台数：2台（容量：2340m³/h/台，揚程：835m） ・高圧復水ポンプ 台数：3台（容量：3300m³/h/台，揚程：225m） ・低圧復水ポンプ 台数：3台（容量：2700m³/h/台，揚程：155m）	復水器		電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「RHR（LPFL）による原子炉注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m³/h，揚程：125m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「MUWCによる原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 30分以内	運転員 中操2名 現場2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(3/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
④ 原子炉圧力容器への注水戦略	「消火ポンプによる原子炉注水」	(1.2) (1.3) (1.4) (1.13)	・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m³/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名 復旧班員 2名
	「CRDによる原子炉注水」		・制御棒駆動水ポンプ 台数：2台（容量：46m³/h/台，揚程：1420m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「SLCポンプによる原子炉注水」		・ほう酸水注入系ポンプ 台数：2台（容量：11.4m³/h/台，吐出圧力：8.43MPa）	復水貯蔵槽 屋外消火栓 純水タンク	－	現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「RCICによる原子炉注水」 「RCIC現場起動」		・原子炉隔離時冷却系ポンプ 台数：1台（容量：188m³/h，揚程：高圧側900m，低圧側186m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ		電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操1名 現場4名
	「HPACによる原子炉注水」 「HPAC現場起動」		・高圧代替注水系ポンプ 台数：1台（容量：182m³/h，揚程：958m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操1名 現場4名
	「消防車による原子炉注水（淡水／海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 4名
	「SRVによる原子炉減圧」		・逃がし安全弁 台数：18台（自動減圧機能8台）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「SRV駆動源確保」		・高圧窒素ガスボンベ（予備） 台数：5本（容量：47ℓ/本，充填圧力：約15MPa）	－	－	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「バッテリーによるSRV開放（多重伝送盤）」		・可搬型直流電源設備 個数：10個（12V/個）	－	－	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「代替SRV駆動装置によるSRV開放」		・高圧窒素ガスボンベ 台数：A系10本，B系10本（容量：47ℓ/本，充填圧力：約15MPa）	－	－	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	○多様なハザード対応要領						
	「消防車による送水（淡水／海水）」	(1.4)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(4/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑤水素爆発防止戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)水素濃度制御，事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）						
	「CAMS起動」	(1.9) (1.10)	・CAMS　サンプルガス条件 圧力：－3.432～245.16kPa 温度：10～169℃	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「RHRによるPCVスプレイ」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m³/h/台，揚程：125m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「MUWCによるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合中 操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによるPCVスプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m³/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消防車によるPCVスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操3名 現場4名
	「FCS起動」		・再結合装置,ブロワ 台数：2台（容量：255Nm³/h/台）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	○多様なハザード対応要領						
	「水素対策（トップベント）」	(1.9) (1.10)	・原子炉建屋トップベント	－	－	現場操作 1時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 3名
	「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1台	－	－	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名
	「消防車による送水（淡水／海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(5/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-1 原子炉格納容器 除熱戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)PCV圧力制御						
	「MUWCによるPCVスプレイ」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによるPCVスプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m³/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 1名
	「DWCによる除熱」		・ドライウェル冷却系冷却器送風機 台数：3台	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWC代替循環冷却による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「MUWC代替循環冷却によるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「消防車によるPCVスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	－	－	空気駆動弁駆動源有の場合 中操操作	運転員 2名
						空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	－	－	空気駆動弁駆動源有の場合 中操操作	運転員 2名
						空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(6/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-1 原子炉格納容器 除熱戦略	「FCVS(S/C側)：耐圧強化ライン使用」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	－	－	－	空気駆動弁駆動源有の場合 中操操作	運転員 2名
						空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「FCVS(D/W側)：耐圧強化ライン使用」		－	－	－	空気駆動弁駆動源有の場合 中操操作	運転員 2名
						空気駆動弁駆動源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300^3/h／1100^3/h,揚程：58m／53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数：6台（容量：1800^3/h,揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統／16.3MW/系統）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所:T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m^3/h/台,揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m^3/h/台,揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作	2名
						電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	○多様なハザード対応要領						
	「消防車による送水（淡水／海水）」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m^3/h／84 m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名
	「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1台	－	－	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m^3/h/台,揚程：35m）	－	－	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m^3/h/台,揚程：35m）	－	－	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(7/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略	○事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）下部ドライウェル注水，原子炉格納容器除熱						
	「MUWCによるペデスタル注水」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによるペデスタル注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m³/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名
	「消防車によるペデスタル注水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名 復旧班員 4名
	「SPCUによる原子炉ウェル注水」		・サプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m³/h，揚程：90m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ	－	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「MUWCによる原子炉ウェル注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによる原子炉ウェル注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m³/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消防車による原子炉ウェル注水（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 4時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 4名
	「MUWCによるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「消火ポンプによるPCVスプレイ」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m³/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(8/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略	「DWCによる除熱」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・ドライウェル冷却系冷却器送風機 台数：3台	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWC代替循環冷却による原子炉注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「MUWC代替循環冷却によるPCVスプレイ」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m^3/h/台，揚程：103m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ・ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「消防車によるPCVスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m^3/h／84 m^3/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操3名 現場4名
	「FCVS(S/C側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	－	－	空気駆動弁駆動 源有の場合 中操操作	運転員 2名
						空気駆動弁駆動 源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「FCVS(D/W側)：フィルタベント設備使用」		・フィルタベント設備 台数：1台	－	－	空気駆動弁駆動 源有の場合 中操操作	運転員 2名
						空気駆動弁駆動 源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8) (1.10)	・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300^3/h／1100^3/h,揚程：58m／53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数：6台（容量：1800^3/h,揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統／16.3MW/系統）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m^3/h/台,揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m^3/h/台,揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 中操2名 現場2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(9/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑥-2 原子炉格納容器 除熱戦略	○多様なハザード対応要領						
	「消防車による送水（淡水／海水）」	(1.5) (1.6) (1.7) (1.8)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 3名
	「フィルタベント水位調整水張り」		・フィルタベント設備 台数：1台	－	－	現場操作 3時間以内	復旧班員 6名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m³/h/台,揚程：35m）	－	－	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m³/h/台,揚程：35m）	－	－	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名
⑦ SFP注水戦略	○事故時運転操作手順書（徴候ベース）ＳＦＰ水位制御						
	「SPCUによるSFP注水」	(1.11)	・サプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m³/h，揚程：90m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「FPCによるSFP注水」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m³/h/台，揚程：80m）	燃料プール	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「RHRによるSFP注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m³/h/台，揚程：125m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「HPCFによるSFP注水」		・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台（容量：高圧側182³/h，低圧側727m³/h，揚程：高圧側890m，低圧側190m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWCによるSFP注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「消火ポンプによるSFP注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m³/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「消防車によるSFP注水（淡水/海水）」	(1.11)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1　台数：2台（容量：168m³/h／120m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 淡水貯水池 海水取水箇所	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操1名 復旧班員 4名
	「サイフォンブレーク」 「破断箇所手動隔離」		－	－	－	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(10/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑦ SFP注水戦略	○多様なハザード対応要領						
	「可搬型スプレイノズルによるSFPスプレイ」	(1.11)	・可搬型スプレイヘッダ 台数：2台 ・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1　台数：2台（容量：168m³/h／120m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 2名
	「放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水）」		・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台（容量：900m³/h以上，吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台 ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台	海水取水箇所	－	現場操作 3時間以内	復旧班員 8名
			・大型化学高所放水車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（放水塔22m,27m）（容量：204m³/h/台，吐出圧力：1.2MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 30分以内	復旧班員 2名～4名
	「消防車による送水（淡水／海水）」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-1　台数：2台（容量：168m³/h／120m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名
	「ライナーの補修」		・シール材，接着剤，ステンレス鋼板，吊り降しロープ	－	－	現場操作 2時間以内	復旧班員 4名
⑧ 使用済燃料除熱戦略	○事故時運転操作手順書（徴候ベース）ＳＦＰ水温度制御						
	「RHRによるSFP除熱」	(1.11)	・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m³/h/台，揚程：125m）	ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「CUWによるSFP除熱」		・原子炉冷却材浄化ポンプ 台数：2台（容量：77m³/h/台，揚程：120m）	原子炉冷却材	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「FPCによるSFP除熱」		・燃料プール冷却浄化ポンプ 台数：2台（容量：250m³/h/台，揚程：80m）	燃料プール	－	電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「SPCUによるSFP注水」		・サプレッションプール浄化系ポンプ 台数：1台（容量：250m³/h，揚程：90m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾟﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「FPCによるSFP注水」		・燃料プール冷却浄化ポンプ	燃料プール	－	電源有の場合	運転員

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(11/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑧ 使用済燃料除熱戦略		(1.11)	台数：2台（容量：250m³/h/台，揚程：80m）			中操操作	2名
						電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「RHRによるSFP注水」		・残留熱除去系ポンプ 台数：3台（容量：954m³/h/台，揚程：125m）	ｻﾌﾞﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「HPCFによるSFP注水」		・高圧炉心冷却水ポンプ 台数：1台（容量：高圧側182³/h，低圧側727m³/h，揚程：高圧側890m，低圧側190m）	復水貯蔵槽 ｻﾌﾞﾚｯｼｮﾝ･ﾁｪﾝﾊﾞ	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
	「MUWCによるSFP注水」		・復水移送ポンプ 台数：3台（容量：150m³/h/台，揚程：103m）	復水貯蔵槽	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 2時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「消火ポンプによるSFP注水」		・ディーゼル駆動消火ポンプ 台数：1台（容量：177m³/h，揚程：75m）	ろ過水タンク	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「恒設RCWによる補機冷却水確保」		・原子炉補機冷却ポンプ 台数：6台（容量：1300³/h／1100³/h,揚程：58m／53m） ・原子炉補機冷却海水ポンプ 台数6台（容量：1800³/h,揚程：35m） ・原子炉補機冷却熱交換器 台数：6台（熱交換量：17.4MW/系統／16.3MW/系統）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 3時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「代替Hxによる補機冷却水確保」		・熱交換器ユニット（保管場所:Ｔ.Ｍ.Ｓ.Ｌ.+35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m³/h/台,揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 4時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m³/h/台,揚程：35m）	－	－	電源有の場合 中操操作	運転員 2名
						電源無の場合 現場弁操作等 5時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	○多様なハザード対応要領						
	「代替Hxによる補機冷却水確保」	(1.11)	・熱交換器ユニット（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：2台（熱交換量：23MW） ・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m³/h/台,揚程：35m）	－	－	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(12/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑧ 使用済燃料除熱戦略	「代替RSWによる補機冷却水確保」		・代替原子炉補機冷却海水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：420m³/h/台,揚程：35m）	－	－	現場操作 7時間以内	復旧班員 16名
⑨ 放射性物質拡散抑制のための戦略略	○多様なハザード対応手順書						
	「放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水）」	(1.12)	・可搬型大容量送水ポンプ（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台（容量：900m³/h以上，吐出圧力：0.9MPa） ・放水砲（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台 ・ホース展張車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：5台	海水取水箇所	－	現場操作 3時間以内	復旧班員 8名
	「海洋への放出抑制（汚濁防止膜設置）」		・荒浜側，大湊側放水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・構内排水路汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・#1-4取水口,#1補機取水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） ・#5-7取水口汚濁防止膜（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：20m/本（カーテン長：6～8m）	－	－	現場操作 3時間以内 (北放水口 1重目) 24時間以内 (取水口3箇所 1重目)	復旧班員 13名
	「海洋への放出抑制（放射性物質吸着材設置）」		・放射性物質吸着材（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：1020kg以上	－	－	現場操作 3時間以内	復旧班員 4名
⑩ 電源確保戦略	○事故時運転操作手順書(徴候ベース)						
	「D/G又は外部電源復旧操作」	(1.14)	・非常用ディーゼル発電機 台数：3台（容量：6250kVA/台，電圧：6.9kV） ・共通母線，M/C7C，7D母線	－	－	中操操作	運転員 2名
	「他号機からの受電操作」		・共通母線，M/C7C，7D母線	－	－	中操操作	運転員 2名
	「充電器予備器へ切り替え」		・予備充電器盤	－	－	中操操作	運転員 2名
	「D/G（A）(B)による緊急用M/Cへの送電」		・非常用ディーゼル発電機 台数：2台（容量：6250kVA/台，電圧：6.9kV） ・緊急用M/C母線	－	－	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場4名
	「第一GTGによるM/C7C,7D受電」		・第一ガスタービン発電機（保管場所：T.M.S.L.+12m） 台数：1台（容量：4500kVA/台，電圧：6.9kV） ・M/C7C，7D母線	－	－	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場4名
	「緊急用M/CによるM/C7C,7D受電」		・緊急用M/C母線 ・M/C7C，7D母線（P/C7C-1，7D-1，M/CC7C-1-1，7D-1-1）	－	－	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「直流125V充電器盤7A受電」		・直流125V充電器盤7A ・直流125V充電器盤7A・7B予備	－	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「直流125V充電器盤7B受電」		・直流125V充電器盤7B	－	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(13/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
⑩ 電源確保戦略	「直流125V充電器盤7A-2受電」		・直流125V充電器盤7A-2	－	－	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「AM用直流125V充電器盤受電」		・AM用直流125V充電器盤 ・AM用直流125V予備充電器盤	－	－	現場操作 2時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	「中操監視計器類復旧（C系）」		・M/CC7C-1-7（バイタル，CVCF，計測用電源）	－	－	現場操作 1時間以内	運転員 中操2名 現場2名
	「中操監視計器類復旧（D系）」		・M/CC7D-1-6（原子炉系計測用電源）※C系にて受電できない場合 ・M/CC7D-1-7（バイタル，CVCF，計測用電源）	－	－	現場操作 1時間30分以内	運転員 中操2名 現場2名
	○多様なハザード対応要領						
	「各号炉D/Gによる緊急用M/C受電から各号炉への送電」		・非常用ディーゼル発電機 台数：3台（容量：6250kVA/台，電圧：6.9kV） ・緊急用M/C母線	－	－	現場操作 4時間以内	当該号炉運転員 中操2名 現場2名 他号炉運転員 中操2名 現場4名 復旧班員 6名
	「第二GTGによる緊急M/C受電」	（1.14）	・第二ガスタービン発電機（保管場所：T.M.S.L.+21m） 台数：1台（容量：4500kVA/台，電圧：6.9kV） ・緊急用M/C母線	－	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
	「電源車による緊急M/C受電」		・電源車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：9台（容量：500kVA/台，電圧：6.9kV） ・M/C7C，7D母線	－	－	現場操作 2時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
	「電源車によるP/C7C-1,7D-1受電」		・電源車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：9台（容量：500kVA/台，電圧：6.9kV） ・P/C7C，7D母線	－	－	現場操作 7時間以内	運転員 中操2名 現場2名 復旧班員 6名
	「可搬型直流電源設備による給電」	（1.14）	・直流給電車・電源車（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（蓄電池400Ah，整流器120A，容量500kVA，電圧DC125V）	－	－	現場操作 9時間以内	運転員 中操2名 現場2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

表１ 個別戦略フローにおける対応手順書等及び設備一覧（7 号炉の例）(14/14)

個別戦略	手順書等	技術的能力に係る審査基準の該当項目	主要な使用設備（保管場所，仕様等）	水源	備考	所要時間（目安）	必要人員（目安）
							復旧班員 6名
⑪ 人命救助戦略	○総務班ガイド						
	「総務班ガイド」	(2.1)	－	－	－	－	－
水源確保	○多様なハザード対応要領						
	「消防車によるCSPへの補給（淡水/海水）」	(1.13)	・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	防火水槽 海水取水箇所	－	現場操作 3時間以内	復旧班員 4名
	「消防車による防火水槽への海水補給」		・可搬型代替注水ポンプ（消防自動車）（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） A-2　台数：13台（容量：120m³/h／84 m³/h，吐出圧力：0.85MPa／1.4MPa）	海水取水箇所	－	現場操作 3時間以内	復旧班員 3名
燃料確保	○多様なハザード対応要領						
	「非常用D/G軽油タンクからタンクローリーへの給油」	(2.1)	・タンクローリー（保管場所:T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：4t/台），台数：1台（容量：16t/台）	－	－	現場操作 2時間以内	復旧班員 2名
	「地下軽油タンクからローリーへの給油」		・タンクローリー（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：4t/台）	－	－	現場操作 30分以内	復旧班員 2名
	「タンクローリーから各機器等への給油」		・タンクローリー（保管場所：T.M.S.L.+35m以上） 台数：4台（容量：4t/台），台数：1台（容量：16t/台）	－	機器側タンク容量による	現場操作 1時間30分以内	復旧班員 2名

注）本資料は，訓練等の実績により見直す可能性があり，使用設備，所要時間，必要人員等は最終的に各手順書に反映する。

大規模損壊発生時の対応手順書体系

１．柏崎刈羽原子力発電所マニュアル体系大規模損壊関連体系図

大規模損壊発生時に必要となる手順書類について，発電所の発電所のQMS 文書体系上の位置づけを図1 に示す。

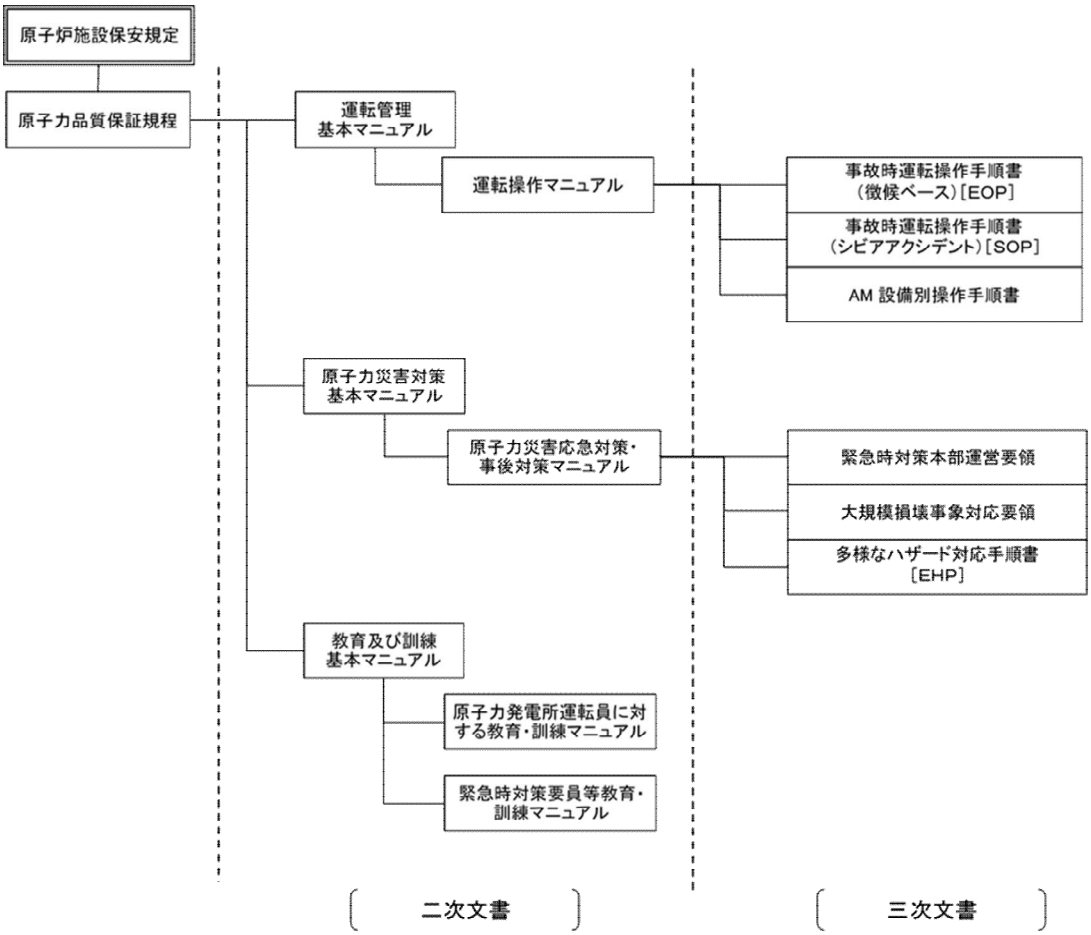


図１　QMS文書体系上の手順書の位置付け

2. 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

発電所対策本部で使用する対応フローに従った措置を講じるため，以下の手順書を用いて対応を行う。また，手順書の体系図を図2 に，手順書のリストを表2に示す。

(1)発電所対策本部で使用する手順書

①緊急時対策本部運営要領

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

また，発電所対策本部の運営及び各機能組織が実施する事項については，本要領の下位に紐付く各機能組織のガイドとして定める。

②アクシデントマネジメントの手引き(AMG)

プラントで発生した事故・故障等が拡大し，炉心損傷に至った際に，事故の進展防止，影響緩和のために実施すべき措置を判断，選択するための情報を定めた要領で，技術支援組織が使用する。炉心が損傷し，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の健全性を脅かす可能性のあるシビアアクシデント事象に適用する。

③多様なハザード対応手順書(EHP)

自然現象や大規模損壊等により，多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に，運転員のプラント対応に必要な支援を行うため，可搬設備等によるプラント対応支援を定めた手順書で，実施組織（運転員以外）が使用する。

(2)運転員が使用する手順書

①警報発生時操作手順書

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

②事故時運転操作手順書（事象ベース）(AOP)

単一の故障等で発生する可能性のある異常又は事故が発生した際に，事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。

③事故時運転操作手順書（徴候ベース）(EOP)

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

④事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）(SOP)

ＥＯＰで対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に，事故の拡大を

防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。

⑤事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）（停止時EOP）

発電用原子炉が停止中の場合において，プラントの異常状態を検知する対応，異常状態発生の防止に関する対応及び異常事象が発生した場合の対応操作に関する事項を定めた手順書。

⑥AM 設備別操作手順書

自然現象や大規模損壊等により，多数の恒設の電源設備・注水設備等が使用できない場合に，実施組織（運転員以外）の支援を受けて行う可搬型設備等による事故対応操作のうち，主に建屋内設備の操作内容を定めた手順書。

(3) 発電所対策本部及び運転員が使用する手順書

①火災防護計画

発電所の火災防護に係る全ての活動に適用され，設計基準対象施設，並びに重大事故等対処施設の火災防護対策を定め，万一火災が発生したとしても，プラントの安全停止能力を確保すること，発電所職員や環境への放射線の影響を防止することを目的に定めた業務文書。

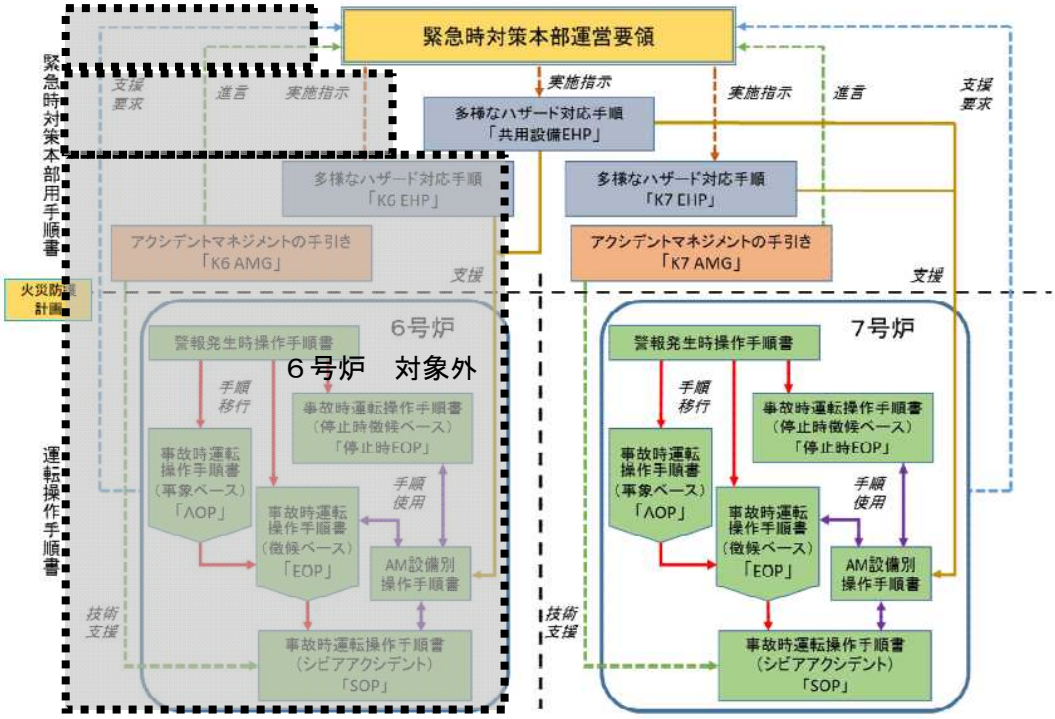


図 2 大規模損壊発生時の対応手順書体系図

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(1/5)

緊急時対策本部運営要領
計画班運用ガイド 保安班運用ガイド 号機班運用ガイド 復旧班運用ガイド 通報班運用ガイド 立地・広報班運用ガイド 資材班運用ガイド 総務班運用ガイド 大規模損壊事象対応要領

アクシデントマネジメントの手引き（AMG）
確認ガイド ［確認ガイドー１］：炉心損傷の確認ガイド ［確認ガイドー２］：損傷炉心の冷却性確認ガイド ［確認ガイドー３］：原子炉圧力容器破損の確認ガイド ［確認ガイドー４］：格納容器モニタの確認ガイド 確認ガイドー４．１ 格納容器内のパラメータの確認ガイド 確認ガイドー４．２ 格納容器健全性の確認ガイド 操作ガイド ［操作ガイドー１］：損傷炉心への注水操作ガイド ［操作ガイドー２］：原子炉減圧操作ガイド（注水手段がある場合） ［操作ガイドー３］：原子炉減圧操作ガイド（注水手段がない場合） ［操作ガイドー４］：機器復旧後の切り替え操作ガイド ［操作ガイドー５］：（原子炉圧力容器破損後の）原子炉への注水操作ガイド ［操作ガイドー６］：下部Ｄ／Ｗへの注水操作ガイド ［操作ガイドー７］：格納容器からの除熱操作ガイド ［操作ガイドー８］：耐圧強化格納容器ベント操作ガイド ［操作ガイドー９］：格納容器負圧抑制操作ガイド ［操作ガイドー10］：可燃性ガス濃度制御系（ＦＣＳ）操作ガイド ［操作ガイドー11］：原子炉ウェルへの注水操作ガイド

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(2/5)

7 号炉 多様なハザード対応手順書（K7 EHP）
電源車によるP/C 7C-1 及びP/C 7D-1 受電
号炉間電力融通ケーブルによる電力融通（仮称）
可搬型直流電源装置による直流125V 主母線盤7A 受電
直流給電車による直流125V 主母線盤7A 受電
電源車によるAM 用MCC 受電
RCIC 現場起動後の排水
フィルタベント水位調整（仮称）
フィルタベント停止後のN2 パージ手順
熱交換器ユニットによる補機冷却水確保
大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）による補機冷却水確保
代替RSW ポンプによる補機冷却水確保
消防車による送水
水素対策（トップベント）
消防車によるCSP への補給（淡水/海水）
消防車による防火水槽への海水補給
放射性物質放出箇所へのスプレイ（淡水/海水）
海水取水ポンプによる防火水槽への海水補給
内部溢水

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(3/5)

（共通）多様なハザード対応手順書（共用設備 EHP）
第二ＧＴＧによる緊急用M/C 受電
電源車による緊急用M/C 受電
各号機D/G(A)による緊急用M/C 受電から各号機への送電
泡消火剤による消火及び延焼防止（仮称）
純水移送ポンプ電源確保
電源車によるK5 代替緊急時対策所への給電
貯水池から防火水槽への補給
貯水池から淡水タンクへの補給
淡水タンクから防火水槽への補給
軽油タンクからタンクローリーへの給油
タンクローリーから各機器等への給油
状況確認とアクセスルート確保
段差復旧・陥没箇所復旧
がれき除去
除灰手順（道路部）
フィルタ清掃・交換手順（仮称）
海洋への放出抑制（仮称）

7 号炉 警報発生時操作手順書
重要警報編
系統別一括警報 H11-P703 編
系統別一括警報 H11-P704(L)編
系統別一括警報 H11-P704(R)編
系統別一括警報 H11-P705 編

事故時運転操作手順書（事象ベース）（AOP）
原子炉編
タービン・電気編
火災編

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(4/5)

事故時運転操作手順書（徴候ベース）（EOP）
原子炉制御
格納容器制御
原子炉建屋制御
使用済燃料プール制御
不測事態
EOP/SOP インターフェース(ES/I)

事故時運転操作手順書（ｼﾋﾞｱｱｸｼﾃﾞﾝﾄ）（SOP）
AM 操作方針の全体流れ図
注水-1 「損傷炉心への注水」
注水-2 「長期の原子炉水位の確保」
注水-3a「RPV 破損前の下部D/W 注水」
注水-3b「RPV 破損後の下部D/W 注水」
注水-4 「長期のRPV 破損後の注水」
除熱-1 「損傷炉心冷却後の除熱」
除熱-2 「RPV 破損後の除熱」
放出 「PCV 破損防止」
水素 「R/B 水素爆発防止」

事故時運転操作手順書(停止時徴候ベース)(停止時 EOP)
「停止時反応度制御」（RC/Q）
「RPV ヘッドオン/プールゲート閉/PCV 閉鎖」時SFP 原子炉水位・温度制御
「RPV ヘッドオン/プールゲート閉/PCV 開放」時SFP 原子炉水位・温度制御
「RPV ヘッドオフ/プールゲート閉/PCV 開放」時SFP 原子炉ｳｪﾙ水位・温度制御
「RPV ヘッドオフ/プールゲート開/PCV 開放」時SFP 原子炉ｳｪﾙ水位・温度制御
「RPV ヘッドオフ直後・ヘッドオン直前」時原子炉水位・温度制御
「交流/直流電源供給回路」（PS/R）

表 2 大規模損壊発生時の対応手順書リスト(5/5)

AM 設備別操作手順書
①電源確保戦略
②反応度制御戦略
③Rx 注水戦略
④圧力制御戦略
⑤格納容器スプレイ戦略
⑥格納容器水素・酸素制御戦略
⑦SFP 注水，ウェル注水，SFP 監視戦略
⑧代替除熱戦略
⑨原子炉除熱戦略
⑩格納容器除熱戦略
⑪SFP 除熱戦略
⑫水源確保戦略
⑬代替計器戦略
⑭その他戦略
⑮中央制御室居住性確保戦略
⑯下部 D/W 注水戦略

火災防護計画
・発電関連設備の火災防護対策
・中央制御室盤内の火災防護対策
・原子炉格納容器内の火災防護対策
・重大事故等対処設備並びにこれらが設置されている火災区域に対する火災防護対策
・その他の区域の火災防護対策
・火災鎮火後の処置

大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について

大規模損壊発生時に想定される以下のa.～c.の環境下等において，緊急時対策要員等が事故対応を行うために必要な資機材を表1 に示すとおり配備している。

d.の資機材については，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所，6 号及び7 号炉中央制御室において，必要数を配備することとしており，詳細を表2 に示す。

e.の資機材については，詳細を表3 に示す。

a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

b. 地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災，又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生に備え，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び消火設備を配備する。

c. 炉心損傷及び原子炉格納容器の破損による高線量の環境下において，事故対応のために着用するマスク，高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。

d. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材を確保する。

e. 大規模損壊発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するため，多様な複数の通信連絡設備を整備する。

また，通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を配備する。

表１　重大事故等及び大規模損壊の発生に備えた資機材リスト

品目	保管場所	規定類
ａ．全交流動力電源喪失発生時の環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材		
ヘッドライト	全所員に配備（運転員含む）	緊急時対策本部 運営要領
懐中電灯	中央制御室 現場控室 事務本館又は初動要員宿泊所	
ＬＥＤライト （ランタンタイプ）	中央制御室 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所	
ＬＥＤライト （三脚タイプ）	中央制御室	
可搬型照明設備	荒浜側及び大湊側高台保管場所	
ｂ．大規模火災時に消火活動を実施するために着用する防護具及び消火剤等の資機材		
耐熱服	防護本部 自衛消防隊詰め所	火災防護計画
防火服	防護本部 副防護本部 自衛消防隊詰め所 中央制御室 サービス建屋チェックポイント 事務本館	
泡消火薬剤	自衛消防隊詰め所 荒浜側高台保管場所	
ｃ．高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク及び線量計等の資機材		
表 2 に記載。		緊急時対策本部 運営要領

表２ 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材(1/7)

(1) 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に保管する放射線管理用資機材及びチェンジンエリア用資機材等

ａ．防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品　名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	1,890 着	180 名（要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
靴下	1,890 足	180 名（要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
帽子	1,890 着	180 名（要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
綿手袋	1,890 双	180 名（要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×7 日×1.5 倍
ゴム手袋	3,780 双	1,890×2
全面マスク	810 個	180 名（要員数164 名＋自衛消防隊10 名＋余裕）×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍
チャコールフィルタ	3,780 個	1,890×2
アノラック	945 着	180 名（要員数164 名＋自衛消防隊10 名＋余裕）×７日×1.5（余裕）×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	40 足	80 名（現場復旧班要員65 名＋保安班要員15 名）×0.5（現場要員の半数）
タングステンベスト	14 着	14 名（プルーム通過後現場復旧班要員 14 名）
セルフエアセット	4 台	初期対応用 3 台＋予備 1 台

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

ｂ．計測器（被ばく管理・汚染管理）

品　名	保管数※	考え方
個人線量計（電子線量計）	180 台	180 名（要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）
個人線量計（ガラスバッチ）	180 台	180 名（要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）
GM 汚染サーベイメータ	5 台	チェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	8 台	現場作業時に使用
可搬型エリアモニタ	4 台	5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の1 台は陽圧化の判断のために重大事故等対処設備として使用 各エリアにて使用 設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

表2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材(2/7)

ｃ．チェンジングエリア用資機材及び除染資材

品　名	保管数※	考え方
養生シート	3 巻	チェンジングエリア設営に必要な数量
バリア	4 個	
フェンス	9 枚	
粘着マット	2 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ポリ袋	25 枚	
テープ	5 巻	
ウエス	2 箱	
ウェットティッシュ	10 巻	
はさみ	6 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 台	
簡易タンク	1 台	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	2 台 （予備 1 台）	
乾電池内蔵型照明	4 台 （予備 1 台）	

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

表 2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材(3/7)

d. 飲食料

品名	保管数※	考え方
飲食料	3,780 食	180 名（要員数 164 名＋自衛消防隊 10 名＋余裕）×７日×３食
飲料水 (1.5 ﾘｯﾄﾙ)	2,520 本	180 名（要員数164 名＋自衛消防隊10 名＋余裕）×７日×２本(1.5ﾘｯﾄﾙ/本)
よう素剤	1,440 錠	180 名（要員数164 名＋自衛消防隊10 名＋余裕）×（初日2 錠＋2 日目以降1 錠/日×6 日）

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

ｅ．その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素濃度計	3 台	－
二酸化炭素 濃度計	3 台	－
一般テレビ （回線，機器）	1 式	報道や気象情報等を入手するため
社内パソコン （回線，機器）	1 式	社内情報共有に必要な資料・書類等を作成するため

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

表 2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材(4/7)

(2)5号炉原子炉建屋内緊急時対策所に配備する原子力災害対策活動で使用する主な資料

資　　料　　名
1．発電所周辺地図 ① 発電所周辺地域地図　(1/25,000) ② 発電所周辺地域地図　(1/50,000)
2．発電所周辺航空写真パネル
3．発電所気象観測データ ① 統計処理データ ② 毎時観測データ
4．発電所周辺環境モニタリング関連データ ① 空間線量モニタリング設備配置図 ② 環境試料サンプリング位置図 ③ 環境モニタリング測定データ
5．発電所周辺人口関連データ ① 方位別人口分布図 ② 集落の人口分布図 ③ 市町村人口表
6．主要系統模式図（各号炉）
7．原子炉設置（変更）許可申請書（各号炉）
8．系統図及びプラント配置図 ① 系統図 ② プラント配置図
9．プラント関係プロセス及び放射線計測配置図（各号炉）
10．プラント主要設備概要（各号炉）
11．原子炉安全保護系ロジック一覧表（各号炉）
12．規定類 ① 原子力施設保安規定 ② 原子力事業者防災業務計画
13．事故時運転操作手順書

表 2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材(5/7)

(3) 6 号及び7 号炉中央制御室に保管する放射線管理用資機材及びチェンジングエリア用資機材等

a．防護具及び除染用資機材（被ばく管理・除染管理）

品　名	保管数※	考え方
不織布カバーオール	420 着	20 名（6/7 号炉運転員 18 名＋余裕）×2 交代×7 日×1.5 倍
靴下	420 足	20 名（6/7 号炉運転員 18 名＋余裕）×2 交代×7 日×1.5 倍
帽子	420 着	20 名（6/7 号炉運転員 18 名＋余裕）×2 交代×7 日×1.5 倍
綿手袋	420 双	20 名（6/7 号炉運転員 18 名＋余裕）×2 交代×7 日×1.5 倍
ゴム手袋	840 双	420×2
全面マスク	180 個	20 名（6/7号炉運転員18 名＋余裕）×2交代×3 日（除染による再使用を考慮）×1.5 倍
チャコールフィルタ	840 個	420×2
アノラック	210 着	20 名（6/7 号炉運転員18 名＋余裕）×2 交代×7 日×1.5 倍×50%（年間降水日数を考慮）
汚染区域用靴	10 足	20 名（6/7 号炉運転員18 名＋余裕）×0.5（現場要員の半数）
セルフエアセット	4 台	初期対応用 3 台＋予備 1 台
酸素呼吸器	5 台	ISLOCA 等対応用 4 台＋予備 1 台

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

b．計測器（被ばく管理・汚染管理）

品　名	保管数※	考え方
個人線量計（電子式線量計）	70 台	20 名（6/7 号炉運転員18 名＋余裕）＋46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
個人線量計（ガラスバッチ）	70 台	20 名（6/7 号炉運転員18 名＋余裕）＋46 名（引継班，日勤班，作業管理班）＋余裕
GM 汚染サーベイメータ	3 台	中央制御室のモニタリング及びチェンジングエリアにて使用
電離箱サーベイメータ	2 台	中央制御室のモニタリングに使用
可搬型エリアモニタ	3 台	各エリアにて使用 設置のタイミングは，チェンジングエリア設営判断と同時

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

表 2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材(6/7)

ｃ．チェンジングエリア用資機材及び除染資材

品　名	保管数※	考え方
エアーテント	1 式	チェンジングエリア設営に必要な数量
養生シート	2 巻	
フェンス	4 枚	
バリア	2 個	
粘着マット	2 枚	
ヘルメット掛け	1 式	
ポリ袋	20 枚	
テープ	2 巻	
ウエス	1 箱	
ウェットティッシュ	2 巻	
はさみ	1 個	
マジック	2 本	
簡易シャワー	1 式	
簡易タンク	1 式	
トレイ	1 個	
バケツ	2 個	
可搬型空気浄化装置	1 台	
乾電池内蔵型照明	4 台 （予備 1 台）	

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

表 2 外部支援が受けられないことを想定した事故対応を行うための防護具，線量計及び食料等の資機材(7/7)

d. 飲食料等

品名	保管数※	考え方
食料	420 食	20 名（6/7 号炉運転員 18 名＋余裕）×７日×３食
飲料水 (1.5 ﾘｯﾄﾙ)	280 本	20 名（6/7 号炉運転員18 名＋余裕）×７日×２本
簡易トイレ	一式	－
よう素剤	320 錠	20 名（6/7 号炉運転員18 名＋余裕）×（初日2 錠＋2 日目以降1錠/1 日＝8）×2 交代

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

ｅ．その他資機材

品名	保管数※	考え方
酸素・二酸化炭素 濃度計	3 台 （予備 1 台）	－
ＬＥＤライト （ランタンタイプ）	20 個	中央制御室対応として，主盤エリア5台＋裏盤エリア10台＋待避室2台＋予備3台）
ＬＥＤライト （三脚タイプ）	4 個	ランタンタイプ LED の補助
ヘッドライト （ヘルメット装着用）	100 個	6 号及び 7 号炉の運転員全員に配備

※予備を含む。（今後，訓練等で見直しを行う。）

表 3 通信連絡設備の確保(1/2)

(1)発電所内の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内	携帯型音声呼出電話設備	携帯型音声呼出電話機※	6 号及び 7 号炉 中央制御室
	送受話器 (警報装置含む)	ハンドセット	6 号及び 7 号炉 中央制御室
		スピーカー	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	無線連絡設備	無線連絡設備（常設）※	6 号及び 7 号炉 中央制御室
			5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		無線連絡設備（可搬型）※	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	電力保安通信用電話設備	固定電話機	6 号及び 7 号炉 中央制御室
			5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		PHS 端末	6 号及び 7 号炉 中央制御室
			5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		FAX	6 号及び 7 号炉 中央制御室
			5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	5 号炉屋外緊急連絡用 インターフォン	インターフォン	5 号炉原子炉建屋屋外
			5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
			5 号炉中央制御室

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

(2)発電所内外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所内外	安全パラメータ表示 システム(SPDS)	データ伝送装置	6 号炉 プロセス計算機室
			7 号炉 プロセス計算機室
	データ伝送設備	緊急時対策支援 システム伝送装置	免震重要棟
			5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		SPDS 表示装置	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	衛星電話設備	衛星電話設備（常設）※	6 号及び7 号炉 中央制御室
			5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		衛星電話設備（可搬型）※	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所

※通常の通信連絡設備が使用不能な場合

表 3 通信連絡設備の確保(2/2)

(3)発電所外の通信連絡設備

通信種別	主要施設		
発電所外	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（有線系，衛星系 共用）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		IP-電話機（有線系，衛星系）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		IP-FAX（有線系，衛星系）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	専用電話設備	専用電話設備（ホットライン）（自治体他向）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	テレビ会議システム	テレビ会議システム（社内向）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
	衛星電話設備（社内向）	テレビ会議システム（社内向）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所
		衛星社内電話機	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所

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ものではなく，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。

重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準（添付３）における

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係る実施基準（添付３）における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資機材配備の記載については，以下の考え方で記載を行う。

ａ．重大事故等対策

重大事故等発生時の対応に必要な資機材について，重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置（表１～表 19），アクセスルートの確保，復旧作業及び支援等に記載する資機材を配備することを記載する。

ｂ．大規模損壊時の対応

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材について，重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に，高線量の環境，大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備することを記載する。

また，そのような状況においても使用を期待できるよう，原子炉建屋等から 100m 以上離隔をとった場所に分散して配備することを記載する。

○配備する資機材の概要

（１）全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材
（２）炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク，高線量対応防護服及び線量計等の必要な資機材
（３）地震及び津波のような大規模な自然災害による油タンク火災又は故意による大型航空機の衝突に伴う大規模な航空機燃料火災の発生時において，必要な消火活動を実施するために着用する防護具，消火薬剤等の資機材及び大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）や放水砲等の消火設備
（４）大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具，線量計，食料等の資機材
（５）大規模損壊の発生時において，指揮者と現場間，発電所外等との連絡に必要な通信連絡設備を確保するための，多様な複数の通信連絡設備
　また，通常の通信連絡設備が使用不能な場合を想定した通信連絡設備として，衛星電話設備，無線連絡設備，携帯型音声呼出電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

添付資料：重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）参照

以　上

重大事故等対処設備の固縛解除の運用について

重大事故等対処設備の固縛解除の運用について

屋外保管の重大事故等対処設備を事故時に使用する場合の固縛解除の運用について整理する。

１．　固縛理由

（１）竜巻発生時の浮き上がり及び横滑り防止

（２）地震発生時の転倒及び落下等の防止

２．　使用時の運用

屋外保管の固縛を実施している重大事故等対処設備を重大事故等発生時に使用する場合は，アクセスルートを選定し使用する設備を決定後，使用する設備の固縛解除を行う。

基本的には使用しない設備の固縛解除は行わない。但し，発電所の状況として，重大事故等を収束させる観点から，異なるアクセスルートを用いて同時に複数の重大事故等対処設備を運ぶことが適切である場合には，固縛解除も可能とする。

３．　保安規定への反映

上記の運用については，アクセスルートの選定から重大事故等対処設備を設置するまでの一連の活動の中のひとつであり，具体的な実施内容となることから保安規定に記載せず，三次文書に記載する。なお，アクセスルートの確保等については，保安規定（添付３）に定めることとしている。

以上

重大事故等対処設備使用時の固縛解除対象設備

No.	設備名称	配置場所
1	スクラバ水 pH 制御設備用ポンプ	荒浜側高台保管場所 大湊側高台保管場所
2	可搬型モニタリングポスト	荒浜側高台保管場所 大湊側高台保管場所
3	可搬型気象観測装置	荒浜側高台保管場所 大湊側高台保管場所
4	小型船舶（海上モニタリング用）	荒浜側高台保管場所 大湊側高台保管場所
5	タンクローリ（4kL）	5 号炉東側第二保管場所
6	可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）	5 号炉東側第二保管場所

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。

添付資料 1.0.2（抜粋）

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて

＜ 目　次 ＞

1. 新規制基準への適合状況 1.0.2-1

2. 概要 1.0.2-3

3. 保管場所の評価 1.0.2-16

4. 屋外アクセスルートの評価 1.0.2-50

5. 屋内アクセスルートの評価 1.0.2-105

6. 発電所構外からの緊急時対策要員参集 1.0.2-150

9. 別紙 1.0.2-152

(1) アクセスルートへの外部事象の重畳による影響について 1.0.2-152
(2) 平成19年（2007年）新潟県中越沖地震時の被害状況について 1.0.2-169
(3) 可搬型設備の接続箇所及び仕様について 1.0.2-174
(4) 淡水及び海水取水場所について 1.0.2-180
(5) 鉄塔基礎の安定性について 1.0.2-184
(6) 崩壊土砂の到達距離について 1.0.2-187
(7) 屋外アクセスルート　現場確認結果 1.0.2-194
(8) 主要変圧器の火災について 1.0.2-195
(9) 自衛消防隊（消防車隊）による消火活動等について 1.0.2-203
(10) 浸水時の可搬型設備（車両）の走行について 1.0.2-205
(11) 構内道路補修作業の検証について 1.0.2-206
(12) 車両走行性能の検証 1.0.2-215
(13) 地震時の地中埋設構造物崩壊による影響について 1.0.2-221
(14) 屋外アクセスルートの仮復旧計画 1.0.2-223
(15) がれき及び土砂撤去時のホイールローダ作業量時間について 1.0.2-225
(16) 仮復旧後の対応について 1.0.2-230
(17) 屋内アクセスルートの設定について 1.0.2-233
(18) 屋内アクセスルート確認状況（地震時の影響） 1.0.2-271
(19) 屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒等による影響について 1.0.2-279
(20) アクセスルート通行時における通信連絡手段及び照明 1.0.2-287
(21) 地震随伴火災の影響評価 1.0.2-289
(22) 地震随伴内部溢水の影響評価 1.0.2-300
(23) 屋外アクセスルートにおける地震後の被害想定（一覧） 1.0.2-311
(24) 資材設置後の作業成立性 1.0.2-312
(25) 保管場所及び屋外アクセスルート等の点検状況 1.0.2-313
(26) 発電所構外からの要員の参集について 1.0.2-314
(27) 屋外アクセスルート　除雪時間評価 1.0.2-323
(28) 屋外アクセスルート　除灰時間評価 1.0.2-326
(29) 森林火災発生時における屋外アクセスルートの影響 1.0.2-329
(30) 降水に対する影響評価結果について 1.0.2-330
(31) 可搬型設備の小動物対策について 1.0.2-338
(32) 屋外アクセスルート近傍の障害となり得る要因と影響評価について .. 1.0.2-340
(33) 斜面の崩壊形状について 1.0.2-357
(34) 揺すり込み沈下の影響評価 1.0.2-359

(35)　津波発生時のアクセスルートのアクセス性について..... 1.0.2-365
(36)　代表的な災害時における通行可能なアクセスルートについて..... 1.0.2-371
(37)　地震による建屋直近の地盤沈下に伴う 可搬型重大事故等対処設備の接続作業等への影響について..... 1.0.2-373
(38)　不等沈下に対する事前対策..... 1.0.2-380
(39)　保管場所と周辺斜面の離隔について..... 1.0.2-381

10. 補足資料 1.0.2-382

(1) 第159回審査会合（2014年11月）からの主要な変更点 1.0.2-382
(2) 屋外の純水・ろ過水タンク溢水時の影響等について..... 1.0.2-383
(3) 作業に伴う屋外の移動手段について..... 1.0.2-388
(4) 屋内アクセスルート運用変更について..... 1.0.2-390
(5) 屋内アクセスルートにおける資機材設備の転倒調査について..... 1.0.2-394
(6) 作業時間短縮に向けた取り組みについて..... 1.0.2-401
(7) 第261回審査会合（2015年8月）からの主要な変更点： 一時待避場所・追加ルートの設定（2015年9月説明内容） 1.0.2-402
(8) 緊急時対策所の設置に関する考え方（2015年9月説明時点） 1.0.2-423
(9) 屋外での通信機器通話状況の確認..... 1.0.2-434
(10) 1～7号炉同時発災時におけるアクセスルートへの影響 1.0.2-435
(11) 溢水評価におけるブローアウトパネルの位置付け（2015年11月説明内容） 1.0.2-447
(12) 海水取水場所での取水ができない場合の代替手段について..... 1.0.2-448
(13) 6号及び7号炉主変圧器の地震による接続口への影響について 1.0.2-452
(14) 荒浜側防潮堤の扱い変更に伴う アクセスルート追加等の主な変更点について..... 1.0.2-455
(15) 5号炉東側第二保管場所の新設について 1.0.2-460
(16) 自衛消防隊建屋の扱いについて..... 1.0.2-461
(17) 緊急時対策所及び淡水送水配管の扱い変更に伴う見直しについて..... 1.0.2-464

1. 新規制基準への適合状況

可搬型重大事故等対処設備（以下「可搬型設備」という。）の保管場所及び同設備の運搬道路（以下「アクセスルート」という。）に関する要求事項と，その適合状況は，以下のとおりである。

(1) 「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」
第四十三条（重大事故等対処設備）

	新規制基準の項目	適合状況
第3項	五　地震、津波その他の自然現象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影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。	可搬型設備は，地震，津波その他の自然現象，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備に対して，同時に必要な機能が失われないよう，100m以上の離隔を取った高所かつ防火帯の内側の場所に保管する。また，分散配置が可能な可搬型設備については，分散配置して保管する。
	六　想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。	地震，津波その他の自然現象を想定し，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。また，がれき等によってアクセスルートの確保が困難となった場合に備え，ホイールローダを配備し，がれき除去を行えるようにしている。
	七　重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。	可搬型設備は，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能が失われないよう，100m以上の離隔を取るとともに，分散配置が可能な可搬型設備については，分散配置して保管する。また，基準地震動で必要な機能が失われず，高所かつ防火帯の内側に保管することにより，共通要因によって必要な機能が失われないことを確認している。

(2) 「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」
第五十四条（重大事故等対処設備）

	新規制基準の項目	適合状況
第3項	五　可搬型重大事故等対処設備に関しては、地震、津波その他の自然現象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影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。 【解釈】 可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から 100m 以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。	可搬型設備は，地震，津波その他の自然現象，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備に対して，同時に必要な機能が失われないよう，100m以上の離隔を取った高所かつ防火帯の内側の場所に保管する。また，分散配置が可能な可搬型設備については，分散配置して保管する。
	六　可搬型重大事故等対処設備に関しては、想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講ずること。	地震，津波その他の自然現象を想定し，迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。また，がれき等によってアクセスルートの確保が困難となった場合に備え，ホイールローダを配備し，がれき除去を行えるようにしている。

2. 概要

(1) 保管場所及びアクセスルート

可搬型設備の保管場所及びアクセスルートについて第1図に，保管場所の標高，離隔距離等について第1表に示す。

保管場所は荒浜側，大湊側の高台及び5号炉近傍2箇所の合計4箇所設置しており，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所及び保管場所から目的地まで複数ルートでアクセスが可能であり，可搬型設備の運搬，要員の移動，重大事故等時に必要な設備の状況把握，対応が可能である。

第1図　保管場所及びアクセスルート図

第１表　保管場所の標高，離隔距離，地盤の種類

保管場所	標　高	常設代替交流電源設備からの離隔距離	原子炉建屋からの離隔距離※1	地盤の種類
荒浜側高台保管場所	T.M.S.L.＋37m	約 900m	約 900m	砂質地盤・盛土地盤
大湊側高台保管場所	T.M.S.L.＋35m	約 250m	約 250m	砂質地盤・盛土地盤
５号炉東側保管場所	T.M.S.L.＋12m	約 380m	約 120m	岩盤
５号炉東側第二保管場所	T.M.S.L.＋12m	約 330m	約 100m※2	粘性土地盤

※　各設備の保管場所及び設置場所については，今後の検討結果等により，変更となる可能性がある。
※1　原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋のうち，各保管場所からの距離が最も短い原子炉建屋からの離隔距離を記載している。
※2　原子炉建屋から 100m 以上の離隔を確保している。

(2) 評価概要

保管場所及びアクセスルートについて，以下の評価を実施し，有効性評価に対する作業の成立性について検討を実施した。

保管場所については，「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」第四十三条（重大事故等対処設備）及び「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」第五十四条（重大事故等対処設備）に基づき，地震及び津波被害を想定し，それらの被害要因について評価する。

アクセスルートの評価は，運用面の成立性を確認するために以下の想定に基づき評価する。

屋外アクセスルートについては，地震及び津波被害を想定し，それらの被害要因について評価する。

屋内アクセスルートについては，地震及び地震によって発生する火災，溢水を想定し評価する。

また，自然現象により想定される保管場所及びアクセスルートへの影響について第 2-2 表のとおり概略評価を実施した結果，地震及び津波が大きな影響を及ぼす可能性があることを確認した。さらに，発電所敷地及びその周辺における発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）により想定される保管場所及びアクセスルートへの影響について第 2-4 表のとおり概略評価を実施した結果，影響を及ぼす可能性がある人為事象はないことを確認した。

1)　自然現象

①　自然現象抽出の考え方

自然現象抽出の考え方は次のとおりである。

・　柏崎刈羽原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき地震，津波以外の自然現象としては，国内で発生し得る事象に加え，欧米の基準等で示されている事象を用い網羅的に収集した 42 事象を母集団とする。
・　収集した事象の中から，柏崎刈羽原子力発電所周辺では“発生しないもの”，“発生しても設備等に対する影響がない又は軽微なもの”は保管場所及びアクセスルー

トに影響はないと評価した。

- アクセスルートへ及ぼす影響が同様であり，影響の程度が一方の事象に包括される場合（例えば津波と高潮では敷地への浸水という観点で与える影響は同じであるが，事象の規模は津波の方が大きいと考えられるため，高潮は津波に包括される）は一方の事象について影響を評価することで代える。
- また，長期的に進行する事象（例えば土地の浸食等）の場合は，対策を施すことによって影響を回避することが可能であるため保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した。
- なお，森林火災の出火原因となるのは，たき火やタバコ等の人為によるものが大半であることを考慮し，森林火災については，人為によるものとして整理する。

② 自然現象の影響評価（概略）

「①自然現象抽出の考え方」を踏まえ，保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した事象（33 事象）を第 2 - 1 表に，残った事象から森林火災を除いた事象（地震，津波＋8 事象の単独事象）については，設計上想定する規模で発生した場合の影響について確認し，その結果を第 2 - 2 表に示す。

また，単独事象を組み合わせて，自然現象が重畳した場合の影響について確認する。（重畳事象）（随伴事象等，同時発生の相関性が高い事象同士は，設計上の想定規模の事象が重畳し，相関性が低い事象同士は，設計上の想定規模の事象とプラント供用期間中に発生する可能性がある規模の事象が重畳することを想定する。）

単独事象，重畳事象のいずれについても，設計上の想定を超える自然現象の発生を仮定する。その上で，取りえる手段が残っており，事故対応を行うことができることを確認する。

保管場所及びアクセスルートへの影響評価として確認する事項は次のとおりである。

- 設計上想定した自然現象に対し，保管場所の位置等の状況を踏まえ，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備の安全機能が同時に喪失しないこと。
- 設計上の想定を超えた自然現象が発生した場合であっても，重大事故等対処設備の安全機能が残り，対応することが可能であること。
- 保管場所に設置された重大事故等対処設備が各自然現象によって同時に全て機能喪失しないこと。
- 保管場所，その他現場における屋外作業や屋外アクセスルートの通行が可能なこと。
- 屋内アクセスルートの通行が可能であること。

第２－１表　42 事象のうち，保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した事象

評価の観点	保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した自然現象【33 事象】
発電所周辺では発生しない事象【9 事象】	雪崩/結氷板，流氷，氷壁/砂嵐/洪水/池・河川の水位低下/河川の迂回/干ばつ/隕石，衛星の落下/土石流
発生を想定しても影響がない事象【8 事象】	霜，霜柱/霧，靄/低温水/土の伸縮/地下水による浸食/海水中の地滑り※/塩害，塩雲/太陽フレア，磁気嵐
他の事象の影響に包括される事象【12 事象】	地震：地滑り/地面隆起/地下水/泥湧出 津波：高潮/波浪/風津波/静振 竜巻：極限的な圧力 積雪：ひょう，あられ/氷嵐，雨氷，みぞれ/氷晶
長期的事象であり，影響の回避が可能な事象【4 事象】	高温/高温水/土地の浸食，カルスト/海岸浸食

※　海水中の地滑りは，港湾内の影響（発生を想定しても影響がない事象）と港湾外の影響（他の事象の影響（津波）に包括される事象）に分類されるが，本表では「発生を想定しても影響がない事象」として整理する。

第２－２表　自然現象により想定される影響概略評価結果（1/4）

自然現象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
地震（地滑り含む）	・地盤や周辺斜面の崩壊による影響，周辺構造物の倒壊・損壊・火災・溢水による影響が考えられ，個別の評価が必要。	・地盤や周辺斜面の崩壊による影響，周辺構造物の倒壊・損壊・火災・溢水による影響が考えられ，個別の評価が必要。 ・サブルートは，地震に随伴する津波を考慮すると使用できない。（別紙 36 参照）。	・資機材等の倒壊・損壊，アクセスルート周辺機器等の火災・溢水による影響が考えられ，個別の評価が必要。
津波	・基準津波に対し，原子炉建屋等や保管場所へ遡上する浸水はない。したがって，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備が同時に機能喪失しない。 ・万一，遡上範囲を超えた浸水があったとしても，原子炉建屋等は浸水防止対策を施しているため影響を受けず，保管場所は高さ T.M.S.L.+12m 以上に配置しており，余裕がある。	・基準津波は，アクセスルートまで遡上しない（別紙 35 参照）。 ・万一，津波によりがれきが発生した場合でも，ホイールローダにより撤去することが可能である。 ・サブルートは防潮堤外側の道路が含まれており，使用できない。	・基準津波は，建屋近傍まで遡上しない。 ・万一，建屋近傍まで遡上した場合でも，建屋は浸水防止対策を施しており，影響を受けない。
風（台風）	・設計基準事故対処設備は建屋内に設置されているため，風による影響はない。また，可搬型設備は荷重が大きく，設計基準の風により飛散することはないことから，同時に機能喪失しない。 ・設計基準（最大風速 40.1m/s）を超える風が想定される場合は，手順を定めてプラントを停止する。	・台風によりがれきが発生した場合も，ホイールローダにより撤去することが可能である。 ・気象予報における台風の風速，進行速度，規模，進行経路等を踏まえ，長期に渡り屋外作業や車両の走行が困難な風が想定される場合は，対応時間を確保するため，あらかじめ手順を定めてプラントを停止する。	・建屋内であり影響は受けない。

第2-2表　自然現象により想定される影響概略評価結果（2/4）

自然現象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
竜巻	・可搬型設備は屋外の保管場所に設置しているが，設計基準事故対処設備は竜巻に対して頑健な建屋内に設置していることから，同時に機能喪失しない。 ・可搬型設備は，複数箇所ある保管場所に分散配置していることから，同時に機能喪失しない。 ・常設重大事故等対処設備のうち常設代替交流電源設備を屋外（7号炉南側）に設置しているが，各ユニットディーゼル発電機，可搬型代替交流電源設備保管場所と離隔していることから，同時に機能喪失しない。 ・高台保管場所の可搬型設備は，原子炉建屋等に対し離隔距離があることから，固縛等の飛散防止対策は実施しなくとも，原子炉建屋等へ影響を与えない。 また，建屋近傍の常設代替交流電源設備，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型電源設備は，飛来物とならないよう固縛等の飛散防止対策を実施する。	・竜巻によりがれきが発生した場合も，ホイールローダにより撤去することが可能である。 通信鉄塔，避雷鉄塔や送電鉄塔が倒壊した場合であっても迂回ルートを選択することで保管場所へのアクセスが可能である。 また，避雷鉄塔が転倒した場合であっても避雷鉄塔はアクセスルートから十分離れておりアクセスルートへの影響はないと考えられるが，アクセスルートに影響がある場合は，迂回ルートを選択することで保管場所へのアクセスが可能である（鉄塔の影響範囲は第12図参照）。 ・竜巻防護施設周辺に関しては，竜巻発生予測を踏まえた車両の待避運用等の飛来物発生防止対策を実施することから，アクセスに問題を生じる可能性は小さい。 また，その他の場所に関しては，複数のルートが確保されていることから，飛来物によりアクセスに問題を生じる可能性は小さい。	・原子炉建屋は竜巻に対し頑健性を有することから影響は受けない。
積雪	・気象予報により事前の予測が十分可能であり，原子炉建屋等，保管場所及び可搬型重大事故対処設備の除雪は積雪状況等を見計らいながら行うことで対処が可能であることから，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備が同時に機能喪失しない。 ・また，保管場所等の除雪はホイールローダによる実施も可能であるため，万一，積雪量が想定を超える場合であっても，除雪を行うことが可能である。 ・ただし，除雪可能量を超え，長期に渡り屋外作業や車両の走行が困難な積雪が想定される場合は，必要に応じプラントを停止する。	・気象予報により事前の予測が十分可能であり，積雪状況等を見計らいながら除雪することで対処が可能である。また，ホイールローダにより約60分で除雪も可能である（別紙27参照）。 ・積雪時においても，走行可能なタイヤを装着していることから，アクセスに問題を生じる可能性は小さい。 ・ただし，除雪可能量を超え，長期に渡り屋外作業や車両の走行が困難な積雪が想定される場合は，必要に応じプラントを停止する。	・建屋内であり影響は受けない。

第２－２表　自然現象により想定される影響概略評価結果（3/4）

自然現象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
低温（凍結）	・保管場所に設置されている重大事故等対処設備は屋外であるが，設計基準事故対処設備は建屋内に設置されているため影響を受けず，同時に機能喪失しない。 ・低温は，気象予報により事前の予測が十分可能であり，始動に影響が出ないよう，各設備の温度に関する仕様を下回るおそれがある場合には，必要に応じて，あらかじめ可搬型設備の暖機運転等を行うこととしているため，影響を受けない。なお，暖機運転は，事前に実施することからアクセス時間への影響はない。	・気象予報により事前の予測が十分可能であり，アクセスルートへの融雪剤散布を行うことでアクセスに問題が生じる可能性は小さい。 ・路面が凍結した場合にも，走行可能なタイヤを装着していることから，アクセスに問題が生じる可能性は小さい。	・建屋内であり影響は受けない。
落雷	・設計基準事故対処設備は避雷対策を施した建屋内に設置されており，かつ保管場所とは位置的分散が図られていることから，同時に機能喪失しない。 ・1 回の落雷により影響を受ける範囲は限定されるため，保管場所は2セットを離隔して位置的分散を図っているため，影響を受けない。	・落雷によりアクセスルートが影響を受けることはない。 ・落雷発生中は，屋内に退避し，状況を見て屋外作業を実施する。	・建屋には避雷設備を設置しており影響は受けない。
火山の影響	・噴火発生の情報を受けた際は，要員を確保し，原子炉建屋等，保管場所及び可搬型設備の除灰を行うことにより対処が可能であることから，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・また，保管場所等の除灰はホイールローダによる実施も可能であるため，万一，降下火砕物の量が想定を超える場合であっても，除灰を行うことが可能である。 ・ただし，除灰可能量を超え，長期に渡り屋外作業や車両の走行が困難な量の降下火砕物が想定される場合は，必要に応じプラントを停止する。	・噴火発生の情報を受けた際は，要員を確保し，アクセスルートの除灰を行うことにより対処が可能である。また，ホイールローダにより約120分で除灰も可能である（別紙28参照）。 ・ただし，除灰可能量を超え，長期に渡り屋外作業や車両の走行が困難な量の降下火砕物が想定される場合は，必要に応じプラントを停止する。	・建屋内であり影響は受けない。

第2-2表　自然現象により想定される影響概略評価結果（4/4）

自然現象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
降水	・排水路で集水し，排水することから，保管場所に滞留水が発生する可能性は小さい。 ・4 箇所ある保管場所に，万一，滞留水が発生したとしても，原子炉建屋等は浸水防止対策を施していることから，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備が同時に機能喪失しない。 ・5 号炉東側の保管場所は周辺の空地が平坦かつ広大であり，万一，降水による滞留水が発生したとしても 2cm 程度で拡散すること（別紙 30 参照），また，保管する可搬型設備は，周辺地表面上に 30cm の浸水が生じた場合であっても機能に影響がない設計とすることから，降水による影響を受けない。	・一部滞留水が発生するものの，排水路とは別に設置した排水用フラップゲートから滞留水を速やかに海域に排水することが可能であることから，アクセス性に支障はない（別紙 30 参照）。 ・また，気象予報を踏まえ，可搬型設備の通行に支障がある状況が予想される場合は，あらかじめ土のう設置による降水の導水対策等により車両等の通行ルートを確保する。 ・排水路が閉塞した事態を想定した場合においても，排水用フラップゲートから雨水を海域に排水することが可能であることから，アクセス性に支障はない（別紙 30 参照）。	・浸水防止対策を施された建屋内であり，影響は受けない。
生物学的事象	・設計基準事故対処設備は，浸水防止対策により水密化された建屋内に設置されているため，ネズミ等の齧歯類の侵入による影響を受けない。したがって，屋外の保管場所にある重大事故等対処設備と同時に機能喪失しない。 ・保管場所は複数箇所あり，位置的に分散されている。また，複数の設備が同時に機能喪失する可能性は小さい。 ・可搬型設備は，ネズミ等の小動物の侵入により設備機能に影響がないよう，侵入できるような開口部は侵入防止対策を実施する（別紙 31 参照）。また，小動物多数発生の兆候があった場合には害獣駆除を行うこととしている。	・影響なし。	・屋内アクセスルートは，浸水防止対策により水密化された建屋内に設置されているため，ネズミ等の齧歯類の侵入による影響を受けない。

2) 人為事象

① 人為事象抽出の考え方

人為事象抽出の考え方は次のとおりである。

・柏崎刈羽原子力発電所の安全を確保する上で設計上考慮すべき人為事象としては，国内で発生し得る事象に加え，欧米の基準等で示されている事象を用い網羅的に収集した事象から，故意によるものを除いた15事象を母集団とする。

・収集した事象の中から，柏崎刈羽原子力発電所周辺では“発生しないもの”，“発生しても設備等に対する影響がない又は軽微なもの”は保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した。

・アクセスルートへ及ぼす影響が同様であり，影響の程度が一方の事象に包括される場合は一方の事象について影響を評価することで代える。

・また，長期的に進行する事象の場合は，対策を施すことによって影響を回避することが可能であるため保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した。

上記を踏まえ，保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した事象（12事象）を第2-3表に示す。

第2-3表　15事象のうち，保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した事象

評価の観点	保管場所及びアクセスルートに影響はないと評価した人為事象【12事象】
発電所周辺では発生しない事象【3事象】	ダムの崩壊/パイプライン事故/タービンミサイル
発生を想定しても影響がない事象【5事象】	船舶の衝突/電磁的障害/サイト内外での掘削/内部溢水/重量物輸送
他の事象の影響に包括される事象【3事象】	火災・爆発，有毒ガス：産業施設の事故/輸送事故/油流出
長期的事象であり，影響の回避が可能な事象【1事象】	化学物質の放出による水質悪化

② 人為事象の影響評価（概略）

設計上考慮すべき人為事象としては，上記①のとおり評価した以外の事象である火災・爆発，航空機落下，有毒ガスに森林火災を加えた4事象である。

石油コンビナート施設の火災・爆発については，立地的要因により影響を受けることはなく，発電所敷地内に存在する危険物タンク等の火災及び航空機墜落による火災についても，可搬型重大事故等対処設備の位置的分散や複数のアクセスルートにより影響はない。また，ばい煙等の二次的影響及び有毒ガスについては，セルフエアセット等の装備により通行に影響はない。

森林火災については，設計上想定する規模及び設計上の想定を超える規模で発生した場合の影響について確認し，その結果を第2-4表に示す。なお，森林火災についても，自然現象に加えて重畳した場合の影響について確認する。

第２－４表　人為事象により想定される影響概略評価結果

人為事象	概略評価結果		
	保管場所	屋外アクセスルート	屋内アクセスルート
森林火災	・原子炉建屋等と保管場所は防火帯の内側であるため，森林火災による熱影響により設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備は同時に機能喪失しない。 ・万一，防火帯の内側に小規模な火災が延焼したとしても，自衛消防隊が保管場所周辺の消火活動を行うことにより対処が可能である。 ・防火帯内部へ延焼が進んだ場合は，状況を見て引き続き消火活動を行うが，可搬型設備については，港湾方面へ移動させ，損傷防止に努める。	・アクセスルートは防火帯の内側であり，アクセス性に支障はない。 ・アクセスルートは一部防火帯と重複するものの，迂回ルートを使用することにより，森林火災の影響を受けずに通行可能である。（別紙 29 参照） ・万一，小規模な火災が発生したとしても，自衛消防隊がアクセスルート周辺の消火活動を行うことにより対処が可能である。（別紙 36 参照）	・関連する建屋は防火帯の内側であり，影響は受けない。 ・万一，ばい煙の影響を受ける場合は，セルフエアセット等の装備にて対応する。

3) 外部事象（自然現象及び人為事象）の重畳事象評価

各重畳事象の影響確認結果を別紙1に示す。また，重畳事象のうち，単独事象と比較して影響が増長される事象の組み合わせと影響評価結果を以下に示す。

○アクセスルートの復旧作業が追加される組み合わせ

単独事象でそれぞれアクセスルートの復旧が必要な事象については，重畳の影響としてそれぞれの事象で発生する作業を実施する必要がある。具体的には，除雪と除灰の組み合わせや，（設計基準を超える）地震時の段差復旧と除雪作業の組み合わせ等が該当する。有効性評価のタイムチャートでは，25分以内に常設代替交流電源設備より受電し，20時間以内に代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットをプラント側へ移動して接続する必要があるが，気象予報等を踏まえてアクセスに支障が生じる前にあらかじめ除雪や除灰等の活動を開始する運用であることから，例えばアクセスルートの復旧に時間を要する除灰の場合でも，約120分であるため，想定を上回る事象が発生したとしても，アクセスルートの機能を維持することが可能である。

○設計基準を超える事象を想定することにより単独事象より影響が増長する組み合わせ

森林火災と強風の組み合わせでは，火線強度が増長すると想定されるため，必要防火帯幅が不足する可能性がある。このような場合においては，可搬型設備の港湾方面への移動や予防散水を行うことにより重大事故等対処設備の機能確保に努める。

○設計基準を超える事象を想定することにより防護設備の機能の一部が喪失する組み合わせ

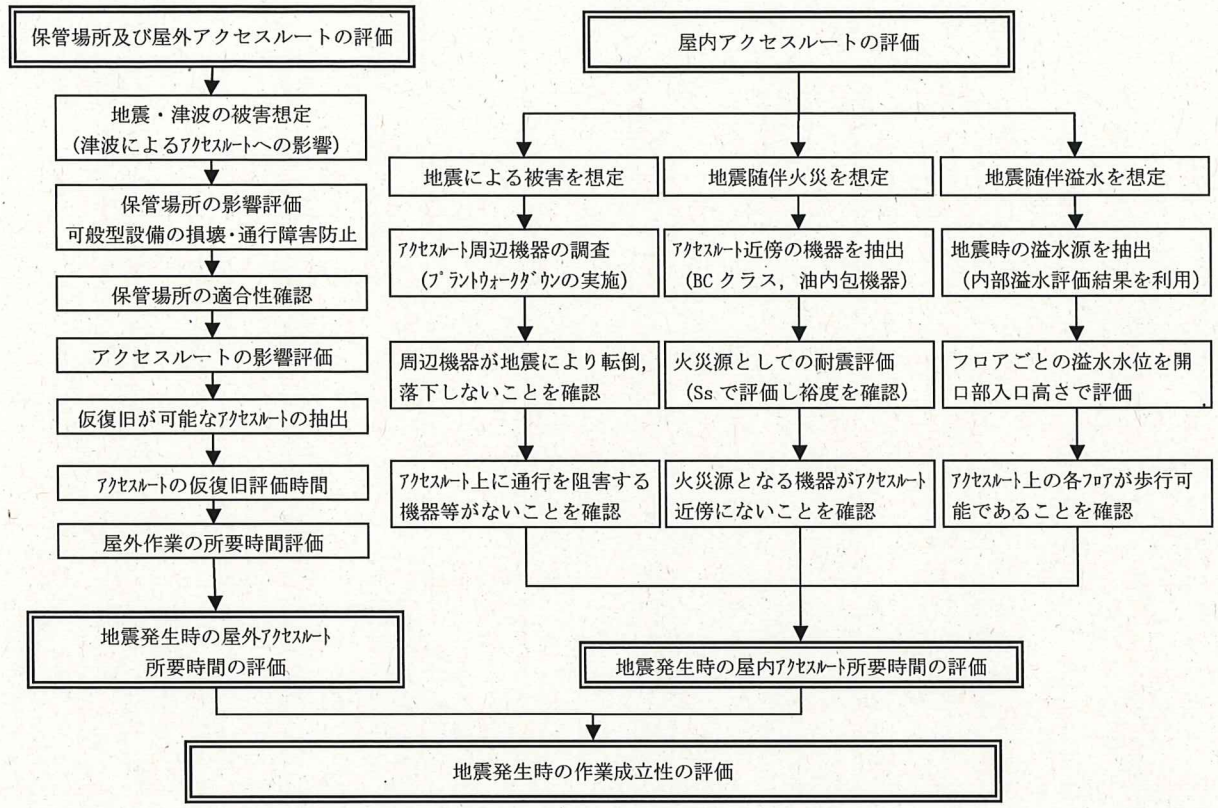
地震と森林火災の組み合わせでは，（設計基準を超える）地震による段差の発生や，防火帯の一部損壊まで想定すると，防火帯内側まで火災が延焼する可能性があるため，可搬型設備の港湾方面への移動や予防散水を行うことにより重大事故等対処設備の機能確保に努める。

○単独事象より影響が増長し，かつ防護設備の機能を低下させる組み合わせ

降水と火山の組み合わせでは，泥流の発生が想定される。堆積した降下火砕物はホイールローダにより除灰して通行できるように対応する。また，気象予報を踏まえ，可搬型設備の通行に支障がある状況が予想される場合は，あらかじめ土のう設置による降水等の導水対策等により可搬型設備のルートを確保する。降下火砕物により建屋屋上等の排水設備が詰まり，降水による滞留水が発生する可能性があるが，火山の噴火が想定される状況で，かつ降水が重畳する可能性については，あらかじめ気象予報により確認することができることから，排水設備を優先的に除灰する等，対応することが可能である。

(3) 検討フロー

保管場所及びアクセスルートの有効性・成立性について，第2図の検討フローにて評価する。



第2図　保管場所及びアクセスルートの有効性・成立性検討フロー

(4) 地震による被害想定

地震による保管場所及び屋外アクセスルートへの被害要因・被害事象を 2007 年新潟県中越沖地震（以下「中越沖地震」という。）時の被害状況（別紙 2 参照）も踏まえた上で第 3 表のとおり想定し，それぞれ影響を評価する。

なお，サブルートについては，地震に随伴する津波を考慮すると使用できないため，影響評価の対象外とする。

第 3 表　保管場所及び屋外アクセスルートにおいて地震により懸念される被害事象

自然現象	保管場所・アクセスルートに影響を与えるおそれのある被害要因	保管場所で懸念される被害事象	アクセスルートで懸念される被害事象
地　震	①　周辺構造物の損壊（建屋，鉄塔及び主排気筒）	損壊物による可搬型設備の損壊，通行不能	損壊物によるアクセスルートの閉塞
	②　周辺タンクの損壊	火災，溢水による可搬型設備の損壊，通行不能	タンク損壊に伴う火災・溢水による通行不能
	③　周辺斜面の崩壊	土砂流入による可搬型設備の損壊，通行不能	土砂流入，道路損壊による通行不能
	④　敷地下斜面・道路面のすべり	敷地下斜面のすべりによる可搬型設備の損壊，通行不能	
	⑤　液状化及び揺すり込みによる不等沈下等，液状化に伴う浮き上がり	不等沈下，浮き上がり等による可搬型設備の損壊，通行不能	アクセスルートの不等沈下，地中埋設構造物の浮き上がりによる通行不能
	⑥　地盤支持力の不足	可搬型設備の転倒，通行不能	—
	⑦　地中埋設構造物の損壊	陥没による可搬型設備の損壊，通行不能	陥没による通行不能
	⑧　淡水貯水池の堰堤及び送水配管の損壊	堰堤及び送水配管の損壊による可搬型設備の損壊，通行不能	堰堤及び送水配管の損壊による通行不能

(5) 津波による被害想定

保管場所は，津波遡上解析の結果，第3図に示すとおり，遡上域最大水位よりも標高が高い位置に設置されていることから，津波による被害は想定されない（「設計基準対象施設について」第5条：津波による損傷の防止）。

また，アクセスルートは，液状化及び揺すり込みによる沈下並びに斜面崩壊後の土砂形状を考慮した上で遡上域最大水位よりも標高が高い位置に設置されているため，津波による被害は想定されない（別紙35参照）。なお，サブルートは設置されている標高，位置付けを踏まえ，津波時及び津波の起因事象である地震時にはアクセス性を期待しないこととする。

第3図　基準津波による遡上域最大水位

3. 保管場所の評価

(1) 保管場所選定の考え方

- 地震，津波その他の自然現象，設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮する。
- 原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋から 100m 以上離隔する。
- 常設代替交流電源設備に対し，可搬型代替交流電源設備の保管場所は 100m 以上離隔する。
- 可搬型設備の保管場所は高所かつ防火帯の内側とする。
- 2 セットある可搬型設備については，保管場所を分散配置する。

保管場所の標高，離隔距離，地盤の種類（再掲）

保管場所	標　高	常設代替交流電源設備からの離隔距離	原子炉建屋からの離隔距離※1	地盤の種類
荒浜側高台保管場所	T.M.S.L.＋37m	約 900m	約 900m	砂質地盤・盛土地盤
大湊側高台保管場所	T.M.S.L.＋35m	約 250m	約 250m	砂質地盤・盛土地盤
5 号炉東側保管場所	T.M.S.L.＋12m	約 380m	約 120m	岩盤
5 号炉東側第二保管場所	T.M.S.L.＋12m	約 330m	約 100m※2	粘性土地盤

※1　原子炉建屋，タービン建屋及び廃棄物処理建屋のうち，各保管場所からの距離が最も短い原子炉建屋からの離隔距離を記載している。

※2　原子炉建屋から 100m 以上の離隔を確保している。

第 4 図　保管場所からの離隔距離（原子炉建屋，常設代替交流電源設備）

(2) 保管場所における主要可搬型設備等

可搬型重大事故等対処設備の分類を第5図に，保管場所における主要可搬型設備の配備数を第4-1表に，主要設備の配備数を第4-2表に示す。可搬型設備の配備数については，「2n+α」，「n+α」，「n」の設備に分類し，それらを屋外設備であれば荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5号炉東側保管場所，5号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上に，屋内設備であれば建屋内の複数箇所に，分散配置することにより多重化，多様化を図っている。

1) 「2n+α」の可搬型設備

原子炉建屋外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備（電源車）・可搬型代替注水ポンプ（消防車）・代替原子炉補機冷却系・大容量送水車（海水取水用）については，必要となる容量を有する設備を1基あたり2セット及び予備を保有し，荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上にそれぞれ分散配置する。

2) 「n+α」の可搬型設備

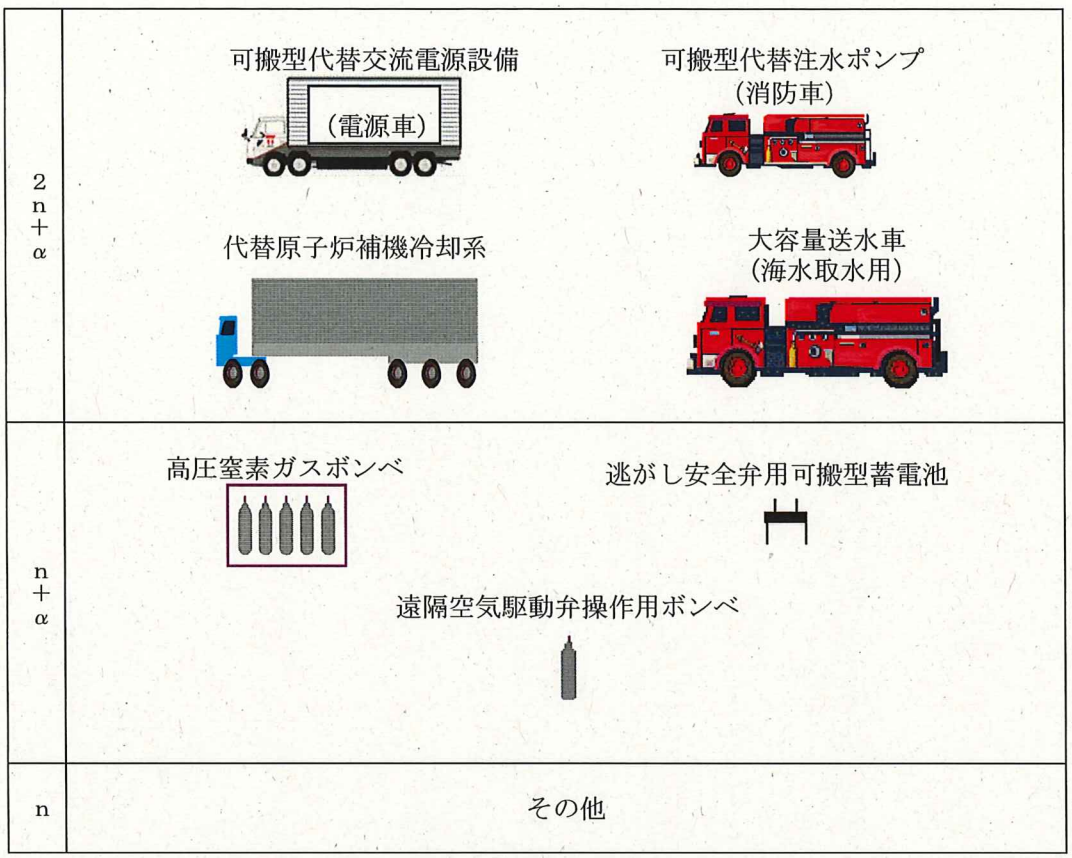
負荷に直接接続する，高圧窒素ガスボンベ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池・遠隔空気駆動弁操作用ボンベについては，必要となる容量を有する設備を1基あたり1セット及び予備を保有し，原子炉建屋内にそれぞれ分散配置する。

3) 「n」の可搬型設備（その他）

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は，必要となる容量を有する設備を1基あたり1セットに加え，プラントの安全性向上の観点から，設備の信頼度等を考慮し，予備を確保する。

また，「n」の屋外保管設備についても，共通要因による機能喪失を考慮し，荒浜側高台保管場所，大湊側高台保管場所，5号炉東側保管場所，5号炉東側第二保管場所のいずれか2箇所以上に分散配置する。

可搬型設備の建屋接続箇所及び仕様については別紙3に，淡水及び海水取水場所については，別紙4に示す。



第５図　可搬型重大事故等対処設備の分類

第４－１表　保管場所における主要可搬型設備

(1)「2n+α」の可搬型設備

<table>
<tr><th rowspan="2">設備名</th><th rowspan="2">配備数</th><th rowspan="2">必要数</th><th rowspan="2">予備</th><th colspan="2">保管場所</th><th rowspan="2">備考</th></tr>
<tr><th>荒浜側</th><th>大湊側</th></tr>
<tr><td rowspan="2">可搬型代替交流電源設備
(電源車)
【6号及び7号炉共用】</td><td rowspan="2">9台</td><td>【6号炉分】
2台（2n=4）
【7号炉分】
2台（2n=4）
【合計】8台</td><td rowspan="2">1台</td><td rowspan="2">4台</td><td rowspan="2">5台</td><td rowspan="2">・必要数（1基あたり2台）の2セット，2基で合計8台
・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台（共用）</td></tr>
<tr><td>ケーブル（一式：約40m）</td><td>9式</td><td>8式</td><td>1式</td><td>4式</td><td>5式</td></tr>
<tr><td rowspan="2">可搬型代替注水ポンプ
(A-2級消防車)
【6号及び7号炉共用】</td><td rowspan="2">17台</td><td>【6号炉分】
4台（2n=8）
【7号炉分】
4台（2n=8）
【合計】16台</td><td rowspan="2">1台</td><td>荒浜側
6台
K5東二
5台</td><td>大湊側
6台</td><td rowspan="2">・必要数（1基あたりA-2級消防車4台，6号炉ホース292本，7号炉ホース256本）の2セット，2基で合計A-2級消防車16台及びホース1096本
・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ A-2級消防車1台（共用）及びホース1本（共用）</td></tr>
<tr><td>ホース（1本：約20m）</td><td>1097本</td><td>1096本</td><td>1本</td><td>荒浜側
468本
K5東二
160本</td><td>大湊側
469本</td></tr>
<tr><td rowspan="2">代替原子炉補機冷却系
(代替循環冷却系の熱交換器ユニット等を含む)
【6号及び7号炉共用】
1式あたり
・熱交換器ユニット：1式
・大容量送水車（熱交換器ユニット用）：1台</td><td rowspan="2">5式</td><td>【6号炉分】
1式
(2n=2)
【7号炉分】
1式
(2n=2)
【合計】
4式</td><td rowspan="2">1式</td><td rowspan="2">2式</td><td rowspan="2">3式</td><td rowspan="2">・必要数（1基あたり1式）の2セット，2基で合計4式
・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップは1式（共用）</td></tr>
<tr><td>ホース（一式：約400m，口径300A）</td><td>5式</td><td>4式</td><td>1式</td><td>2式</td><td>3式</td></tr>
<tr><td>大容量送水車
(海水取水用)
【6号及び7号炉共用】</td><td>3台</td><td>【6号及び7号炉分】
1台
(2n=2)
【合計】
2台</td><td>1台</td><td>1台</td><td>2台</td><td>・必要数（2基で1台）の2セット，2基で合計2台
・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台（共用）
・なお，予備1台は6号及び7号炉代替原子炉補機冷却系の予備として配備している大容量送水車（熱交換器ユニット用）1台及び原子炉建屋放水設備の予備として配備している大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）1台と兼用。</td></tr>
</table>

※　各設備の保管場所・数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。
保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所，大湊側は大湊側高台保管場所，K5東一は5号炉東側保管場所，K5東二は5号炉東側第二保管場所を示す。

(2)「n+α」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 高圧窒素ガスボンベ	25本	5本	20本 (5本以上)	6号炉原子炉建屋 25本 (10本・10本・5本で分散)	・必要数5本（1基あたり） 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ5本以上（1基あたり） 余裕を見て 20 本配備（1基あたり）
7号炉 高圧窒素ガスボンベ	25本	5本	20本 (5本以上)	7号炉原子炉建屋 25本 (10本・10本・5本で分散)	
6号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池	3個	1個	1個	6号炉原子炉建屋 1個	・必要数1個（1基あたり） ・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1個（共用）
7号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池		1個		7号炉原子炉建屋 2個	
6号炉 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ	8本	4本	4本	6号炉原子炉建屋 8本	・必要数4本（1基あたり） ・故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ4本(1基あたり)
7号炉 遠隔空気駆動弁操作用ボンベ	8本	4本	4本	7号炉原子炉建屋 8本	

※　各設備の保管場所・数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(3)「n」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考（必要数nの補足）
				荒浜側	大湊側	
可搬型代替注水ポンプ (A-1級消防車) 【6号及び7号炉共用】	2台	1台	1台	1台	1台	1台でスプレイが必要な大規模な損壊が発生している1プラントの使用済燃料プールのスプレイ冷却が可能。
ホース（1本：約20m）	20本	10本	10本	10本	10本	
可搬型窒素供給装置	3台	【6号炉分】 1台 【7号炉分】 1台 【合計】 2台	1台 (共用)	1台	2台	号炉あたり1台で窒素供給が可能。
スクラバ水pH制御設備	3式	【6号炉分】 1式 【7号炉分】 1式 【合計】 2式	1式	1式	2式	号炉あたり1式で薬液注入が可能。
取水口用汚濁防止膜（ｼﾙﾄﾌｪﾝｽ） (1箇所あたり)	約200m	(1重) 約80m	(2重+予備) 約120m	約100m	約100m	1箇所あたり80mで汚濁防止膜を設置可能。
放水口用汚濁防止膜（ｼﾙﾄﾌｪﾝｽ） 【6号及び7号炉共用】	約320m	(1重) 約140m	(2重+予備) 約180m	約160m	約160m	1箇所あたり140mで汚濁防止膜を設置可能。

※　各設備の保管場所・数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。
保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所，大湊側は大湊側高台保管場所を示す。

(3)「n」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考（必要数nの補足）
				荒浜側	大湊側	
小型船舶（汚濁防止膜設置用） 【6号及び7号炉共用】	2台	1台	1台	1台	1台	汚濁防止膜を1台で設置可能。
放射性物質吸着材 【6号及び7号炉共用】	7式	6式	1式	1式	6式	5号,6号及び7号炉雨水排水路集水桝並びにフラップゲート入口3箇所にそれぞれ1式を設置。
原子炉建屋放水設備 【6号及び7号炉共用】 一式あたり ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）：1台 ・放水砲：1台 ・泡原液混合装置：1台 ・泡原液搬送車：1台	2式	1式	1式	1式	1式	申請プラント数の半数以上の1式。 ただし,泡原液混合装置及び泡原液搬送車は,1台で1プラントの航空機火災発生時に対応が可能。
ホース ・送水側一式：950m，口径300A ・吸込側一式： 80m，口径150A	1式 及び 予備	1式	送水側 50m 1本 10m 1本 5m 1本 吸込側 20m 1本	送水側 50m 1本 10m 1本 5m 1本 吸込側 20m 1本	1式	
号炉間電力融通ケーブル 【6号及び7号炉共用】	1式	0式 （常設）	1式	1式	0式	号炉間電力融通ケーブル（常設）の予備。
タンクローリ 【発電所共用】	【4kL】 4台 【16kL】 2台 【合計】 6台	【4kL】 3台 【16kL】 1台 【合計】 4台	【4kL】 1台 【16kL】 1台 【合計】 2台	荒浜側 【4kL】 1台 【16kL】 1台	大湊側 【4kL】 1台 【16kL】 1台	4kL 3台及び16kL 1台で6号及び7号炉が運転中かつ1～5号炉が停止中の場合の給油作業を実施可能。
				K5東二 【4kL】2台		
小型船舶（海上モニタリング用） 【発電所共用】	2隻	1隻	1隻	1隻	1隻	1隻で海上モニタリングを実施可能。
可搬型モニタリングポスト 【発電所共用】	16台	15台	1台	8台	7台	モニタリングポストの陸側代替測定用で9台,海側測定用で5台，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化用で1台の合計15台で測定可能。
				5号炉原子炉建屋 1台		
可搬型気象観測装置 【発電所共用】	2台	1台	1台	1台	1台	気象観測は1台で測定可能。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所可搬型電源設備 【6号及び7号炉共用】	5台	2台	3台	K5東一 2台	大湊側 3台	1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所必要負荷へ給電可能。 ただし,燃料補給時に停止する必要があるため合計2台が必要。
可搬ケーブル（一式：約100m）	2式	0式	2式	5号炉原子炉建屋 2式		ケーブル（常設）の予備。

※ 各設備の保管場所・数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。
保管場所の荒浜側は荒浜側高台保管場所，大湊側は大湊側高台保管場所，K5東一は5号炉東側保管場所，K5東二は5号炉東側第二保管場所を示す。

設備名	配備数	必要数	予備	備考
中央制御室　可搬型陽圧化空調機 【6号及び7号炉共用】 一式あたり ・フィルタユニット：1台 ・ブロワユニット：2台	3式	【6号炉分】 1式 【7号炉分】 1式 【合計】 2式	1式 (共用)	6号及び7号炉合計2式で中央制御室内を隣接区画＋20Pa 以上＋40Pa 未満の範囲内で陽圧化することが可能。
中央制御室待避室陽圧化装置 (空気ボンベ) 【6号及び7号炉共用】	194本	174本	20本	6号及び7号炉合計174本で中央制御室待避室を窒息防止しつつ10時間陽圧化することが可能。
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 【6号及び7号炉共用】 (フィルタ，ブロワ一体型)	2台	1台	1台	1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）を，2台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を陽圧化することが可能。 ただし，建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合においては，可搬型外気取入送風機とあわせて使用する。
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 【6号及び7号炉共用】	3台	2台	1台	建屋内の雰囲気線量が屋外より高い場合において，1台で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及び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設置エリアを外気パージすることが可能。 その際には，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）の陽圧化のため，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とあわせて追加1台を使用。
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) 【6号及び7号炉共用】	123本以上	123本	(現場運用を考慮し別途決定)	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機能とあわせて，123本で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)を窒息防止しつつ10.5時間陽圧化することが可能。
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 (フィルタ，ブロワ一体型) 【6号及び7号炉共用】	4台	2台	2台	2台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を陽圧化することが可能。
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 陽圧化装置 (空気ボンベ) 【6号及び7号炉共用】	1792本 以上	1792本	(現場運用を考慮し別途決定)	1792本で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）を窒息防止しつつ10.5時間陽圧化することが可能。

※　各設備の数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

第４－２表　保管場所等における主要設備

(1) 重機

重機	配備数	保管場所		備考
		荒浜側高台	大湊側高台	
ホイールローダ	5台	2台	3台	ホイールローダのうち，4台は可搬型重大事故等対処設備，大湊側高台保管場所の 1 台は予備として位置付けている。

※　各重機の保管場所・数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(2) その他設備（自主的に所有している設備）

設備名	配備数	保管場所	備考
化学消防自動車（火災対応用）	2台	荒浜側高台保管場所 及び自衛消防隊詰め所	各々1台配備
消防車（火災対応用）	2台	荒浜側高台保管場所 及び自衛消防隊詰め所	各々1台配備
大型化学高所放水車	2台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	各々1台配備
ホース展張車 （原子炉建屋放水設備用）	5台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：2台配備 大湊側：3台配備
放射能観測車（モニタリングカー）	1台	荒浜側高台保管場所	－
クレーン付トラック	7台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：3台配備 大湊側：4台配備
衛星通信車	1台	構内保管場所	－
コンクリートポンプ車	1台	構内保管場所	－
原子炉補機冷却海水ポンプ電動機 （6号炉用）　（7号炉用）	各々1台	大湊側高台保管場所	予備品
原子炉補機冷却水ポンプ電動機 （6号炉用）　（7号炉用）	各々1台	大湊側高台保管場所	予備品
可搬型照明設備	19台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	発電機付照明 荒浜側：10台配備 大湊側：9台配備
直流給電車	4台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：1式配備 大湊側：3式配備
カードル式空気ボンベユニット	5台	荒浜側高台保管場所	－
ホース展張車	7台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：5台配備 大湊側：2台配備
可搬型大容量窒素供給装置	9台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：5台配備 大湊側：4台配備
代替補機冷却海水ポンプ	3台	大湊側高台保管場所	－
ショベルカー	2台	荒浜側高台保管場所 及び大湊側高台保管場所	荒浜側：1台配備 大湊側：1台配備
ブルドーザー	1台	荒浜側高台保管場所	－

※　各設備の保管場所・数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

屋内アクセスルート　ルート図

第１図　①柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(1/8)

第１図　②柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(2/8)

第１図　③柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(3/8)

第１図　④柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(4/8)

第１図　⑤柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(5/8)

第１図　⑥柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(6/8)

第１図　⑦柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(7/8)

第１図　⑧柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　屋内アクセスルート(8/8)

第１図　①柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（1/8）

第１図　②柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（2/8）

第１図　③柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（3/8）

第１図　④柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（4/8）

第１図　⑤柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（5/8）

第１図　⑥柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（6/8）

第１図　⑦柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（7/8）

第１図　⑧柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉　重大事故等時　アクセスルート［屋内］　現場確認結果（8/8）

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.2】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順「RCIC 現場起動（排水処理）」	自主対策設備	ホース
原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	― ※1	自主対策設備	仮設発電機
原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「RCIC 現場起動」	自主対策設備	可搬型回転計
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入） ほう酸水注入系による進展抑制（注水）	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 ― ※1 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「SLC ポンプによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「SLC ポンプによる原子炉注水」	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備 ※1
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 可搬型直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 ― ※1	重大事故等対処設備	可搬型直流電源設備 ※1
高圧代替注水系（現場起動時）の監視計器 原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「HPAC 現場起動」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「RCIC 現場起動」	自主対策設備	可搬式原子炉水位計
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入） ほう酸水注入系による進展抑制（注水） 制御棒駆動系による進展抑制 高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 ― ※1 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「SLC ポンプによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「SLC ポンプによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「CRD による原子炉注水」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「HPCF 緊急注水」	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備 ※1
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等	重大事故等対処設備	常設代替直流電源設備
原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「RCIC 現場起動」 多様なハザード対応手順「RCIC 現場起動（排水処理）」	自主対策設備	水中ポンプ
高圧代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入） ほう酸水注入系による進展抑制（注水） 制御棒駆動系による進展抑制 高圧炉心注水系緊急注水による進展抑制	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 ― ※1 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「SLC ポンプによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「SLC ポンプによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「CRD による原子炉注水」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM 設備別操作手順書「HPCF 緊急注水」	自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※1
直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	― ※1	自主対策設備	直流給電車及び電源車 ※1
原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却	― ※1	自主対策設備	燃料補給設備 ※1

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.3】対応資機材一覧表

※3:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※4:想定される重大事故等時の環境条件においても確実に逃がし安全弁を作動させることができるよう，あらかじめ供給圧力を設定している。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
手動操作による減圧（逃がし安全弁） 代替交流電源設備による復旧	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 ー ※3	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備 ※3
手動操作による減圧（逃がし安全弁） 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復 代替直流電源設備による復旧	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」 ー ※3	重大事故等対処設備	可搬型直流電源設備 ※3
高圧窒素ガス供給系による窒素ガス確保 逃がし安全弁の背圧対策	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「SRV駆動源確保」 ー ※4	重大事故等対処設備	高圧窒素ガスボンベ
手動操作による減圧（逃がし安全弁） 代替交流電源設備による復旧	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 ー ※3	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備 ※3
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	事故時運転操作手順書（徴候ベース） AM設備別操作手順書「AM用切替装置又はバッテリーによるSRV開放」	重大事故等対処設備	常設代替直流電源設備
手動操作による減圧（逃がし安全弁） 代替交流電源設備による復旧	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「減圧冷却」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 ー ※3	自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※3
代替直流電源設備による復旧	ー ※3	自主対策設備	直流給電車及び電源車 ※3

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.4】対応資機材一覧表

※1:手順は「1.13重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1	重大事故等対処設備	ホース・接続口
低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
消火系による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備 ※2
低圧代替注水系（常設）による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」		
低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
消火系による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水		
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
消火系による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備※2
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ（A－2級）
低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
消火系による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備 ※2

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.4】対応資機材一覧表

※1:手順は「1.13重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧 低圧代替注水系（常設）による 残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶融炉心の冷却 消火系による 残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 消火系による発電用原子炉の冷却 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 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「RHR(A)による原子炉注水」「RHR(B)による原子炉注水」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「RHR(A)による原子炉除熱」「RHR(B)による原子炉除熱」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧 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	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「RHR(A)による原子炉注水」「RHR(B)による原子炉注水」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「RHR(A)による原子炉除熱」「RHR(B)による原子炉除熱」	重大事故等対処設備	代替原子炉補機冷却系 ※3
低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却 消火系による発電用原子炉の冷却 低圧代替注水系（常設）による 残存溶融炉心の冷却 低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶融炉心の冷却 消火系による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」	重大事故等対処設備	代替所内電気設備

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.4】対応資機材一覧表

※1:手順は「1.13重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水		
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
消火系による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」	自主対策設備	第二代替交流電源設備※2
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
消火系による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「RHR(A)による原子炉注水」「RHR(B)による原子炉注水」		
低圧代替注水系（常設）による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」		
低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
消火系による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水		
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
消火系による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
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	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「RHR(A)による原子炉除熱」「RHR(B)による原子炉除熱」		
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1	重大事故等対処設備	燃料補給設備※2
消火系による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「水位確保」等 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
低圧代替注水系（可搬型）による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.4】対応資機材一覧表

※1:手順は「1.13重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
※2:手順は「1.14電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※3:手順は「1.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
消火系による 残存溶融炉心の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉注水）」※1		
消火系による発電用原子炉の冷却	事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.5】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
代替原子炉補機冷却系による除熱 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」	重大事故等対処設備	ホース
大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」	自主対策設備	移動式変圧器
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 現場操作	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」 AM設備別操作手順書「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（D/W））」 「PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」 AM設備別操作手順書「炉心損傷前PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷前PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（D/W））」 「PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」 「ドレン移送ラインN2パージ」	重大事故等対処設備	遠隔空気駆動弁操作用ボンベ
耐圧強化ベント系による原子炉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	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（D/W））」 「PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備※3

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.5】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」		
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（D/W））」 「PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」	重大事故等対処設備	可搬型直流電源設備※3
耐圧強化ベント系による原子炉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 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（D/W））」 「PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備※3
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（D/W））」 「PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」	重大事故等対処設備	常設代替直流電源設備※3
代替原子炉補機冷却系による除熱 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」	重大事故等対処設備	代替原子炉補機冷却海水ストレーナ
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（D/W））」 「PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」	重大事故等対処設備	代替所内電気設備※3

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.5】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
代替原子炉補機冷却系による除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」	重大事故等対処設備	大容量送水車（熱交換器ユニット用）
大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」	自主対策設備	大容量送水車（熱交換器ユニット用） 又は代替原子炉補機冷却海水ポンプ
代替原子炉補機冷却系による除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」	重大事故等対処設備	熱交換器ユニット
耐圧強化ベント系による原子炉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 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「炉心損傷前PCVベント（耐圧強化ライン使用（D/W））」 「PCVベント弁駆動源確保[予備ボンベ]」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」	自主対策設備	第二代替交流電源設備※3
代替原子炉補機冷却系による除熱 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順「熱交換器ユニットによる補機冷却水確保」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「代替Hxによる補機冷却水（A）確保」 「代替Hxによる補機冷却水（B）確保」 多様なハザード対応手順 「代替原子炉補機冷却海水ポンプによる補機冷却水確保」 「大容量送水車による補機冷却水確保」	重大事故等対処設備	燃料補給設備※3

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.6】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「消防車によるPCV スプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消防車によるPCVスプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1	重大事故等対処設備	ホース・接続口
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却 消火系による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却 消火系による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「消防車によるPCV スプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「MUWCによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消防車によるPCVスプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備 ※2
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「消防車によるPCV スプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消防車によるPCVスプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ（A－2級）
代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱 代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却 消火系による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） AM 設備別操作手順書「RHR(A)によるS/P 除熱」「RHR(B)によるS/P 除 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱（RCW－A 系）」 「DW クーラ代替除熱（RCW－B 系）」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「RHR(B)によるPCV スプレイ」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「消防車によるPCV スプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「MUWCによるPCVスプレイ」	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備 ※2

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.6】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 消火系による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却 代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「RHR(B)によるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消防車によるPCVスプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「RHR(A)によるS/P除熱」「RHR(B)によるS/P除		
代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） AM 設備別操作手順書「RHR(A)によるS/P 除熱」「RHR(B)によるS/P 除 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「RHR(B)によるPCV スプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「RHR(B)によるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「RHR(A)によるS/P除熱」「RHR(B)によるS/P除	重大事故等対処設備	代替原子炉補機冷却系 ※1
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却 消火系による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却 消火系による原子炉格納容器内の冷却 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「消防車によるPCV スプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「MUWCによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるPCVスプレイ」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消防車によるPCVスプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1	重大事故等対処設備	代替所内電気設備
代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の代替除熱 代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却 消火系による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） AM 設備別操作手順書「RHR(A)によるS/P 除熱」「RHR(B)によるS/P 除 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書 「DW クーラ代替除熱（RCW－A 系）」 「DW クーラ代替除熱（RCW－B 系）」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「RHR(B)によるPCV スプレイ」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「消防車によるPCV スプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるPCVスプレイ」	自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※2

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.6】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによるPCVスプレイ」		
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「MUWCによるPCVスプレイ」		
代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の復旧	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「RHR(B)によるPCVスプレイ」		
消火系による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるPCVスプレイ」		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消防車によるPCVスプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1		
代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）の復旧	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「S/P温度制御」等 AM設備別操作手順書「RHR(A)によるS/P除熱」「RHR(B)によるS/P除		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV 制御」「PCV 制御」 AM 設備別操作手順書「消防車によるPCV スプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1	重大事故等対処設備	燃料補給設備 ※2
消火系による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」「PCV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるPCVスプレイ」		
消火系による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるPCVスプレイ」		
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「PCV圧力制御」等 AM設備別操作手順書「消防車によるPCVスプレイ」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（格納容器スプレイ）」※1		

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.7】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」 「ドレン移送ラインN2パージ」	重大事故等対処設備	スクラバ水pH制御設備
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」 「ドレン移送ラインN2パージ」 多様なハザード対応手順「フィルタベント停止後のN_2パージ」	重大事故等対処設備	ホース・接続口
原子炉格納容器負圧破損の防止 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備によるPCV窒素供給」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」	重大事故等対処設備	ホース
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」	重大事故等対処設備	遠隔空気駆動弁操作用ボンベ

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.7】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
現場操作	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備 ※3
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ （A－2級）※5
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」		
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」	重大事故等対処設備	可搬型窒素供給装置

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.7】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換	多様なハザード対応手順「フィルタベント停止後のN_2パージ」		
原子炉格納容器負圧破損の防止	多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備によるPCV窒素供給」	自主対策設備	可搬型大容量窒素供給装置
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」	重大事故等対処設備	可搬型直流電源設備 ※3
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備 ※3
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」	重大事故等対処設備	常設代替直流電源設備 ※3

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.7】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」	重大事故等対処設備	代替所内電気設備 ※3
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「PCV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（S/C））」 「炉心損傷後PCVベント（フィルタベント使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「フィルタ装置ドレン移送ポンプ水張り」 「フィルタベント水位調整（水張り）」 「フィルタベント水位調整（水抜き）」 「フィルタベント停止後のN2パージ」 「フィルタ装置スクラバ水pH調整」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」	自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※3
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」	重大事故等対処設備	代替原子炉補機冷却系 ※2
代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「代替循環冷却系によるPCV内の減圧及び除熱」	重大事故等対処設備	燃料補給設備 ※3
格納容器内pH制御	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書「炉心損傷後格納容器薬品注入」	自主対策設備	格納容器pH制御設備

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.8】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」「R/B制御」※3	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備 ※2
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書「SLCポンプによるほう酸水注入」		
格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる下部D/W注水」		
格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による下部D/W注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」		
消火系による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる下部D/W注水」		
低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」		
消火系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による下部D/W注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ（A－2級）
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント） 「RPV制御」「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」		
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」※3	重大事故等対処設備	可搬型直流電源設備 ※2
格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる下部D/W注水」	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備 ※2
格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による下部D/W注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」		
消火系による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる下部D/W注水」		
低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」		

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.8】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」		
消火系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」※3		
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「SLCポンプによるほう酸水注入」		
制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「CRDによる原子炉注水」※3		
高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「HPCF緊急注水」※3		
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」※3	重大事故等対処設備	常設代替直流電源設備 ※2
格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる下部D/W注水」	重大事故等対処設備	代替所内電気設備
低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」		
格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による下部D/W注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」		
消火系による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる下部D/W注水」		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」		
消火系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる下部D/W注水」	自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※2
格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による下部D/W注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」		

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.8】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」		
高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」※3		
制御棒駆動系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「CRDによる原子炉注水」※3		
高圧炉心注水系による原子炉圧力容器への緊急注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「HPCF緊急注水」※3		
消火系による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる下部D/W注水」		
低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「MUWCによる原子炉注水」		
消火系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		
ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「SLCポンプによるほう酸水注入」		
格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による下部D/W注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」	重大事故等対処設備	燃料補給設備 ※2
消火系による原子炉格納容器下部への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる下部D/W注水」		
低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（デブリ冷却）」		
消火系による原子炉圧力容器への注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「RPV制御」 「R/B制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによる原子炉注水」		

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.9】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	多様なハザード対応手順 「可搬型格納容器窒素供給設備によるPCV窒素供給」	自主対策設備	可搬型格納容器窒素供給設備
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「PCV水素・酸素ガス放出（フィルタベント使用（S/C））」 「PCV水素・酸素ガス放出（フィルタベント使用（D/W））」 「PCV水素・酸素ガス放出（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「PCV水素・酸素ガス放出（耐圧強化ライン使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「耐圧強化ベント系N_2パージ」	重大事故等対処設備	可搬型窒素供給装置
格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書 「PCV水素・酸素ガス放出（フィルタベント使用（S/C））」 「PCV水素・酸素ガス放出（フィルタベント使用（D/W））」 「PCV水素・酸素ガス放出（耐圧強化ライン使用（S/C））」 「PCV水素・酸素ガス放出（耐圧強化ライン使用（D/W））」 多様なハザード対応手順「耐圧強化ベント系N_2パージ」	重大事故等対処設備	ホース・接続口
代替電源による必要な設備への給電	― ※4	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備 ※4
代替電源による必要な設備への給電	― ※4	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備 ※4
代替電源による必要な設備への給電	― ※4	重大事故等対処設備	常設代替直流電源設備 ※4
代替電源による必要な設備への給電	― ※4	重大事故等対処設備	可搬型直流電源設備 ※4
代替電源による必要な設備への給電	― ※4	重大事故等対処設備	代替所内電気設備 ※4
代替電源による必要な設備への給電	― ※4	自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※4

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.10】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
代替電源による必要な設備への給電	― ※2	重大事故等対処設備	常設代替直流電源設備 ※2
代替電源による必要な設備への給電	― ※2	重大事故等対処設備	可搬型直流電源設備 ※2
代替電源による必要な設備への給電	― ※2	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備 ※2
代替電源による必要な設備への給電	― ※2	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備 ※2
代替電源による必要な設備への給電	― ※2	自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※2
格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉ウェル注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉ウェル注水）」	自主対策設備	可搬型代替注水ポンプ（A－2級）※3
格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉ウェル注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉ウェル注水）」	自主対策設備	ホース・接続口
原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 多様なハザード対応手順「水素対策（原子炉建屋トップベント）」	自主対策設備	大容量送水車 （原子炉建屋放水設備用）※4
原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 多様なハザード対応手順「水素対策（原子炉建屋トップベント）」	自主対策設備	ホース
原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 多様なハザード対応手順「水素対策（原子炉建屋トップベント）」	自主対策設備	放水砲 ※4
格納容器頂部注水系による原子炉ウェルへの注水 原子炉建屋トップベントによる水素ガスの排出	事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「PCV制御」 AM設備別操作手順書「消防車による原子炉ウェル注水」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（原子炉ウェル注水）」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 多様なハザード対応手順「水素対策（原子炉建屋トップベント）」	自主対策設備	燃料補給設備 ※2

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.11】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
漏えい緩和	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「SFP漏えい緩和」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	自主対策設備	シール材
漏えい緩和	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「SFP漏えい緩和」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	自主対策設備	ステンレス鋼板
大気への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」※3	重大事故等対処設備	ホース
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	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車によるSFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP常設スプレイ）」	重大事故等対処設備	ホース・接続口
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」		
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スプレイ	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車によるSFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP常設スプレイ）」		
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」		

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.11】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」	重大事故等対処設備	可搬型スプレイヘッダ
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」		
代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「FPCによるSFP除熱」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備 ※2
消火系による使用済燃料プールへの注水	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるSFP注水」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」		
代替電源による給電	–		
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	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車によるSFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP常設スプレイ）」	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ（A－1級）
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」		

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.11】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
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スプレイ	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車によるSFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP常設スプレイ）」		
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」		
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	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車によるSFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP常設スプレイ）」	重大事故等対処設備	可搬型代替注水ポンプ（A－2級）
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」		
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スプレイ	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車によるSFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP常設スプレイ）」		
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」		
代替電源による給電	－	重大事故等対処設備	可搬型直流電源設備 ※2

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.11】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
消火系による使用済燃料プールへの注水 代替電源による給電 代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるSFP注水」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 － 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「FPCによるSFP除熱」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備 ※2
漏えい緩和	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「SFP漏えい緩和」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	自主対策設備	接着剤
代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「FPCによるSFP除熱」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	重大事故等対処設備	代替原子炉補機冷却系 ※6
大気への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」※3	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）
代替交流電源設備を使用した燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱 消火系による使用済燃料プールへの注水 代替電源による給電	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「FPCによるSFP除熱」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるSFP注水」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 －	自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※2

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.11】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
漏えい緩和	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 「原子炉建屋制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「SFP漏えい緩和」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」	自主対策設備	吊り降ろしロープ
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	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車によるSFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP常設スプレイ）」	重大事故等対処設備	燃料補給設備 ※2
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへの注水	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」		
消火系による使用済燃料プールへの注水	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消火ポンプによるSFP注水」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」		
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スプレイ	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車によるSFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順「消防車による送水（SFP常設スプレイ）」		
燃料プール代替注水系による可搬型スプレイヘッダを使用した使用済燃料プールへのスプレイ	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「SFP水位・温度制御」 事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）「R/B制御」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） 「SFP 原子炉水位・温度制御」 AM設備別操作手順書「消防車による可搬型SFPスプレイ」 「SFP監視カメラ冷却装置起動」 多様なハザード対応手順 「消防車による送水（SFP可搬型スプレイ）」		

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.11】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
大気への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」※3		
大気への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順 「大容量送水車及び放水砲による大気への拡散抑制」※3	重大事故等対処設備	放水砲

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.12】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
大気への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	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）
大気への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	自主対策設備	ガンマカメラ
大気への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	自主対策設備	サーモカメラ
海洋への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」	重大事故等対処設備	汚濁防止膜
海洋への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」	重大事故等対処設備	小型船舶 （汚濁防止膜設置用）
航空機燃料火災への泡消火	多様なハザード対応手順「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」	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）
初期対応における延焼防止処置	多様なハザード対応手順「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」	大規模損壊設備	化学消防自動車
初期対応における延焼防止処置	多様なハザード対応手順「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」	大規模損壊設備	水槽付消防ポンプ自動車
初期対応における延焼防止処置	多様なハザード対応手順「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」	大規模損壊設備	大型化学高所放水車
大気への放射性物質の拡散抑制 航空機燃料火災への泡消火	多様なハザード対応手順「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」 多様なハザード対応手順「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」	重大事故等対処設備	ホース
航空機燃料火災への泡消火 大気への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」 多様なハザード対応手順「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	重大事故等対処設備	燃料補給設備 ※1
大気への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順「大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」	重大事故等対処設備	放水砲
海洋への放射性物質の拡散抑制	多様なハザード対応手順「放射性物質吸着材による海洋への放射性物質の拡散抑制」 「汚濁防止膜による海洋への放射性物質の拡散抑制」	重大事故等対処設備	放射性物質吸着材
航空機燃料火災への泡消火	多様なハザード対応手順「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」	重大事故等対処設備	放水砲
航空機燃料火災への泡消火	多様なハザード対応手順「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」	重大事故等対処設備	泡原液搬送車
航空機燃料火災への泡消火	多様なハザード対応手順「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」	重大事故等対処設備	泡原液混合装置
初期対応における延焼防止処置	多様なハザード対応手順「初期対応における延焼防止処置」 「航空機燃料火災への泡消火」	自主対策設備	泡消火薬剤備蓄車

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.13】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
原子炉ウェルへの注水	1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順	自主対策設備	格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）
			格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）
			格納容器頂部注水系（可搬型代替注水ポンプ（A-2級），ホース・接続口等）
			格納容器頂部注水系（大容量送水車（海水取水用），可搬型代替注水ポンプ（A-2 級），ホース・接続口等）

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.14】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
常設代替交流電源設備による給電	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書「第一ガスタービン発電機起動」「M/C C･D 受電」 「第一GTG からAM 用MCC への電路構成」「AM 用MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「非常用D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」「タンクローリから各機器等への給油」	重大事故等対処設備	タンクローリ（16kL）
第二代替交流電源設備による給電			
可搬型代替交流電源設備による給電		重大事故等対処設備	タンクローリ（4kL）
可搬型直流電源設備による給電			
直流給電車による給電			
燃料補給設備による給油			
直流給電車による給電		自主対策設備	直流給電車
常設代替交流電源設備による給電		重大事故等対処設備	ホース
第二代替交流電源設備による給電	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書「緊急用M/C からM/C C･D への電路構成」 「大湊側緊急用M/C からM/C C･D への電路構成」「M/C C･D 受電」 「緊急用M/C からAM 用MCC への電路構成」「大湊側緊急用M/C からAM 用MCC への電路構成」「AM 用MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「第二GTG による荒浜側緊急用M/C 受電」「第二GTG による大湊側緊急用M/C 受電」 「非常用D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」「タンクローリから各機器等への給油」	自主対策設備	ホース
可搬型代替交流電源設備による給電		重大事故等対処設備	ホース
可搬型直流電源設備による給電		重大事故等対処設備	ホース
直流給電車による給電		自主対策設備	ホース
燃料補給設備による給油		重大事故等対処設備	ホース
号炉間電力融通電気設備による給電		重大事故等対処設備	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）
号炉間電力融通電気設備による給電		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
常設代替交流電源設備による給電		重大事故等対処設備	第一ガスタービン発電機
常設代替交流電源設備による給電		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
常設代替交流電源設備による給電		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
常設代替交流電源設備による給電	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書「緊急用M/C からM/C C･D への電路構成」 「電源車によるP/C C－1･D－1 への電路構成」 「電源車（緊急用電源切替箱A 経由）によるM/C C･D への電路構成」「M/C C･D 受電」 「P/C C－1･D－1 受電（P/C 動力変圧器～M/CC･D 経由）」 「緊急用M/C からAM 用MCC への電路構成」 「電源車（AM 用動力変圧器）によるAM 用MCCへの電路構成」 「電源車（緊急用電源切替箱A 経由）によるAM 用MCC への電路構成」「AM 用MCC 受電」 多様なハザード対応手順 「電源車による荒浜側緊急用M/C 受電」「電源車による給電（緊急用電源切替箱A 接続）」 「電源車による給電（動力変圧器C－1 接続）」「電源車による給電（AM 用動力変圧器接続）」 「非常用D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」「タンクローリから各機器等への給油」	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
常設代替交流電源設備による給電		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
常設代替交流電源設備による給電		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
第二代替交流電源設備による給電		自主対策設備	第二ガスタービン発電機
第二代替交流電源設備による給電		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
第二代替交流電源設備による給電		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
第二代替交流電源設備による給電		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

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.14】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
第二代替交流電源設備による給電		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
第二代替交流電源設備による給電		自主対策設備	第二ガスタービン発電機用燃料タンク
第二代替交流電源設備による給電		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
第二代替交流電源設備による給電	事故時運転操作手順書（徴候ベース） 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース） AM 設備別操作手順書 「他号炉D/G によるM/C C・D への電路構成（号炉間電力融通ケーブル使用）」 「DG(A)(B)による他号炉への電力融通」 多様なハザード対応手順「号炉間電力融通ケーブルによる電力融通」	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
可搬型代替交流電源設備による給電		重大事故等対処設備	電源車
可搬型直流電源設備による給電	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書「緊急用M/C からAM 用MCC への電路構成」 「電源車（AM 用動力変圧器）によるAM 用MCCへの電路構成」 「電源車（緊急用電源切替箱A 経由）によるAM 用MCC への電路構成」「AM 用MCC 受電」 「AM 用直流125V 充電器盤受電」 多様なハザード対応手順「電源車による荒浜側緊急用M/C 受電」 「電源車による給電（緊急用電源切替箱A 接続）」「電源車による給電（AM 用動力変圧器接続）」 「非常用D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」「タンクローリから各機器等への給油」	重大事故等対処設備	電源車
直流給電車による給電			
可搬型代替交流電源設備による給電		重大事故等対処設備	電源車～AM 用動力変圧器～AM 用MCC 電路
可搬型直流電源設備による給電		重大事故等対処設備	電源車～AM 用動力変圧器～AM 用直流125V 充電器～直流母線電路
可搬型代替交流電源設備による給電		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
可搬型直流電源設備による給電		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125V 充電器～直流母線電路
可搬型代替交流電源設備による給電	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「交流/直流電源供給回復」 事故時運転操作手順書（停止時徴候ベース）「交流/直流電源供給回復」 AM 設備別操作手順書「直流給電車による直流125V 主母線盤A 給電」 多様なハザード対応手順「直流給電車による直流125V 主母線盤A 給電」 「非常用D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」「タンクローリから各機器等への給油」	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
可搬型代替交流電源設備による給電		自主対策設備	電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用MCC 電路
可搬型直流電源設備による給電		自主対策設備	電源車～荒浜側緊急用高圧母線～AM 用直流
可搬型代替交流電源設備による給電		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
可搬型代替交流電源設備による給電		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

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.14】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
直流給電車による給電	多様なハザード対応手順 「非常用D/G 軽油タンクからタンクローリへの給油」「タンクローリから各機器等への給油」	自主対策設備	電源車～直流給電車～直流母線電路
可搬型代替交流電源設備による給電		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

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.15】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
計器の計測範囲を超えた場合→可搬型計測器による計測	AM 設備別操作手順書「可搬計器によるパラメータ計測」	重大事故等対処設備	可搬型計測器
可搬型計測器による計測			
代替電源(交流)からの給電	事故時運転操作手順書（徴候ベース）「交流／直流電源供給回復	重大事故等対処設備	可搬型代替交流電源設備
		重大事故等対処設備	可搬型直流電源設備
		重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備
		自主対策設備	第二代替交流電源設備
		自主対策設備	直流給電車及び可搬型代替交流電源設備

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.16】対応資機材一覧表

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
居住性の確保	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用	重大事故等対処設備	・衛星電話設備（常設）
汚染の持ち込み防止	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用	資機材	チェンジングエリア設営用資機材
汚染の持ち込み防止	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用	資機材	乾電池内蔵型照明（チェンジングエリア）
汚染の持ち込み防止	緊急時対策本部運用要領 チェンジングエリアの設置運用	資機材	防護具
居住性の確保	AM 設備別操作手順書 可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化	重大事故等対処設備	・中央制御室可搬型陽圧化空調機（フィルタユニット・ブロワユニット）
居住性の確保	AM 設備別操作手順書 可搬型陽圧化空調機による中央制御室陽圧化	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
居住性の確保	AM 設備別操作手順書 空気ボンベによる中央制御室待避室陽圧化と換気操作	重大事故等対処設備	・中央制御室待避室陽圧化装置（空気ボンベ）
居住性の確保	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用	重大事故等対処設備	・無線連絡設備（常設）
居住性の確保	多様なハザード対応要領 カードル式空気ボンベユニットによる陽圧化	自主対策設備	カードル式空気ボンベユニット
居住性の確保	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用	重大事故等対処設備	データ表示装置（待避室）
居住性の確保	AM 設備別操作手順書 中央制御室の照明確保， 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用	重大事故等対処設備	可搬型蓄電池内蔵型照明
居住性の確保	AM 設備別操作手順書 中央制御室の照明確保 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用	資機材	乾電池内蔵型照明
居住性の確保	AM 設備別操作手順書 空気ボンベによる中央制御室待避室陽圧化と換気操作	重大事故等対処設備	差圧計
居住性の確保	AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室の照明確保、データ表示装置起動、通信設備使用	重大事故等対処設備	酸素濃度・二酸化炭素濃度計
居住性の確保	－	重大事故等対処設備	常設代替交流電源設備 ※1
居住性の確保	－	自主対策設備	第二代替交流電源設備 ※1
居住性の確保	－	重大事故等対処設備	中央制御室待避室遮蔽（可搬型）

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.17】対応資機材一覧表

対応手段		手順書	対処設備／資機材	
―	緊急時構内モニタリング	放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）の測定	自主対策設備	Geガンマ線多重波高分析装置
放射能測定車（空気中の放射性物質の濃度の測定） ― ―	緊急時構内モニタリング 緊急時構内モニタリング 海上モニタリング	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）の測定 海上モニタリング	重大事故等対処設備	GM汚染サーベイメータ
―	放射能測定車による測定	空気中の放射性物質の濃度の測定	自主対策設備	GM計数装置
放射能測定車（空気中の放射性物質の濃度の測定） ― ―	緊急時構内モニタリング 緊急時構内モニタリング 海上モニタリング	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）の測定 海上モニタリング	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
― ―	緊急時構内モニタリング 海上モニタリング	放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）の測定 海上モニタリング	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
―	緊急時構内モニタリング	放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）の測定	自主対策設備	ガスフロー測定装置
―			自主対策設備	可搬型Geガンマ線多重波高分析装置
気象観測設備（風向・風速その他の気象条件の測定）	可搬型気象観測装置による測定	気象観測項目の代替測定	重大事故等対処設備	可搬型気象観測装置
放射能測定車（空気中の放射性物質の濃度の測定） ― ―	緊急時構内モニタリング 緊急時構内モニタリング 海上モニタリング	空気中の放射性物質の濃度の代替測定 放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）の測定 海上モニタリング	重大事故等対処設備	可搬型ダスト・ヨウ素サンプラ
― ―	可搬型モニタリングポストによる測定 可搬型モニタリングポストによる測定緊急時構内モニタリング	放射線量の代替測定 放射線量の測定	重大事故等対処設備	可搬型モニタリングポスト
―	モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策	バックグラウンドの低減対策	資機材	検出器保護カバー
―	海上モニタリング	海上モニタリング	重大事故等対処設備	小型船舶（海上モニタリング用）
―	モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策	バックグラウンドの低減対策	資機材	遮蔽材
―	放射能測定車による測定	空気中の放射性物質の濃度の測定	自主対策設備	ダスト・ヨウ素サンプラ
モニタリングポスト（放射線量の測定） ―	可搬型モニタリングポストによる測定 可搬型モニタリングポストによる測定緊急時構内モニタリング	放射線量の代替測定 放射線量の測定	重大事故等対処設備	データ処理装置
― ―	可搬型モニタリングポストによる測定緊急時構内モニタリング 海上モニタリング	放射線量の測定 海上モニタリング	重大事故等対処設備	電離箱サーベイメータ
―	放射能測定車による測定	空気中の放射性物質の濃度の測定	自主対策設備	放射能測定車
―	―	モニタリングポストの代替電源	自主対策設備	無停電電源装置
無停電電源装置	モニタリングポスト用発電機からの給電	モニタリングポストの代替交流電源からの給電	重大事故等対処設備	モニタリングポスト用発電機
―	モニタリングポストのバックグラウンドの低減対策	バックグラウンドの低減対策	資機材	養生シート
―	放射能測定車による測定	空気中の放射性物質の濃度の測定	自主対策設備	ヨウ素測定装置

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.18】対応資機材一覧表

＊１「対策の検討に必要な資料」については，資機材であるため重大事故等対処設備としない。
＊２「放射線管理用資機材」及び「飲料水，食料等」については資機材であるため重大事故等対処設備としない。

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	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
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	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）可搬型外気取入送風機
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	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
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	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
代替電源設備からの給電	多様なハザード対応手順	重大事故等対処設備	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
居住性の確保	多様なハザード対応手順	自主対策設備	カードル式空気ボンベユニット
代替電源設備からの給電	多様なハザード対応手順	重大事故等対処設備	タンクローリ（４ｋＬ）
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	自主対策設備	テレビ会議システム（社内向）
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	安全パラメータ表示システム（SPDS）
居住性の確保	多様なハザード対応手順	自主対策設備	移動式待機所
必要な数の要員の収容	－	資機材	飲料水，食料等※２
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	自主対策設備	衛星電話設備（社内向）
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	衛星電話設備（常設，可搬型）
必要な指示及び通信連絡	－	重大事故等対処設備	衛星無線通信装置（常設）
代替電源設備からの給電	多様なハザード対応手順	重大事故等対処設備	可搬ケーブル
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	可搬型エリアモニタ（対策本部）
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	可搬型エリアモニタ（待機場所）
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	可搬型モニタリングポスト
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	携帯型音声呼出電話設備
代替電源設備からの給電	多様なハザード対応手順	重大事故等対処設備	軽油タンク出口ノズル・弁
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	差圧計（対策本部）
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	差圧計（待機場所）
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	酸素濃度計（対策本部）
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	酸素濃度計（待機場所）
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	自主対策設備	専用電話設備（ホットライン）
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	自主対策設備	送受話器（警報装置を含む）
必要な指示及び通信連絡	－	資機材	対策の検討に必要な資料※１
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	自主対策設備	電力保安通信用電話設備
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	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
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	二酸化炭素濃度計（対策本部）
居住性の確保	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	二酸化炭素濃度計（待機場所）
必要な数の要員の収容	－	資機材	放射線管理用資機材※２
必要な指示及び通信連絡	－	重大事故等対処設備	無線通信装置（常設）
必要な指示及び通信連絡	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	無線連絡設備（常設，可搬型）
必要な指示及び通信連絡	－	重大事故等対処設備	有線（建屋内）（常設）

重大事故等及び大規模損壊の対処に必要な設備・資機材一覧表（案）

【技術的能力1.19】対応資機材一覧表

対応手段	手順書	対処設備／資機材	
発電所内の通信連絡	緊急時対策本部運営要領 AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保	重大事故等対処設備	衛星電話設備（常設）
			無線連絡設備（常設）
	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	衛星電話設備（可搬型）
			無線連絡設備（可搬型）
			携帯型音声呼出電話設備
			安全パラメータ表示システム（SPDS）
			5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン
	緊急時対策本部運営要領	自主対策設備	送受話器（警報装置を含む。）
			電力保安通信用電話設備
発電所外（社内外）の通信連絡	緊急時対策本部運営要領 AM 設備別操作手順書 中央制御室待避室居住性確保	重大事故等対処設備	衛星電話設備（常設）
	緊急時対策本部運営要領	重大事故等対処設備	衛星電話設備（可搬型）
			統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備
	緊急時対策本部運営要領	自主対策設備	衛星電話設備（社内向）
			テレビ会議システム
			専用電話設備

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-68（改訂１）
提出年月日	令和２年６月２日

柏崎刈羽原子力発電所７号炉

添付２の消防車隊による消火要員と添付３の自衛消防隊の関係について

令和２年６月

東京電力ホールディングス株式会社

１．消防車隊による消火要員と自衛消防隊について

「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」の「１．２要員の配置」には、消火要員として以下のとおり配置することを記載している。

> 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。
>
> 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。

この記載は、平成１９年に発生した新潟県中越沖地震時の変圧器火災に鑑み規定した下記の「旧第１７条地震・火災発生時の対応」の記載を踏襲したものとなっている。

> ２．初期消火活動のための体制の整備として，次の措置を講じる。
>
> (2) 防災安全ＧＭは，初期消火活動を行う要員として，１０名以上を常駐させるとともに，この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。

また、新規制基準対応として、「添付３ 重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準」には、下記のとおり、火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊について記載することとしている。

> ａ．重大事故等が発生した場合に速やかに対応するため，6 号炉及び 7 号炉の重大事故等に対処する要員として，発電所内に緊急時対策要員 44 名，運転員 13 名，火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊 10 名の合計 67 名を確保する。

２．運転員，消防車隊による消火要員と火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊の関係について

両者の関係は下表のとおり整理され、運転員，消防車隊による消火要員は一般火災生時（プラント内の火災）に備えた体制であり運転員が含まれるため 10 名以上となり、一方、重大事故等（以下「ＳＡ」という。）・大規模損壊発生時には、運転員が航空機衝突などで損耗していない場合は同様な体制となるが、損耗している場合は火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊 10 名の体制となる。なお、発電所内にある職員が所在する事務建屋などで運転員による管理対象外となる場所で火災が発生した場合の消火要員は運転員を含めないため消防車隊による消火要員１０名となり、保安規定要求では必要最低人数１０名となる。

【保安規定における添付２：消防車隊による消火要員と添付３自衛消防隊の関係】

（休日夜間の体制の例）

<table>
<tr><td colspan="4">一般火災対応</td><td colspan="3" rowspan="2">ＳＡ／大規模損壊時火災対応（運転員損耗）</td></tr>
<tr><td colspan="3">プラント内の火災</td><td>事務建屋等の火災</td></tr>
<tr><td>保安規定記載</td><td>人数</td><td>説明</td><td rowspan="4">（運転員は含まれない）</td><td>保安規定記載</td><td>人数</td><td>説明</td></tr>
<tr><td rowspan="3">①運転員</td><td>1</td><td>通報連絡者
(発災プラントの当直長)</td><td>①緊急時対策要員</td><td>1</td><td>通報連絡者
（通報班長）</td></tr>
<tr><td>1</td><td>現場責任者
(発災プラントの運転員)</td><td rowspan="2">②緊急時対策要員
（復旧班）</td><td rowspan="2">8</td><td rowspan="2">大容量送水車や放水砲による泡消火（航空機衝突時など）</td></tr>
<tr><td>2</td><td>初期消火活動
(発災プラントの運転員)</td></tr>
<tr><td rowspan="3">②消防車隊による消火要員（自衛消防隊の一部）</td><td>1</td><td colspan="2">現場指揮本部
（自衛消防隊長）</td><td rowspan="3">③火災発生時の初期消火活動に対応するための自衛消防隊（自衛消防隊の一部）</td><td>1</td><td>現場指揮本部
（自衛消防隊長）</td></tr>
<tr><td>6</td><td colspan="2">消火活動
（消防車隊）</td><td>6</td><td>消火活動
（消防車隊）</td></tr>
<tr><td>3</td><td colspan="2">公設消防の案内等（警備員）</td><td>3</td><td>公設消防の案内等
（警備員）</td></tr>
<tr><td colspan="4">②の要員が１０名※</td><td colspan="3">③の要員が１０名（運転員以外で構成）</td></tr>
</table>

※自衛消防隊は火災の発生場所及び火災規模等に応じて１０名以上となるよう召集する。

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-71（改訂 1）
提出年月日	令和２年６月２日

柏崎刈羽原子力発電所７号炉

格納容器内の火災防護について

令和２年６月

東京電力ホールディングス株式会社

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

〔格納容器内の火災防護について〕

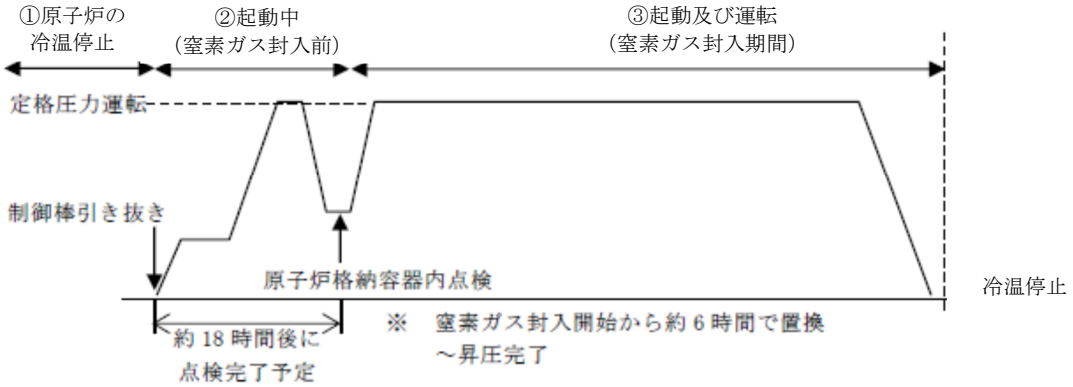
格納容器内は，プラント運転中については，窒素ガスが封入され雰囲気が不活性化されていることから，火災の発生は想定されない。

一方で，窒素ガスが封入されていない期間のほとんどは原子炉が冷温停止に到達している期間であるが，わずかではあるものの，原子炉が冷温停止に到達していない期間もあることを踏まえ，以下のとおり火災防護対策を講じる。

〔格納容器内の状態について〕

格納容器内の状態について，火災防護の観点から以下のように分類する。

①原子炉の冷温停止（制御棒引き抜きまで）
②起動中（窒素ガス封入前）
③起動及び運転（窒素ガス封入期間）



火災の発生リスクを低減するためには，原子炉の起動時において窒素ガス置換されていない期間をできるだけ少なくすることが有効である。このため，プラント起動時は格納容器内点検が終了した後，速やかに格納容器内の窒素ガス封入作業を行い，原子炉の停止時においては，冷温停止到達後に窒素ガス排出を行う。

〔格納容器内における火災の感知・消火について〕

火災感知設備については，アナログ式の異なる２種類の火災感知器（煙感知器及び熱感知器）を設置しており、冷温停止中及び起動中において火災が発生した場合には上記の火災感知設備で感知し，速やかな消火活動を行う。
なお、格納容器内の火災感知器は、原子炉運転中の環境により故障する可能性があることから、原子炉起動時の窒素封入後に中央制御室の火災受信機により作動信号を切り替える。次の原子炉停止時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ことを保守管理として実施する。

原子炉格納容器内の消火については，消火器を使用する。消火器については、原子炉停止後、必要な消火能力を満足する本数を速やかに各フロアへ設置する。原子炉起動時においては消火器を撤去するが、格納容器窒素置換が完了するまでの間、エアロック室へ設置する。

また，消火栓を用いての対応も可能である。なお，原子炉格納容器内点検終了後から窒素ガス置換完了までの間で原子炉格納容器内の火災が発生した場合には，火災による延焼防止の観点から窒素ガス封入作業を継続し，原子炉格納容器内の等価火災時間が経過した後に開放し現場確認を行う。

〔格納容器内の可燃物管理方法について〕

設置変更許可申請書　添付書類八

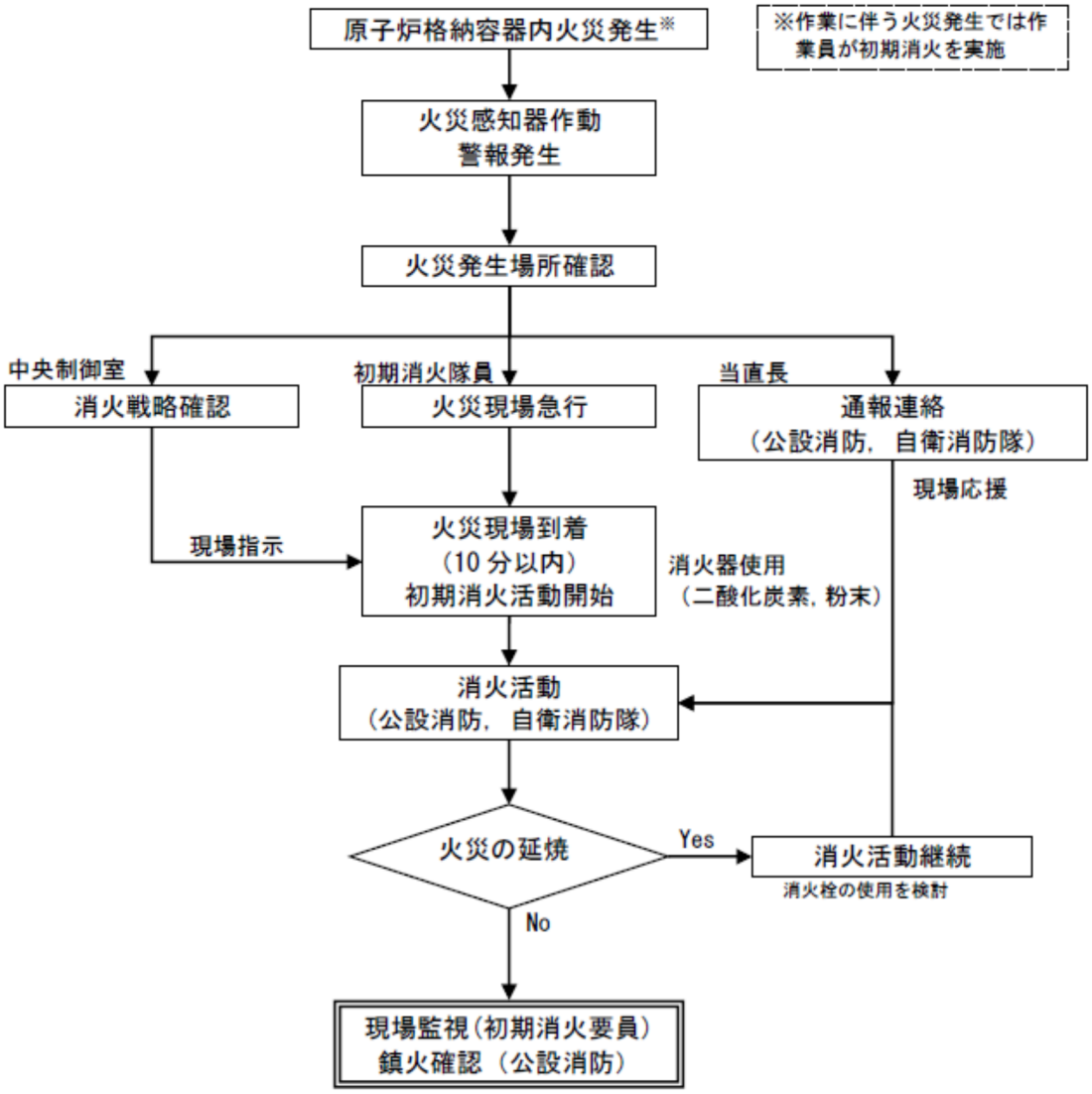
1.6.1.4.1　安全機能を有する構築物，系統及び機器の重要度に応じた火災の影響軽減のための対策

(4)原子炉格納容器内に対する火災の影響軽減のための対策

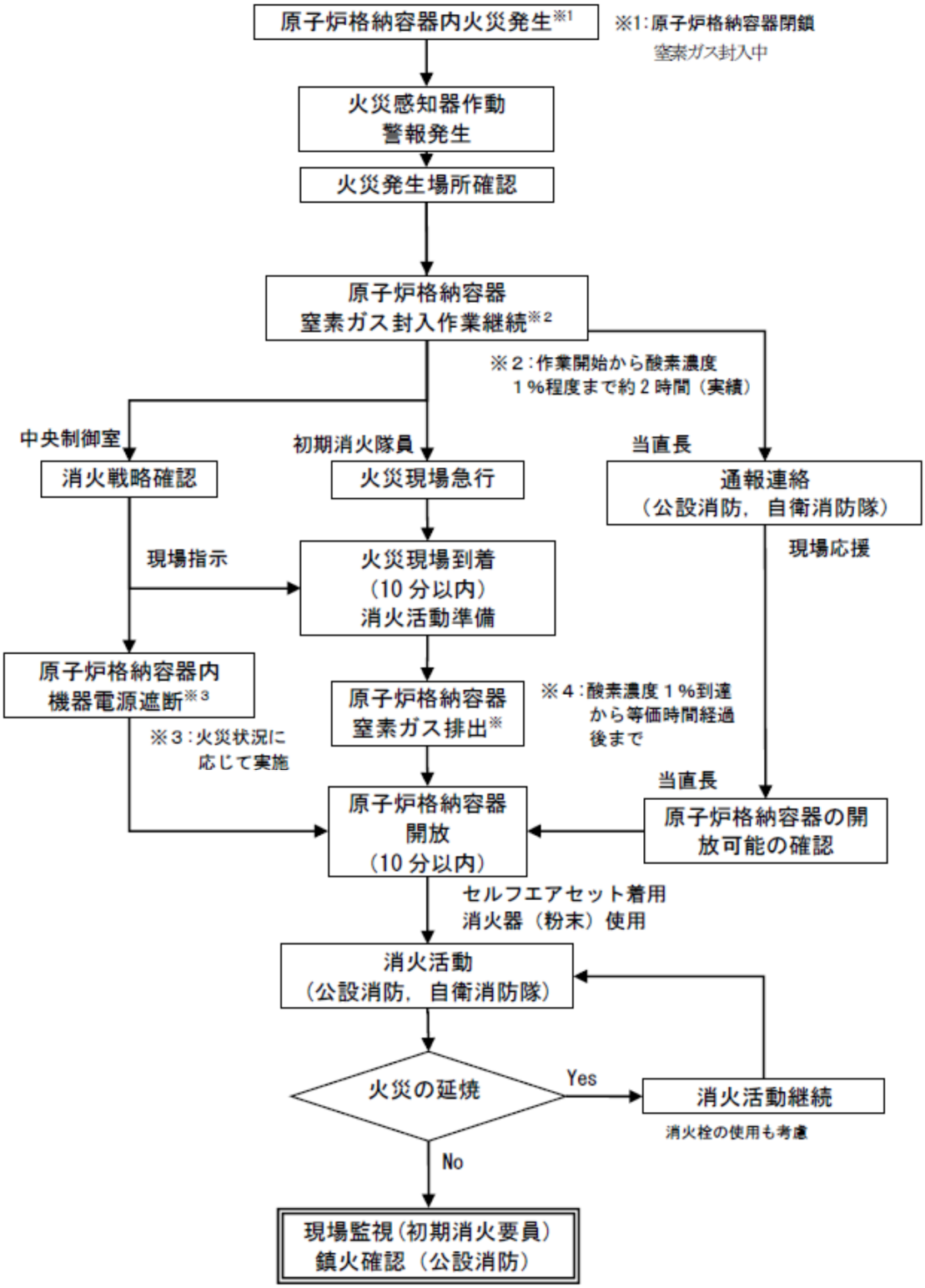
原子炉格納容器内は，プラント運転中については，窒素ガスが封入され雰囲気が不活性化されていることから，火災の発生は想定されない。一方で，窒素ガスが封入されていない期間のほとんどは原子炉が低温停止に到達している期間であるが，わずかではあるものの原子炉が低温停止に到達していない期間もあることを踏まえ，以下のとおり火災の影響軽減対策を講じる。

なお，原子炉格納容器内での作業に伴う持込み可燃物について，持込み期間・可燃物量・持込み場所等を管理する。また，原子炉格納容器内の発火性又は引火性物質である潤滑油を内包する設備，分電盤等については，金属製の筐体やケーシングで構成すること，発火性又は引火性物質である潤滑油を内包する設備は溶接構造又はシール構造の採用により潤滑油の漏えい防止対策を講じるとともに，万一の漏えいを考慮し，漏えいした潤滑油が拡大しないよう堰等を設け拡大防止対策を行う設計とすること，及び油を内包する点検用機器は通常時電源を切る運用とすることによって，火災発生時においても火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルへの火災影響の低減を図る設計とする。

＜参考＞原子炉格納容器内における火災発生時の対応フロー（冷温停止中）



＜参考＞原子炉格納容器内での火災発生に対する対応フロー
（起動中：原子炉格納容器内点検終了～窒素ガス置換完了まで）



原子炉格納容器上部の消火活動の確認状況

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-78（改訂２）
提出年月日	令和２年６月２日

柏崎刈羽原子力発電所７号炉

高濃度火山灰対応について

令和２年６月

東京電力ホールディングス株式会社

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

高濃度火山灰対応について

＜　目次　＞

資料１　柏崎刈羽原子力発電所７号炉　実用炉規則第八十四条の二※に係る対応の概要

資料２　火山影響等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について

資料３　非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ設置について

資料４　降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出

※令和２年１月 23 日の実用炉規則改訂により
下記の通り読み替える。
第八十四条の二→第八十三条
五号イ→1 号　ロ（1）
五号ロ→1 号　ロ（2）
五号ハ→1 号　ロ（3）
六号→四号

資料1

柏崎刈羽原子力発電所　7号炉
実用炉規則第八十四条の二※に係る対応の概要

TEPCO

※令和2年1月23日の実用炉規則改訂により下記の通り読み替える。
第八十四条の二→第八十三条
五号イ→1号　ロ（1）
五号ロ→1号　ロ（2）
五号ハ→1号　ロ（3）
六号→四号

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

1．概要（全体方針）

TEPCO

柏崎刈羽原子力発電所第7号炉の実用炉規則第八十四条の二に係る対応について概要を説明する。

表1．実用炉規則第八十四条の二　五号イ、ロ、ハ及び六号の対応について

	要求事項	対応方針
五号　イ →スライド3P	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。	非常用ディーゼル発電機のA系及びB系の吸気ラインに改良型フィルタを取り付け、2台運転を行う。
五号　ロ →スライド4P	イに掲げるもののほか、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。	高圧代替注水系ポンプを使用し、原子炉圧力容器内へ注水することにより炉心の冷却を行う。
五号　ハ →スライド5P	ロに掲げるもののほか、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。	原子炉隔離時冷却系ポンプを使用し、原子炉圧力容器内へ注水することにより炉心の冷却を行う。
六号 →スライド6P	前各号に掲げるもののほか、火山影響等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。	緊急時対策所の居住性確保、通信連絡設備の機能確保のための手順を整備する。

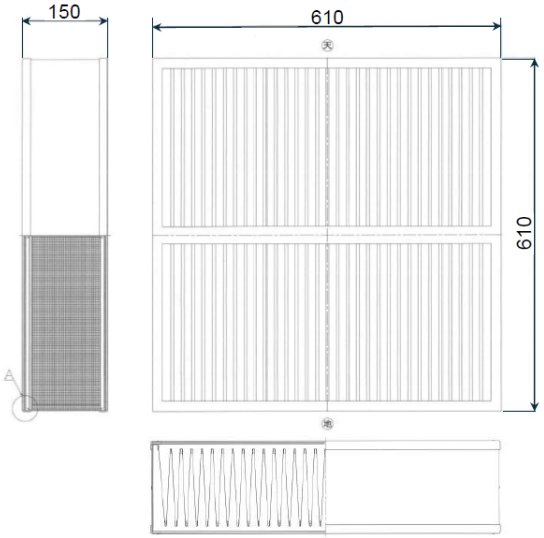
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

2-1.五号イの対応方針について

TEPCO

火山灰による既設フィルタの閉塞を防止するため、降灰開始前までに非常用ディーゼル発電機の給気ラインに改良型フィルタを設置する。

フィルタ設置から24時間は、降灰によって閉塞しないことをモックアップ試験によって確認済み。



重量：12kg

枚数：44枚×2系統

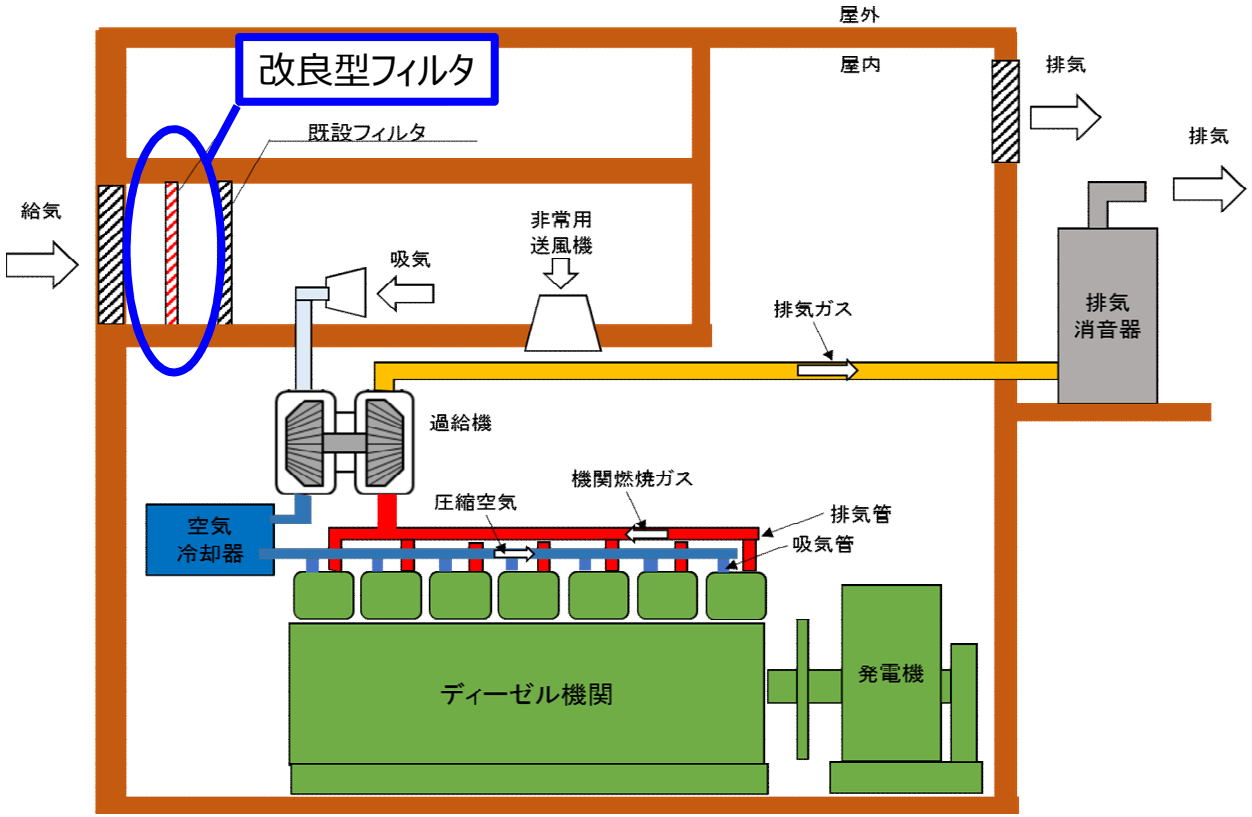


図2-1．フィルタ外形図　及び非常用ディーゼル発電機の給気ライン概略図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

全交流動力電源喪失かつ原子炉隔離時冷却系喪失となった場合は、高圧代替注水系（タービン駆動の常設施設）により炉心冷却を実施する。

上記施設は降灰に対して強度を有する建屋内に設置された常設施設であり、中央制御室内の操作により容易な起動が可能である。当該の対応は、有効性評価（SBO+RCIC喪失）において炉心冷却を24時間継続できることを確認している。また、必要注水量は復水貯蔵槽の貯水量によって確保されている。

なお、全交流動力電源喪失時においては、残留熱除去系の機能喪失により格納容器圧力が上昇するため、約16時間で格納容器ベントを実施する必要がある。

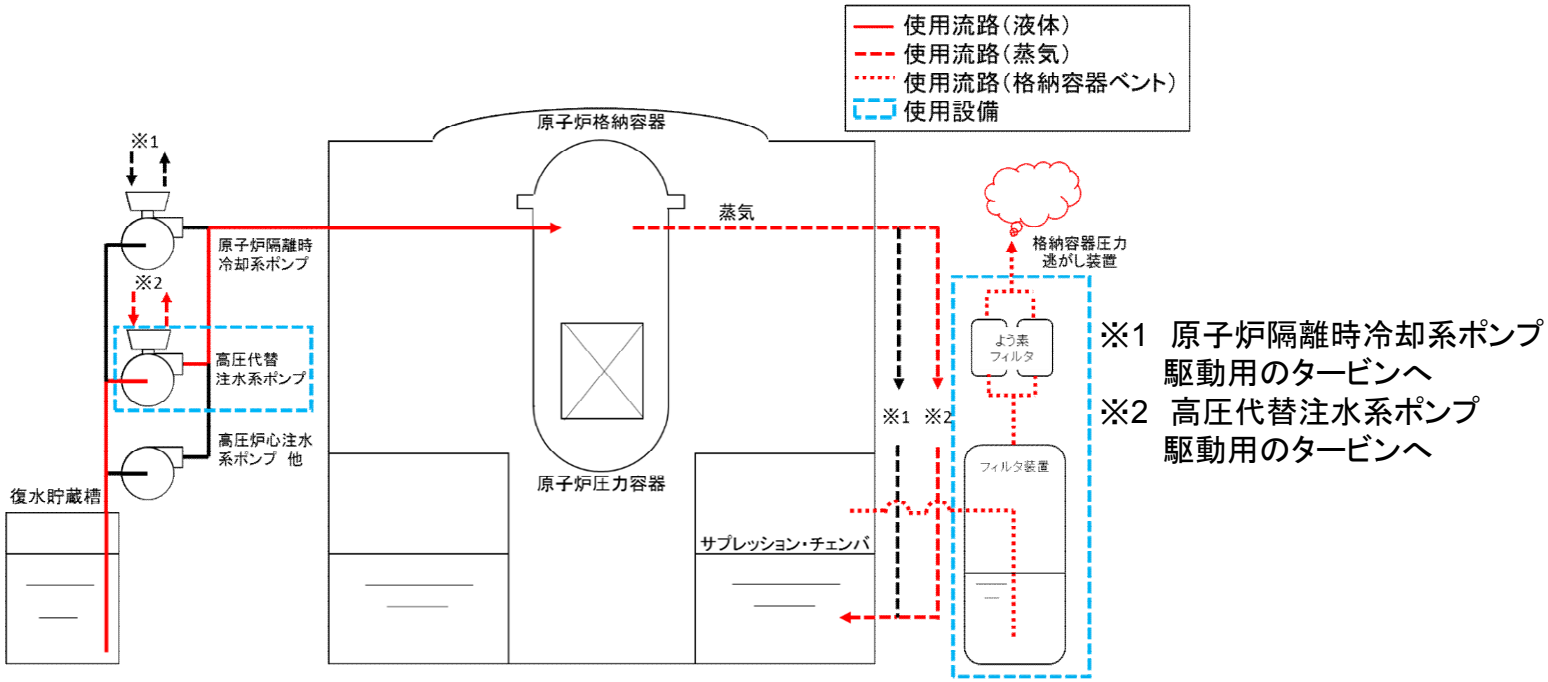


図2-2. 高圧代替注水系使用時の系統図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

全交流動力電源喪失となった場合は、原子炉隔離時冷却系（タービン駆動の常設施設）により炉心冷却を実施する。

上記施設は降灰に対して強度を有する建屋内に設置された常設施設であり、自動起動により容易に注水が可能である。当該の対応は、有効性評価（長期TB）において炉心冷却を24時間継続できることを確認している。また、必要注水量は復水貯蔵槽の貯水量によって確保されている。

なお、全交流動力電源喪失時においては、残留熱除去系の機能喪失により格納容器圧力が上昇するため、約16時間で格納容器ベントを実施する必要がある。

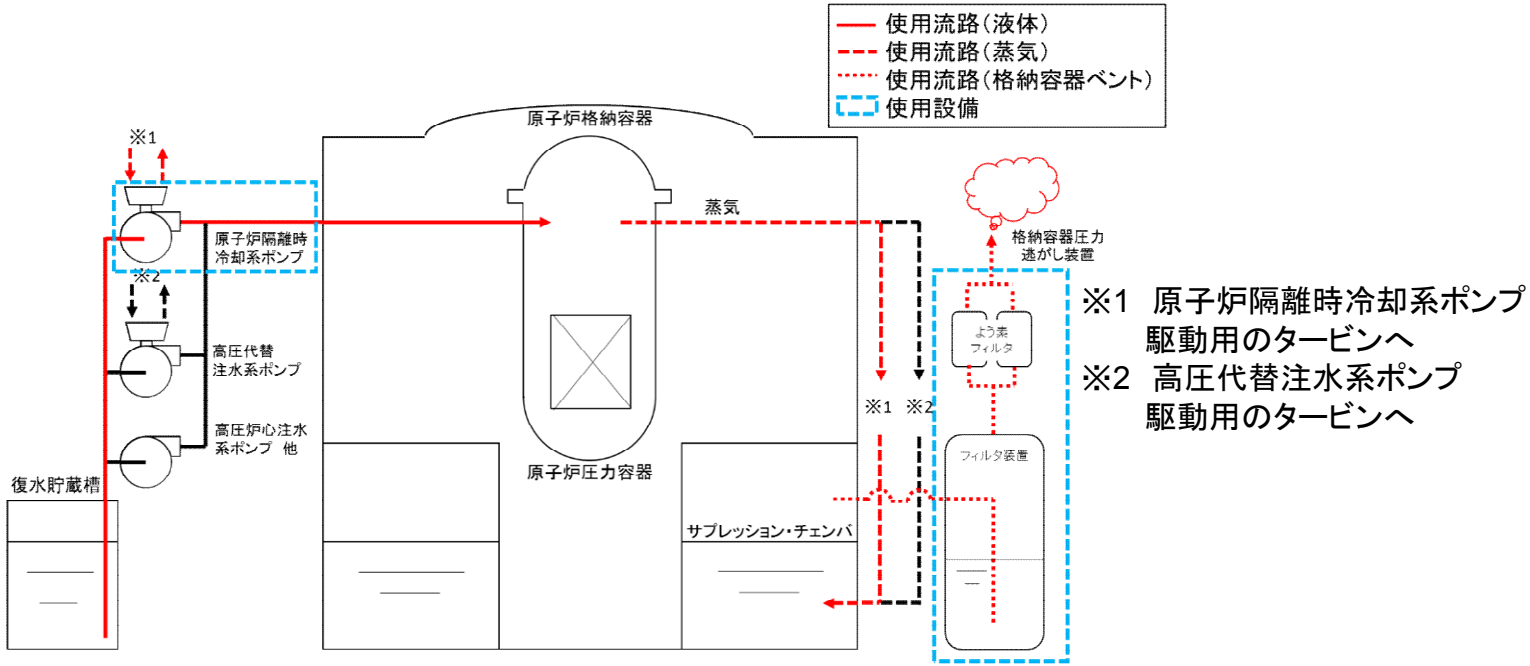


図2-3.　原子炉隔離時冷却系使用時の系統図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

2-4.六号　の対応方針について

TEPCO

通信連絡設備について、全交流動力電源喪失時においても機能維持が可能な様に、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又は乾電池により使用する。

上記可搬型電源設備は、火山灰の影響を受けないように降灰に対して強度を有する建屋（7号炉タービン建屋海水熱交換器区域）内に移動、給電を行う。なお、24時間の給電に必要な燃料は、あらかじめ当該設備に搭載されている。

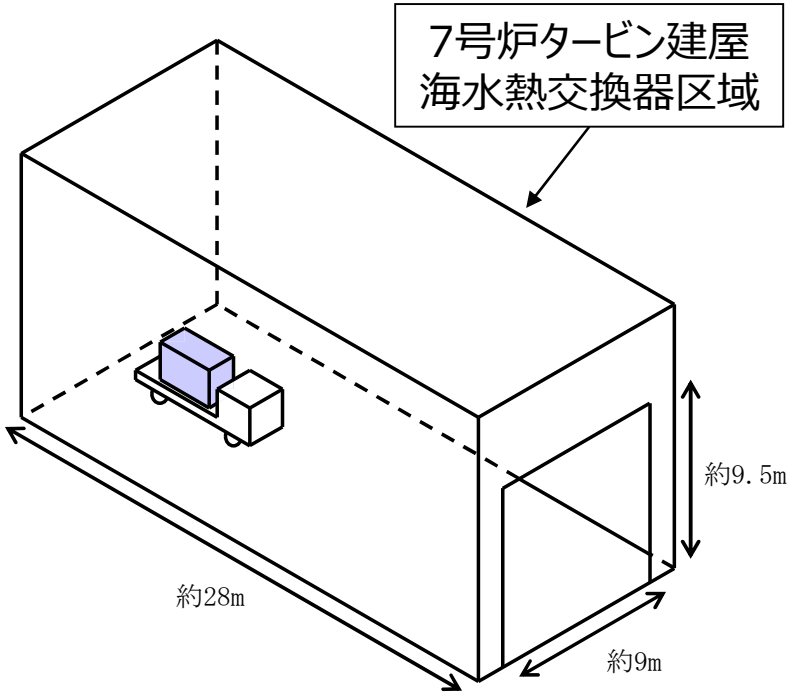


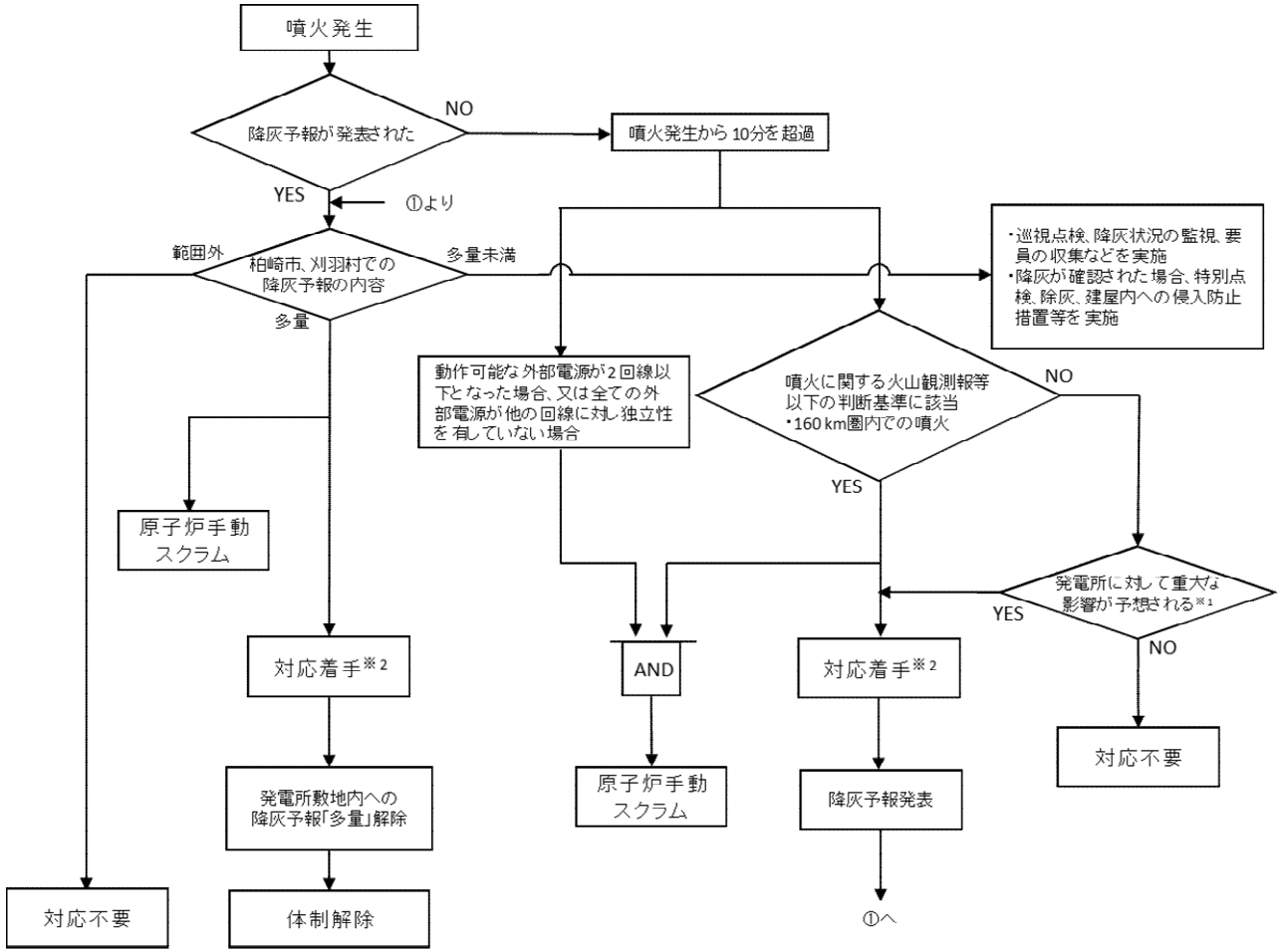
図２-4．５号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備
及び7号炉タービン建屋海水熱交換器区域内での配置イメージ図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

2-5.原子炉の停止基準及び火山灰対応の着手基準について

TEPCO

降灰による全交流動力電源喪失のリスクに対して、早期に崩壊熱の除去を開始することでリスクの低減を図る目的で停止基準を設定している。また、降灰による事象の進展に備え、必要な対応を早期に着手するための着手基準を設定している。



※1 報道（TV、ラジオ、インターネット等）、気象情報（風向、風速等）周辺地域の降灰状況等により、総合的に判断する。

※2 対応着手の内容
- 非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付
- 緊急時対策所の居住性確保
- 通信連絡設備の確保

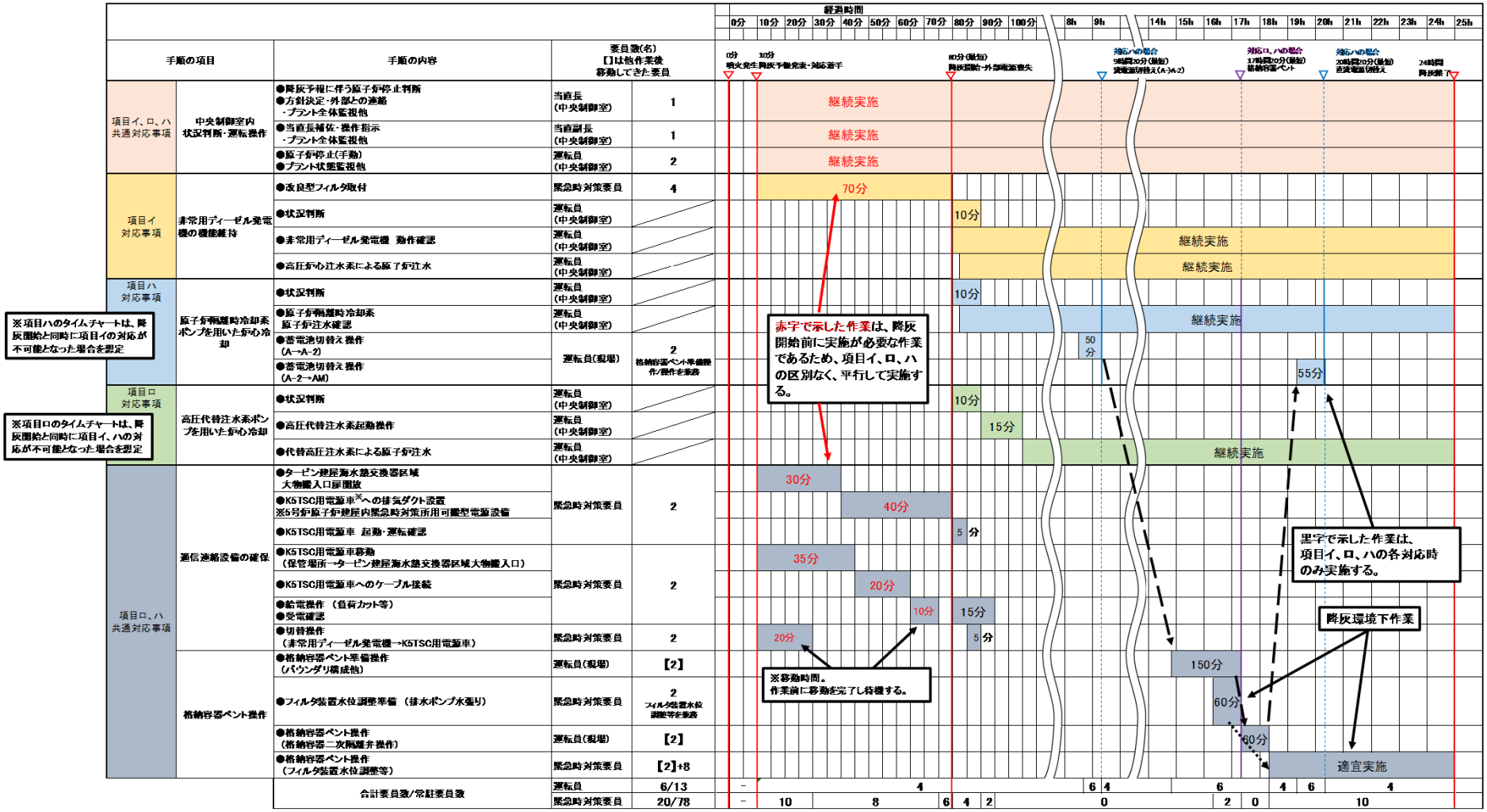
図2-5. 原子炉の停止基準及び火山灰対応の着手基準判断フロー図

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

2-6.降灰時の対応の流れについて

TEPCO

降灰時の対応の流れについて、下記タイムチャートにて示す。



©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

3-1.5号　イの対応について　【先行との比較】

TEPCO

柏崎刈羽原子力発電所7号炉における対策について、先行電力（関西電力 大飯発電所3,4号炉を例示）との比較を示す。

イの対応方針は、大飯発電所と同様に、改良型フィルタ設置による非常用ディーゼル発電機の機能維持を実施する。なお、モックアップ試験によって改良型フィルタ及び既設フィルタを交換・清掃しなくても、24時間以上閉塞せず、非常用ディーゼル発電機を継続運転できることを確認している。

表3-1.　実用炉規則第八十四条の2　5号　イの対応についての比較

	関西電力　大飯発電所　3、4号炉	**柏崎刈羽原子力発電所　7号炉**
対応方針	ディーゼル発電機の吸気ラインに改良型フィルタを取り付け、2 台運転。電動補助給水ポンプにより炉心の冷却を行う。	非常用ディーゼル発電機の吸気ラインに改良型フィルタを取り付け、2台運転を行う。
改良型フィルタ 閉塞時間の推定手法	試験によって系統の許容差圧への到達時間を測定	試験によって系統の許容差圧への到達時間を測定
改良型フィルタ 閉塞時間	310分	24時間以上 （24時間時点で許容差圧未満）
保安規定上での運用	**<u>交換・清掃を実施</u>**	**<u>交換・清掃を必要としない</u>**

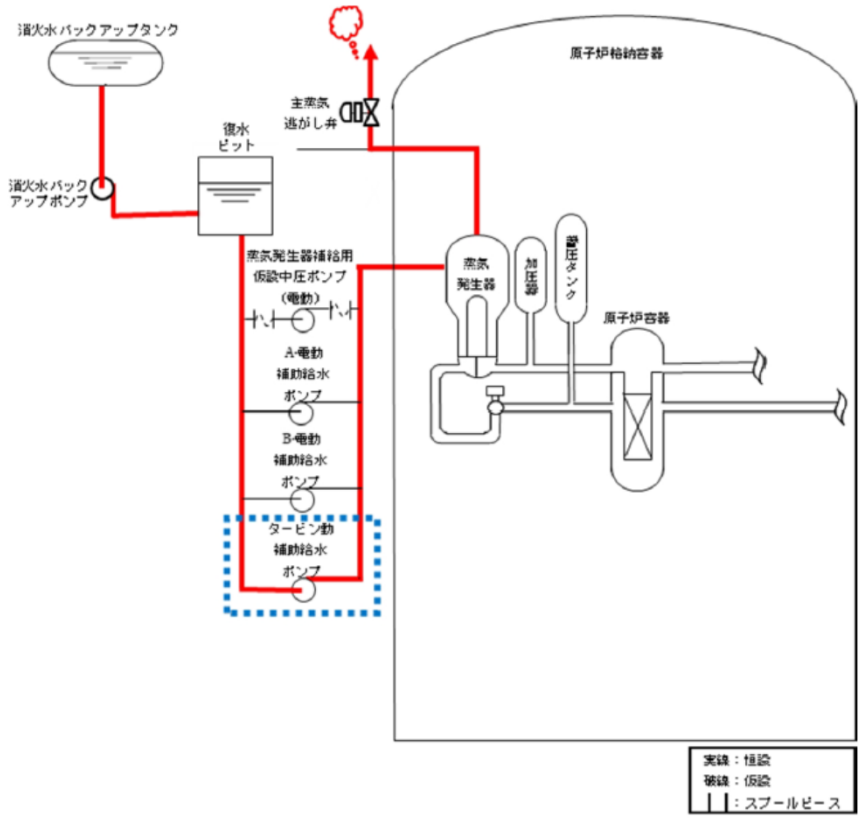
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

3-2.5号　ロの対応について　【先行との比較】

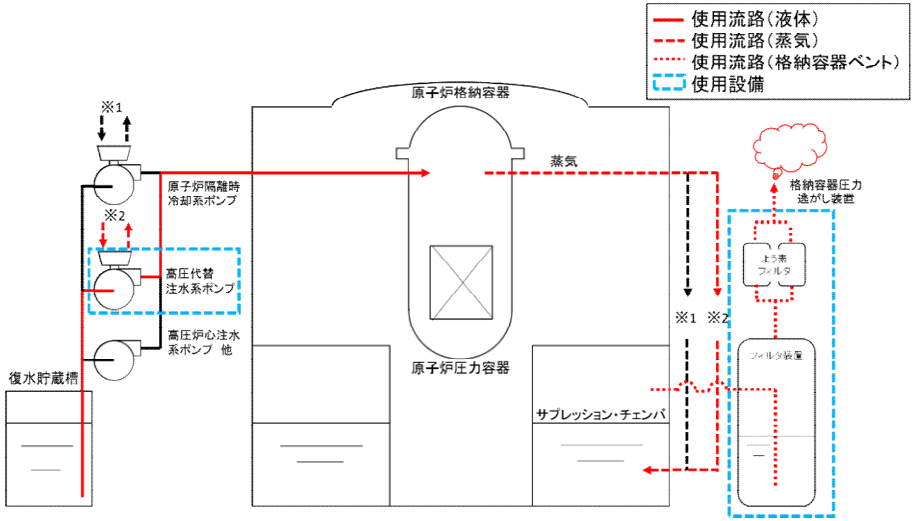
TEPCO

ロの対応方針は大飯発電所と同様に、タービン駆動の常設設備による炉心冷却としている。ただし、PWRとBWRの設備構成の違いにより、格納容器ベントが必要となる。

関西電力　大飯発電所　3、4号炉



柏崎刈羽原子力発電所　7号炉



全交流動力電源喪失状態であるため、残留熱除去系の機能喪失によって、格納容器圧力が上昇し、約16時間で格納容器ベントを実施する必要となる。

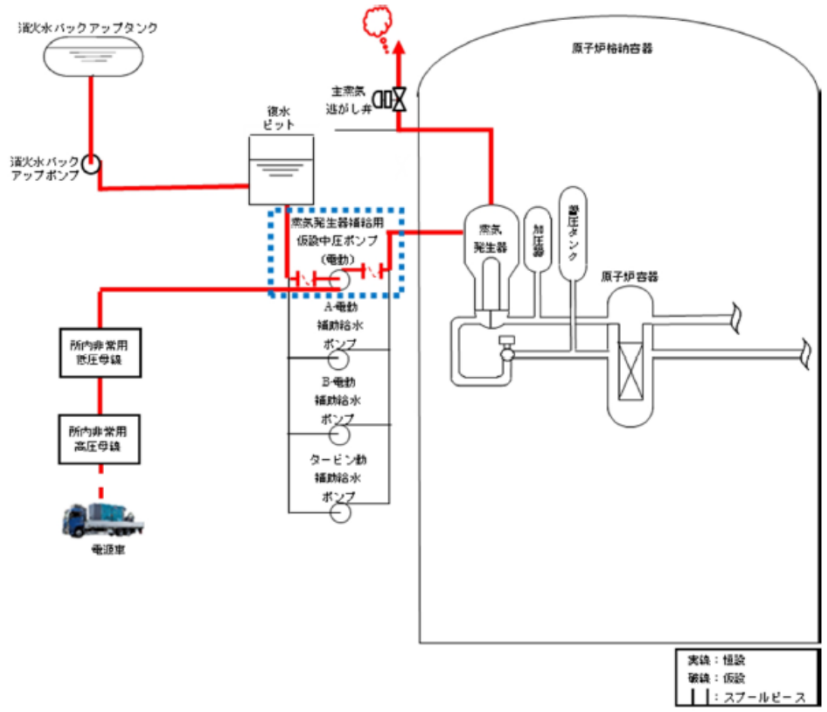
©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

3-3.5号　ハの対応について　【先行との比較】

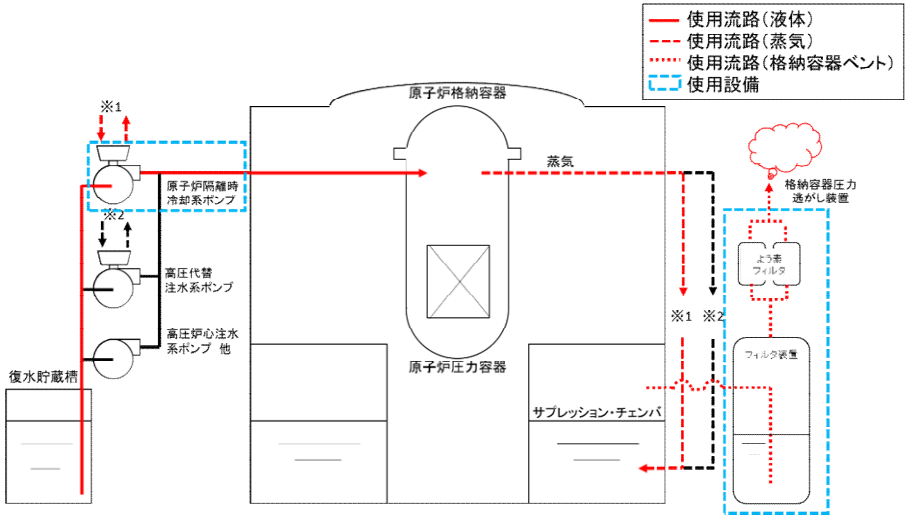
TEPCO

ハの対応方針は、大飯発電所の電源車を用いる対応に対し、柏崎刈羽原子力発電所はタービン駆動の常設設備による炉心冷却を用いる。

関西電力　大飯発電所　3、4号炉



柏崎刈羽原子力発電所　7号炉



全交流動力電源喪失状態であるため、残留熱除去系の機能喪失によって、格納容器圧力が上昇し、約16時間で格納容器ベントを実施する必要となる。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

3 -4. 通信連絡設備に対する対策について 【先行との比較】

TEPCO

通信連絡設備に対する対策として、ディーゼル発電機の機能が喪失した場合、柏崎刈羽原子力発電所では、タービン建屋に移動した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の給電又は乾電池により通信連絡設備を使用する。その場合、最低限必要となる発電所内の通信連絡機能を確保するため、乾電池で使用可能な携帯型音声呼出電話を使用し、また、計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外の必要な場所で共有する場合については、専用電話及び統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備を使用する。なお、安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備によるデータ伝送については、無停電電源装置（充電器等含む）が給電できる間は連続して使用可能である。

関西電力　大飯発電所　3、4号炉	柏崎刈羽原子力発電所　7号炉
○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維持する。ディーゼル発電機の機能が喪失した場合においては、3号及び4号炉タービン建屋内に配置した電源車および1号および2号炉燃料取扱建屋内に配置した電源車（緊急時対策所用）（DB）から給電する。	○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。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

3 -5. 火山灰対応の着手基準について 【先行との比較】

TEPCO

火山灰対応の着手基準において、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合、柏崎刈羽原子力発電所は噴煙の高さの着手条件を無くし、噴煙高さが不明な場合でも着手を行うこととする。

関西電力　大飯発電所　3、4号炉	柏崎刈羽原子力発電所　7号炉
○噴火発生時において、気象庁が発表する降灰予報（「速報」及び「詳細」）により発電所（おおい町）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）内の活火山に**20km 以上の噴煙が観測されたが**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る場合、対応に着手する。	○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る場合。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

3 -6. 原子炉の停止基準について 【先行との比較】

TEPCO

原子炉の停止基準について、柏崎刈羽原子力発電所では噴火後、降灰予報が発表されない場合において、噴火した火山との距離を踏まえ外部電源の劣化に応じて停止判断を行う。

関西電力　大飯発電所　3、4号炉	柏崎刈羽原子力発電所　7号炉
○火山影響等発生時において、発電所を含む地域（おおい町）に降灰予報「多量」が発表された場合。 ○降灰予報「多量」が発表されていない場合においても、**火山影響等発生時の対応に着手し**、かつ、保安規定第78 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。	○柏崎刈羽原子力発電所を含む地域（柏崎市、刈羽村）に降灰予報「多量」が発表された場合。 ○**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**、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。

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

3 -7.気中火山灰濃度の推定方法について 【先行との比較】

TEPCO

気中火山灰濃度の算出方法については、大飯発電所と同様に、原子力発電所における火山影響評価ガイドにおける、「降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」を用いている。

表3-6. 気中火山灰濃度の推定方法についての比較

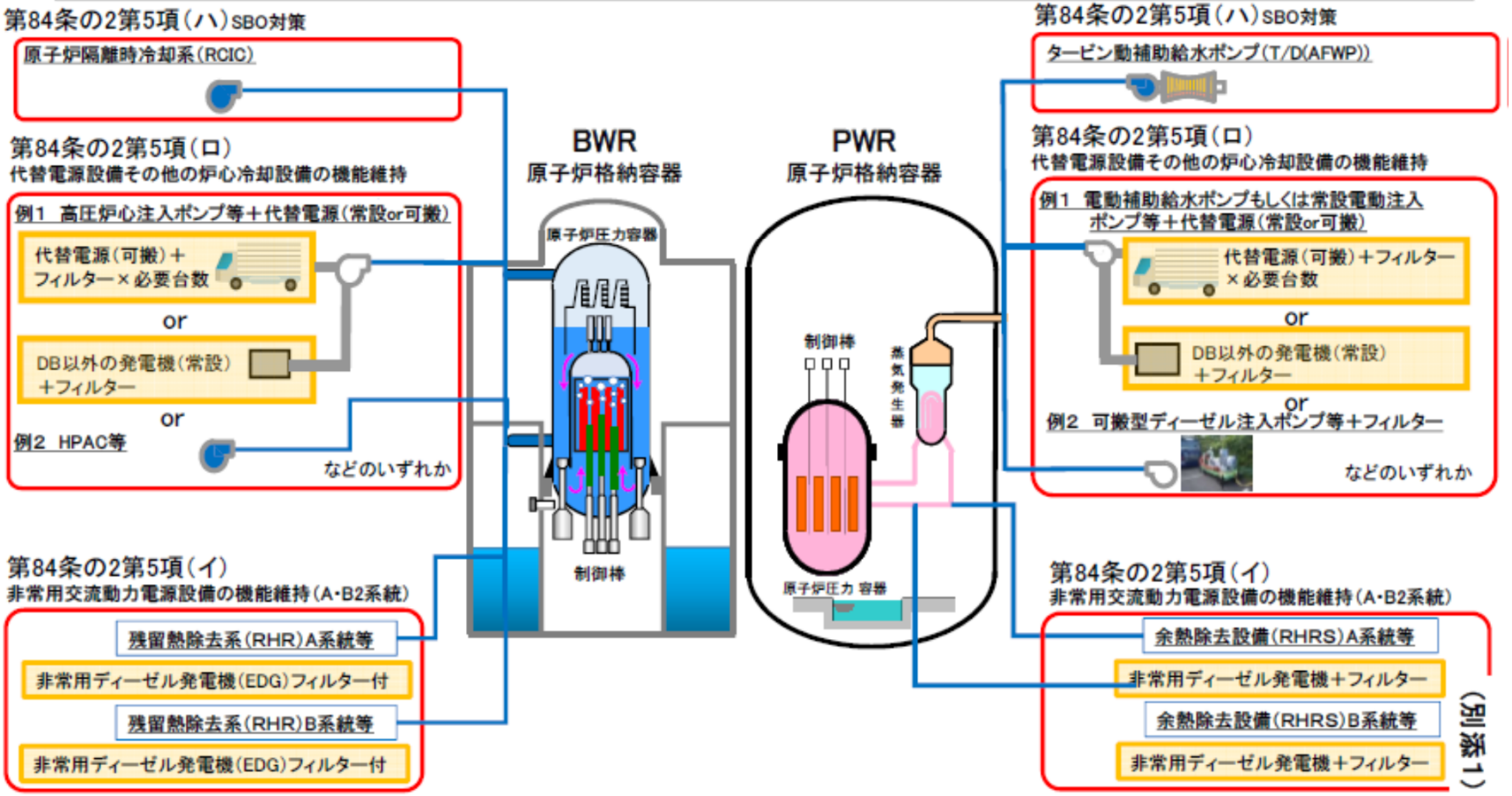
	関西電力 大飯発電所 3、4号炉	**柏崎刈羽原子力発電所 7号炉**
推定手法	原子力発電所における火山影響評価ガイド記載の「降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」	原子力発電所における火山影響評価ガイド記載の「降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」
堆積量	10cm	35cm
粒径分布	Tephra2による算出結果	Tephra2による算出結果
気中火山灰濃度	1.44g/m^3	3.3g/m^3

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

４.参考資料　PWRとBWRにおける対策例

TEPCO

降灰により作業環境が悪化している状況において原子炉を減圧・冷却もしくは冷温停止するための対策（例）の概要



（別添１）

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

柏崎刈羽原子力発電所

火山影響等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について

火山影響等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について

＜　目次　＞

1　概要
(1) 要求事項及び当社の対応
(2) 火山影響等発生時の想定
2 要員の配置
(1) 要員の非常召集
(2) 火山影響等発生時の体制
a. 非常用ディーゼル発電機の機能維持
b. 高圧代替注水系を用いた炉心冷却
c. 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却
d. 緊急時対策所の居住性確保
e. 通信連絡設備の確保
3　教育訓練の実施
(1) 非常用ディーゼル発電機の機能維持
(2) 高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却
(3) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却
(4) 緊急時対策所の居住性確保
(5) 通信連絡設備の確保
4　資機材の整備
(1) 非常用ディーゼル発電機の機能維持
(2) その他
5 体制及び手順書の整備
(1) 火山影響等発生時における炉心冷却のための対応手段と設備の選定
a. 対応手段の選定について
b. 各対応手段に対する必要設備について
(a) 非常用ディーゼル発電機の機能維持
(b) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却
(c) 高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却
(2) 非常用ディーゼル発電機の機能維持のための手順等

a．非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取り付け

(a) 手順着手の判断基準

(b) 作業手順

(c) 作業の成立性

b．非常用ディーゼル発電機による給電

(a) 手順着手の判断基準

(b) 作業手順

c．高圧炉心注水系等を用いた炉心冷却

(a) 手順着手の判断基準

(b) 作業手順

(c) 炉心冷却の成立性

(3) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却のための手順等

(a) 手順着手の判断基準

(b) 作業手順

(c) 炉心冷却の成立性

(4) 高圧代替注水系を用いた炉心冷却のための手順等

(a) 手順着手の判断基準

(b) 作業手順

(c) 炉心冷却の成立性

(5) 必要な資源について

a．非常用ディーゼル発電機の機能維持

(a) 水源

(b) 電源

(c) 燃料

b．高圧代替注水系を用いた炉心冷却

(a) 水源

(b) 電源

c．原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却

(a) 水源

(b) 電源

(6) 火山影響等発生時における原子炉停止措置

(7) その他体制の整備に係る手順等

a．緊急時対策所の居住性確保に関する手順等

(a) 手順着手の判断基準

(b) 作業手順

(c) 作業の成立性

b. 通信連絡設備に関する手順等

(a) 対応手段と設備の選定の考え方

(b) 対応手段と設備の選定の結果

(c) 手順着手の判断基準

(d) 作業手順

(e) 作業の成立性

(f) 必要な資源について

6　定期的な評価

（図一覧）

第 1 図　火山影響等発生時の体制の概略　（防災組織図）

第 2 図　火山影響等発生時の体制の概略

（保安規定第 12 条（運転員等の確保）に定める要員）

第 3 図　火山影響等発生時の体制の概略（要員の対応内容）

第 4 図　火山影響等発生時における対応のタイムチャート

第 5 図　火山影響等発生時における炉心冷却のための対応フロー

第 6 図　対策の概略系統図

第 7 図　対応手順の概要

第 8 図　改良型フィルタ取り付け　概略図

第 9 図　改良型フィルタ取り付け　タイムチャート

第 10 図　対策の概略系統図

第 11 図　対応手順の概要

第 12 図　対策の概略系統図

第 13 図　対応手順の概要

第 14 図　5 号炉緊急時対策所図（原子炉建屋　地上 3 階）

第 15 図　携帯型音声呼出電話機による発電所内の通信連絡の概要

第 16 図　火山影響等発生時に使用する通信連絡設備の概要

第 17 図　通信連絡設備の電源系統の概要

第 18 図　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の概要

第 19 図　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準備及び給

電開始タイムチャート

（別紙一覧）

別紙１　降灰環境下における作業時の対応について

別紙２　火山影響等発生時の炉心冷却に有効な手段の選定について

別紙３　降灰予報等を用いた対応着手の判断について

別紙４　作業の成立性について

別紙５　５号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量について

1　概要

本章では，実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の改正（平成 29 年 12 月 14 日原子力規制委員会規則第十六号）にて，第八十四条の二に「火山影響等発生時における発電用原子炉施設の保全のための活動」が追加されたことから，これに対する当社の対応の概要を以下に示す。

(1) 要求事項及び当社の対応

実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の第八十四条の二の五のイ，ロ，ハにおいて，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。）における発電用原子炉施設の保全のための活動は以下のとおり定められており，それに対する当社の対策を示す。また，第八十四条の二の六に前各号に掲げるもののほか，火山影響等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，緊急時対策所の居住性の確保及び通信連絡設備の確保を行う。

第八十四条の二			当社の対応
第五号	イ	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。	非常用ディーゼル発電機の A 系及び B 系の吸気ラインに改良型フィルタを取り付け，2 台運転を行う。
	ロ	イに掲げるもののほか，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。	高圧代替注水系ポンプを使用し，原子炉圧力容器内へ注水することにより炉心の冷却を行う。
	ハ	ロに掲げるもののほか，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。	原子炉隔離時冷却系ポンプにより原子炉圧力容器内へ注水することにより炉心の冷却を行う。
第六号		前各号に掲げるもののほか，火山影響等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。	緊急時対策所の居住性確保，通信連絡設備の機能確保のための手順を整備する。

また，これらに対して要員の配置，教育訓練の実施，資機材の整備を含む計画の策定，体制及び手順書の整備並びに定期的な評価を行う。

(2) 火山影響等発生時の想定

第八十四条の二の五のイにおいては，火山影響等発生時の想定として，「原子力発電所の火山影響評価ガイド」に示す手法に従い，当該発電所の降灰量(35cm)が 24 時間継続すると仮定することにより気中降下火砕物濃度を推定し，その環境下での対策を検討した。

第八十四条の二の五のロ，ハ及び第八十四条の二の六においては，気中降下火砕物濃度によらず，その動作に期待できる対策を検討した。

2 要員の配置

火山影響等発生時に備え，必要な要員を配置する。また，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）に発生した場合に備え，保安規定第 12 条（運転員等の確保）に定める必要な要員を配置する。

第 1 図，第 2 図及び第 3 図に火山影響等発生時の体制の概略を示す。

(1) 要員の非常召集

所長は，降灰予報等により発電所（柏崎市及び刈羽村）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召集して活動する。

なお，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）においては，マニュアルに定める組織が構築されるまでの間，保安規定第 12 条に定める重大事故等の対応を行う要員を活用する。

(2) 火山影響等発生時の体制

火山影響等発生時における対応は，以下の体制にて実施する。

第 4 図に火山影響等発生時における対応のタイムチャートを示す。

a. 非常用ディーゼル発電機の機能維持

非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策については，号炉あたり緊急時対策要員 4 名（非常用ディーゼル発電機 A 系及び B 系に対して 2 名 1 班）にて準備する。

なお，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）についても同様に実施する。

b．高圧代替注水系を用いた炉心冷却

高圧代替注水系を用いた炉心冷却については，中央制御室運転員 2 名にて実施する。

なお，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）についても同様に実施する。

c．原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却

原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却については，中央制御室運転員 2 名にて実施する。

なお，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）についても同様に実施する。

d．緊急時対策所の居住性確保

緊急時対策所の居住性を確保するための対策については，緊急時対策要員 1 名にて実施する。

なお，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）についても同様に実施する。

e．通信連絡設備の確保

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）等の通信連絡を行うために必要な設備（以下「通信連絡設備」という。）を確保するための対策については，緊急時対策要員 6 名にて実施する。

なお，夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）についても同様に実施する。

3　教育訓練の実施

第 2 項の要員に対して，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及び炉心の著しい損傷を防止するための対策等に関する教育訓練を定期的に実施する。

(1) 非常用ディーゼル発電機の機能維持

緊急時対策要員に対して，非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための

対策（改良型フィルタの設置等）に係る教育訓練を 1 年に 1 回以上実施する。

(2) 高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却

運転員に対する高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却に係る教育訓練については，1 年に 1 回以上実施する。

(3) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却

運転員に対する原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却に係る教育訓練については，1 年に 1 回以上実施する。

(4) 緊急時対策所の居住性確保

緊急時対策要員に対して，緊急時対策所の居住性確保に係る教育訓練を 1 年に 1 回以上実施する。

(5) 通信連絡設備の確保

緊急時対策要員に対して，通信連絡設備の確保に係る教育訓練を 1 年に 1 回以上実施する。

4　資機材の整備

火山影響等発生時の対応に必要な以下の資機材を配備するとともに，必要時に使用可能なよう適切に管理する。

また，必要な保護具については別紙 1 に示す。

(1) 非常用ディーゼル発電機の機能維持

非常用ディーゼル発電機の機能維持に必要な改良型フィルタを必要数配備する。

改良型フィルタ	1 台×2 系列
フィルタ数	44 枚（1 系列あたり）

(2) その他

緊急時対策所の居住性確保及び通信連絡設備の確保に必要な資機材を配備する。

5 体制及び手順書の整備

(1) 火山影響等発生時における炉心冷却のための対応手段と設備の選定

a. 対応手段の選定について

火山影響等発生時における炉心冷却のための対応フローを第5図に示す。また，火山影響等発生時の炉心冷却に有効な手段の選定を別紙2に示す。

火山影響等発生時において，原子炉停止後，外部電源喪失が発生した場合は，炉心崩壊熱の除去を維持継続する必要があるため，非常用ディーゼル発電機からの給電により原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。この場合，継続して非常用ディーゼル発電機の機能を維持する必要がある。

（実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則 第八十四条の二 第五号 イ）

また，上記の状態において，全ての非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合は全交流動力電源喪失となるが，降下火砕物の影響によりガスタービン発電機からの代替受電が不可能なため，原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。

（実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則 第八十四条の二 第五号 ハ）

さらに，原子炉隔離時冷却系ポンプによる炉心冷却ができない場合は，高圧代替注水系ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。

（実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則 第八十四条の二 第五号 ロ）

なお，非常用ディーゼル発電機が維持されている際の注水手段として，原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧代替注水系ポンプ，高圧炉心注水系ポンプ，残留熱除去系ポンプ，復水移送ポンプ等が使用可能であるため，上記注水手段の中から適切な注水手段を選択，使用する方針とする。

ただし，実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則の第八十四条の二の第五号ロ，ハの対応において，原子炉隔離時冷却系ポンプ，並びに高圧代替注水系ポンプによる炉心冷却の成立性を確認することから，イにおける注水手段については高圧代替注水系ポンプ，及び原子炉隔離時冷却系ポンプ以外の注水手段として，高圧炉心注水系ポンプでの炉心冷却の成立性を示すこととする。

b. 各対応手段に対する必要設備について

(a) 非常用ディーゼル発電機の機能維持

非常用ディーゼル発電機の機能維持に必要な設備は，設置許可基準規則の適合性審査において下記の通りとしている。

・非常用ディーゼル発電機
・原子炉補機冷却水ポンプ
・原子炉補機冷却海水ポンプ
・原子炉補機冷却水系熱交換器
・軽油タンク
・燃料移送ポンプ
・燃料ディタンク

また，高圧炉心注水系ポンプの機能維持に必要な設備は下記の通りである。

・高圧炉心注水系ポンプ
・復水貯蔵槽
・サプレッション・チェンバ
・逃がし安全弁

非常用ディーゼル発電機については，外気取入れ箇所に設置された給気フィルタが降下火砕物によって閉塞することが想定されるため，対策として火山影響等発生時には閉塞を防止するための改良型フィルタを取り付けることによって機能維持が可能である。具体的な対策手順等は「5 (2) 非常用ディーゼル発電機の機能維持のための手順等」に示す。

軽油タンクにおいては降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有してしており，降下火砕物の影響を受けることはない。

原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ，原子炉補機冷却水系熱交換器，燃料移送ポンプ，燃料ディタンク，高圧炉心注水系ポンプ，復水貯蔵槽及びサプレッション・チェンバ，逃がし安全弁については，いずれも降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に設置されており，降下火砕物の影響を受けることはない。

(b) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却

原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却機能維持に必要な設備は，設置許可基準規則の適合性審査において下記の通りとしている。

・原子炉隔離時冷却系ポンプ

・復水貯蔵槽

・サプレッション・チェンバ

・直流 125V 蓄電池 A

・直流 125V 蓄電池 A-2

・AM 用直流 125V 蓄電池

・直流 125V 充電器 A

・直流 125V 充電器 A-2

・AM 用直流 125V 充電器

・逃がし安全弁

また，上記の他，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備への電源として，下記設備が必要となる。

・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

さらに，交流動力電源喪失時においては，残留熱除去系の機能喪失により格納容器圧力が上昇するため，格納容器ベントを実施するために，下記設備が必要となる。

・格納容器圧力逃がし装置

原子炉隔離時冷却系ポンプ，復水貯蔵槽，サプレッション・チェンバ，直流 125V 蓄電池 A，直流 125V 蓄電池 A-2，AM 用直流 125V 蓄電池，逃がし安全弁については，降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に設置されており，降下火砕物の影響を受けることはない。

格納容器圧力逃がし装置においては降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有しており，降下火砕物の影響を受けることはない。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，降灰前に降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に移動させることから，降下火砕物の影響を受けることはない。

直流 125V 充電器 A，直流 125V 充電器 A-2，AM 用直流 125V 充電器については，全交流動力電源喪失事象より 24 時間以内はこれら機器の機能維持に関わらず原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却機能の維持が可能である。

具体的な対策手順等は「5 (3) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却のための手順等」に示す。

(c) 高圧代替注水ポンプを用いた炉心冷却

高圧代替注水系を用いた炉心冷却機能維持に必要な設備は，設置許可基準規則の適合性審査において下記の通りとしている。

・高圧代替注水系ポンプ

・復水貯蔵槽

・AM 用直流 125V 蓄電池

・AM 用直流 125V 充電器

・逃がし安全弁

また，上記の他，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所における通信連絡設備への電源として，下記設備が必要となる。

・5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備

さらに，交流動力電源喪失時においては，残留熱除去系の機能喪失により格納容器圧力が上昇するため，格納容器ベントを実施するために，下記設備が必要となる。

・格納容器圧力逃がし装置

高圧代替注水系ポンプ，復水貯蔵槽，AM 用直流 125V 蓄電池，逃がし安全弁は，降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に設置されており，降下火砕物の影響を受けることはない。

格納容器圧力逃がし装置においては降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有しており，降下火砕物の影響を受けることはない。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備は，降灰前に降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に移動させることから，降下火砕物の影響を受けることはない。

AM 用直流 125V 充電器については，全交流動力電源喪失事象より 24 時間以内はこれら機器の機能維持に関わらず高圧代替注水系を用いた炉心冷却機能の維持が可能である。

具体的な対策手順等は「5 (4) 高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却のための手順等」に示す。

(2) 非常用ディーゼル発電機の機能維持のための手順等

「(1)b. 各対応手段に対する必要設備について」を踏まえた対策の概略系統図を第 6 図に，対応手順の概要を第 7 図に示すとともに，対策手順等を以下に示す。

a. 非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取り付け

火山影響等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の対策として，非常用ディーゼル発電機 A 系及び B 系に対して改良型フィルタを取り付けるための手順を整備する。

(a) 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。

なお，その後降灰予報が発表され，発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は，体制を解除する。

降灰予報等を用いた対応着手の判断については別紙 3 に示す。

(b) 作業手順

非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取り付けの概略手順は以下のとおり。第 8 図に概略図，第 9 図にタイムチャートを示す。

① 発電所対策本部長は，緊急時対策要員に対して非常用ディーゼル発電機 A 系及び B 系への改良型フィルタ取り付けを指示する。

② 緊急時対策要員は，改良型フィルタ取り付けエリアまで移動する。

③ 緊急時対策要員は，改良型フィルタ取り付けエリア付近に収納している作業に必要な資機材を準備する。

④ 緊急時対策要員は，改良型フィルタ取り付けエリアにて改良型フィルタを取り付ける。

(c) 作業の成立性

作業の成立性について，確認結果を別紙 4 に示す。

降下火砕物が発電所敷地に到達する前に実施するため，降灰による影響はない。

b．非常用ディーゼル発電機による給電

火山影響等発生時において，原子炉停止後，外部電源喪失が発生した場合は，炉心崩壊熱の除去を維持継続する必要があるため，非常用ディーゼル発電機からの給電により高圧炉心注水系等による炉心冷却を行う。

(a) 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た場合。

(b) 作業手順

非常用ディーゼル発電機は，外部電源喪失により自動起動し所内非常用電源に給電する。非常用ディーゼル発電機が自動起動しない場合は，通常の運転操作により手動起動し所内非常用電源に給電する。

c．高圧炉心注水系等を用いた炉心冷却

火山影響等発生時において，原子炉停止後，外部電源喪失が発生した場合は，炉心崩壊熱の除去を維持継続する必要があるため，非常用ディーゼル発電機からの給電により高圧炉心注水系等による炉心冷却を行う。

なお，以下の作業手順及び炉心冷却の成立性では，代表例として高圧炉心注水系を用いた炉心冷却について説明する。

(a) 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による給電を開始した場合。

(b) 作業手順

高圧炉心注水系を用いた炉心冷却に係る作業手順は通常の運転操作による。

なお，水源は復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを使用する。

(c) 炉心冷却の成立性

高圧炉心注水系による炉心冷却は，通常の運転操作と同様に非常用ディーゼル発電機からの給電を行うため，本シナリオにおいても炉心冷却に必要な流量を確保できる。

(3) 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却のための手順等

「(1)b. 各対応手段に対する必要設備について」を踏まえた対策の概略系統図を第 10 図に，対応手順の概要を第 11 図に示すとともに，対策手順等を以下に示す。

火山影響等発生時において，原子炉停止後，外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機から給電中に全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合に，原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却を行う。

なお，原子炉格納容器内の減圧及び除熱は，格納容器圧力逃がし装置で行う。

(a) 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。

(b) 作業手順

原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却，格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器内の減圧及び除熱に係る作業手順は，設置（変更）許可添付書類十追補による。

なお，原子炉隔離時冷却系の水源は復水貯蔵槽又はサプレッション・チェンバを使用する。

(c) 炉心冷却の成立性

全交流動力電源喪失シナリオにおいては，原子炉水位低（レベル 2）となった場合，原子炉隔離時冷却系が自動起動し，原子炉圧力容器への注水を開始することで，炉心の著しい損傷を防止できることを確認している。

（添付－1）

(4) 高圧代替注水系を用いた炉心冷却のための手順等

「(1)b. 各対応手段に対する必要設備について」を踏まえた対策の概略系統図を第 12 図に，対応手順の概要を第 13 図に示すとともに，対策手順等を以下に示す。

火山影響等発生時において，原子炉停止後，外部電源が喪失し非常用ディーゼル発電機から給電中に全ての非常用ディーゼル発電機が機能喪失し，原子炉隔離

時冷却系による炉心冷却ができない場合に，高圧代替注水系を用いた炉心冷却を行う。

なお，原子炉格納容器内の減圧及び除熱は，格納容器圧力逃がし装置で行う。

(a) 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，原子炉隔離時冷却系による炉心冷却ができない場合。

(b) 作業手順

高圧代替注水系を用いた炉心冷却，格納容器圧力逃がし装置を用いた原子炉格納容器内の減圧及び除熱に係る作業手順は，設置（変更）許可添付書類十追補による。

なお，高圧代替注水系の水源は復水貯蔵槽を使用する。

(c) 炉心冷却の成立性

全交流動力電源喪失シナリオにおいて，事象発生から 25 分後に高圧代替注水系を用いた原子炉圧力容器への注水を開始することで，炉心を十分に冷却することができることを確認している。（添付－2）

(5) 必要な資源について

a．非常用ディーゼル発電機の機能維持

(a) 水源

復水貯蔵槽の有効水量は 1700m^3 であり，高圧炉心注水系等を用いた原子炉圧力容器への注水は 24 時間継続可能である。

(b) 電源

必要な負荷は非常用ディーゼル発電機(5, 000kW)により給電が可能である。

(c) 燃料

軽油タンクの容量は 1020kL であり，非常用ディーゼル発電機が全出力で運転した場合でも 168 時間の給電継続が可能である。

b．高圧代替注水系を用いた炉心冷却

(a) 水源

復水貯蔵槽の有効水量は 1700m³ であり，高圧代替注水系を用いた原子炉圧力容器への注水は 24 時間継続可能である。

(b) 電源

高圧代替注水系の起動及び運転員等による監視計器（原子炉圧力・水位等）への給電に必要な蓄電池は，全交流動力電源喪失から AM 用直流 125V 蓄電池による給電により 24 時間にわたって電力を供給できる容量を有する設計としている。

c．原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却

(a) 水源

復水貯蔵槽の有効水量は 1700m³ であり，原子炉隔離時冷却系を用いた原子炉圧力容器への注水は 24 時間継続可能である。

(b) 電源

原子炉隔離時冷却系の起動及び運転員等による監視計器（原子炉圧力・水位等）への給電に必要な蓄電池は，全交流動力電源喪失から 8 時間経過するまでに，直流 125V 蓄電池 A から直流 125V 蓄電池 A－2 による給電に切り替えを実施する。全交流動力電源喪失から 19 時間経過するまでに，直流 125V 蓄電池 A－2 から AM 用直流 125V 蓄電池による給電に切り替えることで，24 時間にわたって電力を供給できる容量を有する設計としている。

(6) 火山影響等発生時における原子炉停止措置

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，原子炉停止措置を講じる。具体的な原子炉停止の判断基準を以下に示す。

以下 2 項目のうち，いずれかに該当した場合は原子炉停止措置を講じる。

○柏崎刈羽原子力発電所を含む地域（柏崎市，刈羽村）に降灰予報「多量」が発表された場合。

○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，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

(7) その他体制の整備に係る手順等

a．緊急時対策所の居住性確保に関する手順等

火山影響等発生時において，必要な数の要員を収容する等の発電所緊急時対策本部としての機能を維持するため，緊急時対策所の居住性を確保する。

緊急時対策所は，5 号炉原子炉建屋内に配置していること，可搬型陽圧化空調機及び活性炭フィルタも 5 号炉原子炉建屋内に配置し，建屋内の空気を給気することができることから，降灰時においてフィルタが閉塞する懸念はない。
なお，緊急時対策所の居住性は，緊急時対策所扉を開放することにより居住性を確保する。概要を第 14 図に示す。

(a) 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る場合。

(b) 作業手順

緊急時対策所の居住性確保のための概略手順は以下のとおり。

① 本部長は，緊急時対策要員へ緊急時対策所扉の開放を指示する。

② 緊急時対策要員は，緊急時対策所の扉を開放する。

(c) 作業の成立性

(b) 項の対応は，緊急時対策要員 1 名により降灰開始前に実施することが可能である。緊急時対策要員は，緊急時対策所に設置されている酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を監視し，酸素濃度 18%以上及び二酸化炭素濃度 0.5%以下を維持できていることを確認する。

いずれも屋内作業であるため降灰による影響はない。

b．通信連絡設備に関する手順等

(a)対応手段と設備の選定の考え方

火山影響等発生時における通信連絡については，新規制基準対応として整備した設計基準対象施設（重大事故等対処設備との兼用を含む。）及び重大事故等対処設備の通信連絡設備のうち，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。なお，発電所外への通信連絡設備については，輻輳等による制限を受けない専用通信回線に接続している。

火山影響等発生時に使用する通信連絡設備は，外部電源が期待できない場合でも非常用ディーゼル発電機又は無停電電源装置（充電器等を含む。）からの給電により電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話機，5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン，テレビ会議システム，専用電話設備，統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及び IP-FAX），安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備が使用可能である。

また，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も，タービン建屋に移動した 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の給電又は乾電池により 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン，テレビ会議システム，専用電話設備及び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），携帯型音声呼出電話機が使用可能である。なお，計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合については，専用電話設備及び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）を使用することで可能である。

さらに，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の機能が喪失した場合には，火山影響等発生時の手順において最低限必要となる発電所内の通信連絡機能を確保するため，乾電池で使用可能な携帯型音声呼出電話機を使用する。なお，携帯型音声呼出電話機については，使用場所（中央制御室及び屋内の作業場所）に専用通信線及び専用接続箱が常設されているため，携帯型音声呼出電話機を専用接続箱に接続することにより容易に使用することが可能である。また，使用場所（中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所）に電力保安通信用電話設備の通信線が常設されているため，携帯型音声呼出電話機を通信線に接続することにより容易に使用することが

可能である。

携帯型音声呼出電話機による発電所内の通信連絡の概要を第 15 図に示す。

(b)対応手段と設備の選定の結果

火山影響等発生時に使用する通信連絡設備は以下のとおり。発電所内外の通信連絡設備の概要を第 16 図に示す。

・電力保安通信用電話設備
・携帯型音声呼出電話機
・5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン
・安全パラメータ表示システム（SPDS）
・テレビ会議システム
・専用電話設備
・統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及び IP-FAX）
・データ伝送設備

なお，送受話器（警報装置を含む。）については，無停電源装置（充電器等を含む。）が給電できる間は連続して使用可能である。

建屋外設置の 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンを除くこれらの設備については，降下火砕物堆積荷重に対して構造健全性を有する建屋内に設置されており，また有線系の通信回線を有することから降下火砕物の影響を受けることはない。なお，建屋外設置の 5 号炉屋外緊急連絡用インターフォンについては，灰が積もりにくい形状であることから降下火砕物の影響を受けることはない。

外部電源が期待できない場合は非常用ディーゼル発電機，乾電池又はタービン建屋に移動した 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の給電により，携帯型音声呼出電話機，専用電話設備及び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）を使用するが，これらの設備及び電源は，建屋内の設置及び操作となることから降下火砕物の影響を受けることはない。

計測等を行った特に重要なパラメータを発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合については，専用電話設備及び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）を使用することで可能である。なお，安全パラメータ表示システム（SPDS）及びデータ伝送設備によるデータ伝送については，無停電源装置（充電器等を含む。）が給電できる間は連続して使用可能である。

また，全ての電源が期待できない場合は，乾電池を用いた携帯型音声呼出電話機を使用するが，建屋内の設置，操作となることから降下火砕物の影響を受けることはない。

火山影響等発生時において，通信連絡設備の機能を確保するための電源系統の概要を第17図に，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の概要を第18図に示すとともに，対策手順等を以下に示す。

(c) 手順着手の判断基準

ア．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準備

気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽原子力発電所を含む地域（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る場合。

なお，その後降灰予報が発表され，発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は，体制を解除する。

イ．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

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が不能となった場合，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を開始する。

(d) 作業手順

通信連絡設備への給電準備及び給電開始の概略手順は以下のとおり。

第19図に給電準備及び給電開始のタイムチャートを示す。

ア． 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準備

① 発電所対策本部長は，緊急時対策要員へ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準備を指示する。

②緊急時対策要員は，保管場所から，7 号炉タービン建屋大物搬入口の扉を開放し，搬入口内へ 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を移動する。

③緊急時対策要員は，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 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の通信連絡設備まで給電できるように電源ケーブルを敷設・接続する。

④緊急時対策要員は，7 号炉タービン建屋大物搬入口内に排気ダクトを敷設・接続する。

イ． 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

① 発電所対策本部長は，緊急時対策要員に 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を指示する。

②緊急時対策要員は，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を起動し，運転状態を確認する。

③緊急時対策要員は，5 号炉 TSC 用 6/7 号炉電源切替盤にて給電切替操作を実施する。

④緊急時対策要員は，5 号炉 TSC 用受電盤にて給電操作を実施し，受電状態を確認する。

(e) 作業の成立性

ア． 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準備及び給電開始

作業の成立性について，確認結果を別紙 4 に示す。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の給電準備の内，屋外作業は降灰前に完了させるため，降灰による影響はない。

(f) 必要な資源について

ア．電源

通信連絡設備の負荷は，緊急時対策所で約 20kW であり，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備（200kVA※1 により給電が可能である（別紙 5）。

携帯型音声呼出電話機については，電源である乾電池を交換することで 24 時間にわたって使用することができる。

携帯型音声呼出電話機による発電所内の通信連絡の概要を第 15 図に示す。

※1：換気空調設備，照明設備（コンセント負荷含む）及び放射線管理設備の負荷約 51kW を考慮しても合計約 71kW であり，給電可能である。

イ．燃料

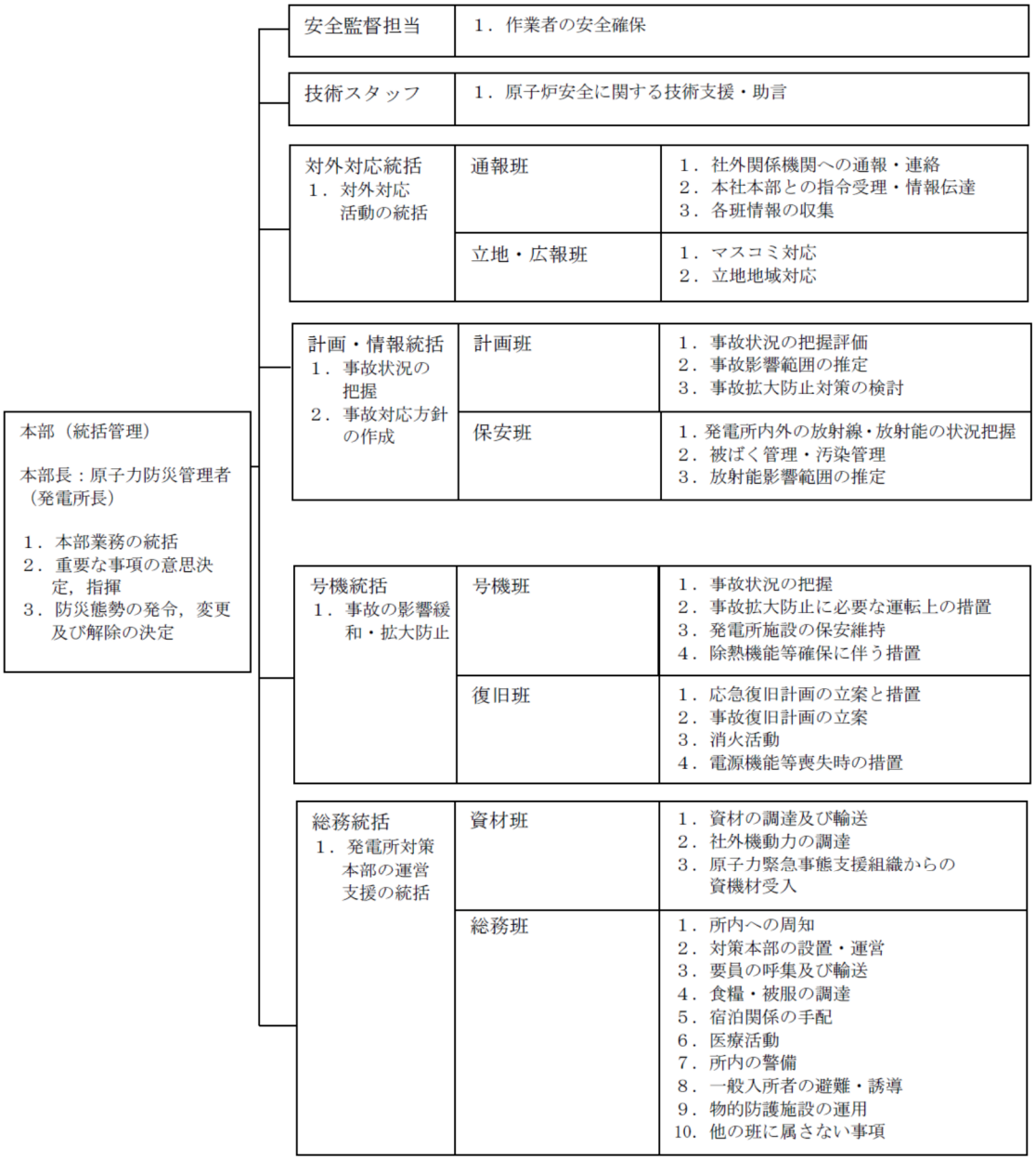
5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備が降灰継続の 24 時間に亘って連続運転するために必要な燃料は約 400L であるが，燃料タンクで 910L 確保しているため，降灰継続の間，連続で通信連絡設備に給電することが可能である。

6　定期的な評価

第 2 項から第 5 項の活動の実施結果について，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。

(1)　各ＧＭは，第 2 項から第 5 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。



第１図　火山影響等発生時の体制の概略

（防災組織図）

第 12 条（運転員等の確保）

第一運転管理部長及び第二運転管理部長（以下「運転管理部長」という。）は，原子炉の運転に必要な知識を有する者を確保する。なお，原子炉の運転に必要な知識を有する者とは，原子炉の運転に関する実務の研修を受けた者をいう。

2．運転管理部長は，原子炉の運転にあたって前項で定める者の中から，1 班あたり表 12－1 に定める人数の者をそろえ，5 班以上編成した上で 2 交替勤務を行わせる。なお，特別な事情がある場合を除き，運転員は連続して 24 時間を超える勤務を行ってはならない。また，表 12－1 に定める人数のうち，1 名は当直長とし，運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任された者とする。

＜中略＞

4．各ＧＭは，重大事故等の対応のための力量を有する者を確保する。また，防災安全ＧＭは，重大事故等対応を行う要員として，表 12－3 に定める人数を常時確保する。

＜以下，省略＞

表１２－１

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

表１２－３

要員名	緊急時対策要員	自衛消防隊
常駐	５０名以上※5	１０名以上
召集	１１４名以上※6	１８名以上※7

※１：１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

※２：１号炉から５号炉合わせて２２名以上常時確保する

※３：７号炉１基が該当する場合

※４：原子炉が２基とも該当する場合

※５：５０名以上のうち、６名以上を１号炉，２号炉，３号炉，４号炉及び５号炉の要員、４４名以上を６号炉及び７号炉の要員とする。

※６：１１４名以上のうち、８名以上を１号炉，２号炉，３号炉，４号炉及び５号炉の要員、１０６名以上を６号炉及び７号炉の要員とする。

※７：火災の規模に応じ召集する。

出典：柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定第 12 条（運転員等の確保）表 12－1，表 12－3

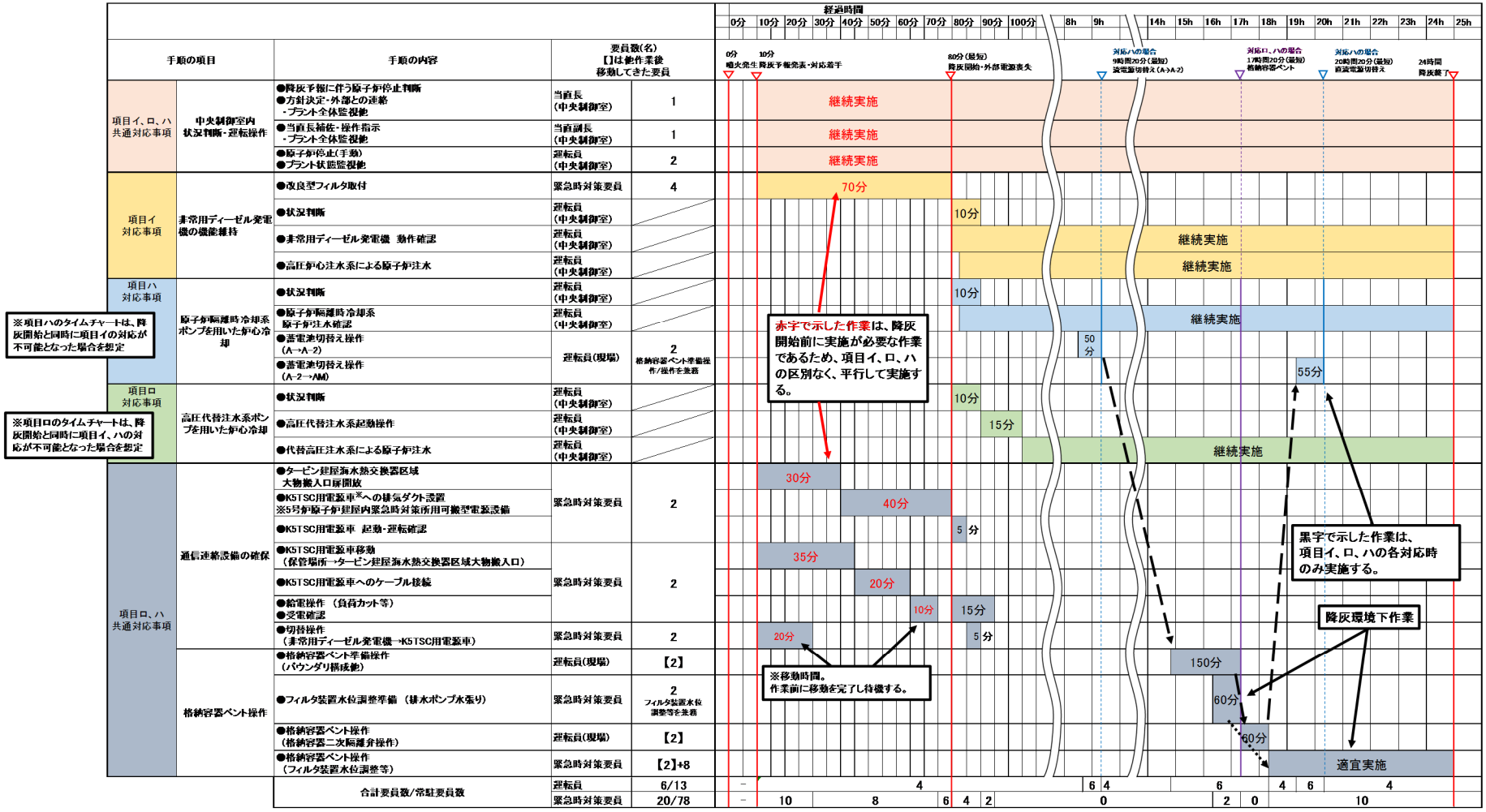
第 2 図　火山影響等発生時の体制の概略

（保安規定第 12 条（運転員等の確保）に定める要員）

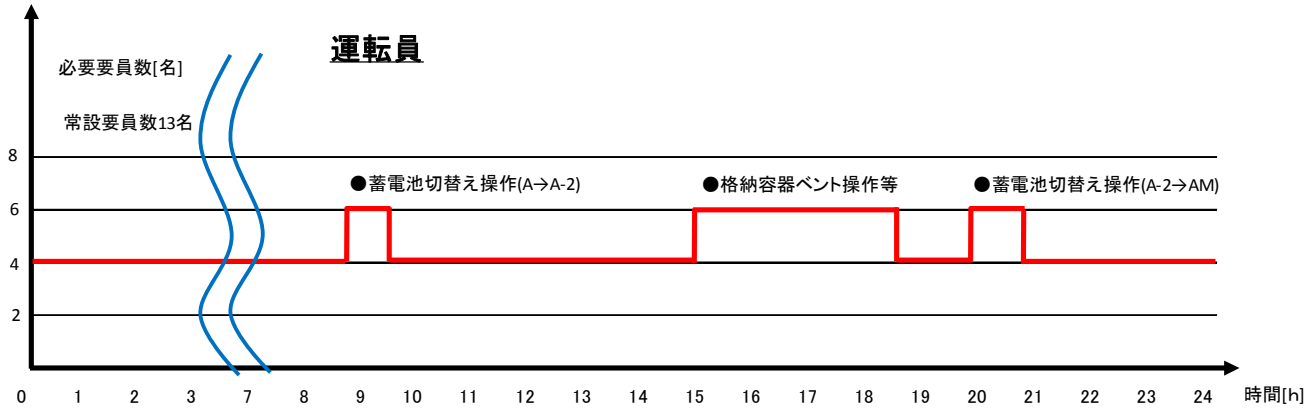
<table>
<tr><th colspan="2">保安規定第 12 条に定める要員</th><th colspan="2">火山影響等発生時の対応要員</th><th>対応内容</th></tr>
<tr><td>運転員</td><td>6,7 号炉 13 名※1</td><td>運転員</td><td>6,7 号炉 13 名※1</td><td>・降灰予報に伴う原子炉停止判断（当直長）
・方針決定，外部との連絡，プラント全体監視他（当直長）
・当直長補佐，操作指示，プラント全体監視他（当直副長）
・原子炉停止
・プラント状態監視他
・非常用ディーゼル発電機運転確認
・HPAC 起動操作
・HPCF，HPAC，RCIC 運転確認
・直流電源（蓄電池）切替え
・格納容器ベント準備操作 （バウンダリ構成他）
・格納容器ベント操作 （格納容器二次隔離弁操作）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">緊急時対策要員</td><td rowspan="2">6，7 号炉
常駐 44 名
召集 106 名</td><td>緊急時対策要員
（本部要員）</td><td>6，7 号炉
常駐 28 名
（召集 44 名）</td><td>・統括管理及び全体指揮
・原子炉ごとの統括管理及び原子炉ごとの指揮
・通報連絡</td></tr>
<tr><td>緊急時対策要員
（現場要員）</td><td>6，7 号炉
常駐 16 名
（召集 62 名）</td><td>・改良型フィルタ取付
・フィルタ装置水位調整準備（排水ポンプ水張り）
・格納容器ベント操作（フィルタ装置水位調整等）
・大物搬入口扉開放
・排気ダクト設置
・可搬型電源設備移動，ケーブル接続，起動，運転確認，給電操作，受電確認（通信連絡設備の確保）</td></tr>
</table>

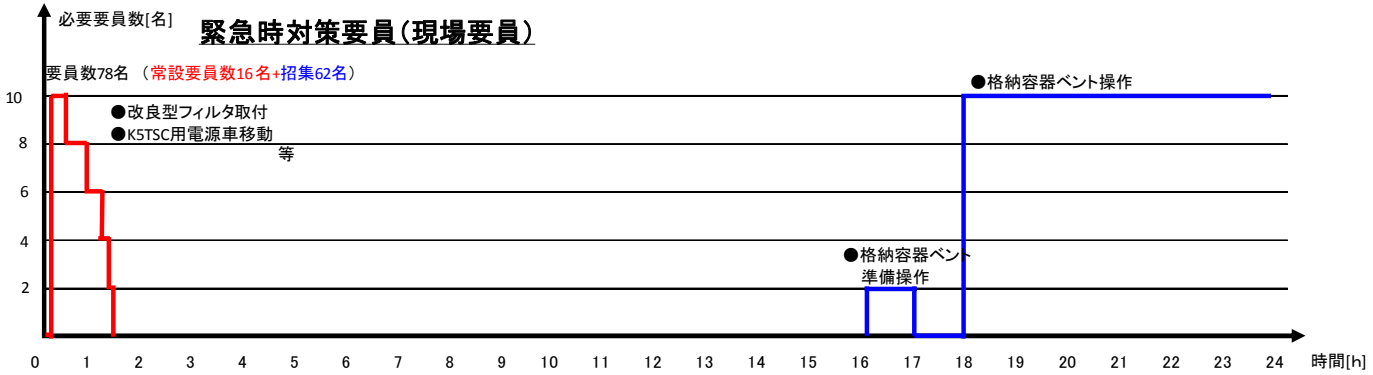
※1：7 号炉のみ運転中の場合の人数を示す。

第 3 図　火山影響等発生時の体制の概略（要員の対応内容）

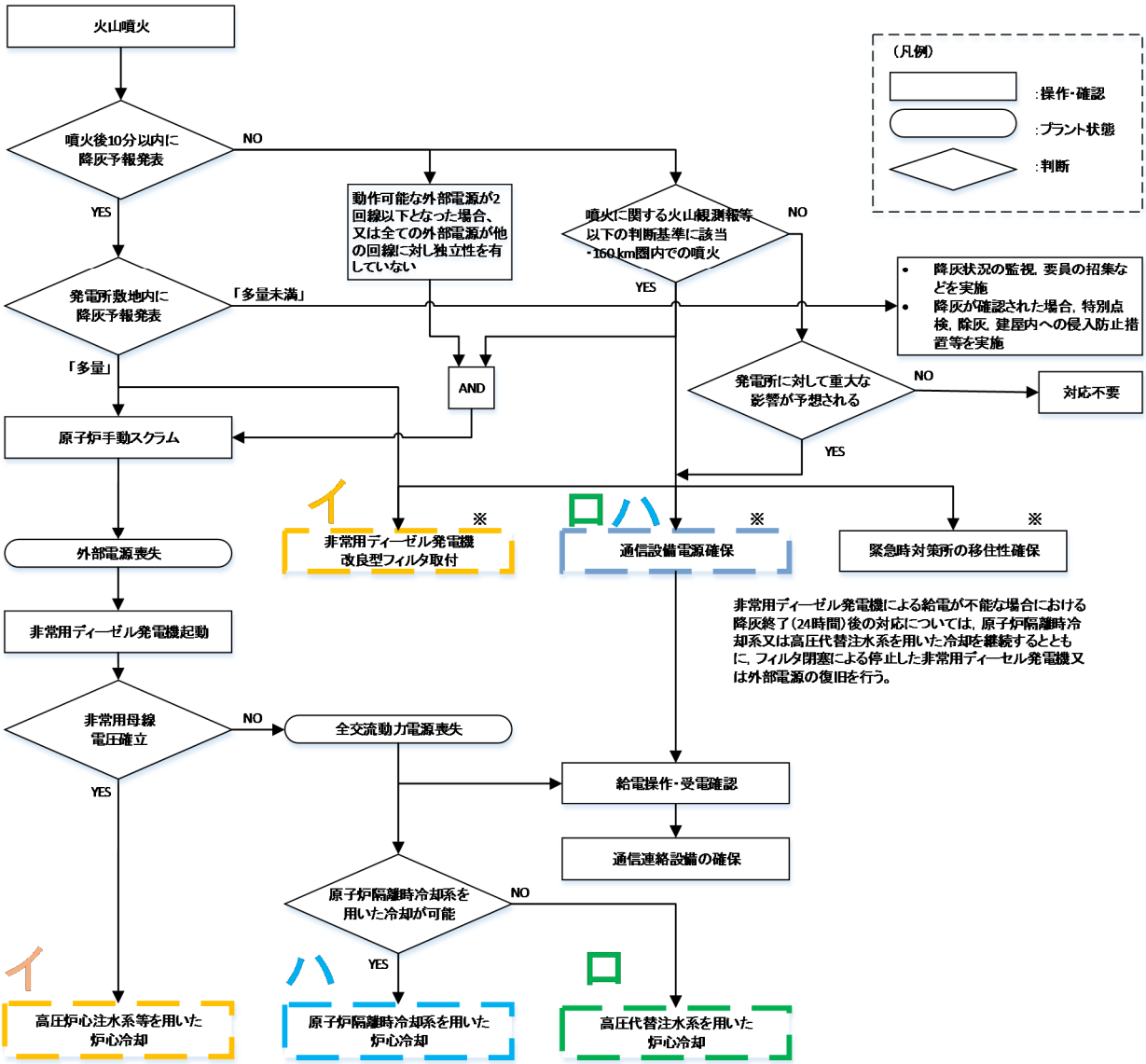


第４図　火山影響等発生時における対応のタイムチャート（1/2）

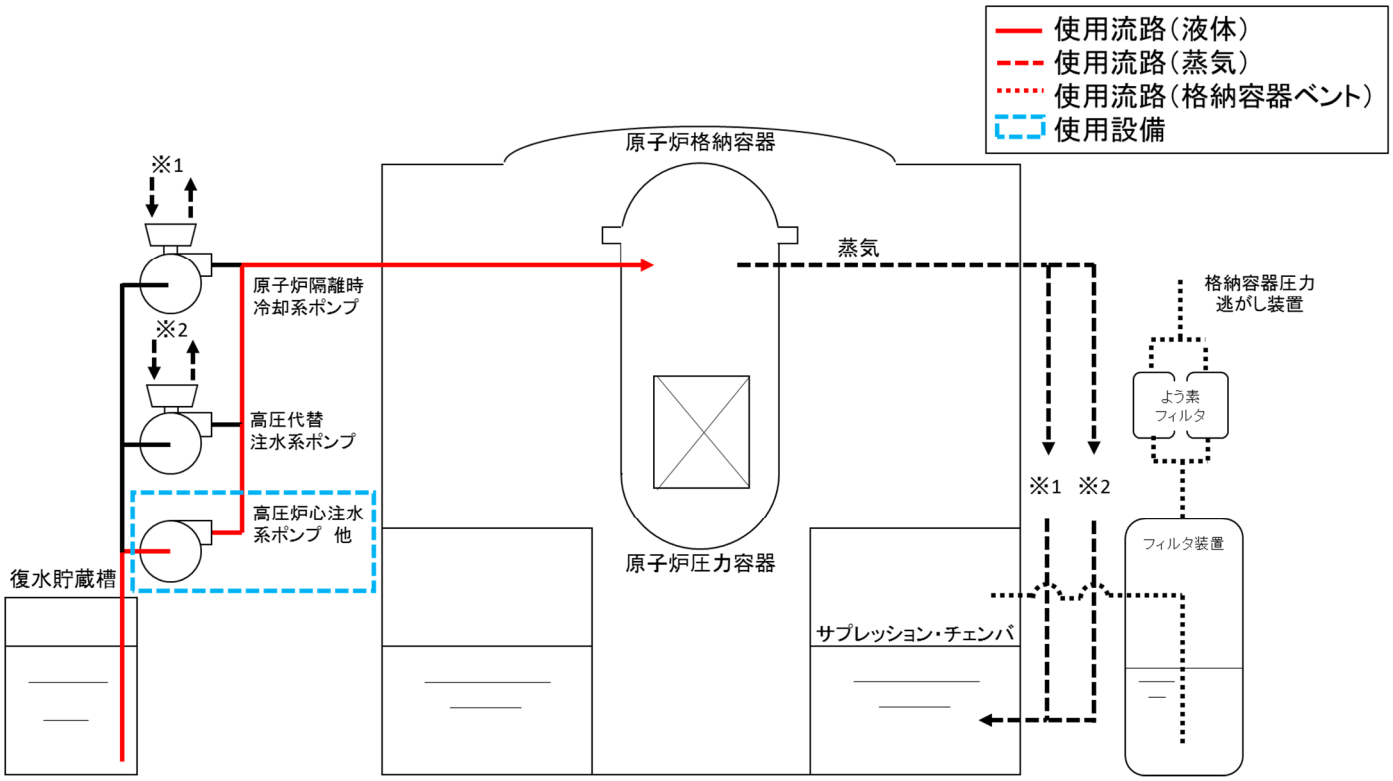




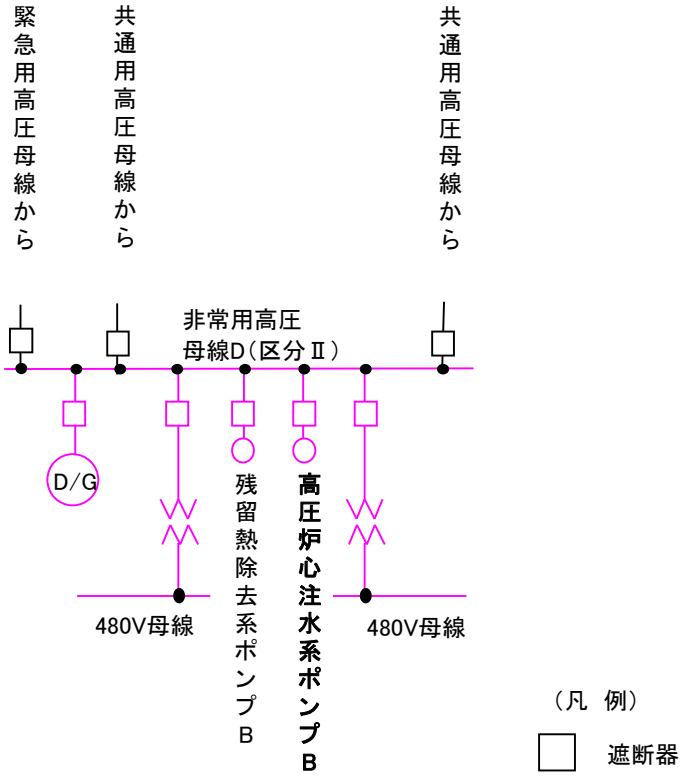
第４図　火山影響等発生時における対応のタイムチャート（2/2）
（対応必要人数の時間経過）



第５図　火山影響等発生時における炉心冷却のためのイ，ロ，ハの各対応の全体フロー

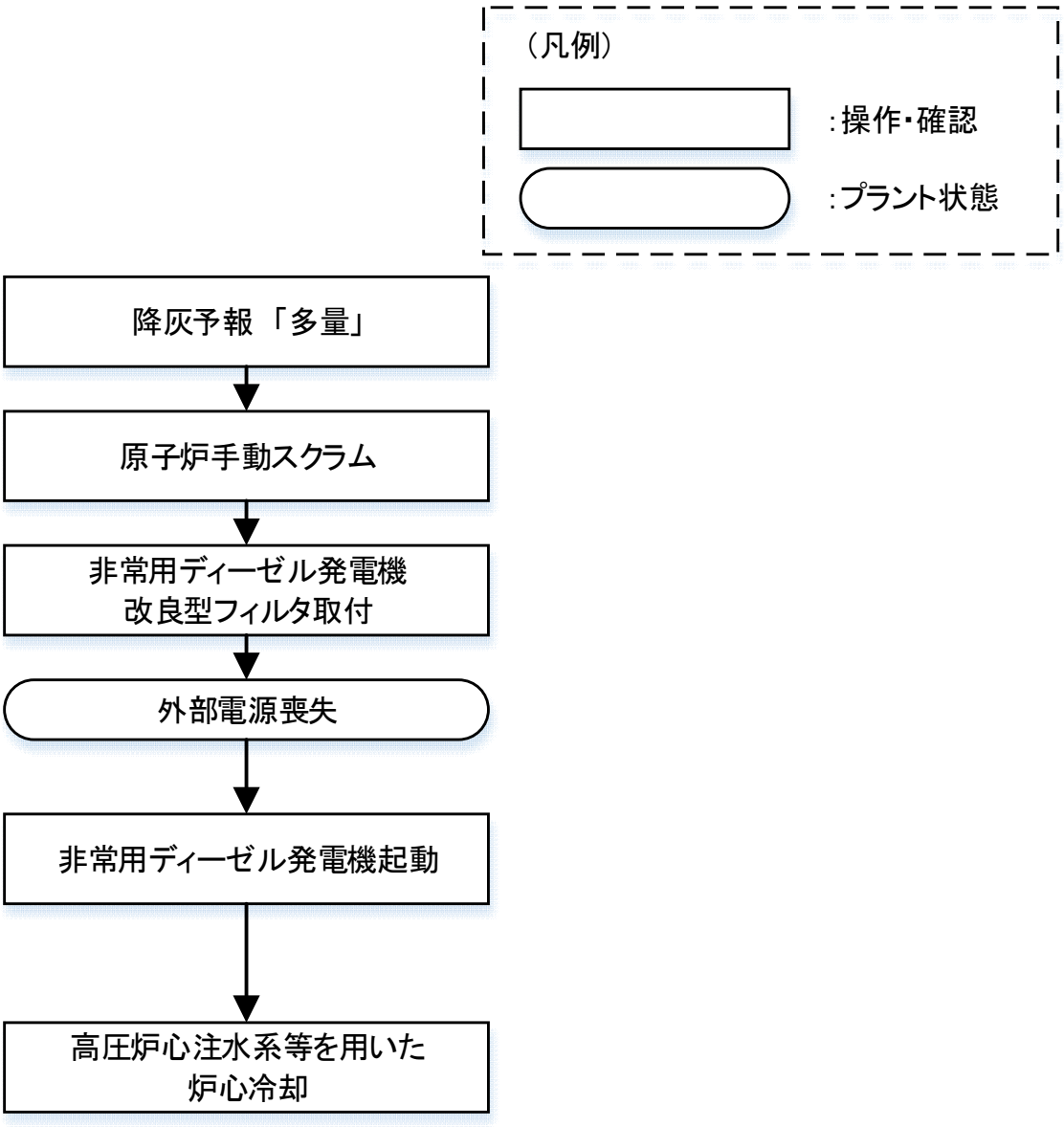


a.系統図

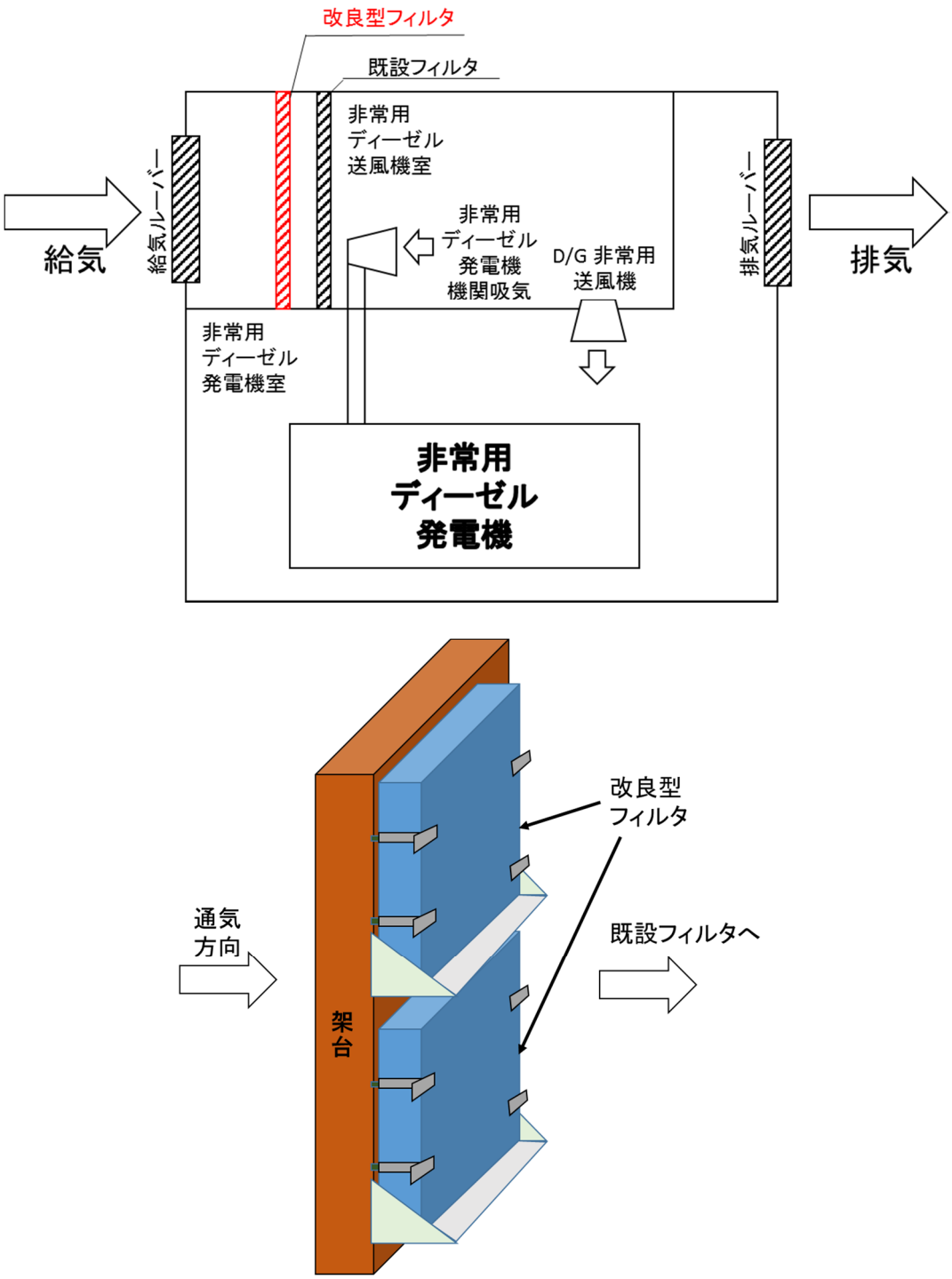


b.給電系統図

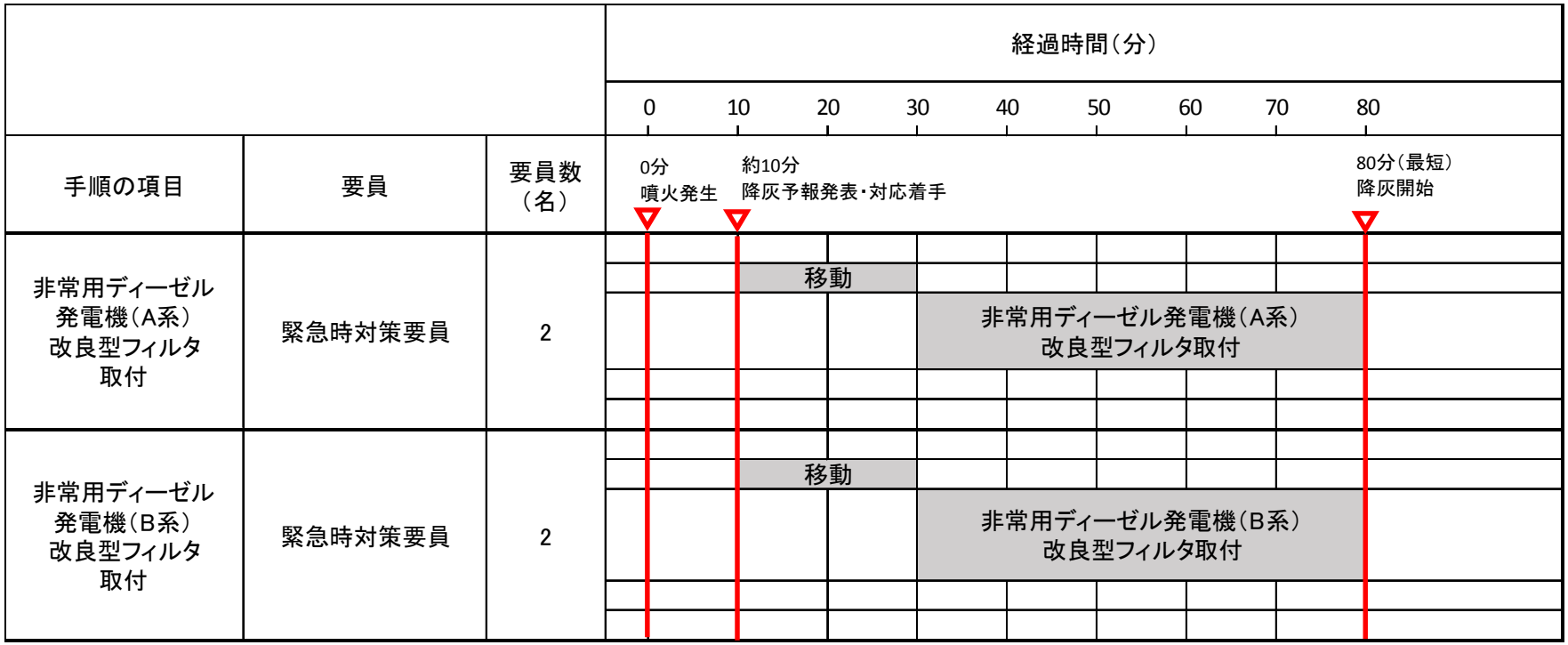
第 6 図　対策の概略系統図（非常用ディーゼル発電機の機能維持）
（イの対応）



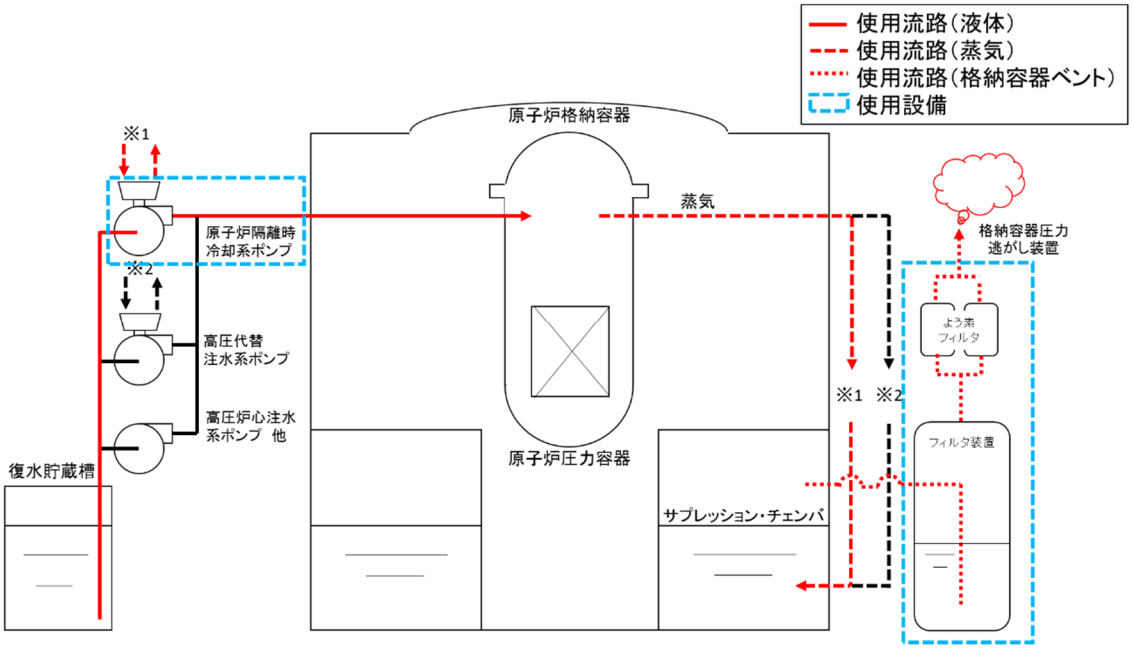
第 7 図　非常用ディーゼル発電機の機能維持のための対応手順の概要
（イの対応）



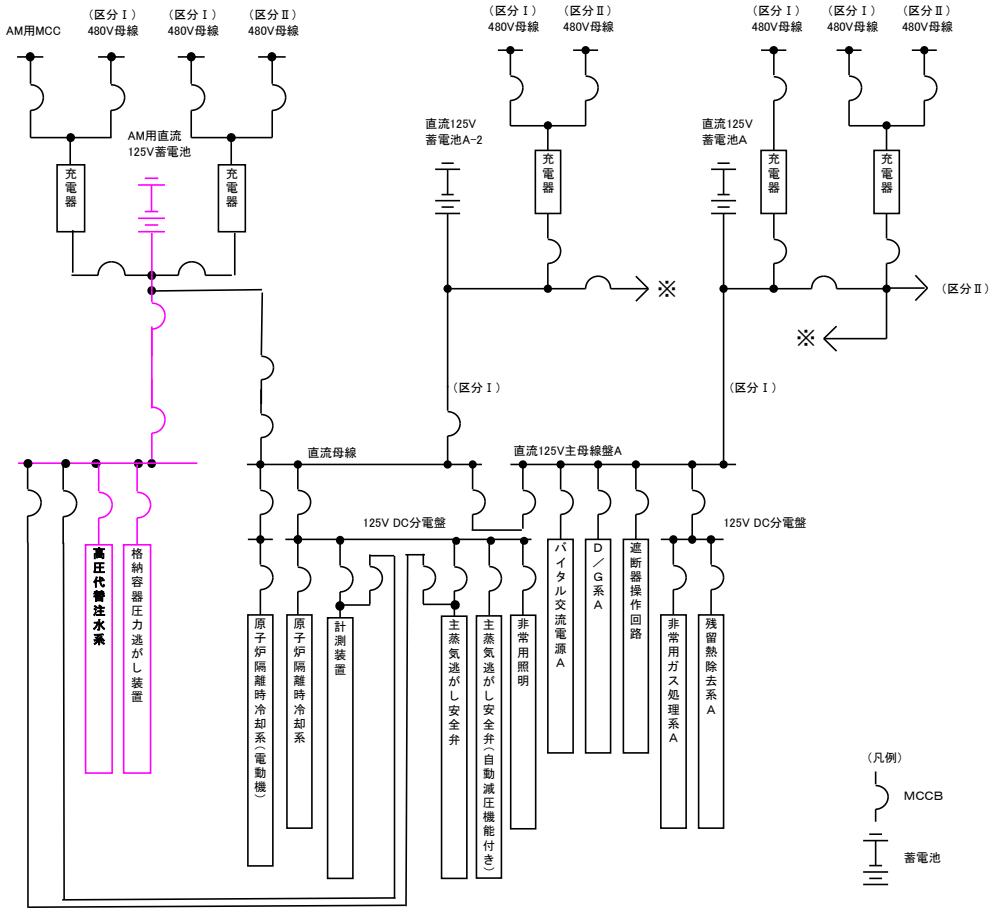
第８図　非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付　概略図
（イの対応）



第９図　非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付　タイムチャート
（イの対応）

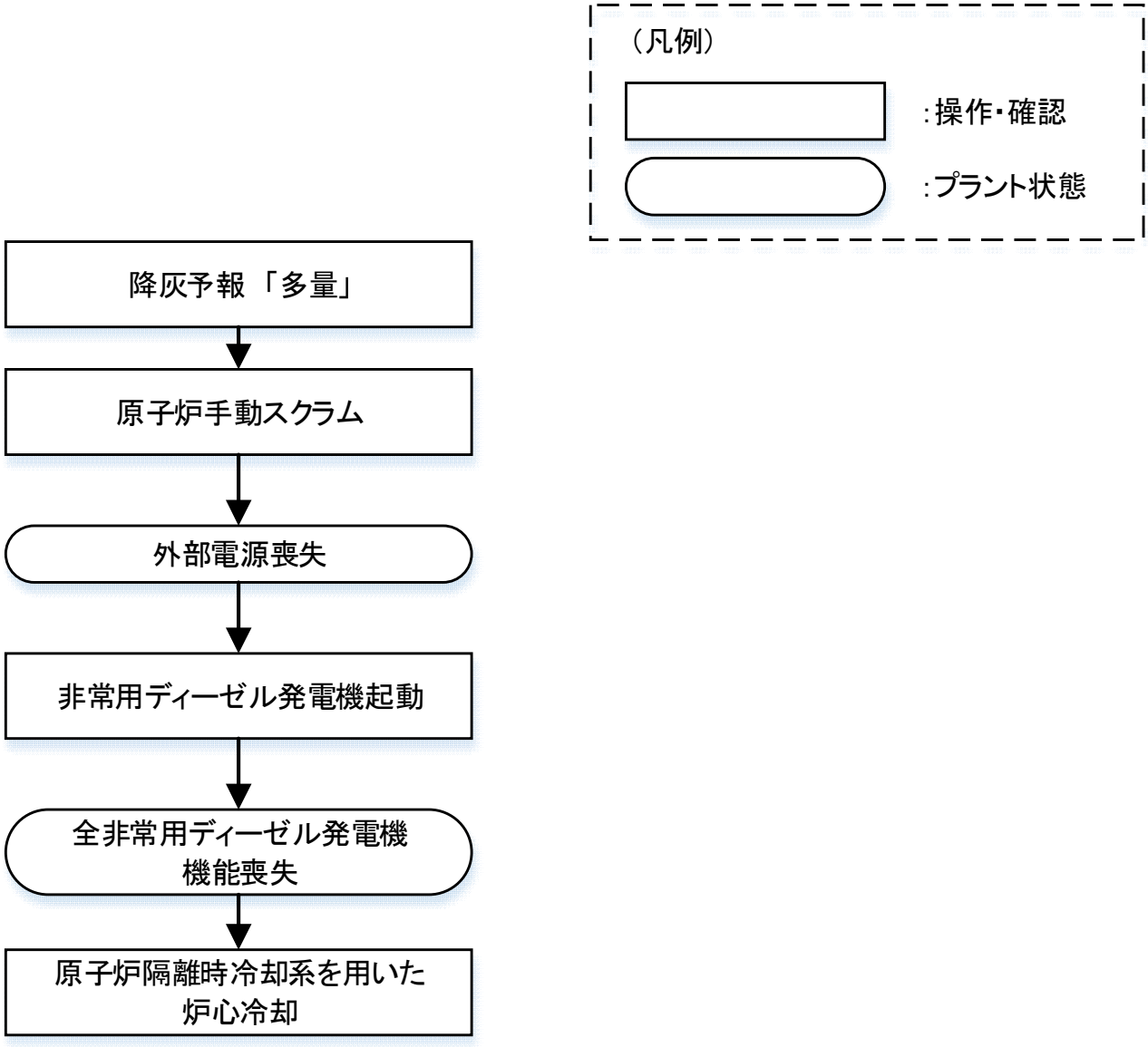


a.系統図

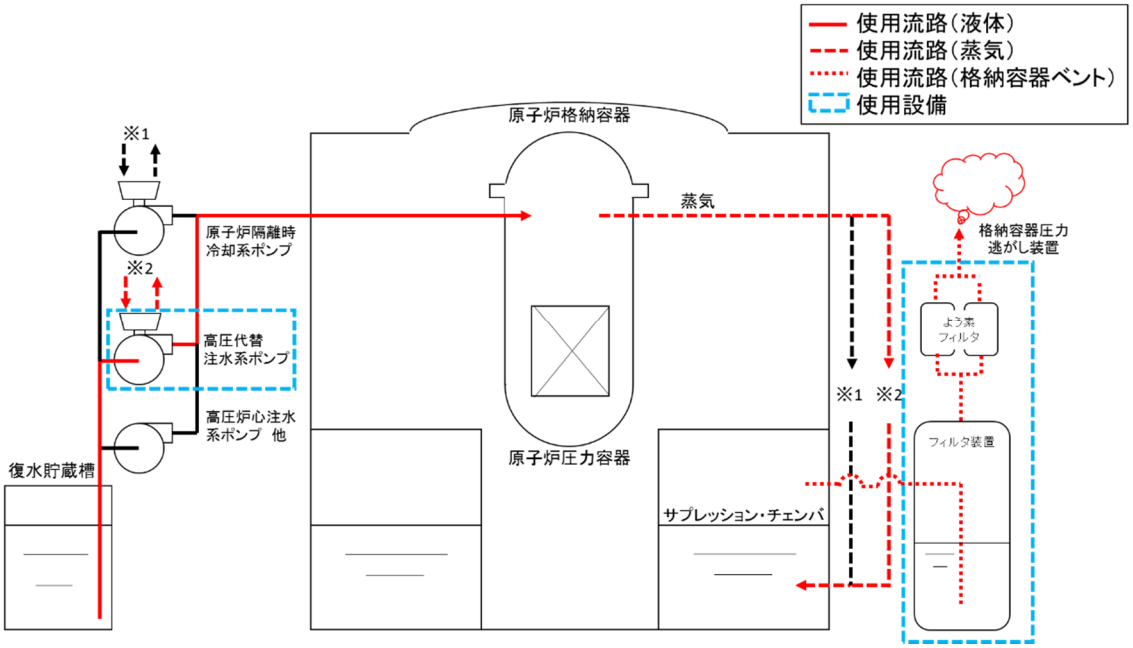


b.給電系統図

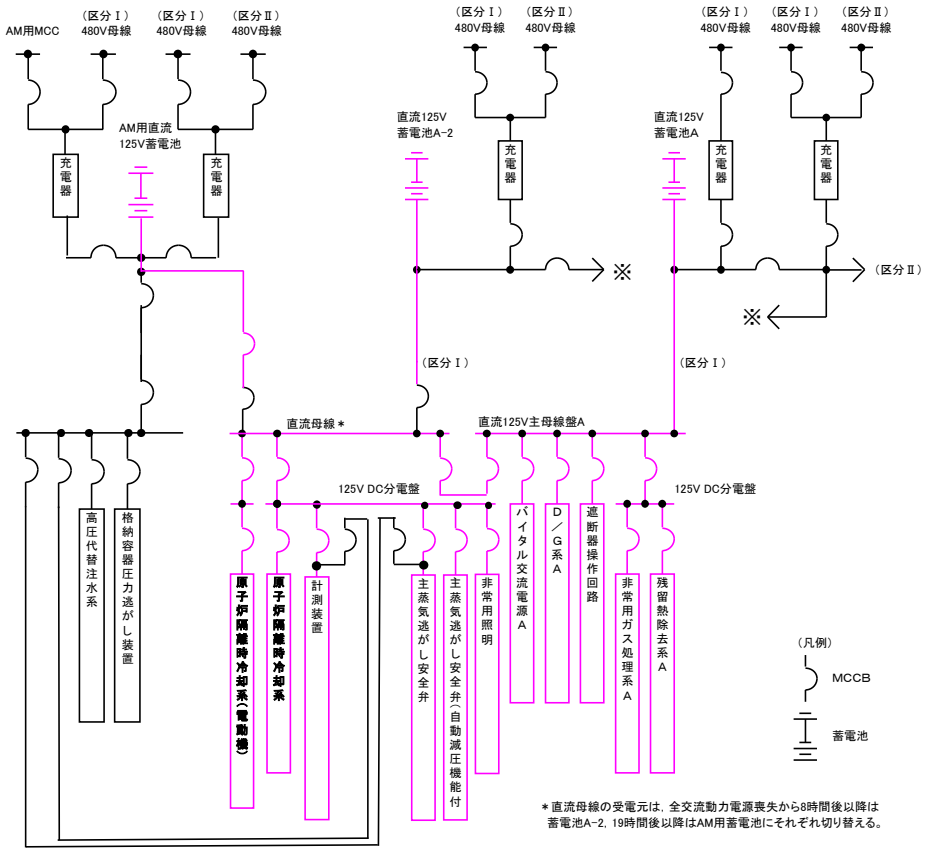
第 10 図　対策の概略系統図（原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却）
（ハの対応）



第 11 図　原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却のための対応手順の概要
（ハの対応）

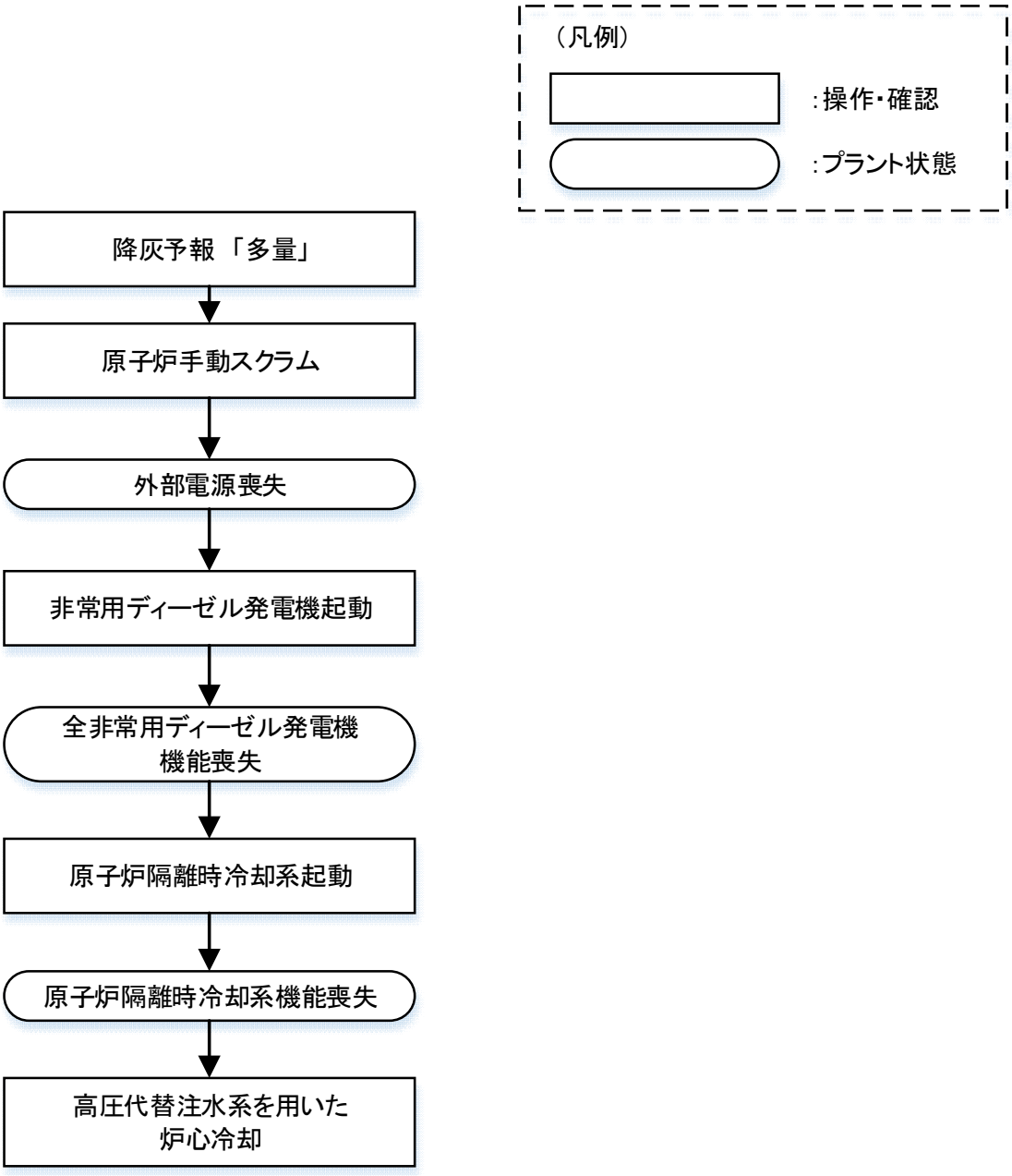


a.系統図



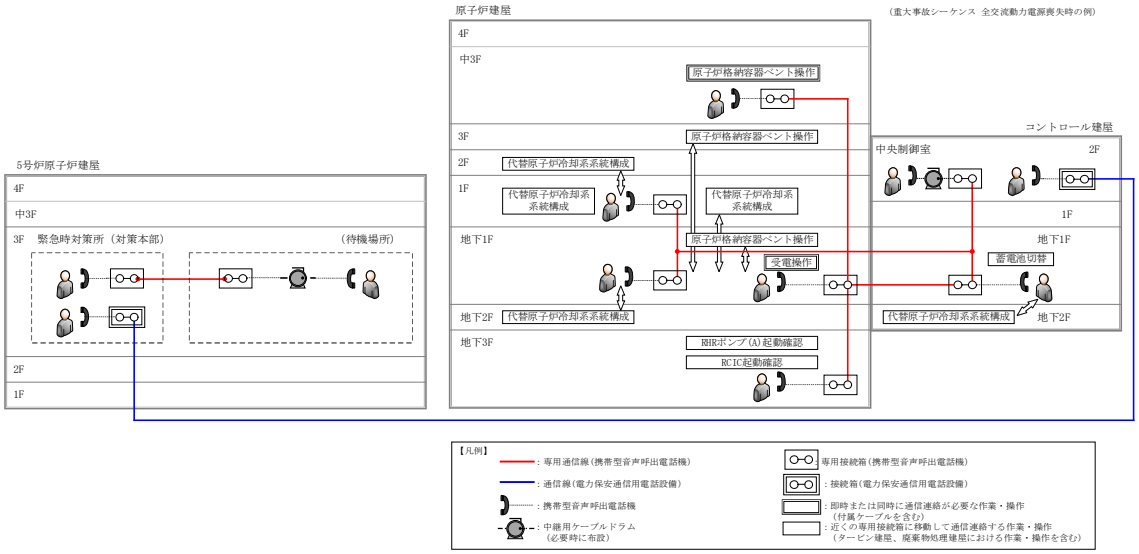
b.給電系統図

第 12 図　対策の概略系統図（高圧代替注水系を用いた炉心冷却）
（ロの対応）

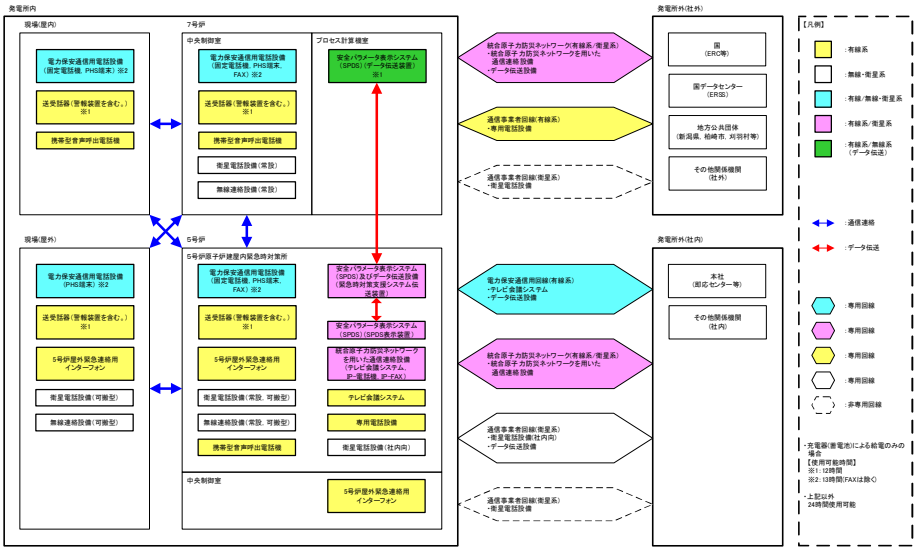


第 13 図　高圧代替注水系を用いた炉心冷却のための対応手順の概要
（ロの対応）

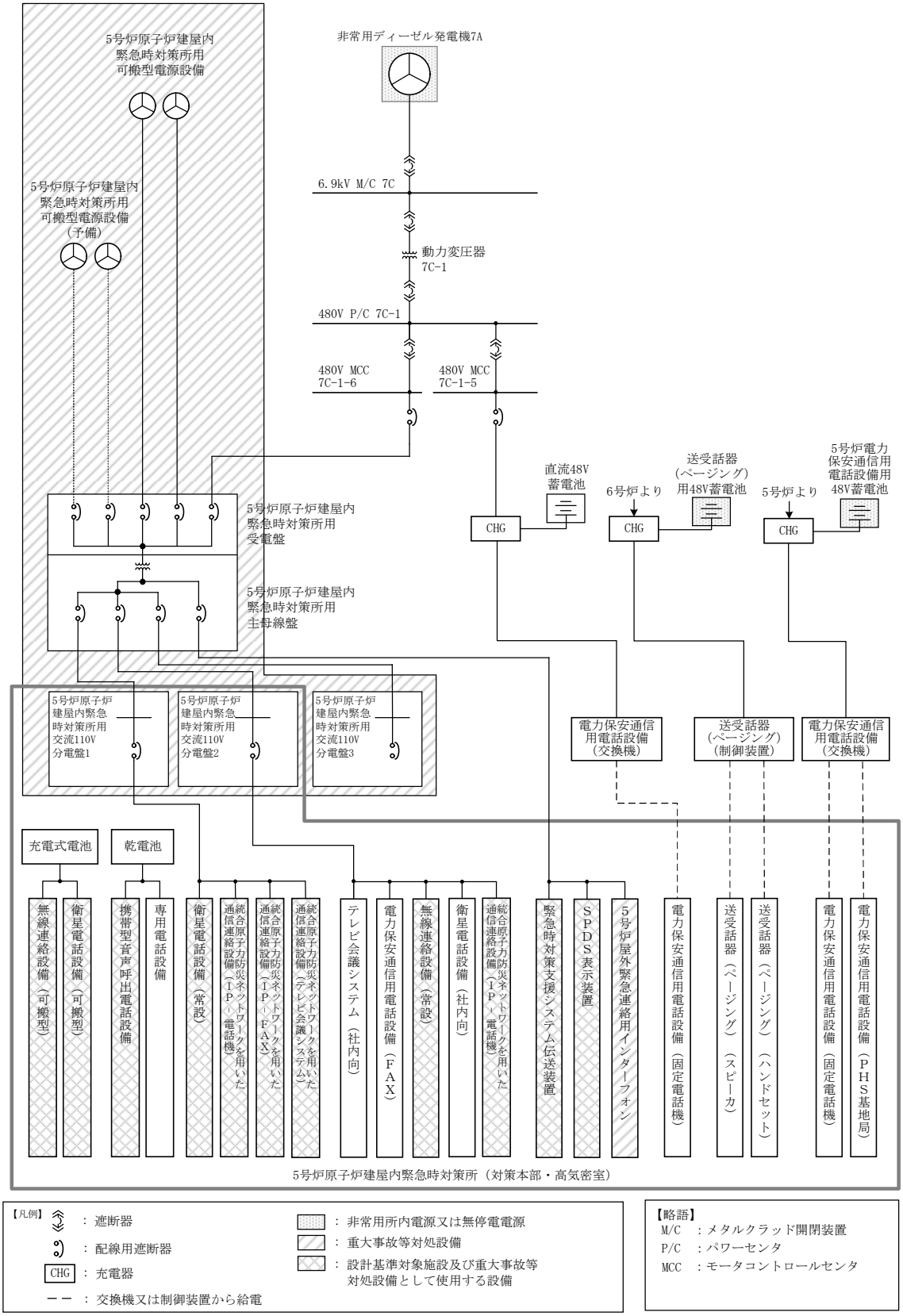
第 14 図　5 号炉緊急時対策所図（原子炉建屋　地上 3 階）換気経路の確保



第 15 図　携帯型音声呼出電話機による発電所内の通信連絡の概要

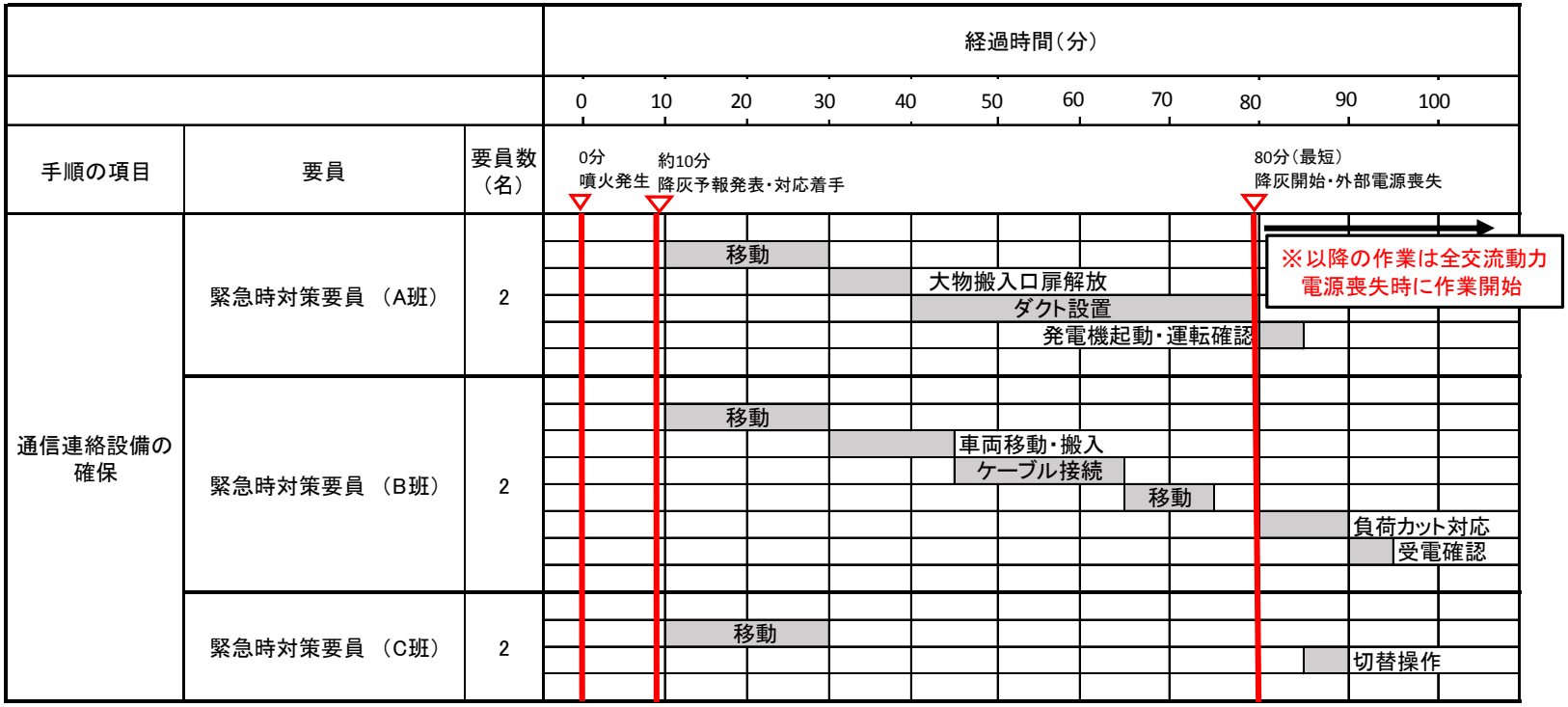


第 16 図　火山影響等発生時に使用する通信連絡設備の概要



第 17 図　通信連絡設備の電源系統の概要

第 18 図　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の概要



第 19 図　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準備及び給電開始タイムチャート

設置変更許可添付書類十　「7.1.3.1　全交流動力電源喪失」
（外部電源喪失＋DG喪失）　より抜粋

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外）※3，注水流量，逃がし安全弁からの蒸気流量，原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 7.1.3.1－7 図から第 7.1.3.1－12 図に，燃料被覆管温度，高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を第 7.1.3.1－13 図から第 7.1.3.1－15 図に，

10－7－1－62（その2）⑧

格納容器圧力，格納容器温度，サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第7.1.3.1－16図から第7.1.3.1－19図に示す。

※3　シュラウド内は，炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため，シュラウド外の水位より，見かけ上高めの水位となる。一方，非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は，シュラウド外の水位であることから，シュラウド内外の水位を併せて示す。なお，水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には，原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を，7 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。

a.　事象進展

全交流動力電源喪失後，タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して原子炉がスクラムし，また，原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系が自動起動して原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては，外部電源喪失により，事象発生とともに 10 台全てがトリップする。

所内蓄電式直流電源設備は，負荷切離しを行わずに 8 時間，その後は不要な負荷の切離し及び直流電源切替え（蓄電池 A から蓄電池 A-2）を実施し，加えて事象発生から 19 時間経過するまで直流電源切替え（蓄電池 A-2 から AM 用直流 125V 蓄電池）を実施し，更に 16 時間の合計 24 時間にわたり，重大事故等の対応に必要な設備に電源を供給する。この間，原子炉隔離時冷却系が原子炉水位低（レベル 2）での自動起動及び原子炉水位高（レベル 8）でのトリップを繰り返すことによって，原子炉水位は適切に維持される。

事象発生から 24 時間経過した時点で，常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し，その後，中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を手動開することで，原子炉の急速減圧を実施し，原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると，原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下するが，残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が開始され,原子炉水位が回復する。

崩壊熱除去機能を喪失しているため，原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで，格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため，格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は，事象発生から約 16 時間経過した時点で実施する。なお，原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は，真空破壊装置（約 14m）及びベントライン（約 17m）に対して，十分に低く推移するため，真空破壊装置の健全性は維持される。この点と，蒸気の流入によってサプレッション・チェンバ・プール水温が上昇することを考慮し，その確実な運転継続を確保する観点から，原子炉隔離時冷却系の水源は復水貯蔵槽とする。常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は，ベントラインを閉じて，代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。

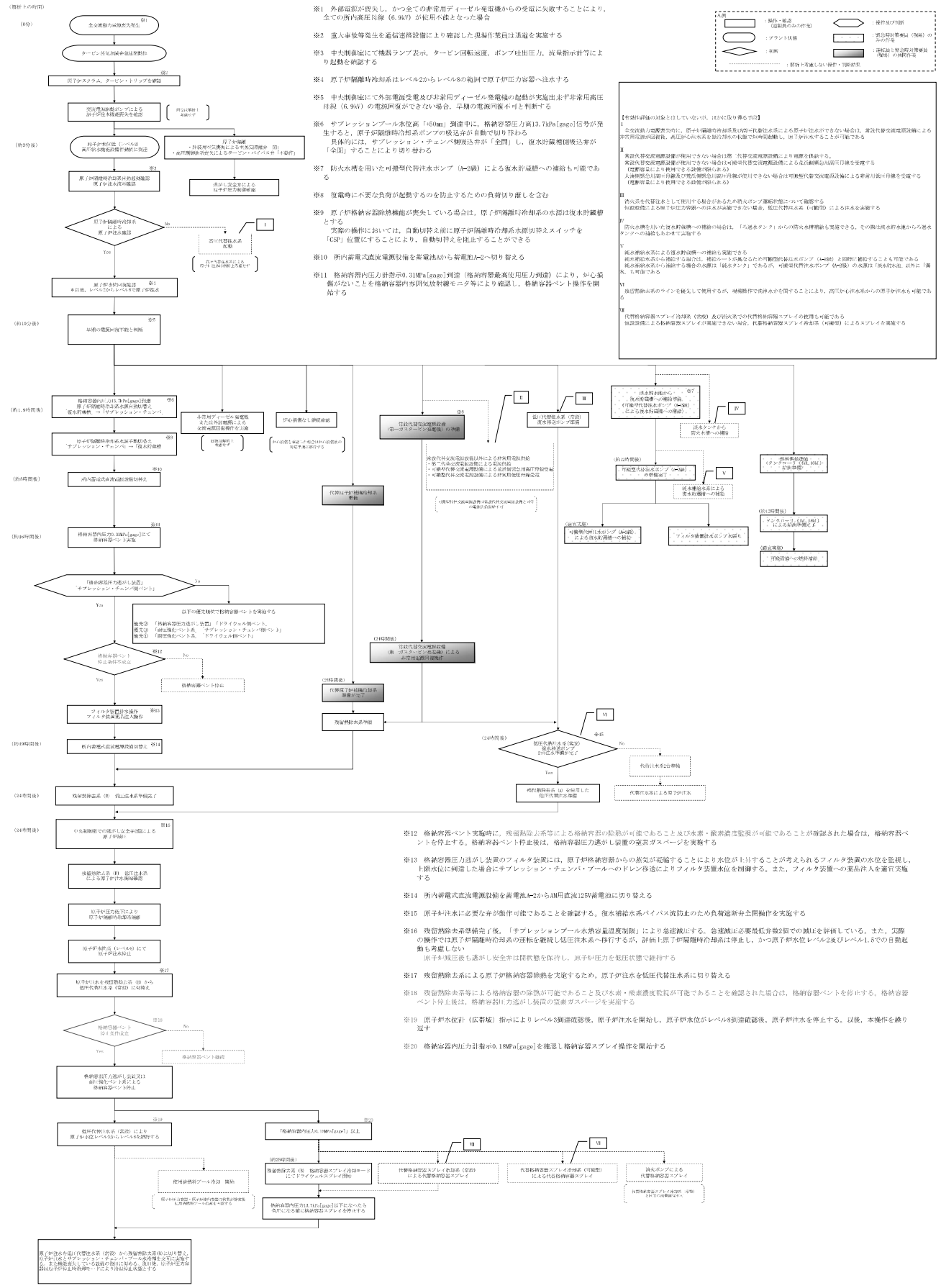
b.　評価項目等

燃料被覆管の最高温度は，第 7.1.3.1－13 図に示すとおり，初期値をわずかに上回る約 311℃となるが，1,200℃以下となる。また，燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり，15%以下となる。

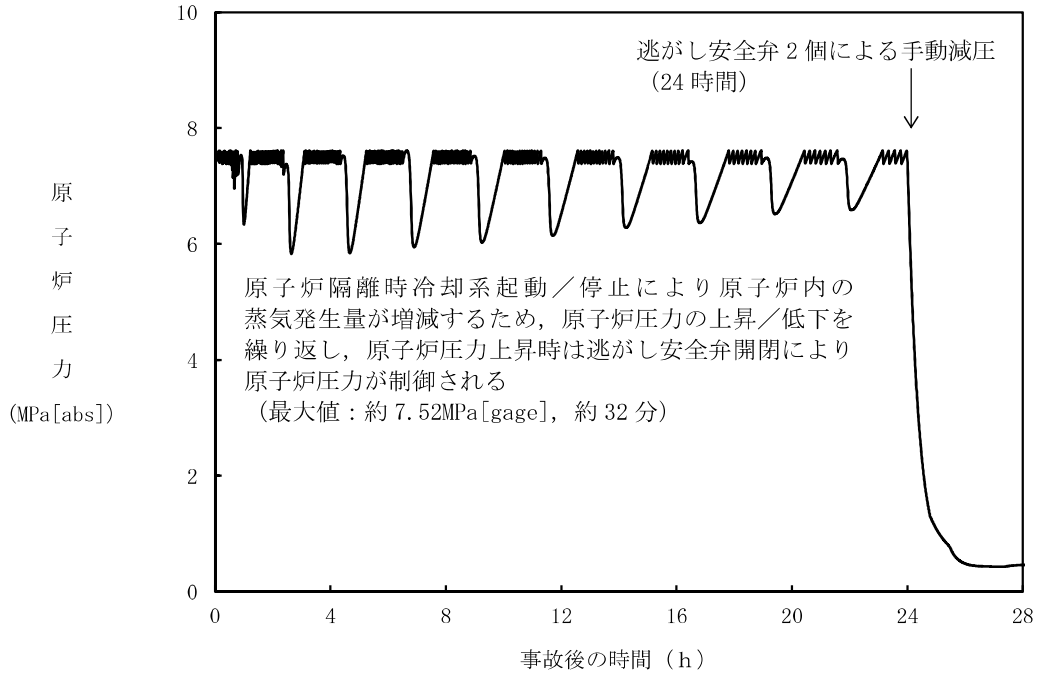
原子炉圧力は，第 7.1.3.1－7 図に示すとおり，逃がし安全弁の作動により，約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は，原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても，約 7.82MPa[gage]以下であり，最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。

また，崩壊熱除去機能を喪失しているため，原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって，格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが，格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は，約 0.31MPa[gage]及び約 144℃に抑えられ，原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。

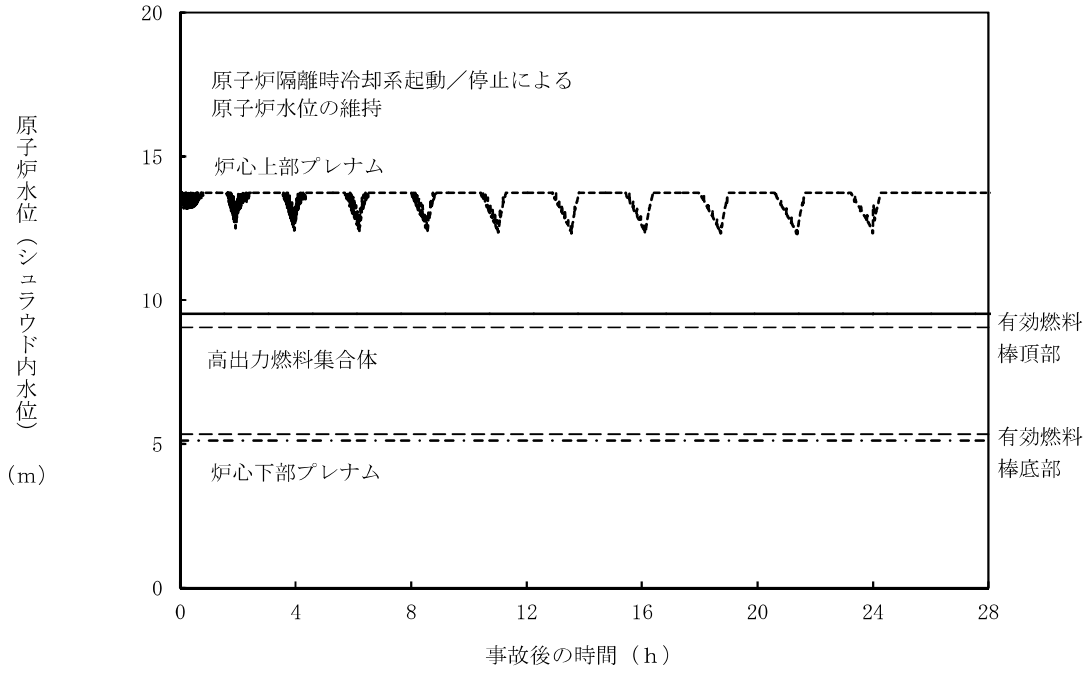
第 7.1.3.1－8 図に示すとおり，原子炉隔離時冷却系による注水継続により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持される。その後は，約 16 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始し，さらに代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し，また，安定状態を維持できる。



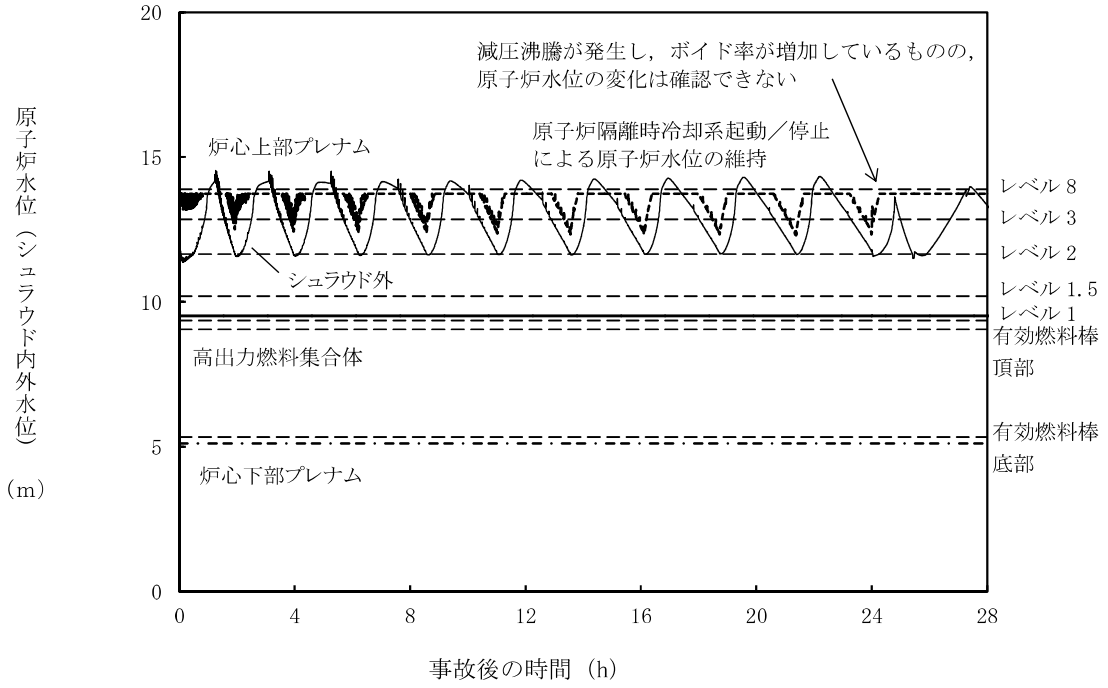
第 7.1.3.1－5 図　「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG 喪失）」の対応手順の概要



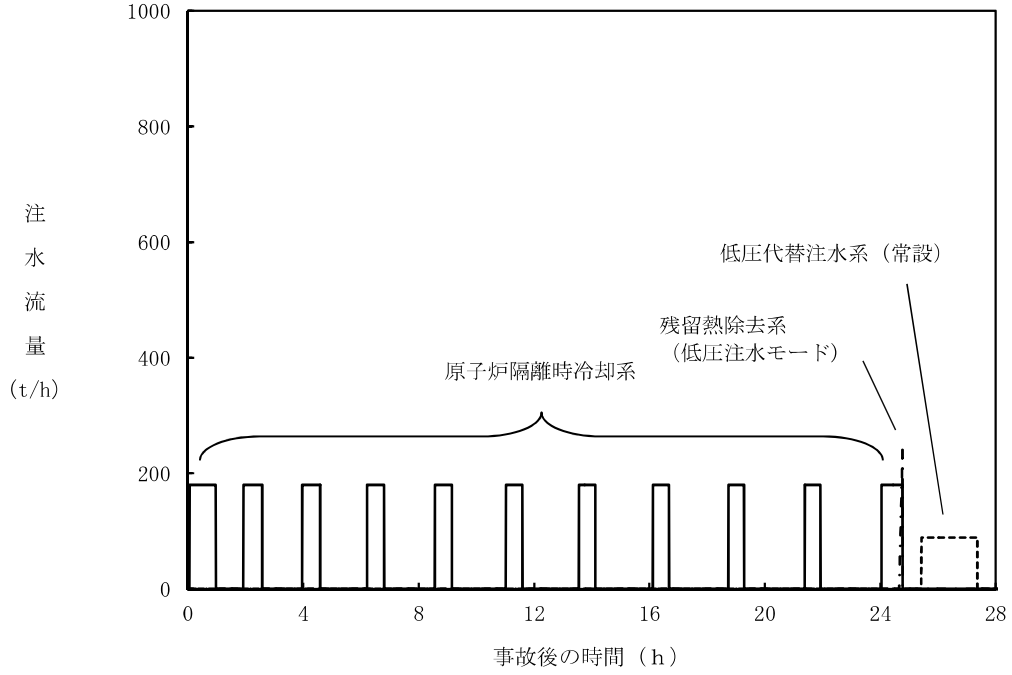
第 7.1.3.1－7 図　原子炉圧力の推移



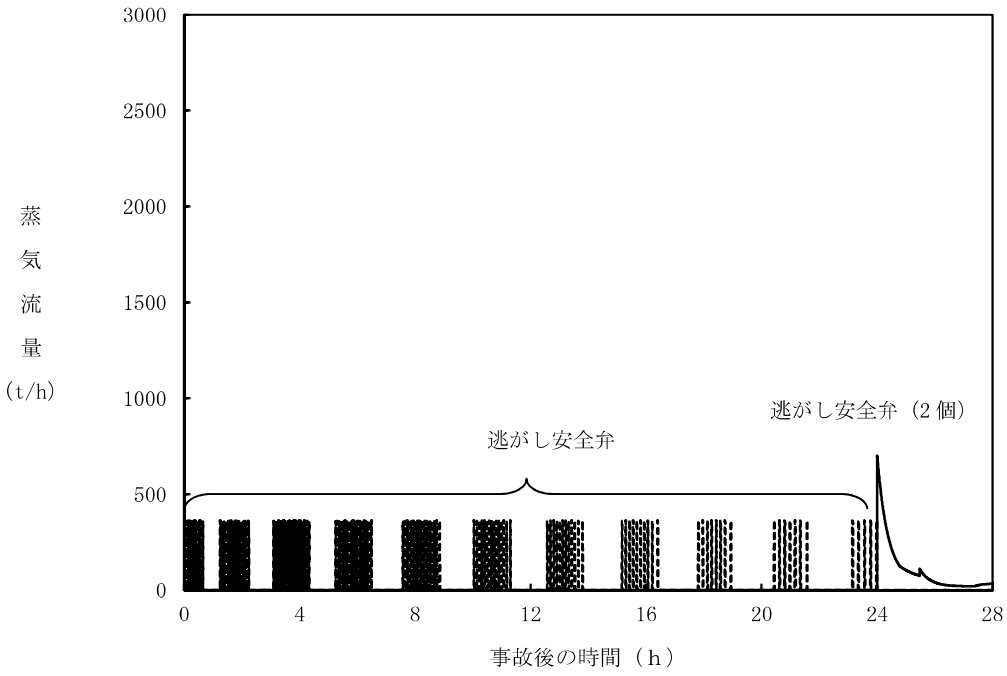
第 7.1.3.1－8 図　原子炉水位（シュラウド内水位）の推移



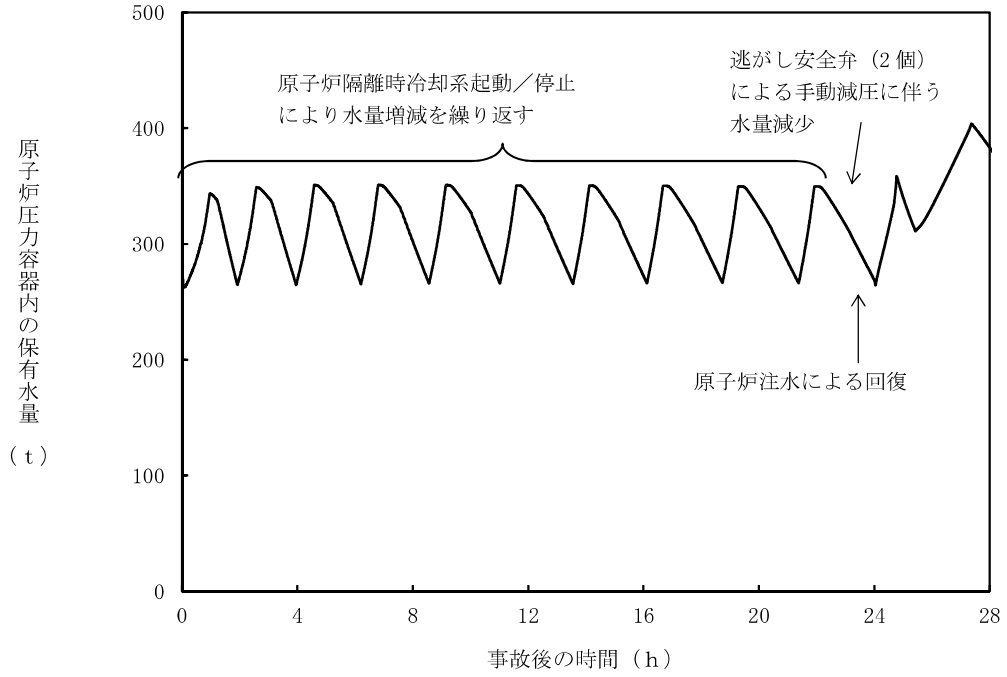
第 7.1.3.1－9 図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



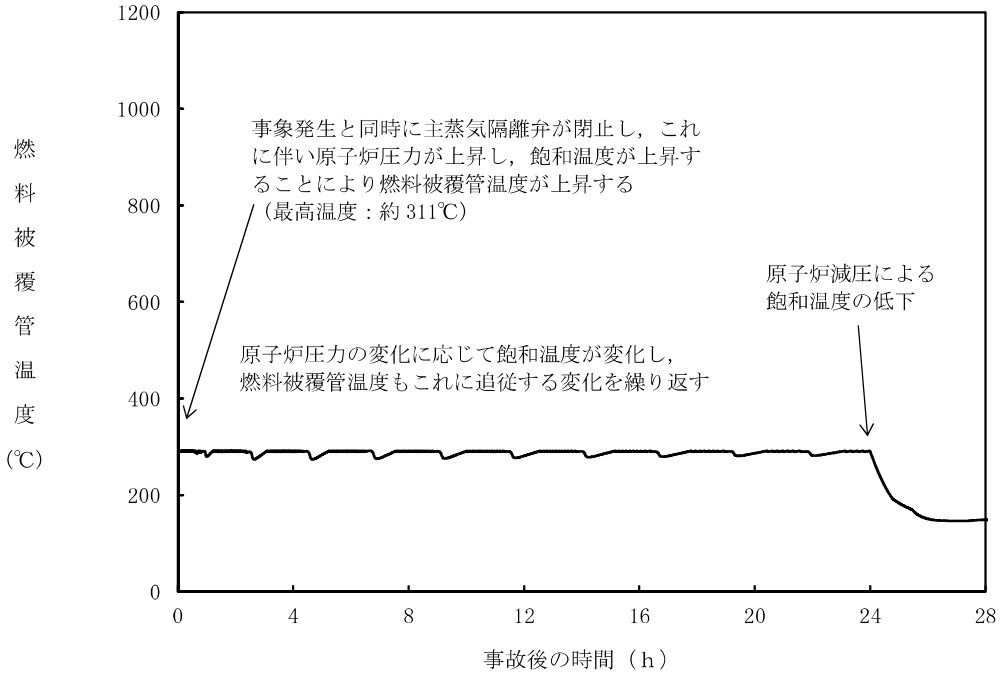
第 7.1.3.1－10 図　注水流量の推移



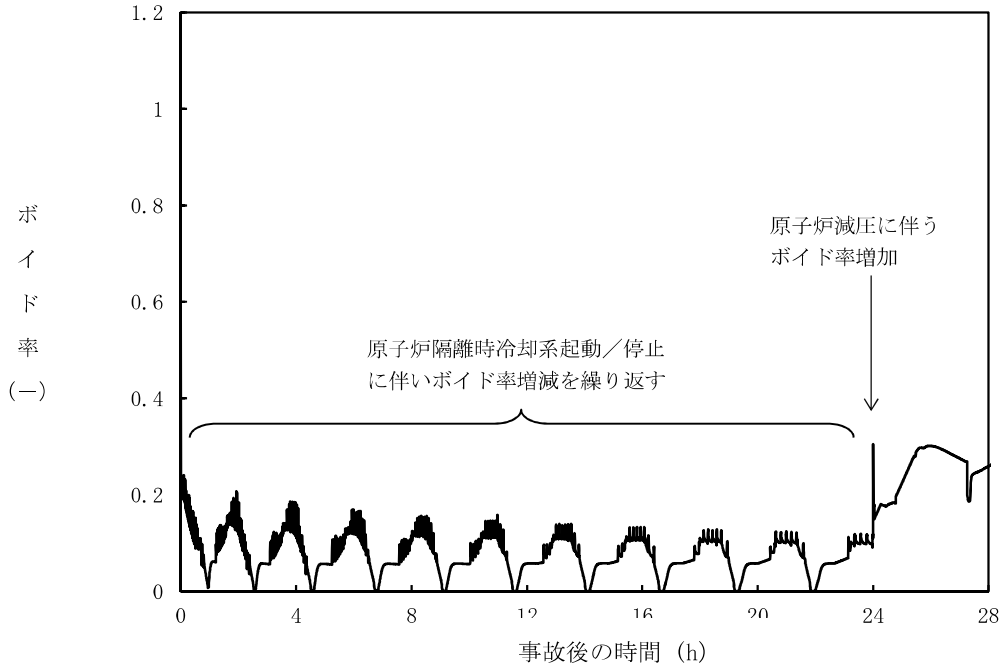
第7.1.3.1－11図　逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



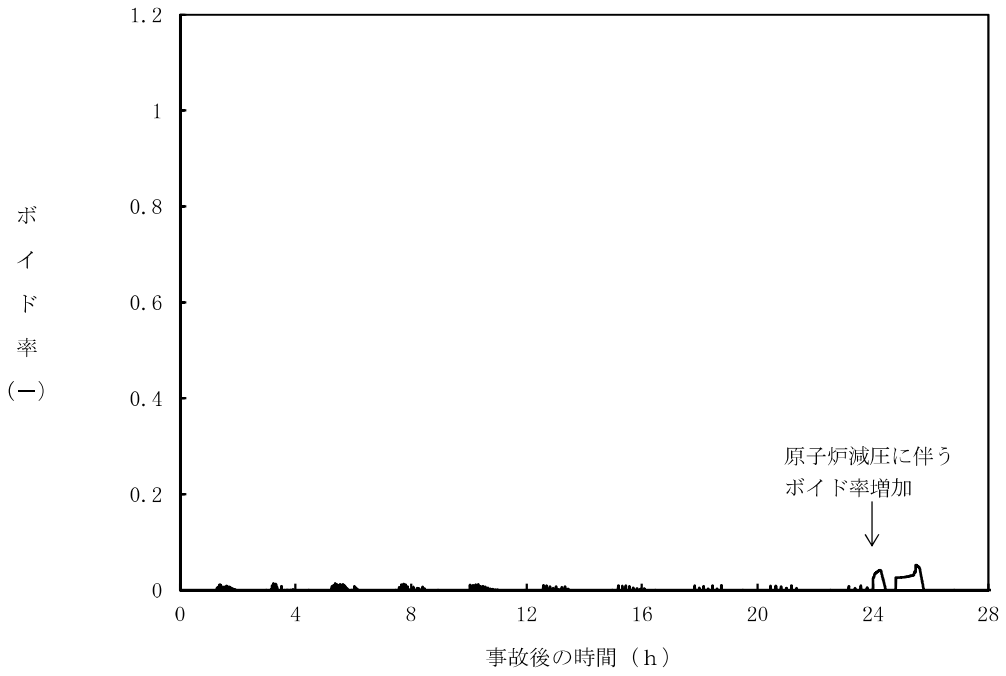
第7.1.3.1－12図　原子炉圧力容器内の保有水量の推移



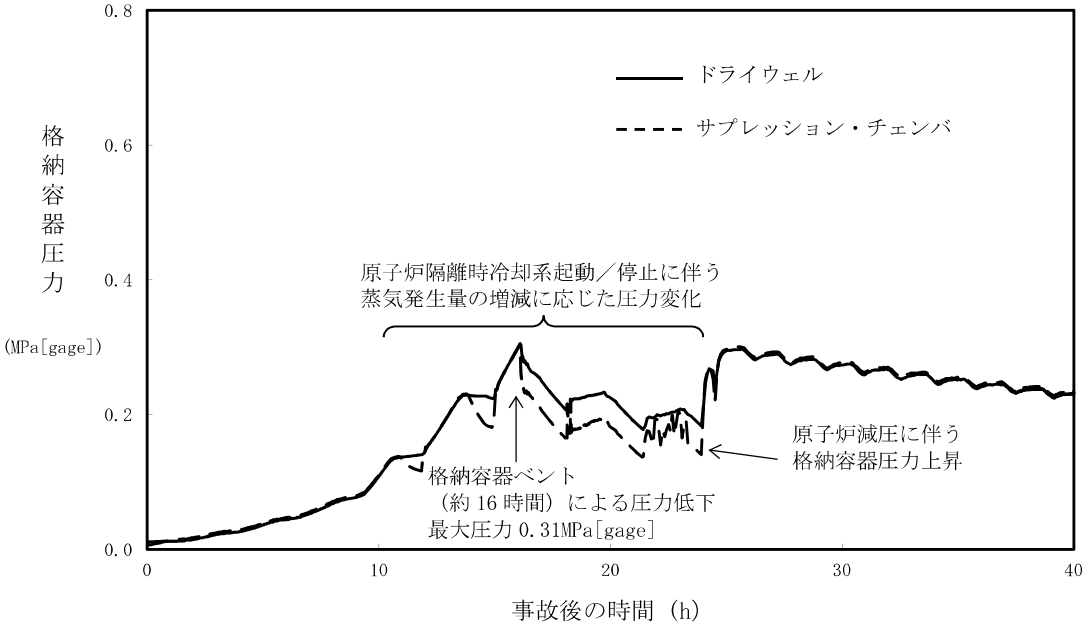
第 7.1.3.1－13 図　燃料被覆管温度の推移



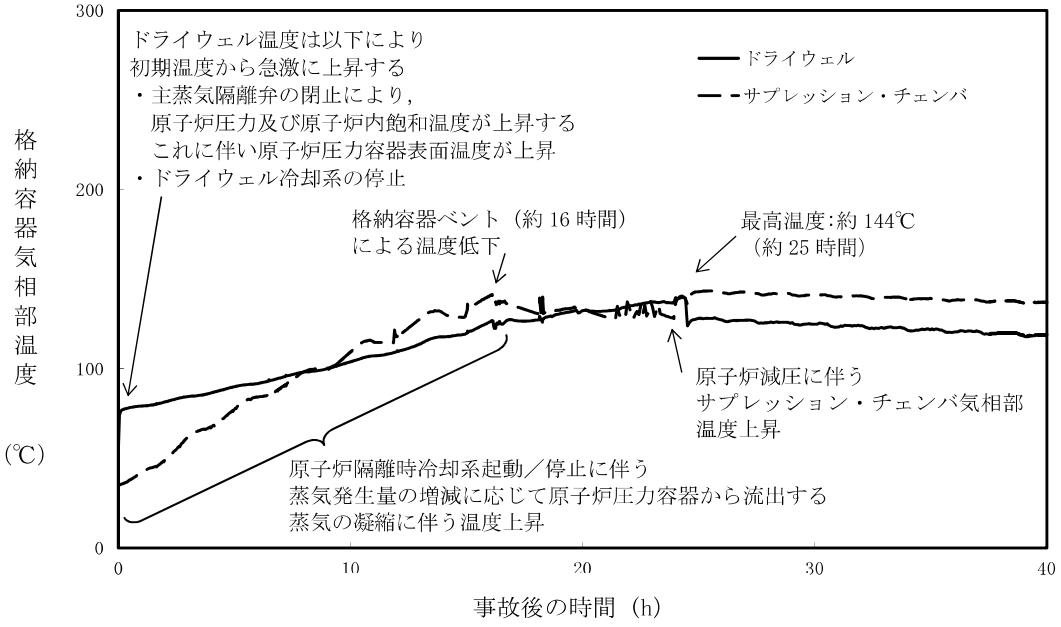
第 7.1.3.1－14 図　高出力燃料集合体のボイド率の推移



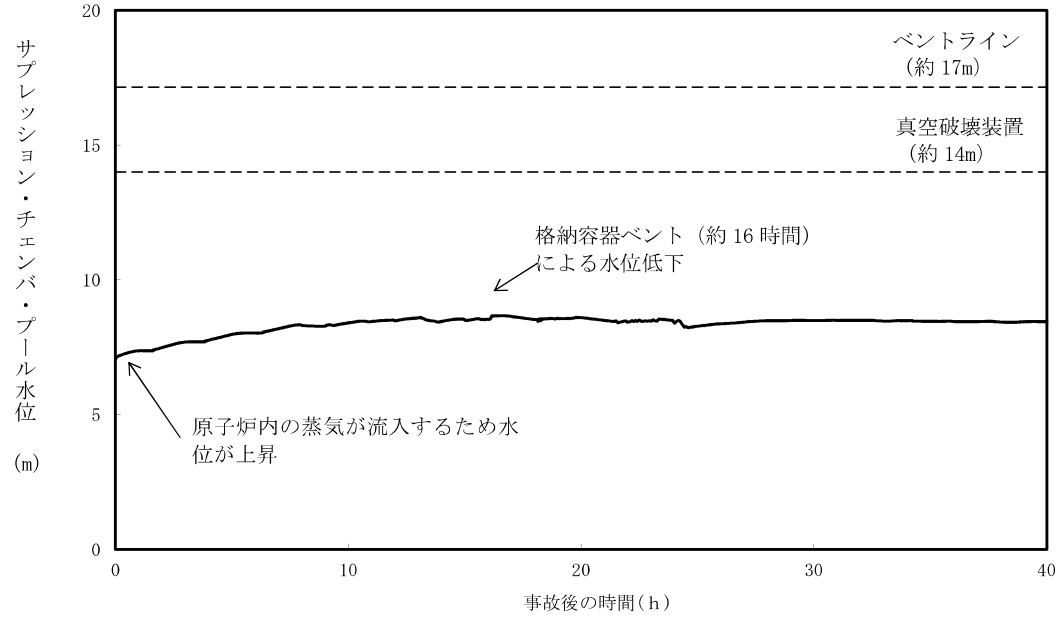
第 7.1.3.1－15 図　炉心下部プレナム部のボイド率の推移



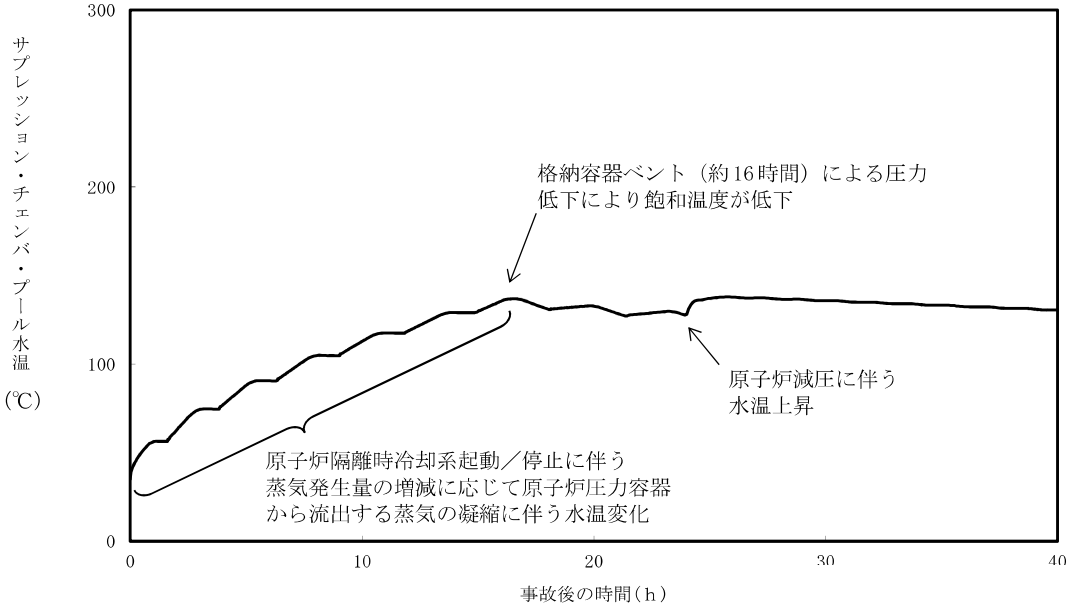
第 7.1.3.1－16 図　格納容器圧力の推移



第 7.1.3.1－17 図　格納容器気相部温度の推移



第 7.1.3.1－18 図　サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



第7.1.3.1－19図　サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

設置変更許可添付書類十　「7.1.3.2　全交流動力電源喪失」
（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗　より抜粋

本重要事故シーケンスにおける原子炉圧力，原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外）※2，注水流量，逃がし安全弁からの蒸気流量，原子炉圧力容器内の保有水量の推移を第 7.1.3.2－7 図から第 7.1.3.2－12 図に，燃料被覆管温度，高出力燃料集合体のボイド率及び炉心下部プレナム部のボイド率の推移を第 7.1.3.2－13 図から第 7.1.3.2－15 図に，格納容器圧力，格納容器温度，サプレッション・チェンバ・プール水位及び水温の推移を第 7.1.3.2－16 図から第 7.1.3.2－19 図に示す。

※2　シュラウド内は，炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため，シュラウド外の水位より，見かけ上高めの水位となる。一方，非常用炉心冷却系の起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は，シュラウド外の水位であることから，シュラウド内外の水位を併せて示す。なお，水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には，原子炉水位計（燃料域）にて監視する。6 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド内を，7 号炉の原子炉水位計（燃料域）はシュラウド外を計測している。

a.　事象進展

全交流動力電源喪失後，タービン蒸気加減弁急速閉信号が発生して

原子炉がスクラムし，また，原子炉水位低（レベル 2）で原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗した後，高圧代替注水系を手動起動することにより原子炉水位は維持される。再循環ポンプについては，外部電源喪失により，事象発生とともに10台全てがトリップする。

事象発生から 24 時間経過した時点で，常設代替交流電源設備による交流電源の供給を開始し，その後，中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁 2 個を手動開することで，原子炉の急速減圧を実施し，原子炉減圧後に残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると，原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下するが，残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水が開始され，原子炉水位が回復する。

崩壊熱除去機能を喪失しているため，原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することで，格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため，格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行う。原子炉格納容器除熱は，事象発生から約 16 時間経過した時点で実施する。なお，原子炉格納容器除熱時のサプレッション・チェンバ・プール水位は，真空破壊装置（約 14m）及びベントライン（約 17m）に対して，十分に低く推移するため，真空破壊装置の健全性は維持される。常設代替交流電源設備による電源供給を開始した後は，ベントラインを閉じて，代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を行うものとする。

b.　評価項目等

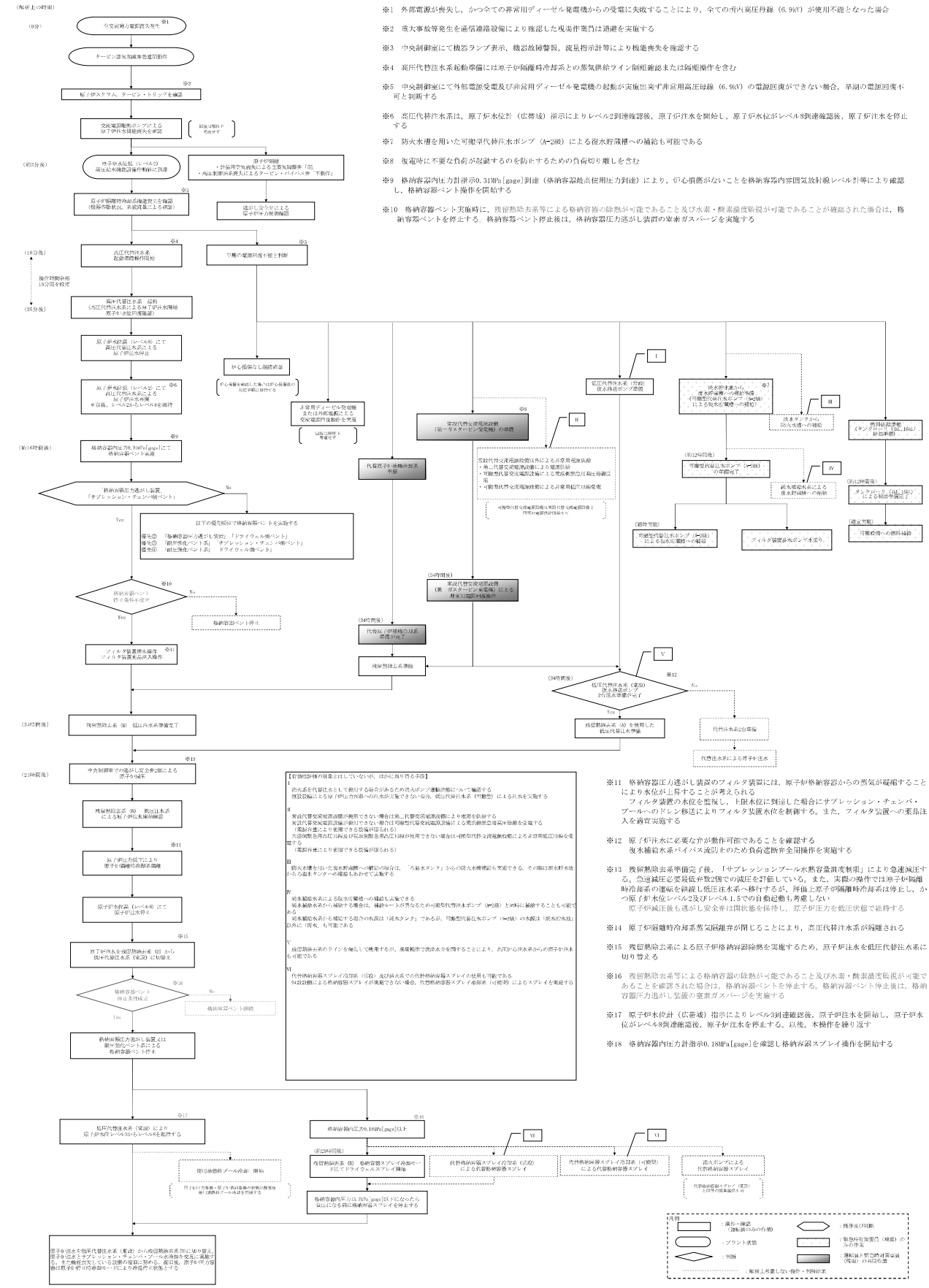
燃料被覆管の最高温度は，第 7.1.3.2－13 図に示すとおり，初期値をわずかに上回る約 311℃となるが，1,200℃以下となる。また，燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下

であり，15%以下となる。

原子炉圧力は，第 7.1.3.2－7 図に示すとおり，逃がし安全弁の作動により，約 7.52MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は，原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても，約 7.82MPa[gage]以下であり，最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。

また，崩壊熱除去機能を喪失しているため，原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が原子炉格納容器内に流入することによって，格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが，格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を行うことによって，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は，約 0.31MPa[gage]及び約 146℃に抑えられ，原子炉格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。

第 7.1.3.2－8 図に示すとおり，高圧代替注水系による注水継続により炉心が冠水し，炉心の冷却が維持される。その後は，約 16 時間後に格納容器圧力逃がし装置等による原子炉格納容器除熱を開始し，さらに代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施することで安定状態が確立し，また，安定状態を維持できる。



※1　外部電源が喪失し，かつ全ての非常用ディーゼル発電機からの受電に失敗することにより，全ての所内高圧母線（6.9kV）が使用不能となった場合

※2　重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は通避を実施する

※3　中央制御室にて機器ランプ表示，機器故障警報，流量指示計等により機能喪失を確認する

※4　高圧代替注水系起動準備には原子炉隔離時冷却系との蒸気供給ライン隔離確認または隔離操作を含む

※5　中央制御室にて外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機の起動が実施出来ず非常用高圧母線（6.9kV）の電源回復ができない場合，早期の電源回復不可と判断する

※6　高圧代替注水系は，原子炉水位計（広帯域）指示によりレベル2到達確認後，原子炉注水を開始し，原子炉水位がレベル8到達確認後，原子炉注水を停止する

※7　防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である

※8　後電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む

※9　格納容器内圧力計指示0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により，炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し，格納容器ベント操作を開始する

※10　格納容器ベント実施時に，残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は，格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は，格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスパージを実施する

※11　格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置には，原子炉格納容器からの蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる
　フィルタ装置の水位を監視し，上限水位に到達した場合にサプレッション・チェンバ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また，フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する

※12　原子炉注水に必要な弁が動作可能であることを確認する
　復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する

※13　残留熱除去系準備完了後，「サプレッションプール水熱容量抑制線」により急速減圧する。急速減圧必要最低弁数2個での減圧を評価している。また，実際の操作では原子炉隔離時冷却系の運転を継続し低圧注水系へ移行するが，評価上原子炉隔離時冷却系は停止し，かつ原子炉水位レベル2及びレベル1.5での自動起動も考慮しない
　原子炉減圧後も逃がし安全弁は開状態を保持し，原子炉圧力を低圧状態で維持する

※14　原子炉隔離時冷却系蒸気隔離弁が閉じることにより，高圧代替注水系が隔離される

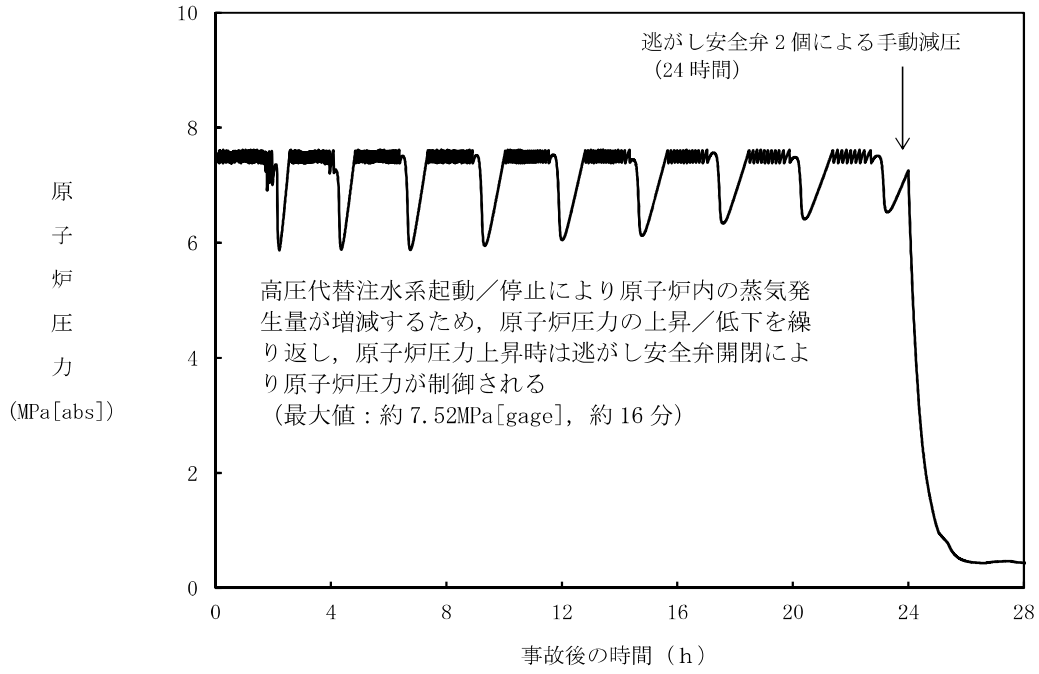
※15　残留熱除去系による原子炉格納容器除熱を実施するため，原子炉注水を低圧代替注水系に切り替える

※16　残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることを確認された場合は，格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は，格納容器圧力逃がし装置の窒素ガスパージを実施する

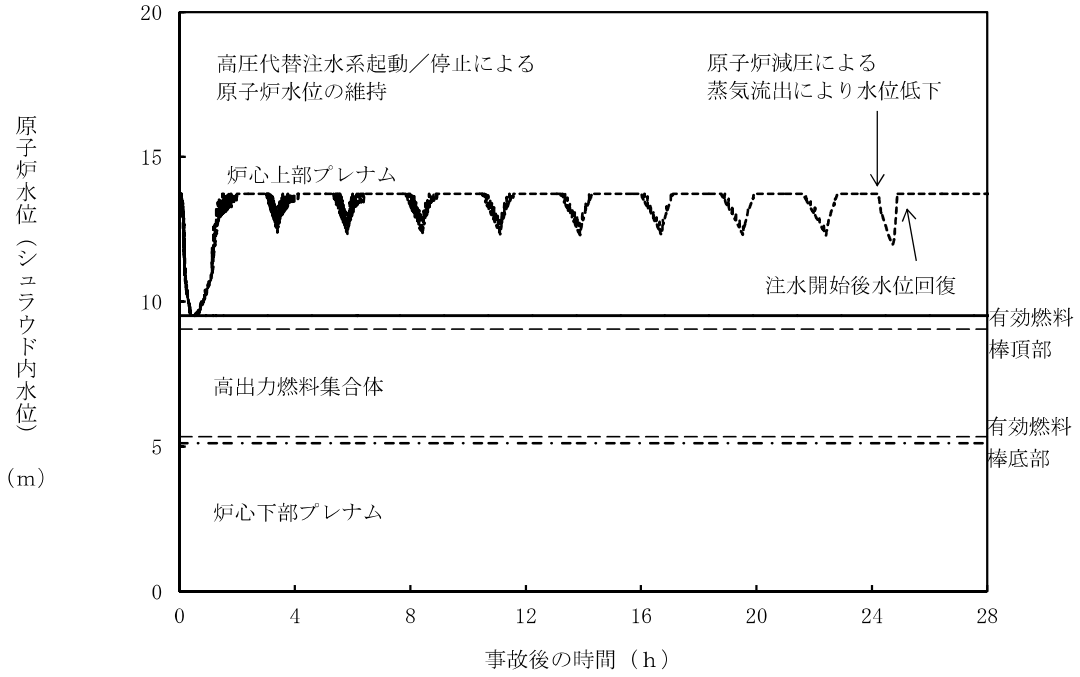
※17　原子炉水位計（広帯域）指示によりレベル3到達確認後，原子炉注水を開始し，原子炉水位がレベル8到達確認後，原子炉注水を停止する。以後，本操作を繰り返す

※18　格納容器内圧力計指示0.18MPa[gage]を確認し格納容器スプレイ操作を開始する

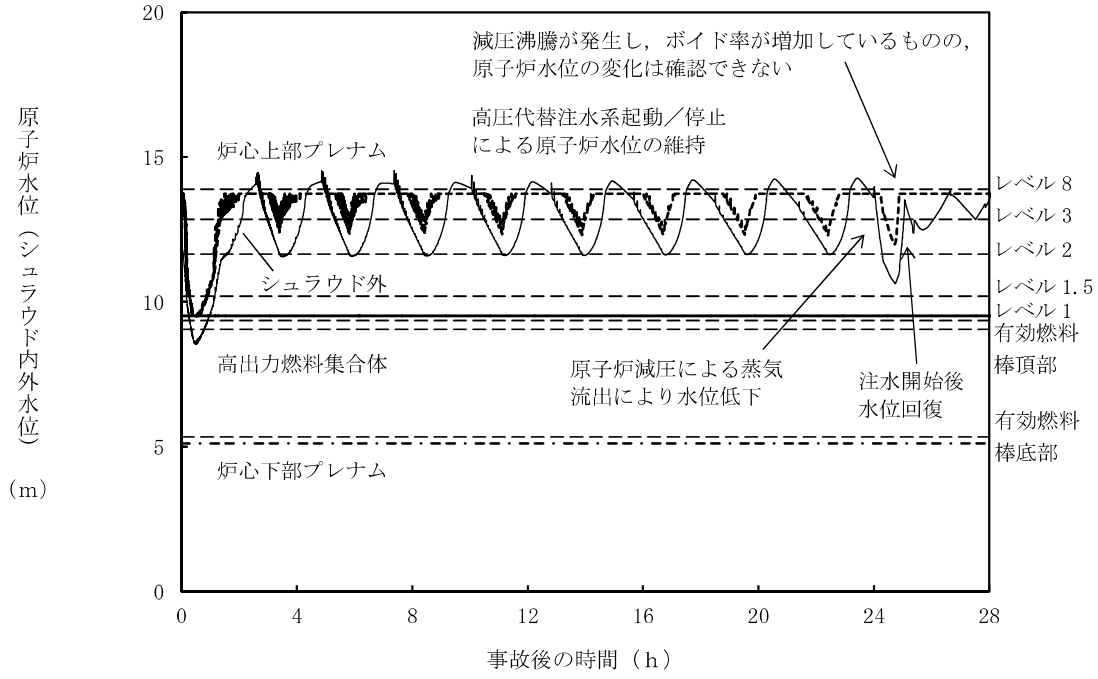
第7.1.3.2－5図　「全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG喪失）＋RCIC失敗」の対応手順の概要



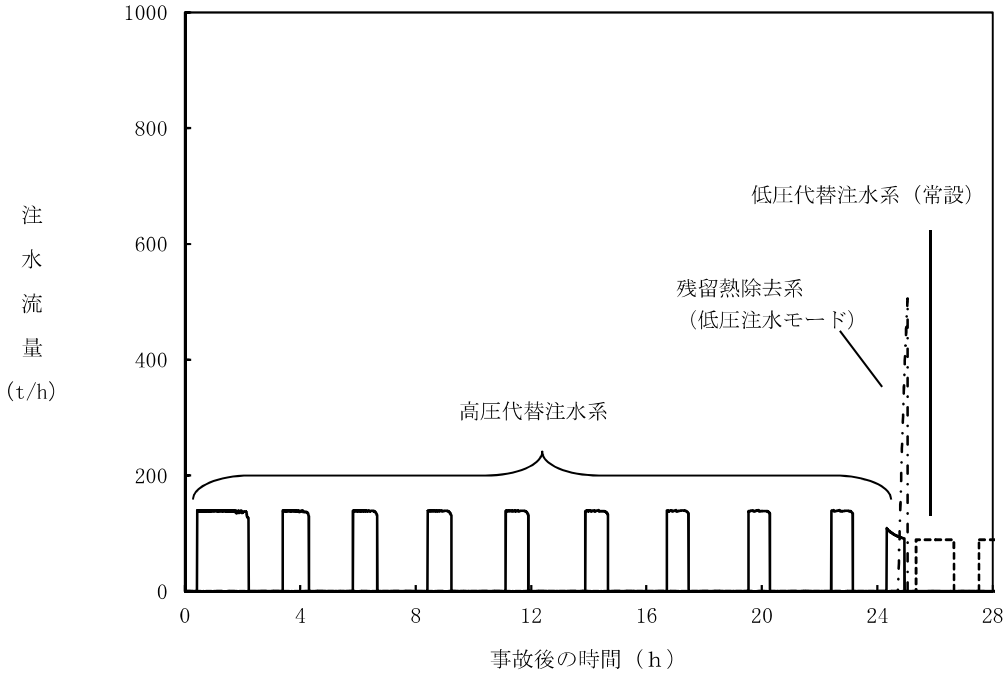
第 7.1.3.2－7 図　原子炉圧力の推移



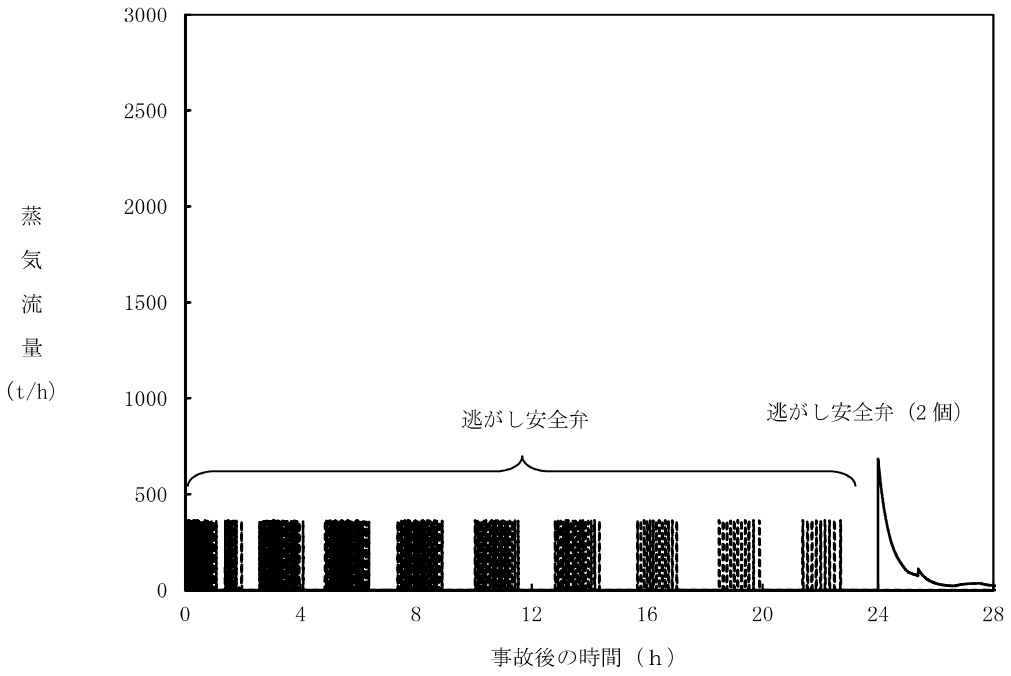
第 7.1.3.2－8 図　原子炉水位（シュラウド内水位）の推移



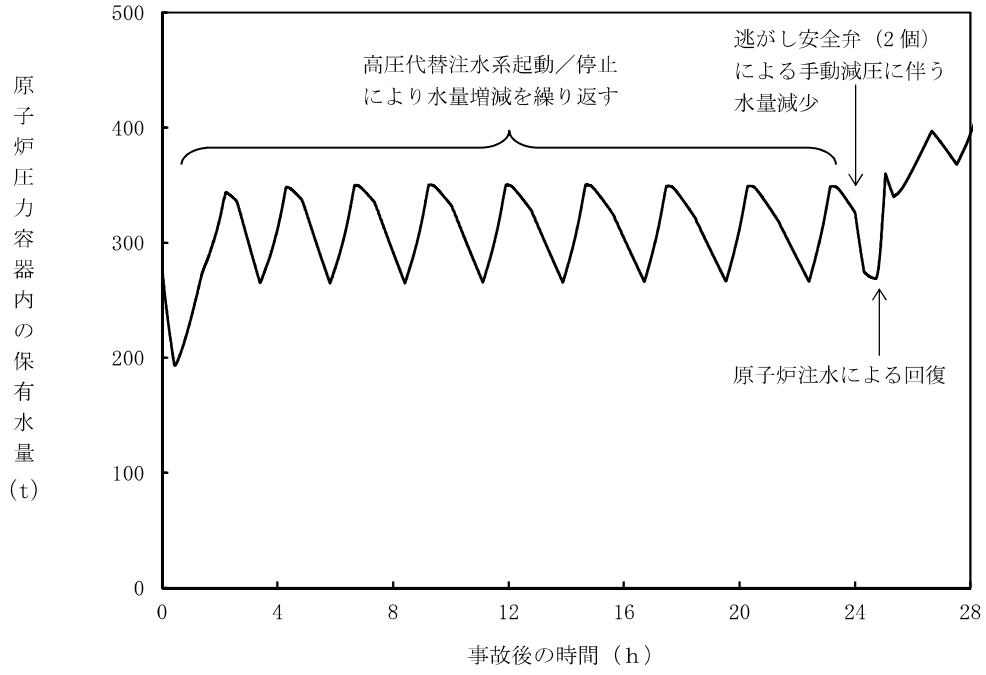
第 7.1.3.2－9 図　原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移



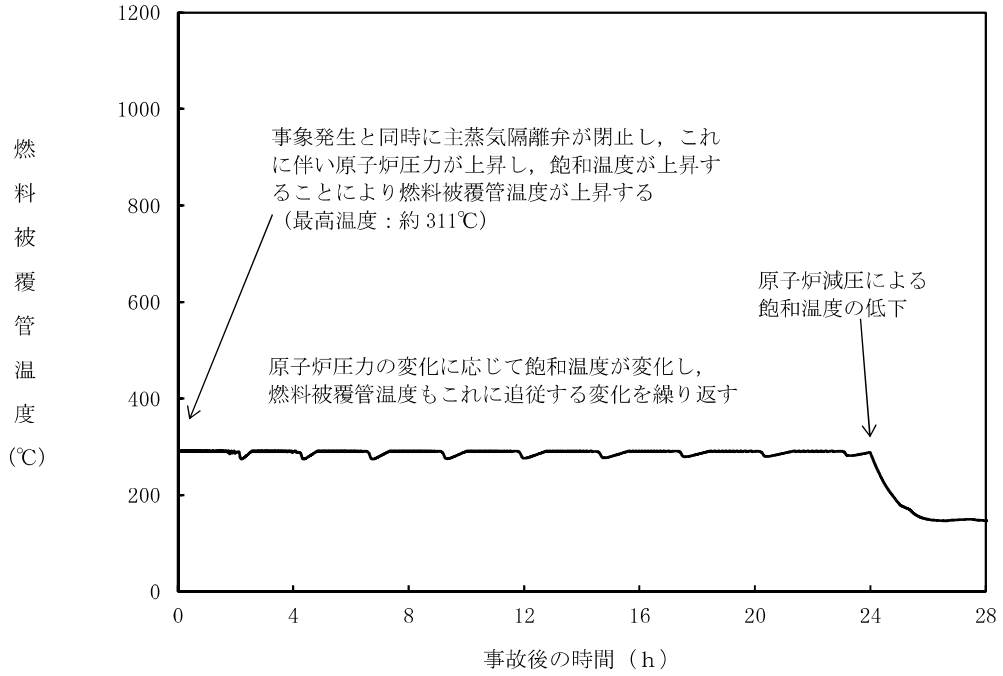
第 7.1.3.2－10 図　注水流量の推移



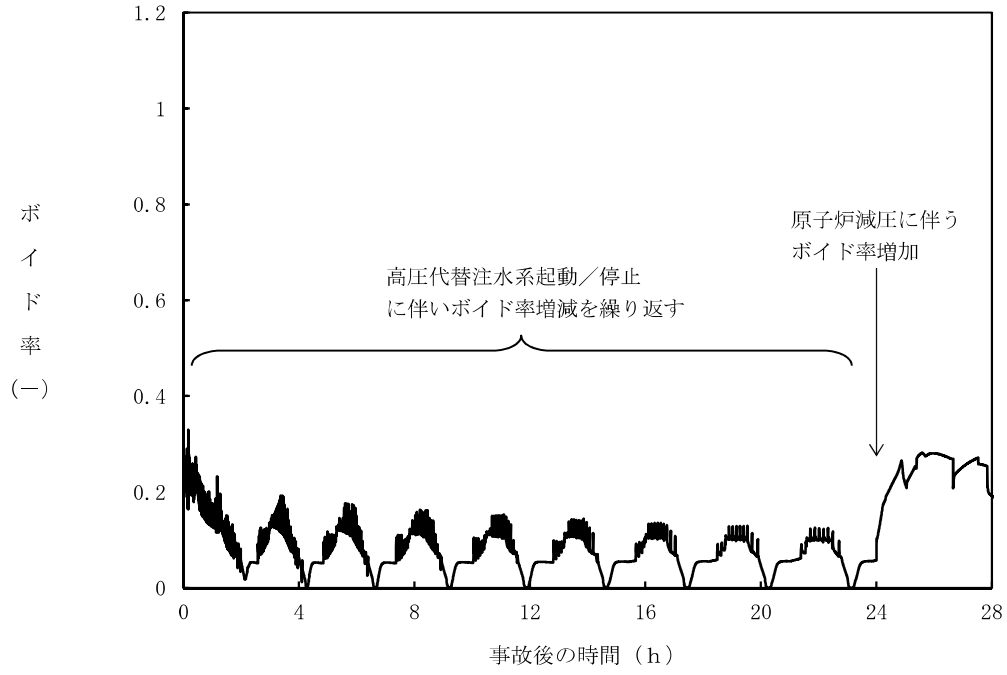
第 7.1.3.2－11 図　逃がし安全弁からの蒸気流量の推移



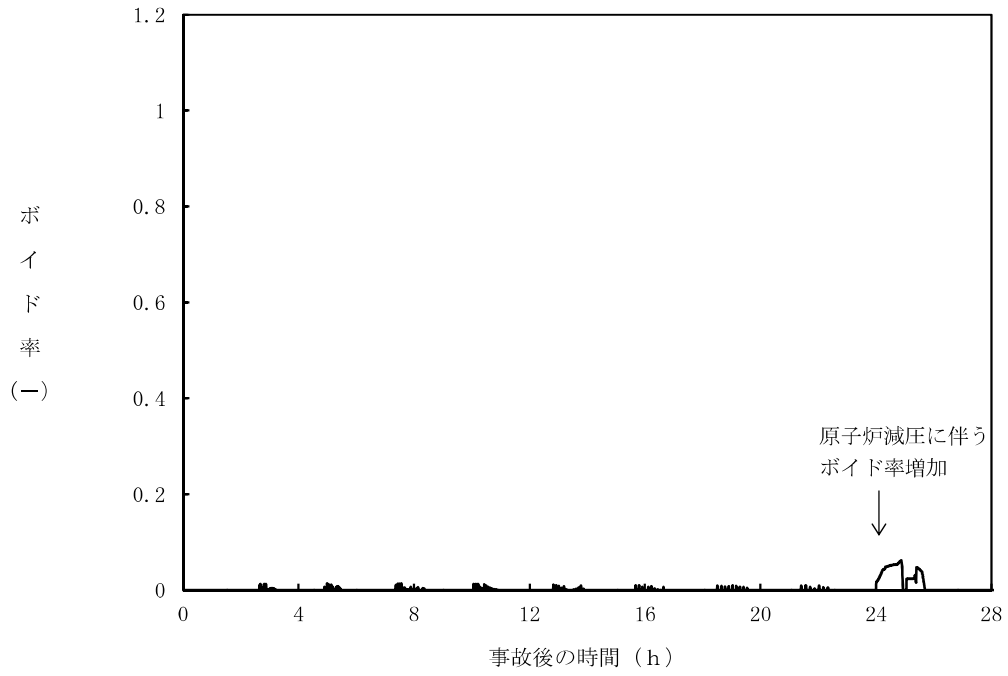
第 7.1.3.2－12 図　原子炉圧力容器内の保有水量の推移



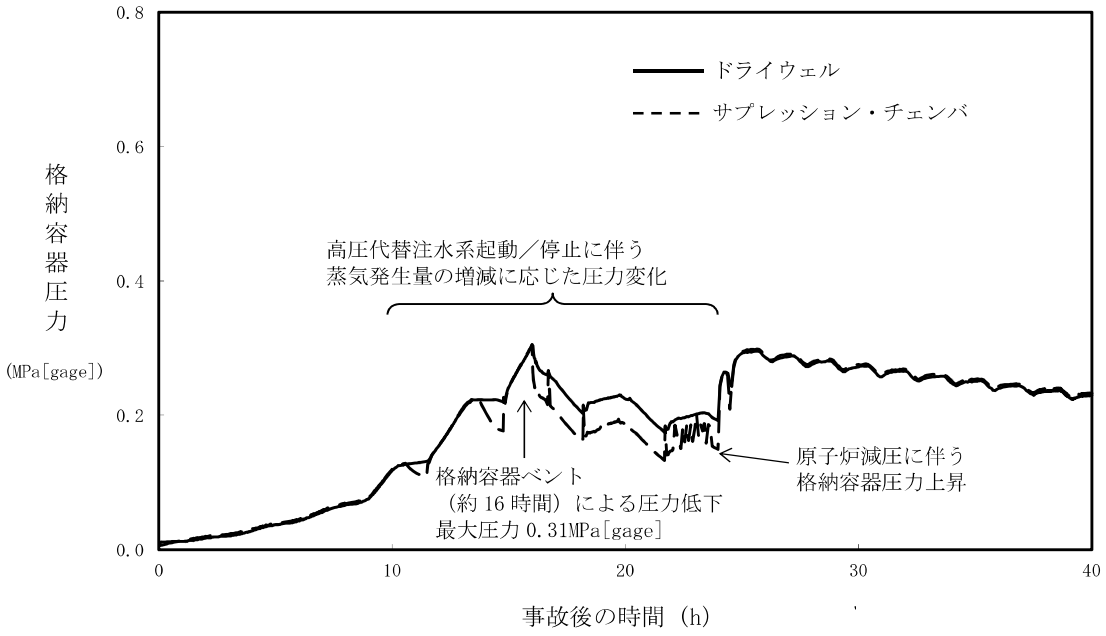
第 7.1.3.2－13 図　燃料被覆管温度の推移



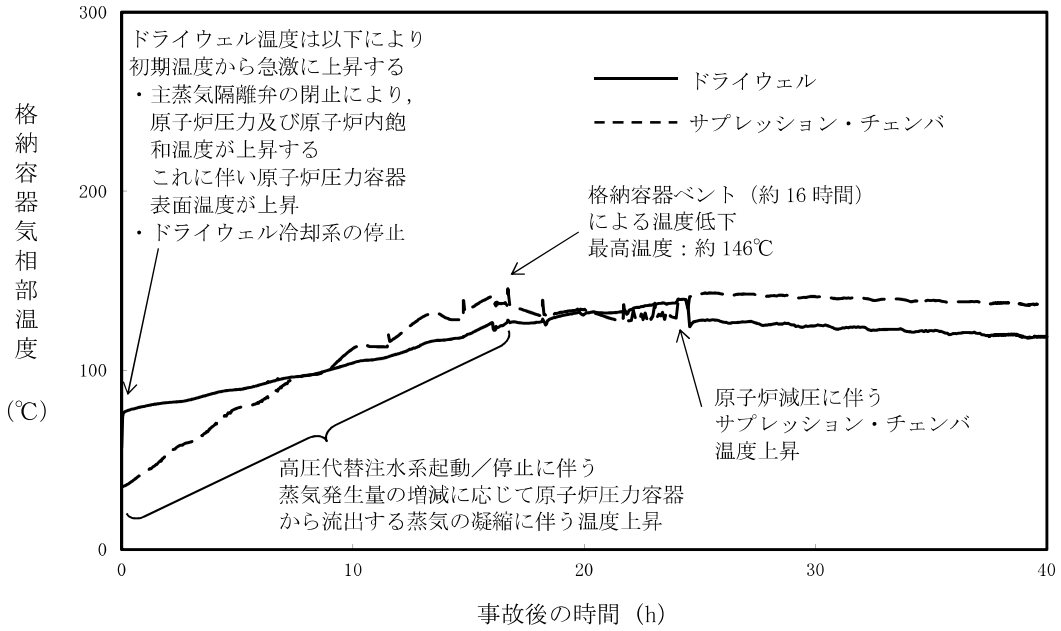
第 7.1.3.2－14 図　高出力燃料集合体のボイド率の推移



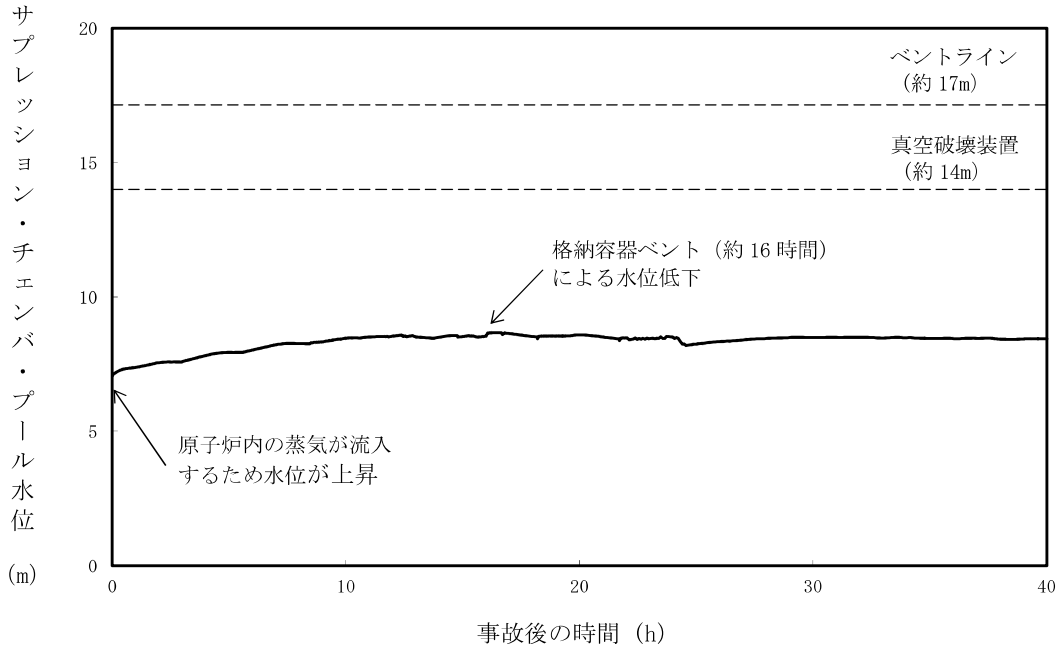
第 7.1.3.2－15 図　炉心下部プレナム部のボイド率の推移



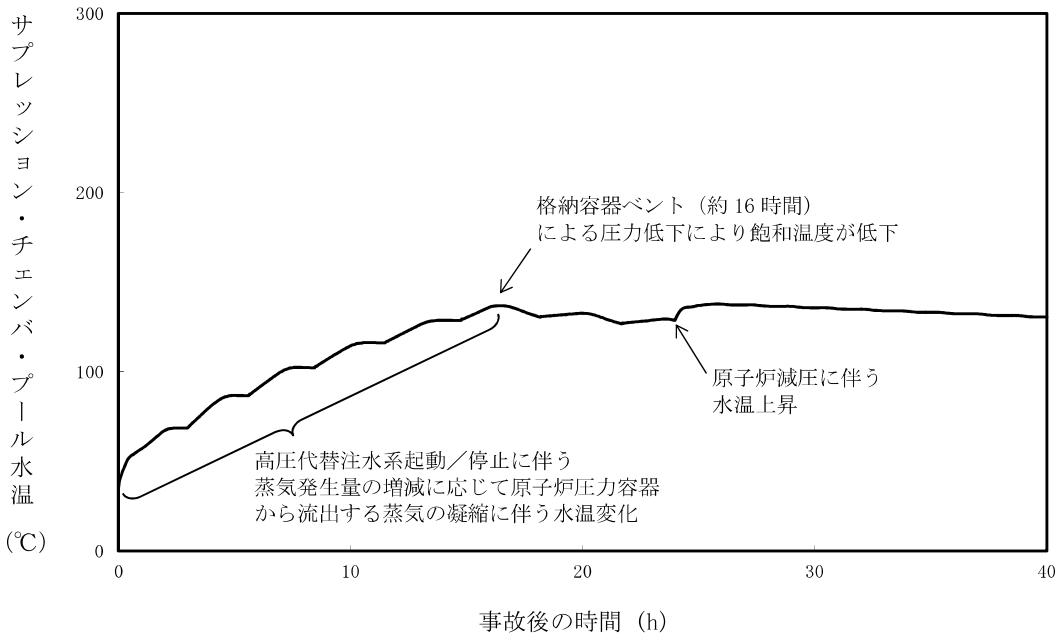
第 7.1.3.2－16 図　格納容器圧力の推移



第 7.1.3.2－17 図　格納容器気相部温度の推移



第 7.1.3.2－18 図　サプレッション・チェンバ・プール水位の推移



第 7.1.3.2－19 図　サプレッション・チェンバ・プール水温の推移

別紙 1

降灰環境下における作業時の対応について

1　概要

火山影響等発生時に屋外にて行う作業は高濃度の降下火砕物環境下で実施する。作業時に装着する防護具、視認性向上のための対応について取りまとめる。

2　火山影響等発生時に屋外において実施する作業項目

火山影響等発生時に屋外にて行う主な作業は下記の通りである。

・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作業
・フィルタ装置水位調整準備（排水ポンプ水張り）
・格納容器ベント操作（フィルタ装置水位調整等）

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作業については、資料 2 第 19 図に示す通り、降下火砕物が発電所敷地に到達する前までに完了することから、高濃度の降下火砕物環境下での作業とはならない。

格納容器ベント操作（排水ポンプ水張り）については、降灰環境下の作業であるが当該作業は複雑な手順を要求されない作業であるため、広範囲の視界が必要となるものではない。

格納容器ベント操作（フィルタ装置水位調整等）については、噴火 24 時間後までに当該作業は発生しないことから、高濃度の降下火砕物環境下での作業とはならない。

3　降灰環境下での作業時に着用する防護具

高濃度の降下火砕物環境下での作業時は、作業着を着用の上、ヘルメット、ゴーグル、マスク、手袋を着用する。また、作業性向上の観点で、昼夜を問わずヘッドライトを着用する。図 1 に降灰環境下での作業時に着用する防護具の状況を示す。

4　まとめ

火山影響等発生時に屋外において実施する作業にあたっては、作業員防護の観点からヘルメット、ゴーグル、マスク、手袋等の防護具を適切に着用するとともに、視界が悪くなることを考慮して、ヘッドライトを着用する。

図１　降灰環境下における作業時の防護具着用状況

（参考）

降灰状況における視界について

1　概要

高濃度の降下火砕物環境下では、視界が悪化し各種の作業に影響が生じる可能性があるため、参考としてどの程度の視界となるか確認を行った。

2　確認方法

降下火砕物による視認性への影響を確認するため、図 1 に示す装置を用いて、カメラの前に火山灰付着シートを挿入し目標物の撮影を行う。

火山灰付着シートは火山灰を粘着シートにふるいで一様に分散させて作成する。

火山灰付着シートへの火山灰付着量（g/m^2）は、想定する気中降下火砕物濃度（$3.3g/m^3$）を包絡する濃度（$4.0g/m^3$）と視認距離（m）の積により決定し、火山灰付着量を変化させて写真を撮影する。なお、降下火砕物環境下では照度も低下するため、ヘッドライトを照らしながら実施する。

3　確認結果

確認結果を図 2 に示す。

今回実施した確認においては、少なくとも視認距離 6m 程度までは目標物の輪郭が明確に視認できる結果となった。また、視認距離 10m でも目標物自体の視認性に問題はなく、想定する気中降下火砕物濃度を越える濃度であったとしても、屋外作業が必要な範囲で目標物の視認が可能である。

4　火山灰付着シートの設置位置及び枚数による影響について

今回の確認においては、視点と目標物の間の空間に存在する降下火砕物を平面上に落とし込んで火山灰付着量を決定しているため、「3.」で目標物の輪郭が視認できるとなった視認距離 6m に相当する火山灰付着量 $24g/m^2$ を用いて、火山灰付着シートの設置位置及び枚数を変化させ影響確認を行った。確認結果を図 3 に示す。見え方に差異はあるものの、いずれも目標物の視認は可能である。

5　結論

降下火砕物環境下では、視認距離は 6m 程度確保でき、目標物も視認できることから、降下火砕物環境下においてヘッドライトを着用することで作業が可能である。

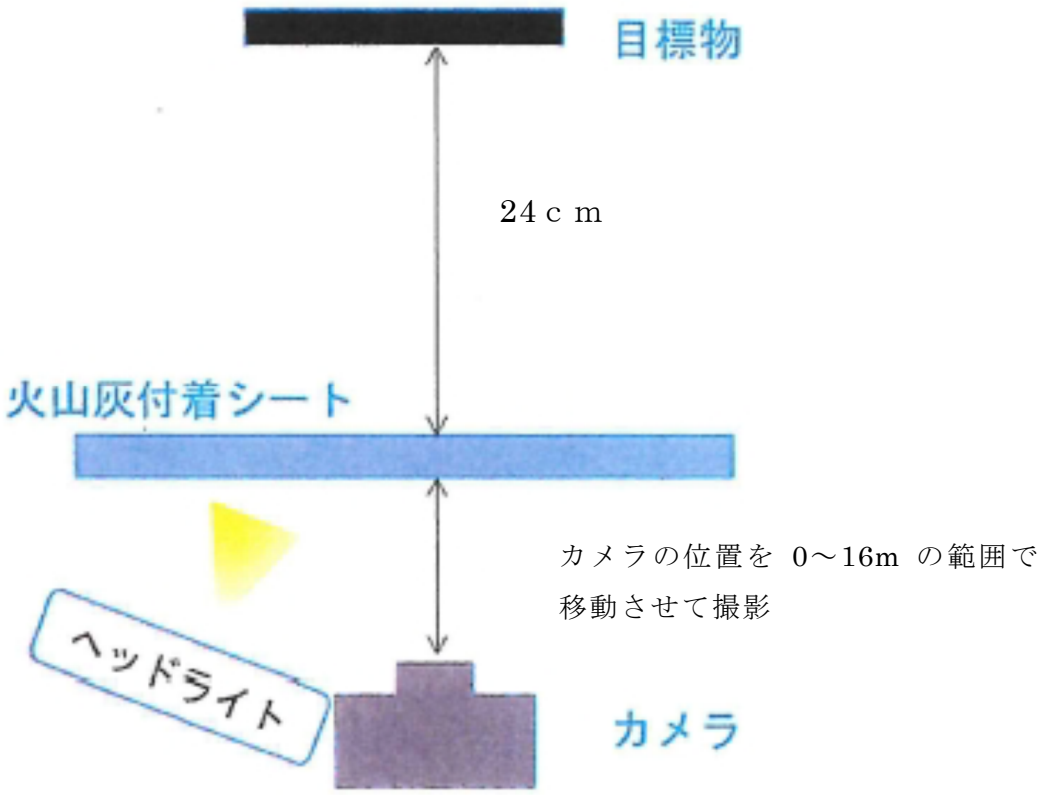
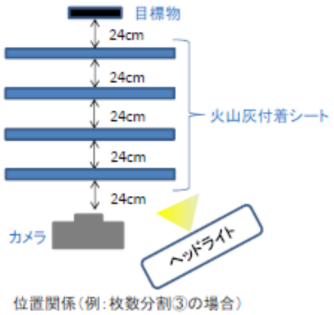


図１　装置概要

視認距離(m)	0	1
火山灰付着量(g/m^2)	0	4.0
写真		
視認距離(m)	2	4
火山灰付着量(g/m^2)	8.0	16.0
写真		
視認距離(m)	6	10
火山灰付着量(g/m^2)	24.0	40.0
写真		
視認距離(m)	14	16
火山灰付着量(g/m^2)	56.0	64.0
写真		

図２　確認結果

		基本ケース	位置変更①	位置変更②	枚数分割①	枚数分割③
視認確認		6m(24g/m^2)				
シート①	火山灰付着量	24g/m^2	24g/m^2	24g/m^2	12g/m^2	6g/m^2
	設置位置※	40cm	20cm	100cm	40cm	24cm
シート②	火山灰付着量	–	–	–	12g/m^2	6g/m^2
	設置位置※				80cm	48cm
シート③	火山灰付着量				–	6g/m^2
	設置位置※					72cm
シート④	火山灰付着量					6g/m^2
	設置位置※					96cm
写真						
試験状況						

※：目標物からの距離

図３　火山灰付着シートの設置位置及び枚数による影響確認結果

火山影響等発生時の炉心冷却に有効な手段の選定について

【手段を選定する上での前提条件】

・イ，ロ，ハにおける対応手段の選定は，既に整備されている手順への降下火砕物による影響を加味し，その対策も含め検討する。
　ただし，実際の火山影響が発生時において，選定外とした手段が使用可能な場合は適宜使用するものとする。
・降下火砕物の影響により，外部電源が喪失した状態を想定し，原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。
・降灰は 24 時間継続するものとする。
・イ、ロ、ハの各対応手段に必要な関連機器についても、機能維持可能であることを確認している(資料４参照)。

分類	降下火砕物による影響及び対策後の評価				
	対応手段	影響有無※1	影響及び対策	対策後評価	選定結果
電源	非常用ディーゼル発電機	×	外気取入れ用給気フィルタの閉塞が想定されるが，対策として改良型フィルタを設置することで，閉塞の防止，及び機能維持が可能である。よって，イの対応として用いることとした。	○	イ
	第一ガスタービン発電機	×	屋外に設置しているため吸気用フィルタの閉塞が想定される。また，ガスタービンエンジンは吸気量が大きく対策も困難であることから，対応手段として選定しないこととした。	×	－
	号炉間電力融通ケーブル（常設）	△	号炉間電力融通ケーブルが降灰の影響を受けることはないが，融通元である他号炉の非常用ディーゼル発電機において，外気取入れ用給気フィルタの閉塞が想定されるため，対応手段として選定しないこととした。	×	－
	可搬型代替交流電源設備	×	屋外に設置しているため吸気用フィルタの閉塞が想定されるが，対策として建屋内に搬入することで閉塞の防止，及び機能維持が可能である。ただし，発電容量が小さく駆動できるポンプが限られる上，燃料補給が必要となるため，炉心冷却用の電源としては対応手段に選定しないこととした。	○	－
	号炉間電力融通ケーブル（可搬型）	△	号炉間電力融通ケーブルが降灰の影響を受けることはないが，融通元である他号炉の非常用ディーゼル発電機において，外気取入れ用給気フィルタの閉塞が想定されるため対応手段として選定しないこととした。	×	－
原子炉圧力容器内への注水による炉心冷却	原子炉隔離時冷却系ポンプ	○	交流電源が不要，かつ，建屋内に設置されているため降下火砕物の影響がない。よって，ハの対応に用いることとした。	○	ハ
	高圧炉心注水系ポンプ	△	建屋内に設置されているため直接降灰の影響を受けることはないが，動作には交流電源が必要である。よって，交流電源が維持されているイでの対応に使用することとした。	○	イ
	高圧代替注水系ポンプ	○	交流電源が不要，かつ，建屋内に設置されているため降下火砕物の影響がない。よって，ロの対応に用いることとした。	○	ロ
	残留熱除去系ポンプ	△	建屋内に設置されているため直接降灰の影響を受けることはないが，動作には交流電源が必要である。よって，交流電源が維持されているイでの対応に使用することとした。	○	イ
	復水移送ポンプ	△	建屋内に設置されているため直接降灰の影響を受けることはないが，動作には交流電源が必要である。よって，交流電源が維持されているイでの対応に使用することとした。	○	イ
	可搬型代替注水ポンプ（A－2 級）	×	屋外に設置しているため吸気用のフィルタの閉塞が想定されるが，対策として建屋内に搬入することで閉塞の防止，及び機能維持が可能である。ただし，送水用のホース敷設や燃料補給の必要があるため，注水手段としては対応手段に選定しないこととした。	○	－

※1：× 直接影響あり，△ 間接的に影響あり，○ 影響なし

別紙 3

降灰予報等を用いた対応着手の判断について

1　概要

噴火発生時において，気象庁が発表する降灰予報（「速報」及び「詳細」）により発電所を含む地域（柏崎市，刈羽村）への「多量」の降灰が予想された場合，または，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）内の火山が噴火し，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る場合，対応に着手する。

本資料では，火山影響等発生時の判断基準となる降灰予報とその情報伝達手段，及び降灰予報が遅延した場合の対応について説明する。

2　降灰予報について

降灰予報の概要を第 1 図に示す。

噴火後速やか（5～10 分程度）に気象庁より降灰予報（速報）が発表され，噴火後 1 時間以内に予想される降灰量分布と噴石の落下範囲が提供される。

その後（噴火後 20～30 分程度），降灰予報（詳細）が発表され，噴火発生から 6 時間先まで（1 時間ごと）に予想される降灰量分布や降灰開始時刻が提供される。

降灰予報は第 2 図に示すとおり「少量」，「やや多量」，「多量」の 3 階級に区分されており，火山影響等発生時において，発電所に降灰厚さが 1mm 以上となる「多量」の降灰が予想された場合，対応に着手する。

3　降灰予報発表時の情報伝達

気象庁の噴火情報等により，発電所より半径 160km 圏内の火山の噴火等が発信された場合は，システムにより所員に自動配信される。降灰予報「多量」を確認すれば，当直長は原子炉の手動停止操作に着手する。また，緊急時対策要員はこの連絡を受け，各手順着手の判断基準に従い火山対応に着手する。それとともに，当直長は速やかに運転管理部長（休日・夜間は号機統括当番）に連絡する。

この連絡により，所長（原子力防災管理者）が自らを本部長とする発電所対策本部を立ち上げる。所長が不在の場合又は欠けた場合は，副原子力防災管理者が発電所対策本部を立ち上げ，緊急時対策要員に対応を指示する。

以降は，重大事故等対策に係る指揮命令系統に則り行う。運転員操作は当直副長が指揮し，緊急時対策要員操作は発電所対策本部が指揮する。中央制御室と発電所対策

本部の間の情報共有は，緊急時対策本部要員のうち号機統括を経由して行う。

4　降灰予報の発表が遅れた場合の対応

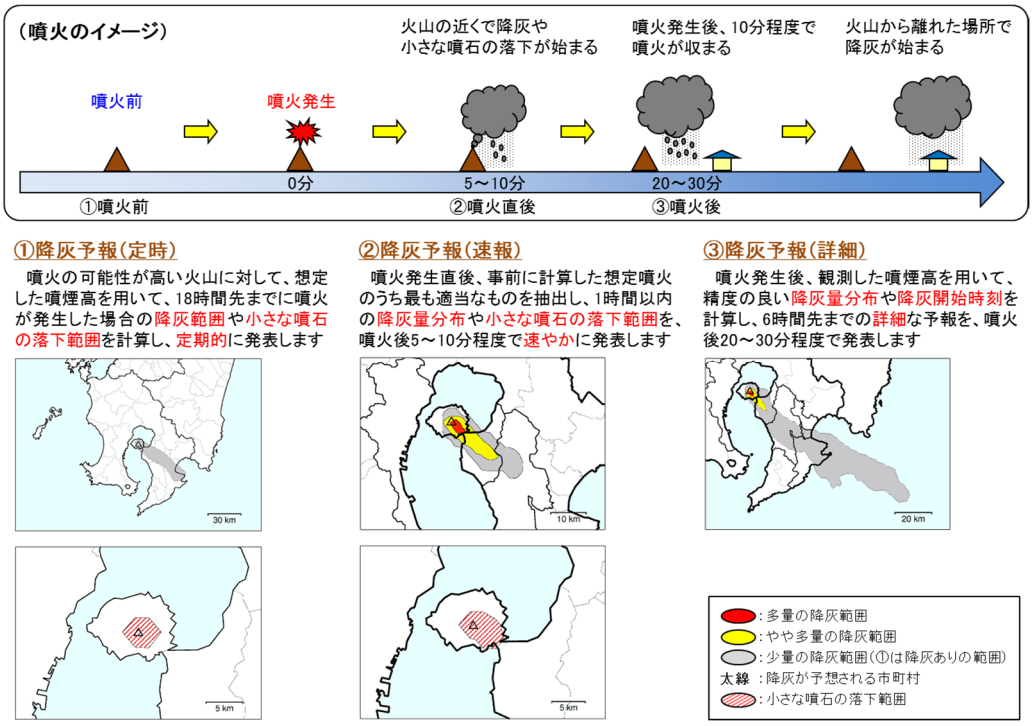
上記のとおり，降灰予報発表後は速やかに対応を取ることが可能であるが，降灰予報の発表が遅れた場合を想定し，10 分を超えて降灰予報が発表されない場合は，噴火に関する火山観測報（第３図）により対応要否を判断する。

噴火に関する火山観測報による対応要否の判断について，発電所に近い位置にある火山が噴火した場合には，短時間で火山灰が到達する可能性があり，噴火に対するリスクが高い。よって，地理的領域（発電所敷地から半径 160km）内の活火山の噴火が観測された場合は対応に着手する。

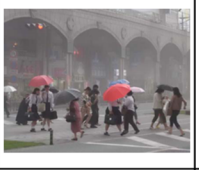
その他，気象庁からの情報以外に，発電所への重大な影響が予想される（報道（TV，ラジオ，インターネット等），気象情報（風向，風速等），周辺地域の降灰状況により総合的に判断）場合は対応を開始する。

なお，その後降灰予報が発表され，発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は，体制を解除する。

上記を踏まえた対応着手の判断フローを第 4 図に示す。

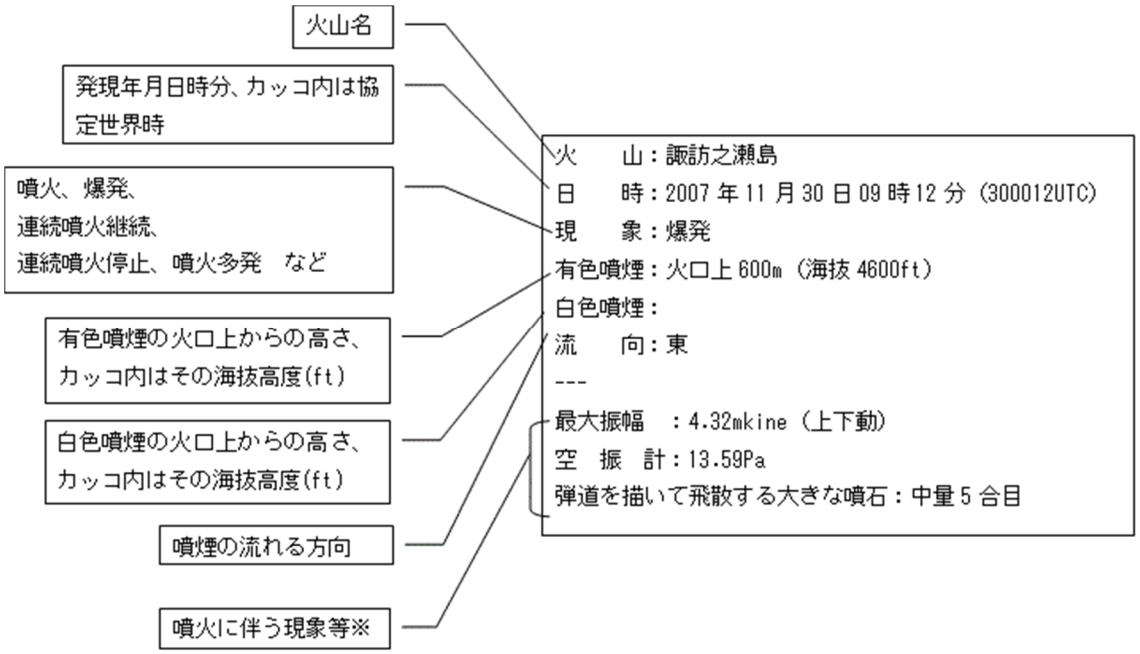


第１図　降灰予報の概要（気象庁ＨＰより）

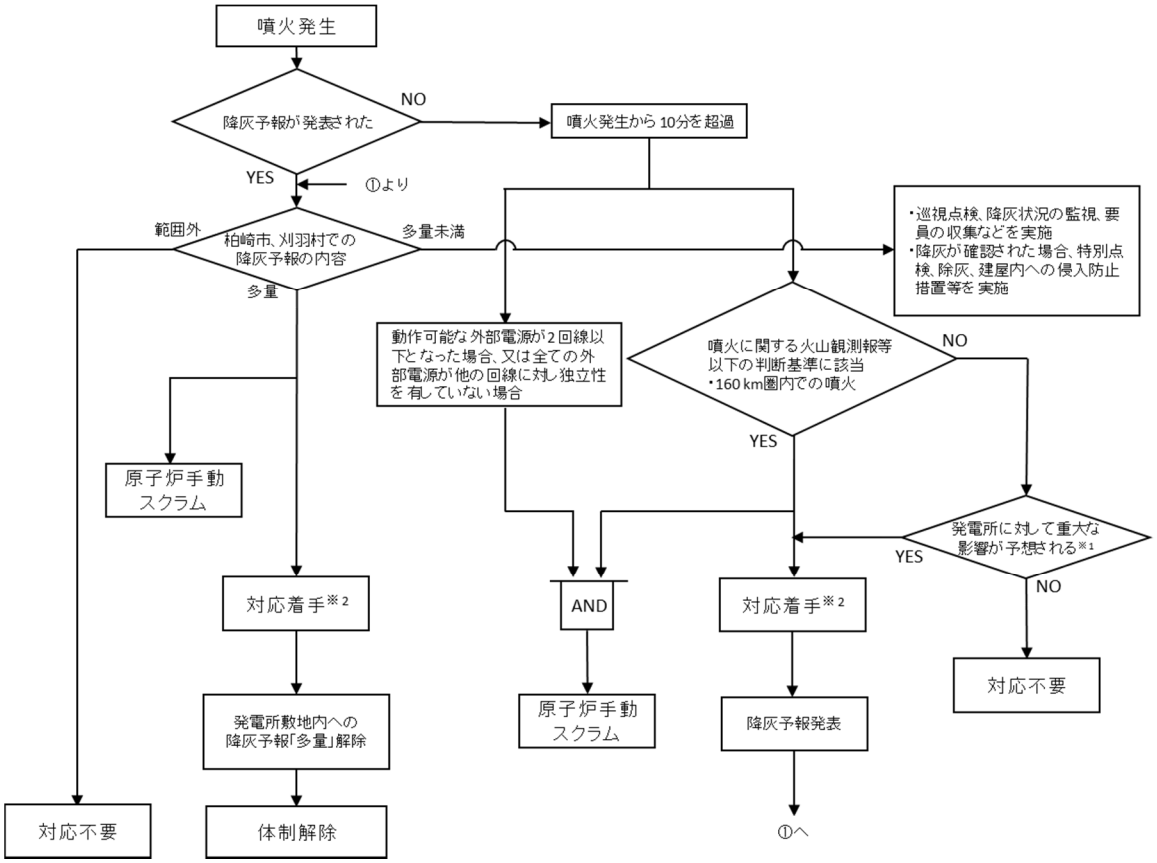
名称	表現例			影響ととるべき行動		その他の影響
	厚さ キーワード	イメージ※1		人	道路	
		路面	視界			
多量	1mm 以上 【外出を控える】	完全に覆われる 	視界不良となる 	外出を控える 慢性の喘息や慢性閉塞性肺疾患（肺気腫など）が悪化し健康な人でも目・鼻・のど・呼吸器などの異常を訴える人が出始める	運転を控える 降ってくる火山灰や積もった火山灰をまきあげて視界不良となり、通行規制や速度制限等の影響が生じる	がいしへの火山灰付着による停電発生や上水道の水質低下及び給水停止のおそれがある
やや多量	0.1mm≦厚さ＜1mm 【注意】	白線が見えにくい 	明らかに降っている 	マスク等で防護 喘息患者や呼吸器疾患を持つ人は症状悪化のおそれがある	徐行運転する 短時間で強く降る場合は視界不良の恐れがある 道路の白線が見えなくなるおそれがある（およそ0.1～0.2mmで鹿児島市は除灰作業を開始）	稲などの農作物が収穫できなくなったり※2、鉄道のポイント故障等により運転見合わせのおそれがある
少量	0.1mm 未満	うっすら積もる 	降っているのがようやくわかる	窓を閉める 火山灰が衣服や身体に付着する 目に入ったときは痛みを伴う	フロントガラスの除灰 火山灰がフロントガラスなどに付着し、視界不良の原因となるおそれがある	航空機の運航不可※2

※1 掲載写真は気象庁、鹿児島市、（株）南日本新聞社による
※2 富士山ハザードマップ検討委員会（2004）による想定

第２図　降灰量階級表（気象庁ＨＰより）

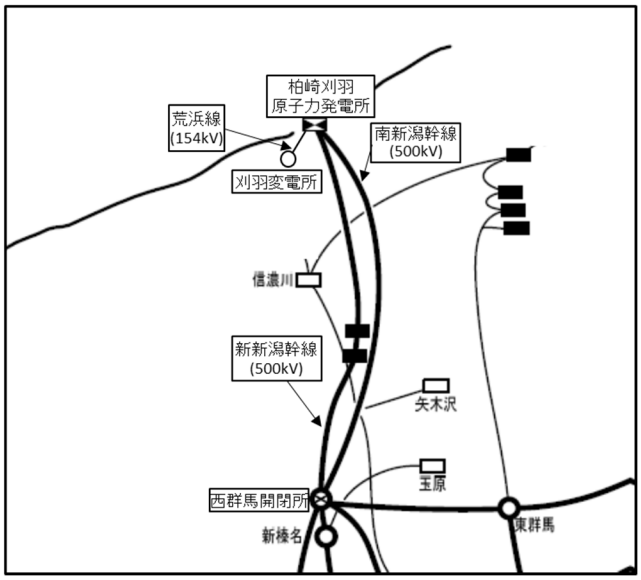


第３図　噴火に関する火山観測報（気象庁ＨＰより）



※1 報道（TV、ラジオ、インターネット等）、
気象情報（風向、風速等）
周辺地域の降灰状況
等により、総合的に判断する。

※2 対応着手の内容
・非常用ディーゼル発電機への
改良型フィルタ取付
・緊急時対策所の居住性確保
・通信連絡設備の確保



第４図　対応着手の判断フロー

別紙 4

作業の成立性について

【改良型フィルタ取り付け】

1. 作業概要

火山影響等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の対策として，非常用ディーゼル発電機 A 系及び B 系に対して改良型フィルタを取り付ける。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数：緊急時対策要員 4 名／号炉

非常用ディーゼル発電機 A 系及び B 系に対して 2 名 1 班で改良型フィルタを取り付ける。

作業時間（想定）：70 分（移動 20 分，作業 50 分）

作業時間（実績）：61 分（移動 16 分，作業 45 分）

3. 作業の成立性

アクセス性：作業員はヘッドライト・懐中電灯等を携行しており，かつ改良型フィルタの設置エリアは原子炉建屋内であることからアクセス可能である。

作業環境：改良型フィルタの設置エリア周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，作業は実施可能である。

作業性：要員は改良型フィルタを設置エリアの架台へ取り付ける。改良型フィルタは人力で取り扱える重量・寸法であり作業は可能である。

連絡手段：火山影響等発生時においても，携帯型音声呼出電話設備等にて通話可能である。

【5 号機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準備及び給電開始】

１．　作業概要

火山影響等発生時において，発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡をするために必要な設備の電源対策として，5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の移動及び電源ケーブルの敷設・接続ならびに排気ダクトの敷設・接続を行う。

２．　必要要員数及び作業時間

必要要員数：緊急時対策要員 6 名

作業時間（想定）：85 分

排気ダクトの敷設・接続については，緊急時対策要員 2 名（現場）が作業時間 40 分以内で行う。）

３．　作業の成立性

アクセス性：ヘッドライトを携行していることから，アクセス可能である。

作業環境：5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の保管場所周辺には，作業を行う上で支障となる設備はなく，また，作業員はヘッドライトを携行していることから，作業は実施可能である。

作業性：5 号機原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の固縛解除，移動及び電源ケーブルの敷設・接続は容易に実施可能である。また，排気ダクトは可搬式であり，容易に移動・設置が可能である。

連絡手段：火山影響等発生時においても，携帯型音声呼出電話設備等にて通話可能である。

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量について

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用可搬型電源設備の最大所要負荷については表 1 に示すとおり約 70.2kW である。5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量については最大所要負荷に対し十分な余裕を有する 160kW とする。

表 1　5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の最大所要負荷

最大所要負荷			5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の容量
設備	負　荷	合　計	
【通信連絡設備】 ・統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム，IP-電話機及び IP-FAX） ・5 号炉屋外緊急連絡用インターフォン ・テレビ会議システム　他	約 19.41kW	約 70.2kW	160kW
【換気空調設備】	約 18.67kW		
【照明設備（コンセント負荷含む）】	約 23.45kW		
【放射線管理設備】	約 8.67kW		

非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ設置について

非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ設置について

＜目　次＞

1.対策の概要及び改良型フィルタの仕様

2.改良型フィルタの取り付け時間について

3.改良型フィルタの性能確認に用いる気中降下火砕物濃度

（別紙）

別紙１　改良型フィルタの性能試験について

別紙２　降灰到達時間について

別紙３　気中降下火砕物濃度の算出手法及び算出結果

別紙４　非常用ディーゼル発電機機関出力と吸気流量の関係について

非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ設置について

非常用ディーゼル発電機は外気を取り入れており，降下火砕物により既設フィルタの閉塞が想定される。したがって，高濃度の降下火砕物濃度に対して非常用ディーゼル発電機の機能を維持できるよう，改良型フィルタを配備する。

本資料では，改良型フィルタの仕様・性能・運用成立性について説明する。

1.対策の概要及び改良型フィルタの仕様

火山影響等発生時，非常用ディーゼル発電機の吸気流路に着脱可能な改良型フィルタを取付ける。

改良型フィルタは降灰が継続すると想定する 24 時間の間，閉塞することなく非常用ディーゼル発電機の運転を継続させることが可能である。なお，改良型フィルタは 200 メッシュの金属フィルタをプリーツ状にすることで面積を増加させたフィルタを使用する。

改良型フィルタの主な仕様を以下に示す（表 1)。また，改良型フィルタの外形図を図 1 に，フィルタの性能試験の概要及び結果を別紙 1 に示す。

表 1 改良型フィルタの主な仕様

フィルタ個数（個）※1	44
フィルタ外形寸法※2	高さ:610 mm 幅:610 mm 奥行:150 mm
フィルタ有効面積※2	約 0.348 m^2

※1 非常用ディーゼル発電機 1 機あたり

※2 フィルタ 1 個当たり

2.改良型フィルタの取り付け時間について

(1) 降灰到達時間

気象条件等を考慮し，噴火から降下火砕物が発電所敷地に到達するまでの時間を 80 分とする。降灰到達時間の考え方について別紙 2 に示す。

(2) 改良型フィルタの取り付け時間

改良型フィルタ取付けに要する時間は，資料 2 の「別紙 4　作業の成立性について」に示すとおり 70 分である。

したがって，改良型フィルタの取り付けは降下火砕物が発電所敷地に到達する前に実施可能である。

3.改良型フィルタの性能確認に用いる気中降下火砕物濃度

改良型フィルタの性能確認に用いる気中降下火砕物濃度は，「原子力発電所の火山影響評価ガイド（令和 元年 12 月 18 日)」(以下「ガイド」とする）の添付１「気中降下火砕物濃度の推定手法について」に定められた手法により推定した気中降下火砕物濃度とする。気中降下火砕物濃度の算出方法及び算出結果を別紙３に示す。

別紙３の結果より，柏崎刈羽発電所における気中降下火砕物濃度を 3.3g/m^3 とする。なお，実機においては外気を取り入れる建屋開口に雨滴の侵入を防ぐ目的でウェザールーバが設置されており，これにより降下火砕物の流入も妨げられると考えられる。しかしながら，改良型フィルタの性能確認においては保守的にウェザールーバによる影響は考慮せず，気中の降下火砕物の全量が流入する想定とした。

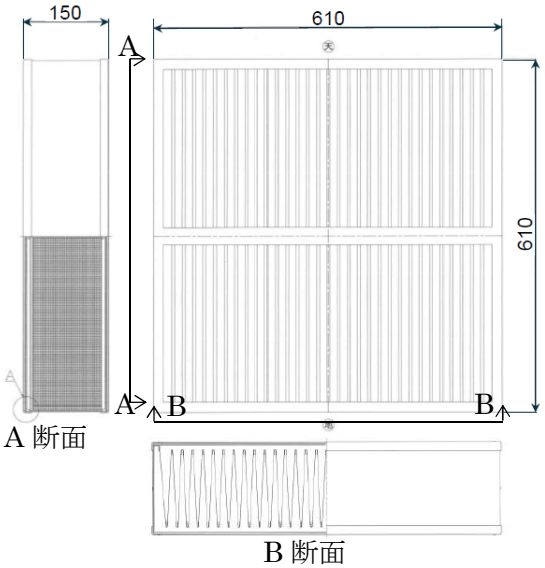


図１　改良型フィルタ　外形図

別紙１

改良型フィルタの性能試験について

１．試験の概要

非常用ディーゼル発電機に設置する改良型フィルタは，200 メッシュの金属フィルタをプリーツ状にすることで面積を増加させたフィルタを使用する。

本試験では，改良型フィルタの性能を確認するため，非常用ディーゼル発電機の流路を模擬した試験装置に改良型フィルタおよび既設のバッグタイプフィルタ（以下バグフィルタ）を設置し，フィルタ前後の差圧を測定し，許容差圧に達するまでの時間を確認する。

２．試験方法

(1) 試験装置

図１に示す試験装置に改良型フィルタおよびバグフィルタを設置し，改良型フィルタ通過風速が非常用ディーゼル発電機の定格出力運転時と同じになるよう流量調整した後，上流より模擬火山灰を供給する。試験状況について図２に示す。

また，改良型フィルタの手前に灰受けを設置し，改良型フィルタにより叩き落とされた灰が流路を妨げることなく連続的に模擬火山灰が改良型フィルタに供給される構成とした。図３に示す通り，実機において改良型フィルタは架台に取り付けるため，改良型フィルタにより捕集された火山灰は試験装置と同様に手前に落下する挙動となる。

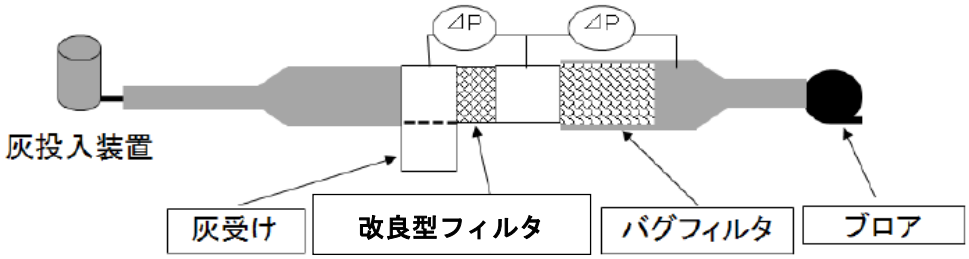


図１ 試験装置概要

図２ 試験状況

本資料のうち，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。

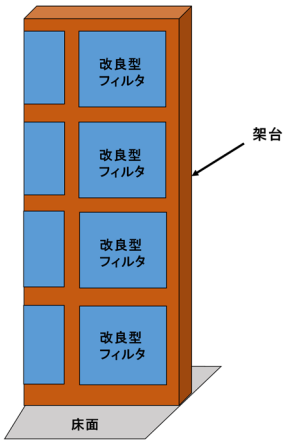


図３　改良型フィルタ設置概略図

(2) 試験条件

試験風速は非常用ディーゼル発電機の定格出力運転時風量をもとに，以下の通り設定した。

■改良型フィルタ通気面積

・0.348　[m^2]・・・①

■1 系統あたりの改良型フィルタ設置個数

・44 個・・・②

■改良型フィルタの通気面積合計

・①×②　＝　0.348 [m^2] ×44　＝　15.312　[m^2]・・・③

■非常用ディーゼル発電機の定格出力運転時風量（送風機風量含む）

・111,000 [m^3/h] ≒30.84　[m^3/s]・・・④

以上より，フィルタ通過時の風速は，以下の通りとなる。

・④/③＝30.84 [m^3/s] / 15.312 [m^2] ≒2.02　[m/s]

試験風速は，これを上回るよう 2.03 [m/s] と設定した。

許容差圧については，機器が所望の性能を達成するために吸気流路に追加で許容される圧力損失を評価し，非常用ディーゼル発電機機関の約[redacted] Pa と，非常用ディーゼル発電機を設置した部屋を冷却する送風機の[redacted]Pa を比較した上で，裕度の小さい送風機の許容差圧を試験のクライテリアとして設定した。試験条件を表１に示す。

本資料のうち，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。

表１ 試験条件

試験フィルタ	200 メッシュプリーツ型金属フィルタ
フィルタ寸法	高さ:288 mm 幅:178 mm 奥行:150 mm
試験風速	2.03 m/s
使用火山灰	桜島火山灰（Tephra2 シミュレーション結果をもとに粒径調整）
火山灰濃度	3.3 g/m^3
許容差圧	□ Pa

３．試験結果

試験結果を表２に示す。

試験の結果，想定する降灰継続時間である 24 時間が経過した時点において改良型フィルタ前後の差圧は許容差圧に到達しないことを確認した。なお，バグフィルタについても許容差圧に到達しないことを確認した。

なお，火山灰を含む空気を通気しているときの改良型フィルタの差圧，ならびにその上昇速度には，フィルタ通過時の風速の影響を大きく受ける傾向が認められた。一般的に圧力損失は風速の２乗に比例することに加え，風速が大きくなると，それだけ改良型フィルタ１枚当たりに取り込まれる火山灰の量が増えてしまうことや，改良型フィルタにて取り除かれた火山灰のうち，自重で落下せずにフィルタに付着してしまう量が，フィルタを通過する気流の影響により増加してしまうことが要因として考えられる。

そのため，設置する改良型フィルタの個数を可能な限り多くし，フィルタ有効面積を増加させることで，改良型フィルタ通過時風速を低減した。

表２ 試験結果

許容差圧到達時間	24h 以上
24 時間経過時の 改良型フィルタの圧力損失	□ Pa

本資料のうち，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。

別紙２

降灰到達時間について

柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉の火山影響評価において評価対象とした６火山（妙高山，沼沢，四阿山，赤城山，浅間山，立山）が噴火した場合の降灰到達時間をそれぞれ算出した結果，降灰到達時間は妙高山の噴火を想定した場合が最短となった。

具体的な算出方法（妙高山を例示）としては，妙高山が噴火し降下火砕物が発電所方向に一直線に向かうと仮定し，離隔距離（約 74km）と風速 15.3m/s（標高別の風向・風速観測データから算出）の関係から算出した結果，降灰到達時間は約 80 分となった。

よって，柏崎刈羽原子力発電所において，降灰が開始する最短時間を 80 分とする。

柏崎刈羽原子力発電所から妙高山までの距離を図１に示す。

図１　柏崎刈羽原子力発電所と妙高山の離隔距離（地理院地図を加工して作成）

別紙 3

気中降下火砕物濃度の算出手法及び算出結果

原子力発電所の火山影響評価ガイド（以下「ガイド」という。）が改正され，設計及び運用等による安全施設の機能維持が可能かどうかを評価するための基準として気中降下火砕物濃度を推定する手法が示された。

柏崎刈羽原子力発電所について，ガイドに基づき気中降下火砕物濃度の算出を行った。

1. 気中降下火砕物濃度の推定手法

ガイドにおいては，以下の２つの手法のうちいずれかにより気中降下火砕物を推定することが求められている。

a. 降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法

b. 数値シミュレーションにより気中降下火砕物濃度を推定する手法

設置許可段階において、文献、既往解析結果の知見及び降下火砕物の知見及び降下火砕物シミュレーションを用い検討した結果、降下火砕物の層厚を約 23.1cm と評価したが、敷地内で給源不明なテフラの最大層厚 35cm が確認されていることを踏まえ、想定される最大層厚を保守的に 35cm と設定している。

気中降下火砕物濃度の推定手法のうち、設置許可段階の降灰量の設定との連続性の観点から、「a. 降灰継続時間を仮定して降灰量から気中降下火砕物濃度を推定する手法」により気中降下火砕物濃度を推定する。

なお,「b. 数値シミュレーションにより気中降下火砕物濃度を推定する手法」については，数値シミュレーション（三次元の大気拡散シミュレーション）で使用する噴煙高さの設定や噴出率の時間変化等に課題を残しているため，必要なパラメータを設定及び結果の妥当性を評価することは困難である。

2. 気中降下火砕物濃度の算出方法

ガイドに基づく気中降下火砕物濃度の算出方法を以下に示す。

①粒径iの降灰量W_i　　$W_i = p_i W_T$　　（p_i：粒径iの割合　W_T：総降灰量）

②粒径iの堆積速度v_i　　$v_i = \dfrac{W_i}{t}$　　（t：降灰継続時間）

③粒径iの気中濃度C_i　　$C_i = \dfrac{v_i}{r_i}$　　（r_i：粒径iの降下火砕物の終端速度）

④気中降下火砕物濃度C_T　　$C_T = \sum_i C_i$

3. 入力条件及び計算結果

入力条件及び計算結果を表 1 に示す。

表 1 の計算結果より，柏崎刈羽原子力発電所における気中降下火砕物濃度を 3.3g/m^3 とする。

表１　入力条件及び計算結果

入力条件		備考
設計層厚	35 cm	設置(変更)許可を得た層厚（図 1）
総降灰量W_T	3.5×10^{5} g/m^2	設計層厚×降下火砕物密度 1.0g/cm^3
降灰継続時間t	24 h	原子力発電所の火山影響評価ガイド 参考
粒径iの割合p_i	別表 1 参照	Tephra2 による粒径分布の計算値
粒径iの降灰量W_i		式①
粒径iの堆積速度v_i		式②
粒径iの終端速度r_i		Suzuki(1983)参考（図 2）
粒径iの気中濃度C_i		式③
気中火山灰濃度C_T	3.3 g/m^3	式④

別表１　粒径ごとの入力条件及び計算結果

粒径i(φ)	-3～-2	-2～-1	-1～0	0～1	1～2	2～3	3～4	4～5	5～6	合計
粒径i(μm)	5657	2828	1414	707	354	177	88	44	22	
割合p_i(wt%)	3.4×10^{-52}	6.3×10^{-28}	3.1×10^{-6}	4.6×10^{1}	5.4×10^{1}	1.5×10^{-2}	6.4×10^{-6}	1.7×10^{-5}	1.3×10^{-5}	100
降灰量W_i(g/m^2)	1.2×10^{-48}	2.2×10^{-24}	1.1×10^{-2}	1.6×10^{5}	1.9×10^{5}	5.3×10^{1}	2.2×10^{-2}	6.0×10^{-2}	4.6×10^{-2}	$W_T=3.5\times10^{5}$
堆積速度v_i(g/s・m^2)	1.4×10^{-53}	2.6×10^{-29}	1.3×10^{-7}	1.9×10^{0}	2.2×10^{0}	6.1×10^{-4}	2.6×10^{-7}	6.9×10^{-7}	5.3×10^{-7}	
終端速度r_i(m/s)	5.7	4.0	2.7	1.8	1.0	0.5	0.35	0.1	0.03	
気中濃度C_i(g/m^3)	2.4×10^{-54}	6.4×10^{-30}	4.6×10^{-8}	1.0×10^{0}	2.2×10^{0}	1.2×10^{-3}	7.4×10^{-7}	6.9×10^{-6}	1.8×10^{-5}	$C_T=3.22$

（降下火砕物堆積量）

- 文献を用いた評価（等層厚線図を用いた評価，堆積速度からの試算，堆積量からの試算），既往解析結果の知見及び解析コードによるシミュレーションから，敷地で確認された程度の降下火砕物が堆積するという結果は得られず，その最大値は約23.1cmという結果となった。
- 給源不明なテフラについては，噴出時期が前期更新世と古く，分布層厚は敷地周辺で大きくばらつきがあるものの，敷地内で最大層厚35cmを確認した。
- 以上のことから，発電所運用期間中に敷地内で想定する降下火砕物の最大層厚は，堆積量評価結果の最大値である約23.1cmに対し，敷地内で確認されている給源不明なテフラの最大層厚を踏まえ，保守的に35cmと設定する。

堆積量の評価結果一覧

	妙高山	立山	浅間山	四阿山	沼沢	赤城山
（１－０）文献を用いた評価 （等層厚線図を用いた評価）	－	影響なし	影響なし	影響なし	影響なし	影響なし
（１－１）文献を用いた評価 （堆積速度からの試算）	約23.1cm	－	－	－	－	－
（１－２）文献を用いた評価 （堆積量からの試算）	約23cm	－	－	－	－	－
（２）既往解析結果の知見	約15cm	－	－	－	－	－
（３）解析コードによるシミュレーション	7.2cm	8.8cm	18.1cm	8.3cm	16.1cm	22.0cm

（降下火砕物粒径・密度）

- 降下火砕物の粒径は，評価対象火山の噴火規模と同等の噴火実績を持つ富士山及び樽前火山について，火口からの距離と粒径分布が記載された文献（宮地(1984)，鈴木ほか(1973)）から評価し，8.0mm以下と設定する。
- 降下火砕物の湿潤密度は，アメリカ地質調査所（USGS）の文献及び東京大学出版会の文献（宇井[編]（1997））を踏まえ，1.5g/cm³と設定する。

図１　敷地における降下火砕物の層厚評価

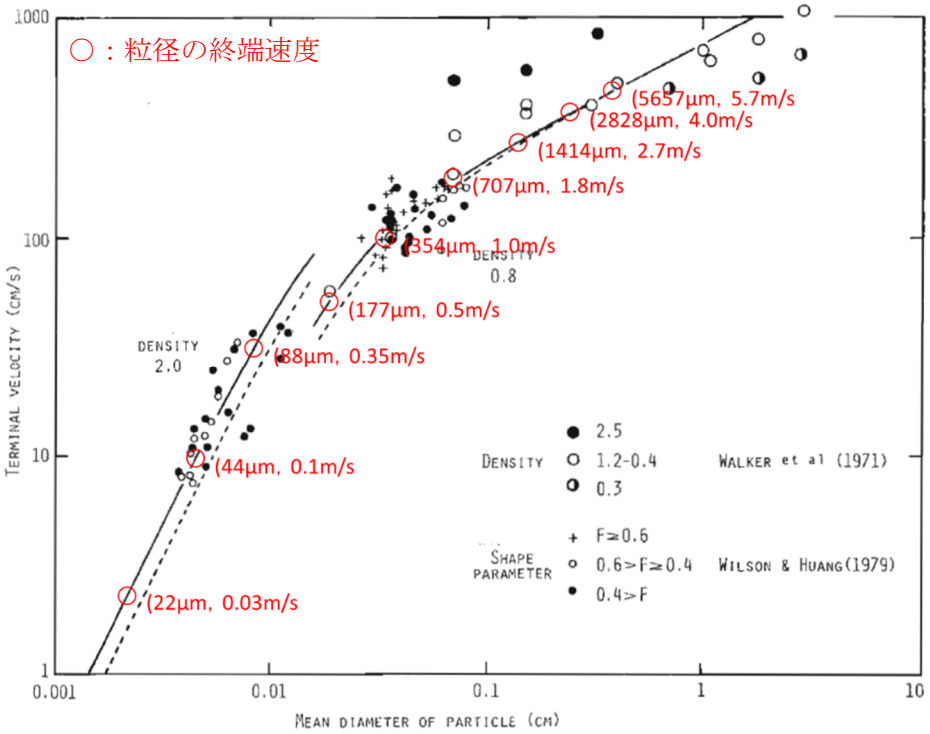


図２　Suzuki（1983）※における降下火砕物の粒径と終端速度との関係図

※：Suzuki, T. (1983)A theoretical model for dispersion of tephra, Arc Volcanism: Physics and Tectonics: 95-116, Terra Scientific Publishing.

別紙 4

非常用ディーゼル発電機機関出力と吸気流量の関係について

1. 非常用ディーゼル発電機機関の空気の流れについて

図１に非常用ディーゼル発電機室の全体概略を示す。非常用ディーゼル発電機機関は，吸入空気を外気から取り入れ，過給機により吸入空気を圧縮し，吸気管を通して各シリンダに供給する。各シリンダに供給された吸入空気はピストンで圧縮され，高温高圧となった雰囲気に燃料を高圧で噴射し，その自己着火により燃焼する。燃焼後，高温の排ガスとなって過給機に供給され，過給機はそのタービンを駆動し，吸入空気を更に取り込む。過給機のタービンの後に排出された排気ガスは排気消音器を通して屋外に排出される。

2. 非常用ディーゼル発電機機関出力と吸気流量の関係について

非常用ディーゼル発電機機関は発電機の特性より無負荷から定格負荷まで回転数は一定であるが，発電機出力(負荷)に応じて機関の出力(負荷)は変化する。

機関は出力に応じた燃料が供給されるので，機関出力が低下すると燃料噴射弁からの燃料投入量は減少する。シリンダ内で燃料が燃焼した後，高温の燃焼ガスが排ガスとなり過給機の排ガス流路形成部よりタービンノズルを介し，タービン翼を回転させる。排ガス量が減少するとタービン翼での仕事が小さくなるため，回転軸を回す力が小さくなり，過給機の回転は低下する。

過給機のタービン翼同軸上の反対側に取り付けられた圧縮機インペラは，燃焼用空気流路形成部を介し，吸入空気を圧縮し，機関に吸入空気を供給するが，過給機の回転が小さいと圧縮機インペラの仕事は減少し，吸気流量は減少する。つまり，非常用ディーゼル発電機の機関出力に応じて吸気流量は変化するが，定格出力時に吸気流量は最大となる。図 2 に出力と吸気流量の変化をフローとして示す。

3. まとめ

非常用ディーゼル発電機の吸気流量が機関の出力に応じて変動するかどうかについては，上記 2. に記載したとおり，非常用ディーゼル発電機の吸気流量は，機関出力に応じて定格出力時の定格流量よりも減少する。

吸気流量が減少すると吸い込む火山灰量も減少するため，差圧の上昇は最大出力時よりも緩やかになる。なお，フィルタへの火山灰の付着状態が同じでも流速が減少するとフィルタ差圧についても減少するため，フィルタの差圧は定格出力時が最も厳しい条件となる。(一般に圧力損失は流速の２乗に比例する。)

今回のフィルタ閉塞時間の評価は，ディーゼル機関の最大吸気流量である定格出力時で評価したものであるが，実際には，電気負荷に応じた出力となり，吸気流量は低くなることから，フィルタの差圧上昇はさらにゆるやかになると考える。

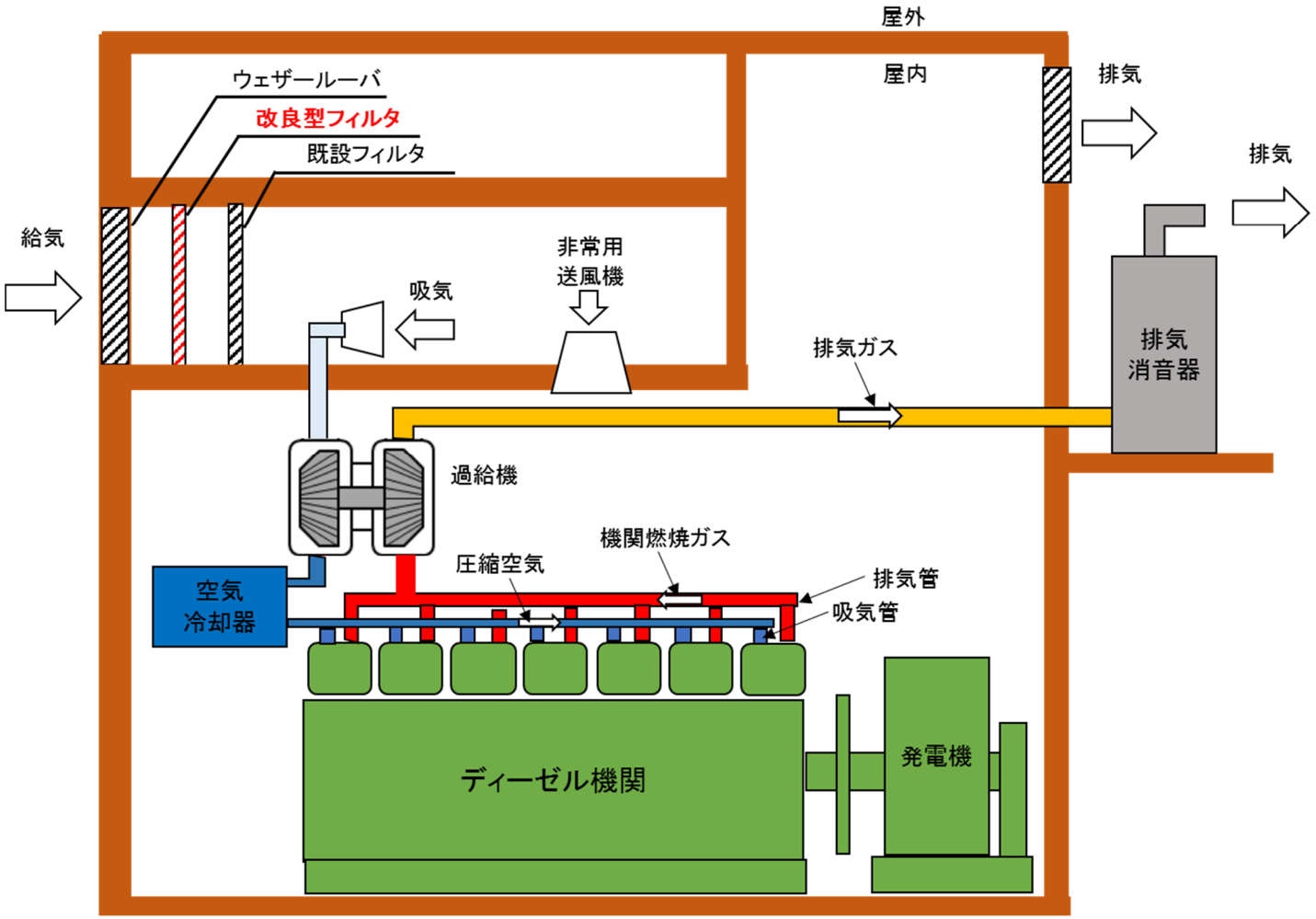


図１　非常用ディーゼル発電機概要図

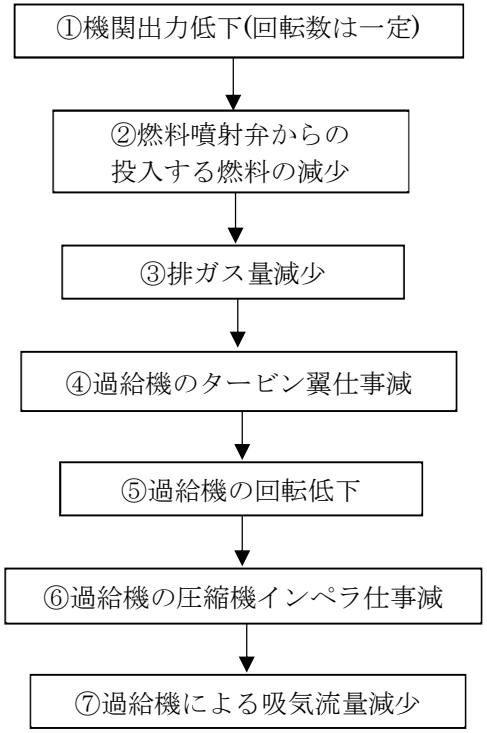


図２　出力-吸気量変化のフロー

降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出

降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出

＜目　次＞

1.　設置許可基準規則適合性審査での評価対象施設のうち評価すべき施設の抽出
2.　その他火山影響等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施設の抽出
3.　既許認可との整合性
4.　まとめ

（別紙）

別紙１　海水ポンプ及び海水ストレーナに対する気中降下火砕物濃度の影響について

別紙２　火山影響等発生時に使用する改良型フィルタの扱いについて

別紙３　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について

別紙４　５号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備のタービン建屋内における降下火砕物影響について

降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出

火山影響等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，降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出を行う。

抽出にあたっては，以下の観点から施設を抽出する。

1. 設置許可基準規則適合性審査での評価対象施設のうち評価すべき施設の抽出
2. その他火山影響等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施設のうち，評価すべき施設の抽出

1. 設置許可基準規則適合性審査での評価対象施設のうち評価すべき施設の抽出

設計基準対象施設のうち，気中降下火砕物濃度に対する評価対象施設を原子力発電所の火山影響評価ガイドを参照し抽出する。抽出の方法は以下のとおり。

(1) 火山事象に対する評価対象施設及び影響因子の抽出

(2) 気中降下火砕物濃度に対して評価が必要な影響因子の整理

(3) 気中降下火砕物濃度に対する評価対象施設の抽出

(1) 火山事象に対する評価対象施設及び影響因子の抽出

評価対象施設は，屋内設備は当該設備を内包する建屋により防護する設計とすることで，屋外設備，建屋及び屋外との接続がある設備（屋外に開口している設備又は外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する設備）に分類し，抽出する。

また，降下火砕物の特徴からその影響因子となり得る荷重，閉塞，磨耗，腐食，大気汚染及び絶縁低下を抽出し，評価対象施設の構造や設置場所等を考慮して，各設備に対する影響因子を抽出する。

抽出結果を表-1 に示す。

表-1　降下火砕物による各施設への影響因子の抽出結果

分類	評価対象施設	影響因子
屋外設備	・軽油タンク（燃料移送ポンプ含む）	荷重，腐食，閉塞，摩耗
建屋	・原子炉建屋 ・タービン建屋海水熱交換器区域 ・コントロール建屋 ・廃棄物処理建屋	荷重，腐食
屋外との接続がある設備（屋内設備）	・原子炉補機冷却海水ポンプ ・原子炉補機冷却海水系ストレーナ ・取水設備（防塵設備）	腐食，閉塞，摩耗，
	・非常用換気空調系	腐食，閉塞，摩耗，大気汚染
	・非常用ディーゼル発電機 （非常用ディーゼル発電機吸気系含む）	腐食，閉塞，摩耗
	・安全保護系盤	絶縁低下

(2)　気中降下火砕物濃度に対して評価が必要な影響因子の整理

降下火砕物濃度による評価への影響を考慮し，気中降下火砕物濃度に対して評価が必要となる影響因子は閉塞である。

影響因子の整理結果を表-2 に示す。

表-2　気中降下火砕物濃度に対して評価が必要な影響因子の整理結果

影響因子	降下火砕物濃度による評価への影響	評価の要否
荷重	想定する降下火砕物の層厚は変わらないことから，荷重評価への影響はない。	不要
閉塞	気中降下火砕物濃度が増加することにより影響を受ける可能性のあるもの（給気フィルタ）については，評価が必要。	一部要
腐食	評価対象施設は，外装の塗装や耐腐食材料の使用等を行っていることから，短期での腐食への影響はない。	不要
磨耗	降下火砕物は，砂より硬度が低くもろいことから，短期での磨耗への影響はない。	不要
大気汚染	中央制御室の換気空調系の再循環運転を行うこととしており，大気汚染への影響はない。	不要
絶縁低下	絶縁低下を考慮する施設は空調管理された区域に設置されていることから，絶縁低下への影響はない。	不要

：気中降下火砕物濃度に対して評価が必要となる影響因子

(3)　気中降下火砕物濃度に対する評価対象施設の抽出

評価対象施設の閉塞に対する評価内容の検討の結果，気中降下火砕物濃度に対する評価が必要な再評価対象施設は非常用ディーゼル発電機吸気系である。

非常用ディーゼル発電機吸気系以外の施設については，降下火砕物濃度の増加を考慮しても降下火砕物の粒径や侵入量が変わらないこと等により，気中降下火砕物濃度に対する影響はない。

気中降下火砕物濃度に対する再評価対象施設の抽出結果を表-3 に示す。

表-3　気中降下火砕物濃度に対する評価対象施設の抽出結果(1/2)

評価対象施設	影響因子	評価内容及び降下火砕物濃度による影響
軽油タンク (燃料移送ポンプ含む)	荷重 腐食 閉塞 摩耗	・軽油タンクのベント管の開口部は，雪害対策として，タンク屋根外側，地上から約 10m の高さに下向きに設置されていることから，想定される降下火砕物堆積量に対し，開口部閉塞及び摩耗には至らない。 ・燃料移送ポンプ及び電動機は，屋内に設置されていることから，降下火砕物が内部に侵入することはない。 ⇒降下火砕物の堆積量は変わらないことから，影響なし。
・原子炉建屋 ・タービン建屋 海水熱交換器区域 ・コントロール建屋 ・廃棄物処理建屋	荷重 腐食	影響因子として閉塞がないため評価不要
原子炉補機冷却海水系 ポンプ(屋内設備)	腐食 閉塞 摩耗	・ポンプの狭隘部は降下火砕物の粒径より大きく，降下火砕物による閉塞には至らない。軸受部は異物逃がし溝を設け，降下火砕物による閉塞には至らない設計とする。また，降下火砕物は，破砕し易く摩耗による影響は小さい。 ⇒降下火砕物の粒径は変わらないことから影響なし。 (別紙 1 参照)

表-3　気中降下火砕物濃度に対する評価対象施設の抽出結果(2/2)

評価対象施設	影響因子	評価内容及び降下火砕物濃度による影響
原子炉補機冷却海水系ストレーナ(屋内設備)	腐食 閉塞 摩耗	・降下火砕物の粒径は，海水ストレーナのフィルタ穴径より僅かに小さいものの，差圧管理されており，自動洗浄されることから閉塞することはない。なお，海水ストレーナのフィルタを通過した降下火砕物は，下流の設備（原子炉補機冷却水系熱交換器）に対して閉塞等の影響を与えることはない。 ⇒降下火砕物の粒径は変わらないことから影響なし （別紙 1 参照）
取水設備（防塵設備） （屋内設備）	腐食 閉塞 摩耗	・降下火砕物の粒径は十分小さく，取水口を閉塞することはない。 ⇒降下火砕物の粒径は変わらないことから影響なし
非常用換気空調系 （屋内設備）	腐食 閉塞 摩耗 大気汚染	・中央制御室換気空調系については，外気取入ダンパを閉止し，再循環運転することにより，中央制御室の居住環境が維持されることを確認する。また，その他の換気空調設備については，ダンパ閉止による対応が可能である。 ⇒再循環運転及びダンパ閉止によりフィルタ閉塞の影響なし
非常用ディーゼル発電機 （非常用ディーゼル発電機吸気系含む） （屋内設備）	腐食 閉塞 摩耗	降下火砕物濃度の増加に伴い，給気フィルタの閉塞時間が短くなるため評価が必要。（詳細は別紙 2 を参照）
安全保護系盤(屋内設備)	絶縁低下	影響因子として閉塞がないため評価不要

：気中降下火砕物濃度に対する評価が必要な施設

2.　その他火山影響等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施設の抽出

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の機能が喪失した場合は，原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧代替注水系ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水による炉心冷却を行う。また，その際に必要となる施設を抽出し，影響因子を考慮して評価を行う。

その他の火山影響等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施設の抽出結果を表-4 に示す。

表-4　その他火山影響等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施設のうち，評価すべき施設の抽出

<table>
<tr><th>必要な機能</th><th>必要な施設</th><th>影響因子</th><th>評価結果</th></tr>
<tr><td rowspan="12">原子炉圧力容器への注水による炉心冷却</td><td>原子炉補機冷却水ポンプ</td><td>—</td><td rowspan="11">降下火砕物に対し構造健全性を有する建屋内に設置されているため影響なし。</td></tr>
<tr><td>高圧炉心注水系ポンプ</td><td>—</td></tr>
<tr><td>原子炉隔離時冷却系ポンプ</td><td>—</td></tr>
<tr><td>高圧代替注水系ポンプ</td><td>—</td></tr>
<tr><td>燃料ディタンク</td><td>—</td></tr>
<tr><td>復水貯蔵槽</td><td>—</td></tr>
<tr><td>サプレッション・チェンバ</td><td>—</td></tr>
<tr><td>直流 125V 蓄電池 A</td><td>—</td></tr>
<tr><td>直流 125V 蓄電池 A-2</td><td>—</td></tr>
<tr><td>AM 用直流 125V 蓄電池</td><td>—</td></tr>
<tr><td>逃がし安全弁</td><td>—</td></tr>
<tr><td>格納容器圧力逃がし装置</td><td>荷重
腐食
閉塞</td><td>設置許可基準規則の適合性審査において，左記影響因子に対して健全性を有していることを確認している。（詳細は別紙 3 参照）</td></tr>
<tr><td>居住性</td><td>緊急時対策所</td><td>—</td><td>居住性を確実に確保するための手順を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">通信連絡</td><td>通信連絡設備</td><td>—</td><td>所内外の通信連絡機能を確実に確保するための手順を整備する。</td></tr>
<tr><td>5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備</td><td>—</td><td>降灰開始前に，降下火砕物に対し構造健全性を有する建屋内に移動するため，影響なし。（詳細は別紙 4 を参照）
移動のための手順を整備する。</td></tr>
<tr><td>5 号炉原子炉建屋</td><td>荷重</td><td>設置許可基準規則の適合性審査において，降下火砕物に対し構造健全性を有していることを確認。</td></tr>
</table>

3.　既許認可との整合性

気中降下火砕物濃度に対する対応が設置変更許可申請書及び工事計画認可申請書に抵触しないことを確認している。詳細を別表に示す。

4.　まとめ

火山影響等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，降下火砕物に対して評価すべき施設の抽出を行った。

結果は以下のとおりである。

○設置許可基準規則適合性審査での評価対象施設については，非常用ディーゼル発電機（バグフィルタ）が抽出されたことから，外気の取入れ箇所に改良型フィルタを設置する手順を整備する。

○その他火山影響等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施設については，緊急時対策所の居住性を確保するための手順及び所内外の通信連絡機能を確実に確保するための手順を整備する。

以 上

原子炉補機冷却海水ポンプに係る影響評価

降下火砕物による原子炉補機冷却海水ポンプに係る影響評価について以下のとおり評価した。

(1)評価項目

① 水循環系の閉塞

降下火砕物が混入した海水を海水ポンプにより取水した場合に，流水部，軸受部等が閉塞し，機器の機能に影響がないことを評価する。

② 水循環系の内部における摩耗

降下火砕物が混入した海水を海水ポンプにより取水した場合に，摩耗による機器の機能に影響がないことを評価する。

③ 水循環系の化学的影響（腐食）

降下火砕物が混入した海水を海水ポンプにより取水した場合に，内部構造物の化学的影響（腐食）により機器の機能に影響がないことを評価する。

(2)評価条件

① 降下火砕物条件

・粒径：8.0mm 以下

(3)評価結果

① 水循環系の閉塞

・流水部の閉塞

原子炉補機冷却海水ポンプ流水部の狭隘部は図 2-1 に示すように数十 mm であり，想定する降下火砕物の粒径は 8.0mm 以下であるため，閉塞には至らない。

・軸受部の閉塞

原子炉補機冷却海水ポンプの軸受の隙間は，約 1mm～4mm 程度の許容値以下で管理されている。一部の降下火砕物は軸受の隙間より，軸受内部に入り混む可能性があるが，図 2-1 に示すように異物逃がし溝（約 5mm 程度）を設け，軸受部の閉塞には至らない設計とする。

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。

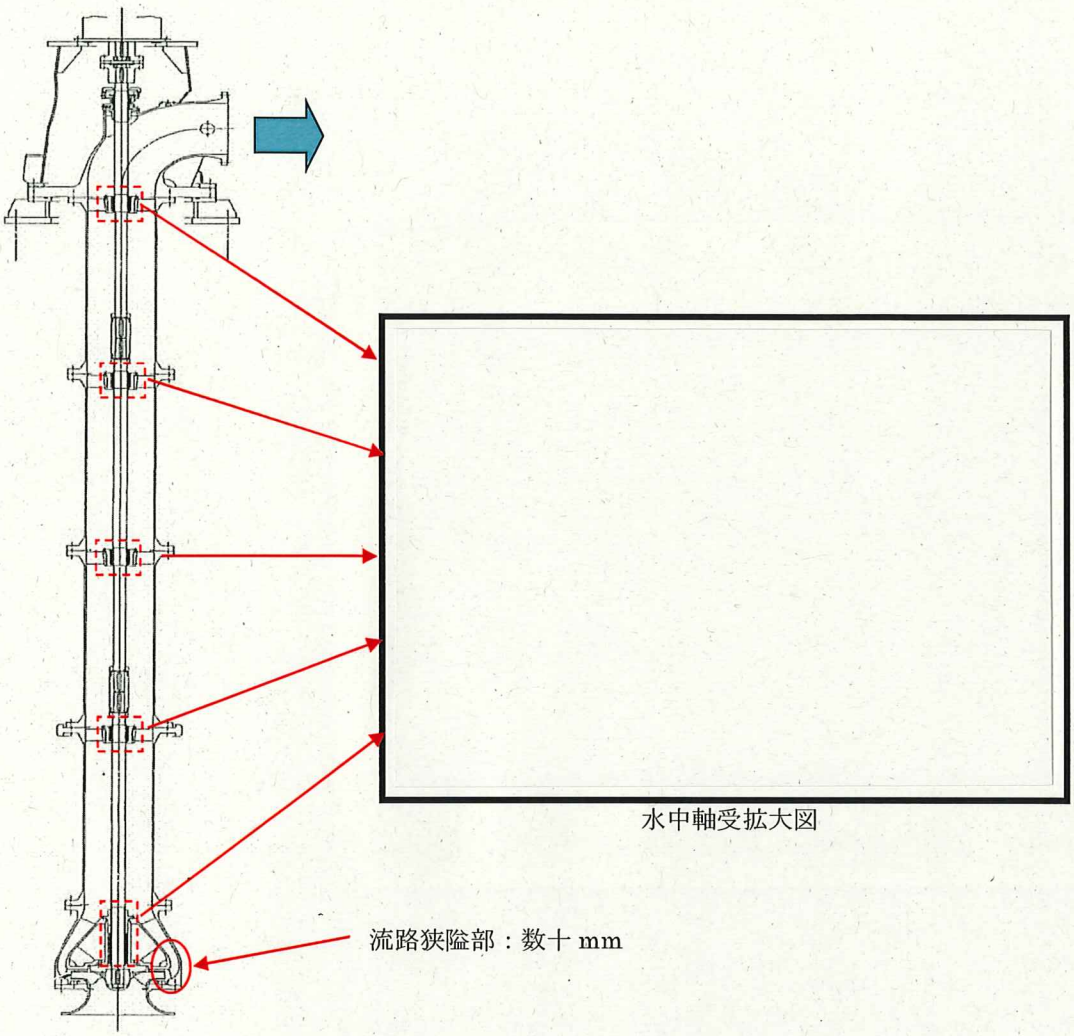


図 2-1　原子炉補機冷却海水ポンプ

② 水循環系の内部における摩耗

降下火砕物は破砕し易く，硬度が低いことから降下火砕物による摩耗が，設備に与える影響は小さく，また，日常の保守管理等により補修が可能。

（補足資料-3）

③水循環系の化学的影響（腐食）

原子炉補機冷却海水ポンプは，ステンレス製であり，また，塗装等の対応を実施していることから，降下火砕物による短期での腐食により原子炉補機冷却海水ポンプの機能に影響を及ぼすことはない。

（補足資料-4）

原子炉補機冷却海水系ストレーナに係る影響評価

降下火砕物による原子炉補機冷却海水系ストレーナに係る影響評価について以下のとおり評価した。

(1)評価項目

① 水循環系の閉塞

降下火砕物によって原子炉補機冷却海水系ストレーナの閉塞により，機器の機能に影響がないことを評価する。

② 水循環系の内部における摩耗

降下火砕物によって原子炉補機冷却海水系ストレーナの摩耗により，機器の機能に影響がないことを評価する。

③ 水循環系の化学的影響（腐食）

降下火砕物によって原子炉補機冷却海水系ストレーナの内部構造物の化学的影響（腐食）により機器の機能に影響がないことを評価する。

(2)評価結果

①水循環系の閉塞

号炉ごとの原子炉補機冷却海水系ストレーナのフィルタ穴径を示す。

	6号炉	7号炉
フィルタ穴径	8mm	7mm

想定する降下火砕物の粒径は，最大で8mmであるが，7mm以上の粒径割合は，およそ4%程度であり，また，取水口からポンプ取水箇所までの距離が数十mあるため，原子炉補機冷却海水系ストレーナは閉塞する可能性は低い。また，粘性を生じさせる粘土鉱物等は含まれていないことから原子炉補機冷却海水系ストレーナが閉塞することはなく，原子炉補機冷却海水系ストレーナの機能に影響を及ぼすことはない。なお，フィルタが閉塞することがないよう差圧管理されており，一定の差圧（6号及び7号炉：17.65kPa）で自動洗浄される。

原子炉補機冷却海水系ストレーナのフィルタを通過した降下火砕物の粒子は，下流設備の原子炉補機冷却水系熱交換器の伝熱管の穴径（6号炉：23.0mm，7号炉：16.6mm）に対して，想定する降下火砕物の粒径は十分小さく伝熱管等の閉塞により，下流設備に影響を及ぼすことはない。

原子炉補機冷却海水ポンプの定格流量は1台あたり，約1,800m^3/hと大きく，冷却器管内で流れが一様になり，降下火砕物がストレーナ内で堆積し，閉塞する可能性は低い。

②水循環系の内部における摩耗

降下火砕物は破砕し易く，硬度が低いことから降下火砕物による摩耗が，設備に与える影響は小さく，また，日常の保守管理等により補修が可能。

（補足資料-3）

③水循環系の化学的影響（腐食）

原子炉補機冷却海水系ストレーナは，ライニングが施工されていることから，短期での腐食により原子炉補機冷却海水系ストレーナの機能に影響を及ぼすことはない。

また，原子炉補機冷却海水系ストレーナの下流設備の原子炉補機冷却水系熱交換器（伝熱管）には，耐食性に優れた材料（アルミニウム黄銅管）を用いていること，及び連続通水状態であり著しい腐食環境にならないことから，短期での腐食により下流設備に影響を及ぼすことはない。

別紙 2

火山影響等発生時に使用する改良型フィルタの扱いについて

(1) 改良型フィルタの概要（配備目的及び運用方法）

従来から非常用ディーゼル発電機にはフィルタを配備しているが，算出した気中降下火砕物濃度を考慮して，火山影響等発生時に改良型フィルタを取り付け，非常用ディーゼル発電機の継続的な運転を行えるよう手順の整備（運用による対応）を図るものである。

(2) 設置許可との関連

設置許可本文において，降下火砕物による影響因子である荷重，閉塞，腐食，摩耗，大気汚染，絶縁低下に対する設計方針を記載している。

気中降下火砕物濃度が増加することによる影響を受ける可能性がある影響因子として閉塞が抽出されるが，設計基準対象施設については設置許可本文に「換気系，電気系及び計装制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とする」と記載している。また，重大事故等対処設備については「想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，その機能が有効に発揮できるよう，その設置場所（使用場所）又は保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに，操作が可能な設計とする。」と記載しており，火山影響等発生時における非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタの取り付けは現行記載の範囲内である。

次に，手順については，「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」に基づき，既に設置許可の本文には，前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する方針であることを記載している。

今回の対策は，この設置許可の基本方針に基づき，保安規定にて個別に手順を定めるものである。

以上により，火山影響等発生時に改良型フィルタを取り付けることは，設置許可に記載する基本方針の変更を必要とするものではない。

(3) 改良型フィルタ配備に伴う周辺機器への影響

改良型フィルタについては，通常時から非常用ディーゼル発電機の改良型フィルタ取り付けエリア近傍の屋内に配備することとしている。

通常時から改良型フィルタを非常用ディーゼル発電機の改良型フィルタ取り付けエリア近傍に配備することについて，社内規定文書に基づき，持込可燃物の管理，竜巻対策上の管理，地震による周辺機器への影響の防止及び安全上重要な設備へ

のアクセスルート等の管理について確認を行った上で保管場所を決定している。
非常用ディーゼル発電機の改良型フィルタ配備に伴う周辺機器への影響の確認結果を表１に示す。

表１ 非常用ディーゼル発電機の改良型フィルタ配備に伴う周辺機器への影響の確認結果

確認項目	確認結果
① 安全上重要な機器，配管，計器等精密機器からは十分離れているか。また，固縛・滑り止め･ボルト固定等の処置が適切に実施できるか。	離隔を確保した上で固定できるよう保管するため，安全上重要な機器に影響しない。
② 接触，干渉等により発電設備に影響はないか。	他設備への接触，干渉等はない。
③ 運転員，作業員の通行性（アクセスルート含む）及び弁，操作盤等への操作性が確保できる。	配備場所はアクセスルートとの干渉はない。
④ 避難通路，防火シャッター（防火扉）の作動範囲は確保されているか。	近傍に非難通路，防火シャッターはないため，作動範囲を妨げない。
⑤ 恒設の消火器，消火栓，救急搬送用具（担架等）の使用に影響しないか。 また，火災検知器の機能に影響しないか。	改良型フィルタは消火器や検知器と干渉せず，機能に影響しない場所に配備する。
⑥ 火災発生源になる資機材（油脂・木材・ボンベ・ビニール・ダンボール・ウエス等の可燃物（難燃性を含む））はないか。	フィルタの主材料は金属であり，可燃性ではない。また,社内規定文書に基づき管理する。
⑦ 屋外に配備する場合，竜巻による飛来対策区域外であること。 ＊飛来物対策区域内の場合，飛散防止対策を実施すること。	屋内に配備する。
⑧ 屋外に配備する場合，津波対策区域外であること。 ＊津波対策区域内の場合，影響評価を実施すること。	津波対策区域外である。

(4) まとめ

火山影響等発生時において一時的に改良型フィルタを資機材として配備する手順は，現行の設置許可に記載している内容のままで運用可能である。

以 上

7.1.6　火山

(1)設計基準

発電所へ影響を及ぼし得る火山のうち，将来の活動可能性が否定できない33 火山について，設計対応が不可能な火山事象は，地質調査結果によれば，発電所敷地及び周辺で，痕跡が認められないことから，到達する可能性は十分小さいものと判断される。その他の発電所の安全性に影響を与える可能性のある火山事象を抽出した結果，降下火砕物が抽出された。

降下火砕物の堆積量については，文献調査や国内外の噴火実績，シミュレーション結果を踏まえ，検討を行った結果，火山噴火実績に保守性を考慮した 35cm を設計基準に設定する。

(2)想定される影響

a.堆積による荷重

影響モード：降下火砕物の堆積による静的荷重

対象部位：フィルタ装置

b.降下火砕物侵入による閉塞

影響モード：系統内への侵入による閉塞

対象部位：放出口

c.化学的影響

影響モード：降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

対象部位：フィルタ装置及び屋外配管

(3)耐性評価結果

a.堆積による荷重

フィルタ装置に堆積する降下火砕物に対する耐荷重性については，フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を 3,832,930[N/m^2]と評価しており，設計基準の降下火砕物 35cm（5,149[N/m^2]）を上回っていることから，降下火砕物の堆積荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

b.降下火砕物侵入による閉塞

放出口からの降下火砕物の侵入については，上空から落下してくる降下火砕物に対して，開口部が横向き，かつ開口部の形状が斜め下 45°の形状となっていることから，降下火砕物が侵入し難い構造となっている。

また，降下火砕物が放出口から侵入した場合であっても，放出口付近の配管は水平方向に設置されているため，降下火砕物が配管内部のラプチャーディスク前面まで到達することは考え難く，侵入した降下火砕物は放出口付近の水平方向の配管上に堆積することが想定される。この場合，開口部の構造により降下火砕物の全てが配管内に侵入するものではないこと，及び配管の口径は 508mm となっていることから，配管は閉塞しないと考えられる。

なお,放出口から降下火砕物が侵入した場合にはファイバースコープや，ラプチャーディスクを取り外しての目視による配管内部の点検等，適切な対策を実施し,降下火砕物による配管の閉塞に至らないことを確実にする。

c.化学的影響

フィルタ装置及び屋外配管については，酸性物質を帯びた降下火砕物に対して，容器材質が耐食性のあるステンレス製であることや，耐食性のあるふっ素樹脂塗装または，ポリウレタン樹脂塗装を施工していることなどから，耐食性が確保されていることを確認した。

(4)積雪との重畳影響

a.重畳時の積雪量

冬季において多雪地域である立地地域は，火山噴火による降灰中，同じ影響モードである積雪の堆積荷重について，重畳を考慮する必要がある。

しかし，積雪の設計基準の 167cm については，10^{-4}/年程度の極低頻度であることから，重畳時における積雪量については，1 日あたりの積雪量の年超過確率 10^{-2}/年値の 84.3cm に，最深積雪量の平均値 31.1cm を加えた

115.4cm を想定するものとする。

従って，降下火砕物 35cm (5,149[N/m^2]) に，積雪 115.4cm (3,393[N/m^2]) を加えた，堆積荷重 8,542[N/m^2]を火山及び積雪の重畳時における評価基準値と設定する。

b.耐性評価結果

フィルタ装置の降下火砕物及び積雪の堆積に対する耐荷重については，フィルタ装置の保有水等の重量を考慮した許容耐荷重を 3,832,930[N/m^2]と評価しており，降下火砕物及び積雪の重畳時における基準 8,542 [N/m^2]を上回っていることから，火山及び積雪の重畳時の堆積荷重に対する耐性が確保されていることを確認した。

また，放出口からの積雪及び降下火砕物の侵入については，(3)b.のとおり，配管内部へ侵入し難い構造であり，閉塞しないと考えられるが，放出口からの降下火砕物の侵入を防止するカバーの取り付け，または放出口から降下火砕物が侵入した場合における配管内部の点検等について，適切な対策を実施し,降下火砕物による配管の閉塞に至らないことを確実にする。

(5)地震との重畳影響

火山と地震との重畳により，火山単独事象より格納容器圧力逃がし装置への荷重影響が増長されるが，除灰を行うなど適切な対応を行い，格納容器圧力逃がし機能を維持する。

別紙 4

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備のタービン建屋内における降下火砕物影響について

1．概要

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用可搬型電源設備 1 台については，降下火砕物の影響を避けるため，降灰が開始する前にタービン建屋内に移動し，大物搬入口扉を開放してタービン建屋内で使用する。

そこで，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備をタービン建屋内で使用する際の降下火砕物の影響について説明する。

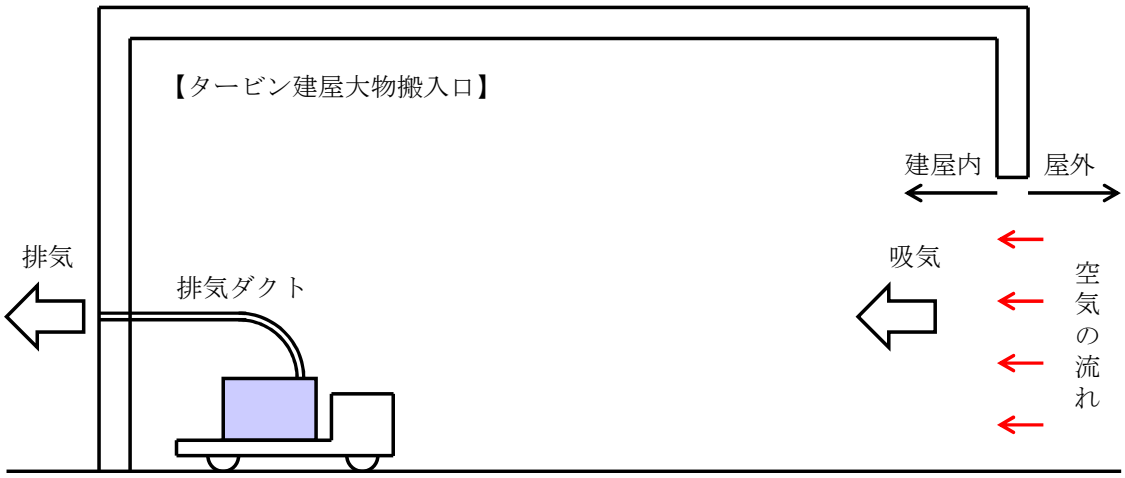
2．5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備のタービン建屋内における降下火砕物影響

(1)評価方針

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備のタービン建屋内における降下火砕物影響について，タービン建屋内に外気が侵入する速度の観点で評価する。具体的には，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備のエンジンでの燃焼に必要な吸気量，タービン建屋の大物搬入口扉開口部面積を考慮し，大物搬入口扉開口部付近の流速を算出することでタービン建屋内への降下火砕物の侵入の様態を評価する。なお，タービン建屋大物搬入口付近は扉開口部以外に外気が流入する開口部が無いため，大物搬入口扉以外に降下火砕物が侵入する経路はない。

(2)評価条件

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び排気ダクトの敷設図を第 1 図に示す。



第１図　５号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備及び排気ダクトの敷設図

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吸気量を第１表に示す。ここで，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吸気については，エンジンを通して排気ガスとなり，５号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備に接続した排気ダクトから直接屋外に排出されることから，タービン建屋内への吸気量としては，エンジンでの燃焼に必要な吸気量 1,326m³/h を考慮する。

第１表　タービン建屋内の５号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の吸気量

名　称	個数	吸気量
５号炉原子炉建屋内 緊急時対策所用 可搬型電源設備	１台	1,326m³/h

(3)評価結果

第２表に示すとおりタービン建屋大物搬入口扉開口部面積と 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吸気量を考慮すると，約 0.0043m/s となり，非常に低い流速となる。

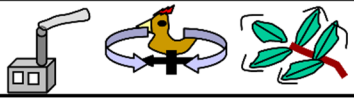
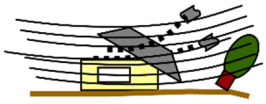
この 0.0043m/s という流速は，気象庁の「気象観測ガイドブック」のビューフォート風力階級表（第２図）によると，相当風速 0.0－0.2m/s の範囲に該当し，「静穏。煙はまっすぐに昇る。」という説明がなされている範囲の中でも限りなく下限値に近い値であり，上空へ上る煙でさえもなびくことはない風速に相当する。

また，タービン建屋の大物搬入口は第３図に示すように扉開口部の大きさと比較して奥行が長い構造となっているため，非常に低い流速及び侵入しにくい構造の効果により，電源車への降下火砕物の影響は問題ないと考えられる。

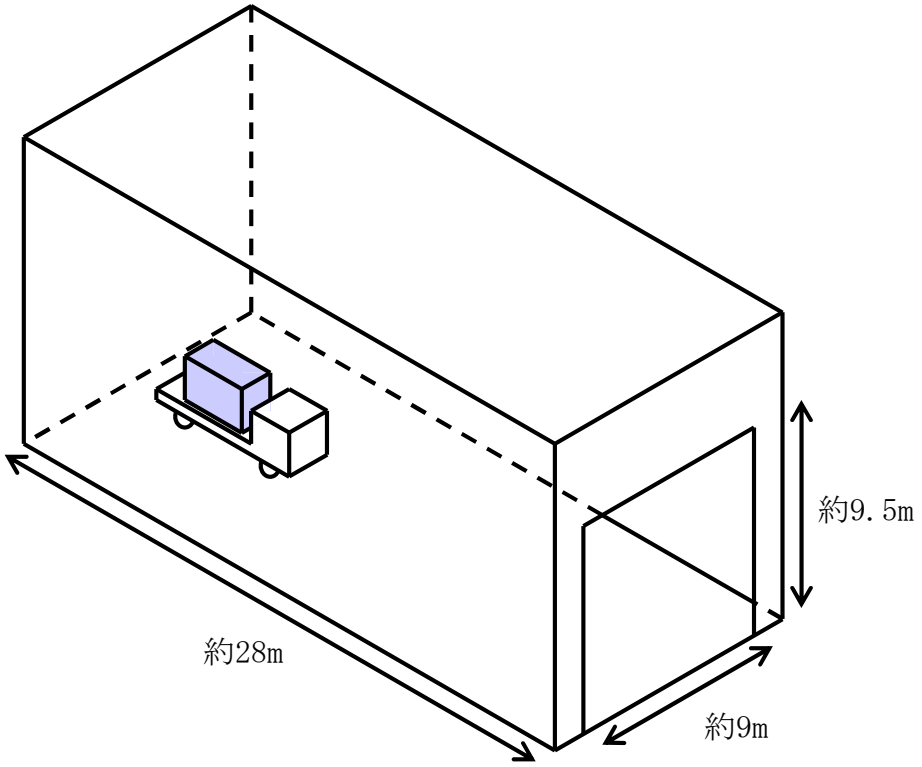
第２表　タービン建屋の大物搬入口扉開口部流速の評価条件及び評価結果

①大物搬入口扉開口部面積（m^2）	85.5
②吸気量（m^3/h）	1,326
③大物搬入口扉開口部付近の流速（m/s） ＝②／①／3,600	約 0.0043

ビューフォート風力階級表

風力階級	説明		相当風速
	地表物の状態（陸上）		m/s
0	静穏。煙はまっすぐに昇る。		0.0-0.2
1	風向きは煙がなびくのでわかるが、風見には感じない。		0.3-1.5
2	顔に風を感じる。木の葉が動く。風見も動きだす。		1.6-3.3
3	木の葉や細かい小枝がたえず動く。軽く旗が開く。		3.4-5.4
4	砂埃がたち、紙片が舞い上がる。小枝が動く。		5.5-7.9
5	葉のある灌木がゆれはじめる。池や沼の水面に波頭がたつ。		8.0-10.7
6	大枝が動く。電線が鳴る。傘はさしにくい。		10.8-13.8
7	樹木全体がゆれる。風に向かっては歩きにくい。		13.9-17.1
8	小枝が折れる。風に向かっては歩けない。		17.2-20.7
9	人家にわずかの損害がおこる。		20.8-24.4
10	陸地の内部ではめずらしい。樹木が根こそぎになる。人家に大損害がおこる。		24.5-28.4
11	めったに起こらない広い範囲の破壊を伴う。		28.5-32.6
12			>32.7

第２図　ビューフォート風力階級表（気象庁「気象観測ガイドブック」P32 より）



第３図　タービン建屋の大物搬入口配置の概要

３．まとめ

5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備をタービン建屋内で使用する際の降下火砕物の影響については，非常に低い流速及び侵入しにくい構造の効果により，問題ないと考えられる。

以上

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
b. 火山 外部事象防護対象施設は，発電所の運用期間中において発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山事象として①設置（変更）許可を受けた降下火砕物の特性を設定し，その降下火砕物が発生した場合においても，外部事象防護対象施設が安全機能を損なうおそれがない設計とする。 重大事故等対処設備は，建屋内への設置又は外部事象防護対象施設及び同じ機能を有する他の重大事故等対処設備と位置的分散を図り設置することにより，外部事象防護対象施設の安全機能と同時にその機能を損なわない設計とする。 なお，定期的に新知見の確認を行い，新知見が得られた場合に評価することを保安規定に定めて管理する。 (a) 防護設計における降下火砕物の特性の設定 ①設計に用いる降下火砕物は，設置（変更）許可を受けた，層厚 35cm，粒径 8.0mm 以下，密度 1.5g/cm^3（湿潤状態）と設定する。 (b) 降下火砕物に対する防護対策 降下火砕物の影響を考慮する施設は，降下火砕	(a-8) 火山 安全施設は，柏崎刈羽原子力発電所の運用期間中において柏崎刈羽原子力発電所の安全機能に影響を及ぼし得る火山事象として①設定した層厚 35cm，粒径 8.0mm 以下，密度 1.5g/cm^3（湿潤状態）の降下火砕物に対し，以下のような設計とすることにより降下火砕物による直接的影響に対して機能維持すること，若しくは，降下火砕物による損傷を考慮して，代替設備により必要な機能を確保すること，安全上支障のない期間での修復等の対応，又は，それらを適切に組み合わせることで，その安全機能を損なわない設計とする。 ・構造物への静的負荷に対して安全裕度を有する設計とすること ・水循環系の閉塞に対して狭隘部等が閉塞しない設計とすること ・②換気系，電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞）に対して降下火砕物が侵入しにくい設計とすること ・水循環系の内部における摩耗並びに③換気系，電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗）に対して摩耗しにくい設計とするこ	1.8.8 火山防護に関する基本方針 1.8.8.1 設計方針 (1) 火山事象に対する設計の基本方針 安全施設が火山事象に対して，発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわないよう，発電用原子炉施設内において添付書類六の「7.7 火山」で評価し抽出された柏崎刈羽原子力発電所に影響を及ぼし得る火山事象である降下火砕物に対して，対策を行い，建屋による防護，構造健全性の維持，代替設備の確保等によって，安全機能を損なわない設計とする。 降下火砕物によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設を，安全重要度分類のクラス 1，クラス 2 及びクラス 3 に属する構築物，系統及び機器とする。 降下火砕物によってその安全機能が損なわれないことを確認する必要がある施設のうち，外部事象防護対象施設は，建屋による防護又は構造健全性の維持により安全機能を損なわない設計とする。 (2) 降下火砕物の設計条件 a. 設計条件の検討・設定 柏崎刈羽原子力発電所の敷地において考慮する火山事象として，添付書類六の「7.7 火山」に示すとお	① 今回の保安規定申請は，工認及び設置許可の左記記載事項に影響するものではないため，変更不要 ② 今回の保安規定変更申請により，非常用ディーゼル発電機機関に降下火砕物が容易に侵入しにくい設計は変えないため，変更不要 ③ 今回の保安規定申請により，非常用ディーゼル発電機機関が摩耗しにくい設計を変えるものではないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
物による「直接的影響」及び「間接的影響」に対して，以下の適切な防護措置を講じることで安全性を損なうおそれがない設計とする。 イ．直接的影響に対する設計方針 （イ）構造物への荷重 外部事象防護対象施設のうち，屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設，並びに防護措置として設置する防護対策施設については，降下火砕物が堆積しやすい構造を有する場合には荷重による影響を考慮する。 これらの施設については，降下火砕物を除去することにより，降下火砕物による荷重並びに火山と組み合わせる地震及び積雪の荷重を短期的な荷重として考慮し，機能を損なうおそれがないよう構造健全性を維持する設計とする。 ②なお，降下火砕物が長期的に堆積しないよう，当該施設に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。 屋内の重大事故等対処設備については，降下火砕物による短期的な荷重により機能を損なわないように，降下火砕物による組合せを考慮した荷重に対し安全裕度を有する建屋内に設置する設計と	と ・構造物の化学的影響（腐食），水循環系の化学的影響（腐食）並びに①換気系，電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食）に対して短期での腐食が発生しない設計とすること ・発電所周辺の大気汚染に対して中央制御室の非常用換気空調系は降下火砕物が侵入しにくく，さらに外気を遮断できる設計とすること ・電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する計測制御系統施設（安全保護系盤）の設置場所の非常用換気空調系は降下火砕物が侵入しにくい設計とすること ・②降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して，降下火砕物の除去や非常用換気空調系外気取入口のバグフィルタの取替え若しくは清掃，又は，換気空調系の停止若しくは再循環運転の実施により安全機能を損なわない設計とすること さらに，降下火砕物による間接的影響である7日間の外部電源喪失，柏崎刈羽原子力発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し，柏崎刈羽原子力発電所の安全性を維持する	り，文献，既往解析結果の知見及び降下火砕物シミュレーションを用い検討した結果，降下火砕物の層厚を約 23.1cm と評価した。想定する降下火砕物の最大層厚は，評価結果の約 23.1cm に対し，敷地内で給源不明なテフラの最大層厚 35cm が確認されていることを踏まえ，保守的に 35cm と設定する。なお，鉛直荷重については，湿潤状態の降下火砕物に，プラント寿命期間を考慮して年超過確率 10^{-2} 規模の積雪を踏まえ設定する。 粒径及び密度については，文献調査の結果を踏まえ，粒径 8.0mm 以下，密度 1.5g/cm^3（湿潤状態）と設定する。 (3) 評価対象施設の抽出 外部事象防護対象施設のうち，屋内設備は内包する建屋により防護する設計とし，評価対象施設を，屋外設備，建屋及び屋外との接続がある設備（屋外に開口している設備又は外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する設備）に分類し，抽出する。 また，上記に含まれない構築物，系統及び機器は，降下火砕物により損傷した場合であっても，代替手段があること等により安全機能は損なわれない。	① 非常用ディーゼル発電機に対して短期での腐食が発生しない設計は変わらないため，変更不要 ②今回の保安規定申請により、静的負荷に対する運用は変わらない。また、腐食等に対する運用については、左記の運用を包絡する対応を実施するため、変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
する。 屋外の重大事故等対処設備については，降下火砕物による荷重により機能を損なわないように，降下火砕物を適宜除去することにより，外部事象防護対象施設の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 なお，①降下火砕物により必要な機能を損なうおそれがないよう，屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて管理する。 （ロ） 閉塞 i. 水循環系の閉塞 外部事象防護対象施設のうち，降下火砕物を含む海水の流路となる施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，降下火砕物の粒径より大きな流路幅を設けることにより，水循環系の狭隘部が閉塞しない設計とする。 ii. 換気系，電気系及び計測制御系に対する機械的影響（閉塞） 外部事象防護対象施設のうち，降下火砕物を含	ために必要となる電源の供給が継続でき，安全機能を損なわない設計とする。	a ．屋外設備 ・軽油タンク ・燃料移送ポンプ b ．建屋 ・原子炉建屋 ・タービン建屋海水熱交換器区域 ・コントロール建屋 ・廃棄物処理建屋 c. 屋外との接続がある設備 ・原子炉補機冷却海水系 （海水ポンプ・海水ストレーナ） ・取水設備（除塵装置） ・非常用換気空調系 （非常用ディーゼル発電機電気品区域換気空調系（非常用ディーゼル発電機非常用送風機含む），中央制御室換気空調系，コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系，海水熱交換器区域換気空調系） ・非常用ディーゼル発電機 ・非常用ディーゼル発電機吸気系 ・安全保護系盤 上記により抽出した評価対象施設を第 1.8.8－1 表に示す。	① 今回の保安規定申請により，左記運用は変わらないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
む空気の流路となる非常用換気空調系については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，①外気取入口にバグフィルタを設置することにより，フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし，さらに降下火砕物がバグフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで，降下火砕物により閉塞しない設計とする。 非常用換気空調系以外の降下火砕物を含む空気の流路となる換気系，電気系及び計測制御系の施設についても，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，降下火砕物が侵入しにくい構造，又は降下火砕物が侵入した場合でも，降下火砕物により流路が閉塞しない設計とする。 なお，②降下火砕物により閉塞しないよう，外気取入ダンパの閉止，換気空調系の停止，再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。 （ハ） 摩耗 i. 水循環系の内部における摩耗 外部事象防護対象施設のうち，降下火砕物を含む海水の流路となる施設の内部における摩耗については，主要な降下火砕物は砂と同等又は砂より		(4) 降下火砕物による影響の選定 降下火砕物の特徴及び評価対象施設の構造や設置状況等を考慮して，降下火砕物が直接及ぼす影響とそれ以外の影響を直接的影響及び間接的影響として選定する。 a. 降下火砕物の特徴 各種文献の調査結果より，降下火砕物は以下の特徴を有する。 (a) 火山ガラス片，鉱物結晶片から成る。ただし，火山ガラス片は砂よりもろく硬度は低く，主要な鉱物結晶片の硬度は砂同等またはそれ以下である。 (b) 硫酸等を含む腐食性のガスが付着している。ただし，金属腐食研究の結果より，直ちに金属腐食を生じさせることはない。 (c) 水に濡れると導電性を生じる。 (d) 湿った降下火砕物は乾燥すると固結する。 (e) 降下火砕物粒子の融点は約 1,000℃であり，一般的な砂に比べ低い。 b. 直接的影響 降下火砕物の特徴から直接的影響の要因となる荷重，閉塞，摩耗，腐食，大気汚染，水質汚染及び絶縁低下を抽出し，評価対象施設の構造や設置状況等を考慮して直接的な影響因子を以下のとおり選定す	① 今回の保安規定申請により，非常用ディーゼル発電機機関に降下火砕物が容易に侵入しにくい設計は変わらないため，変更不要 ② 今回の保安規定申請により，左記運用は変わらないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
硬度が低くもろいことから摩耗による影響は小さいが，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，定期的な内部点検及び日常保守管理により，摩耗しにくい設計とする。 ①なお，降下火砕物により摩耗が進展しないよう，日常保守管理における点検及び必要に応じた補修の実施を保安規定に定めて管理する。 ii. 換気系，電気系及び計測制御系に対する機械的影響（摩耗） 外部事象防護対象施設のうち，降下火砕物を含む空気を取り込みかつ摺動部を有する換気系，電気系及び計測制御系の施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，降下火砕物が侵入しにくい構造とすること又は摩耗しにくい材料を使用することにより，摩耗しにくい設計とする。 なお，①降下火砕物により摩耗が進展しないよう，外気取入ダンパの閉止，換気空調系の停止等を保安規定に定めて管理する。 （ニ） 腐食 i. 構造物の化学的影響（腐食）		る。 (a) 荷重 「荷重」について考慮すべき影響因子は，屋外設備及び建屋の上に堆積し静的な負荷を与える「構造物への静的負荷」，並びに屋外設備及び建屋に対し降灰時に衝撃を与える「粒子の衝突」である。 評価に当たっては以下の荷重の組み合わせ等を考慮する。 (a-1) 評価対象施設に常時作用する荷重，運転時荷重 評価対象施設に作用する荷重として，自重等の常時作用する荷重，内圧等の運転時荷重を適切に組み合わせる。 (a-2) 設計基準事故時荷重 外部事象防護対象施設は，降下火砕物によって安全機能を損なわない設計とするため，設計基準事故とは独立事象である。また，評価対象施設のうち設計基準事故時荷重が生じる屋外設備としては，軽油タンク及び燃料移送ポンプが考えられるが，設計基準事故時においても，通常運転時の系統内圧力及び温度と変わらないため，設計基準事故により考慮すべき荷重はなく，設計基準事故時荷重と降下火砕物との組み合わせは考慮しない。 (a-3) その他の自然現象の影響を考慮した荷重の組み	① 今回の保安規定申請により，左記運用は変わらないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
外部事象防護対象施設のうち，屋外に設置している施設及び外部事象防護対象施設を内包する施設，並びに防護措置として設置する防護対策施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより，降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。 なお，降下火砕物により①長期的な腐食の影響が生じないよう，日常保守管理における点検及び補修の実施を保安規定に定めて管理する。 屋内の重大事故等対処設備については，降下火砕物による短期的な腐食により機能を損なわないように，耐食性のある塗装を実施した建屋内に設置する設計とする。 屋外の重大事故等対処設備については，降下火砕物を適宜除去することにより，降下火砕物による腐食に対して，外部事象防護対象施設の安全機能と同時に重大事故等対処設備の重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 なお，①降下火砕物により腐食の影響が生じないよう，屋外の重大事故等対処設備に堆積する降下火砕物を適宜除去することを保安規定に定めて		合わせ 降下火砕物と組み合わせを考慮すべき火山以外の自然現象は，荷重の影響において地震及び積雪であり，降下火砕物の荷重と適切に組み合わせる。 (b) 閉塞 「閉塞」について考慮すべき影響因子は，降下火砕物を含む海水が流路の狭隘部等を閉塞させる「水循環系の閉塞」，並びに降下火砕物を含む空気が機器の狭隘部や換気系の流路を閉塞させる「換気系，電気系及び計測制御系の機械的影響（閉塞）」である。 (c) 摩耗 「摩耗」について考慮すべき影響因子は，降下火砕物を含む海水が流路に接触することにより配管等を摩耗させる「水循環系の内部における摩耗」，並びに降下火砕物を含む空気が動的機器の摺動部に侵入し摩耗させる「換気系，電気系及び計測制御系の機械的影響（摩耗）」である。 (d) 腐食 「腐食」について考慮すべき影響因子は，降下火砕物に付着した腐食性のガスにより屋外設備及び建屋の外面を腐食させる「構造物への化学的影響（腐食）」，換気系，電気系及び計測制御系において降	① 今回の保安規定申請により，左記運用は変わらないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
管理する。 ii.　水循環系の化学的影響（腐食） 外部事象防護対象施設のうち，降下火砕物を含む海水の流路となる施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，耐食性のある材料の使用又は塗装等を実施することにより，降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。 なお，①降下火砕物により長期的な腐食の影響が生じないよう，日常保守管理における点検及び補修の実施を保安規定に定めて管理する。 iii.　換気系，電気系及び計測制御系に対する化学的影響（腐食） 外部事象防護対象施設のうち，降下火砕物を含む空気の流路となる施設については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，降下火砕物が侵入しにくい構造とすること，耐食性のある材料の使用又は塗装を実施することにより，降下火砕物による短期的な腐食が発生しない設計とする。 なお，①降下火砕物により長期的な腐食の影響		下火砕物を含む空気の流路等を腐食させる「換気系，電気系及び計測制御系の化学的影響（腐食）」，並びに海水に溶出した腐食性成分により海水管等を腐食させる「水循環系の化学的影響（腐食）」である。 (e) 大気汚染 「大気汚染」について考慮すべき影響因子は，降下火砕物により汚染された発電所周辺の大気が運転員の常駐する中央制御室内に侵入することによる居住性の劣化，降下火砕物の除去，屋外設備の点検等，屋外における作業環境を劣化させる「発電所周辺の大気汚染」である。 (f) 水質汚染 「水質汚染」については，外部から供給される水源である，市水道水に降下火砕物が混入することによる汚染が考えられるが，柏崎刈羽原子力発電所では給水処理設備により水処理した給水を使用しており，また水質管理を行っていることから，安全施設の安全機能には影響しない。 (g) 絶縁低下 「絶縁低下」について考慮すべき影響因子は，湿った降下火砕物が，電気系及び計測制御系絶縁部に導電性を生じさせることによる盤の「絶縁低下」である。	①今回の保安規定申請により，左記運用は変わらないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
が生じないよう，日常保守管理における点検，補修の実施等を保安規定に定めて管理する。 （ホ） 発電所周辺の大気汚染 外部事象防護対象施設のうち，中央制御室換気空調系（「6,7 号機共用」（以下同じ。））については，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，バグフィルタを設置することにより，降下火砕物が中央制御室（「6,7 号機共用」（以下同じ。））に侵入しにくい設計とする。 また，中央制御室換気空調系については，外気取入ダンパの閉止及び再循環運転を可能とすることにより，中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止する。さらに外気取入遮断時において，酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施し，室内の居住性を確保する設計とする。 なお，①降下火砕物による中央制御室の大気汚染を防止するよう，再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。 （ヘ） 絶縁低下 外部事象防護対象施設のうち，空気を取り込む機構を有する電気系及び計測制御系の盤について		c. 間接的影響 降下火砕物によって柏崎刈羽原子力発電所に間接的な影響を及ぼす因子は，湿った降下火砕物が送電線の碍子，開閉所の充電露出部等に付着し絶縁低下を生じさせることによる広範囲にわたる送電網の損傷に伴う「外部電源喪失」，並びに降下火砕物が道路に堆積することによる交通の途絶に伴う「アクセス制限」である。 (5) 降下火砕物の直接的影響に対する設計 直接的影響については，評価対象施設の構造や設置状況等（形状，機能，外気吸入や海水通水の有無等）を考慮し，想定される各影響因子に対して，影響を受ける各評価対象施設が安全機能を損なわない以下の設計とする。なお，評価対象施設のうち，屋外設備及び建屋は，「粒子の衝突」に対して，「1.8.2 竜巻防護に関する基本方針」に基づく設計によって，安全機能を損なわない設計とする。 a. 軽油タンク（燃料移送ポンプ含む） 「構造物への静的負荷」について，当該施設の許容荷重が，降下火砕物による荷重に対して安全裕度を有することにより，構造健全性を失わず安全機能を損なわない設計とする。 「腐食」については，金属腐食研究の結果より，	① 今回の保安規定申請により，左記運用は変わらないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
は，降下火砕物に対し，機能を損なうおそれがないよう，安全保護系盤の設置場所の換気空調系にバグフィルタを設置することにより，降下火砕物が侵入しにくい設計とする。 なお，①中央制御室換気空調系については，降下火砕物による安全保護系盤の絶縁低下を防止するよう，外気取入ダンパの閉止，再循環運転の実施等を保安規定に定めて管理する。 ロ．間接的影響に対する設計方針 降下火砕物による間接的影響である長期（7 日間）の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象に対し，発電用原子炉及び使用済燃料貯蔵プールの安全性を損なわないようにするために，7 日間の電源供給が継続できるよう，非常用ディーゼル発電機の燃料を貯蔵するための軽油タンク（「重大事故等時のみ 6,7 号機共用」（以下同じ。）），燃料を移送するための非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ等を降下火砕物の影響を受けないよう設置する設計とする。		降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが，外装の塗装等によって，短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお，降灰後の長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。 「閉塞」及び「摩耗」については，軽油タンクのベント管を下向きに取り付ける，また，燃料移送ポンプは，降下火砕物が侵入しにくい設計とする。 b. 外部事象防護対象施設を内包する建屋 原子炉建屋，タービン建屋海水熱交換器区域，コントロール建屋及び廃棄物処理建屋は，「構造物への静的負荷」について，当該施設の許容荷重が，降下火砕物による荷重に対して安全裕度を有することにより，構造健全性を失わず安全機能を損なわない設計とする。なお，建屋の評価は，建築基準法における積雪の荷重の考え方に準拠し，降下火砕物の除去を適切に行うことから，降下火砕物の荷重を短期に生じる荷重とし，建築基準法による短期許容応力度を許容限界とする。 「腐食」については，金属腐食研究の結果より，降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが，外装の塗装等によって，短期	① 今回の保安規定申請により，左記運用は変わらないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
		での腐食により安全機能を損なわない設計とする。 なお，降灰後の長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。 c. 原子炉補機冷却海水ポンプ 「閉塞」については，降下火砕物は粘土質ではないことから水中で固まり閉塞することはないが，降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設ける設計とするとともに，ポンプ軸受部が閉塞しない設計とする。 「摩耗」については，主要な降下火砕物は砂と同等または砂より硬度が低くもろいことから，摩耗の影響は小さく，また，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能であり，摩耗により安全機能を損なわない設計とする。 「腐食」については，金属腐食研究の結果より，降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが，耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって，短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお，降灰後の長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。 d. 原子炉補機冷却海水系ストレーナ	

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
		「閉塞」については，降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設ける又は差圧の確認が可能な設計とする。 「摩耗」については，主要な降下火砕物は砂と同等または砂より硬度が低くもろいことから，摩耗の影響は小さく，また，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能であり，摩耗により安全機能を損なわない設計とする。 「腐食」については，金属腐食研究の結果より，降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが，耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって，短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお，降灰後の長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。 e. 取水設備（除塵装置） 「閉塞」については，降下火砕物の粒径に対し十分な流路幅を設ける設計とする。 「摩耗」については，主要な降下火砕物は砂と同等または砂より硬度が低くもろいことから，摩耗の影響は小さく，また，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能であり，摩耗により安全機能を損なわない設計とする。	

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
		「腐食」については，金属腐食研究の結果より，降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが，耐食性のある材料の使用や塗装の実施等によって，短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお，降灰後の長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。 f. 非常用換気空調系 ①非常用換気空調系（非常用ディーゼル発電機電気品区域換気空調系（非常用ディーゼル発電機非常用送風機含む），中央制御室換気空調系，コントロール建屋計測制御電源盤区域換気空調系，海水熱交換器区域換気空調系）は，③「閉塞」及び「摩耗」について，外気取入口に，ルーバが取り付けられており，下方から吸い込む構造であること，非常用換気空調系のバグフィルタを設置することで，降下火砕物が流路に侵入しにくい設計とする。さらに降下火砕物がバグフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで，降下火砕物により閉塞しない設計とする。 「腐食」については，金属腐食研究の結果より，降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが，金属材料を用いることによっ	① 今回の保安規定申請により，換気空調設備の設計は変えないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
		て，短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお，降灰後の長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。 「大気汚染」については，①中央制御室換気空調系の外気取入ダンパの閉止及び再循環運転を可能とすることにより，中央制御室内への降下火砕物の侵入を防止すること，さらに外気取入遮断時において室内の居住性を確保できる設計とする。 g. 非常用ディーゼル発電機（非常用ディーゼル発電機吸気系含む） 「閉塞」については，非常用ディーゼル発電機の吸気口の上流側の外気取入口には，ルーバが取り付けられており，下方から吸い込む構造であること，非常用換気空調系のバグフィルタを設置することにより，フィルタメッシュより大きな降下火砕物が内部に侵入しにくい設計とし，また，降下火砕物がバグフィルタに付着した場合でも取替え又は清掃が可能な構造とすることで，降下火砕物により閉塞しない設計とする。 「摩耗」については，主要な降下火砕物は砂と同等または砂より硬度が低くもろいことから，摩耗の影響は小さく，かつ構造上の対応として，吸気口の	① 今回の保安規定申請により，左記設計は変わらないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
		上流側の外気取入口には，ルーバが取り付けられており，下方から吸い込む構造であること，非常用換気空調系のバグフィルタを設置することで，降下火砕物が流路に侵入しにくい設計とし，仮に当該設備の内部に降下火砕物が侵入した場合でも耐摩耗性のある材料を使用することで，摩耗により安全機能を損なわない設計とする。 「腐食」については，金属腐食研究の結果より，降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食は生じないが，金属材料を用いることによって，短期での腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお，降灰後の長期的な腐食の影響については，日常保守管理等により，状況に応じて補修が可能な設計とする。 h. 安全保護系盤 当該機器の設置場所は非常用ディーゼル発電機電気品区域換気空調系（非常用ディーゼル発電機非常用送風機含む）及び中央制御室換気空調系により，空調管理されており，①外気取入口にはバグフィルタを設置することで，降下火砕物による「絶縁低下」により安全機能を損なわない設計とする。 (6) 降下火砕物の間接的影響に対する設計方針 降下火砕物による間接的影響として考慮する，広	① 今回の保安規定申請により，左記設計は変わらないため，変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
		範囲にわたる送電網の損傷による 7 日間の外部電源喪失及び発電所外での交通の途絶によるアクセス制限事象が生じた場合については，降下火砕物に対して非常用ディーゼル発電機の安全機能を維持することで，発電用原子炉の停止及び停止後の発電用原子炉の冷却，並びに使用済燃料プールの冷却に係る機能を担うために①必要となる電源の供給が非常用ディーゼル発電機により継続できる設計とすることにより，安全機能を損なわない設計とする。電源の供給に関する設計方針は「10.1 非常用電源設備」に記載する。	①今回の保安規定申請により，左記設計は変わらないため，変更不要
		1.8.8.2 手順等 (1) ②降灰が確認された場合には，建屋や屋外の設備等に長期間降下火砕物の荷重をかけ続けないこと，また降下火砕物の付着による腐食等が生じる状況を緩和するために，評価対象施設等に堆積した降下火砕物の除灰を適切に実施する。 (2) 降灰が確認された場合には，状況に応じて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手順を定める。	② 今回の保安規定申請により，左記運用は変わらないため，変更不要
		(3)③ 降灰が確認された場合には，非常用換気空調系の外気取入口のバグフィルタについて，バグフィルタ	③今回の保安規定申請では、左記運用を包絡する対応を実施するため、変更不要

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

基本設計方針	設置許可本文	設置許可添付書類八	備 考
		の差圧を確認するとともに，状況に応じて取替え又は清掃を実施する。	

黄色：設計条件に関する記載　緑色：非常用ディーゼル発電機に関する記載　水色：運用に関する記載

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-88（改訂１）
提出年月日	令和２年６月２日

柏崎刈羽原子力発電所７号炉

有毒ガス発生時及び新たな有毒化学物質確認時における対応について

令和２年６月

東京電力ホールディングス株式会社

目次

柏崎刈羽原子力発電所保安規定の変更について
添付資料 － １　新たな有毒化学物質確認時における対応について
添付資料 － ２　柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉審査資料 原子炉設置変更許可 抜粋
添付資料 － ３　有毒ガス発生時に活動を行う要員について

柏崎刈羽原子力発電所保安規定の変更について

柏崎刈羽原子力発電所保安規定（以下，「保安規定」という。）を以下の通り変更する。

１．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等の一部改正に伴う発電用原子炉設置変更許可申請書記載事項の一部追加による変更。

平成２９年５月１日に施行された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などにより，原子力発電所における中央制御室の運転員等に対する有毒ガス防護を求められたことに伴い，柏崎刈羽原子力発電用原子炉設置変更許可申請書の記載事項を一部追加した。

これに対応するため，原子炉施設内において有毒ガスを確認した場合の対応に関連する保安規定条文の追加，一部変更を行う。

・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５（有毒ガス発生時の体制の整備）
・第１７条の７（重大事故等発生時の体制の整備）
・第１１８条（所員への保安教育）
・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３（重大事故等及び大規模損壊対応に係る実施基準）

新たな有毒化学物質確認時における対応について

設置許可申請では，柏崎刈羽原子力発電所における有毒ガス発生時の影響評価を実施しており，敷地内固定源はスクリーニング評価対象物質が無いことを確認している。また敷地外固定源及び敷地内可動源に対しては，漏えい時の評価を実施し，6，7 号炉中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所において，各々の有毒ガス濃度の防護判断基準値に対する和が 1 を下回る（運転員等の対処能力が損なわれない）ことから，設置許可基準規則にて定義される「有毒ガス発生源」はなく，検出器及び警報装置を設けなくとも，運転員等は，中央制御室等に一定期間とどまり，支障なく必要な措置をとるための操作を行うことができることを確認している。

そのため，現時点では，防護措置は不要であるが，今後，新たな薬品を使用する場合には，以下に示す固定源・可動源の特定フロー等を基に，有毒ガス防護に係る影響評価ガイドへの適合性を確認し，必要に応じて防護措置を取ることを発電所の文書に定め，運用管理するものとする。

保安規定記載
添付２　７．４手順書の整備 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。

１．　発電所敷地内における固定源の確認

作業等で新たな有毒化学物質を取扱う場合および有毒化学物質の性状，貯蔵状況等※1の変更を行う場合は，当該化学物質が有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質であるか，現状の評価に影響を与えるものであるかの確認を図１に示す「作業等で取扱う新たな有毒化学物質等の評価フロー」により実施し，必要により有毒ガス影響評価，防護措置の検討および防護措置を実施※2する。

※１性状，貯蔵状況等とは，化学物質の濃度，揮発性，エアロゾル化の有無，化学物質の貯蔵量，建屋内での保管，換気量，ボンベ保管を示す。
※２有毒ガス影響評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を超過する場合には，防護措置の検討結果を踏まえ，再度有毒ガス影響評価を行い，有毒ガス防護のための判断基準値を下回るまで防護措置の検討および防護措置の実施を繰り返した後，作業等を行う。

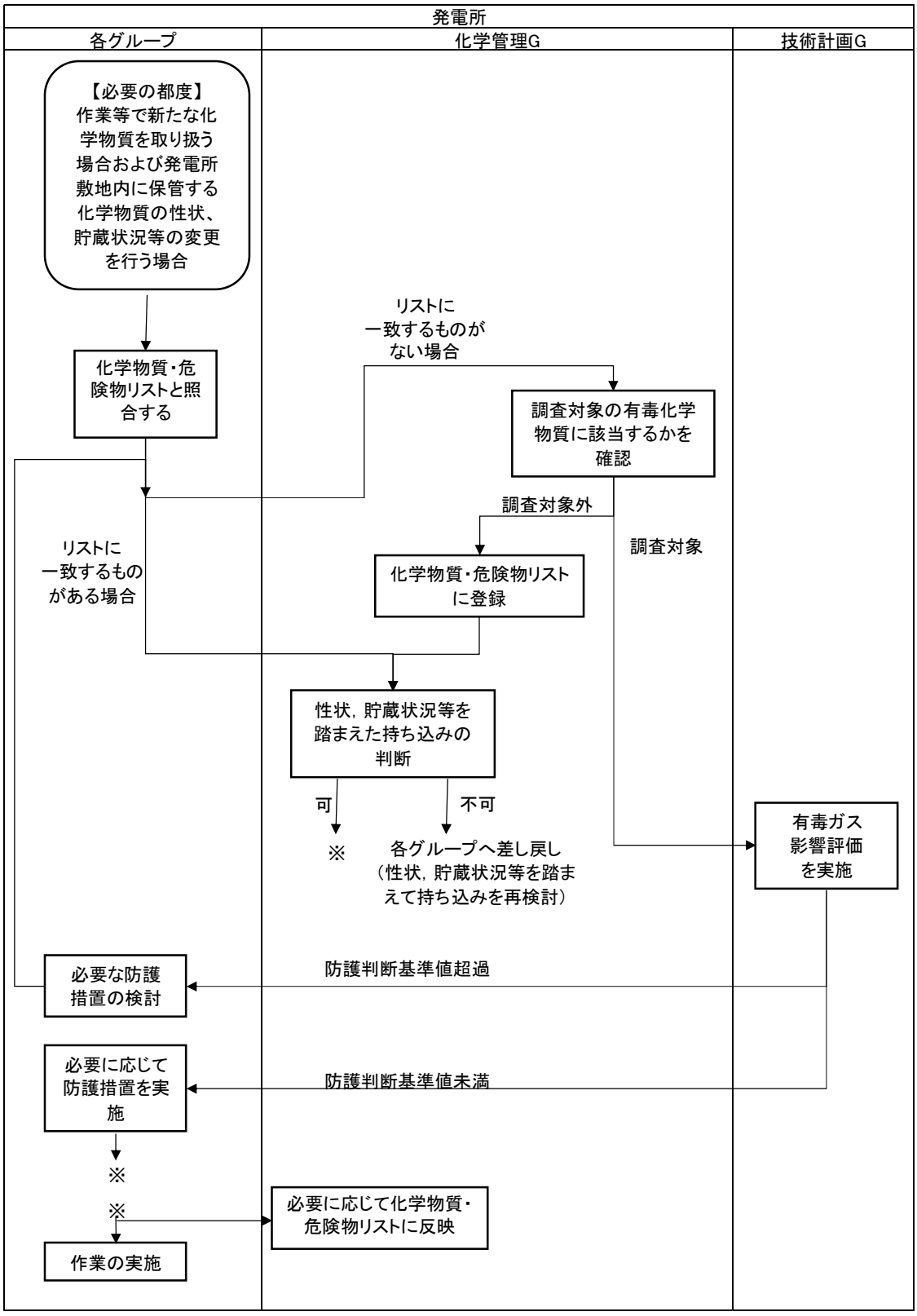


図１　作業等で取扱う新たな有毒化学物質等の評価フロー

２．発電所敷地外における固定源の確認

１回/5 年の頻度で中央制御室等から半径 10km 近傍の範囲における新たな固定源の設置状況について調査を関係省庁に依頼し，新たな固定源の設置の有無，既存の固定源での現状の評価に影響を与えるような性状，貯蔵状況等の変更の有無の確認を図２に示す「発電所敷地外の固定源評価フロー」により実施し，必要により有毒ガス影響評価，防護措置の検討および防護措置を実施する。

また，これに限らず，当該範囲において新たな固定源の設置，既存の固定源での現状の評価に影響を与えるような性状，貯蔵状況等の変更に関する情報を入手した場合には，必要により有毒ガス影響評価，防護措置の検討および防護措置を実施する。

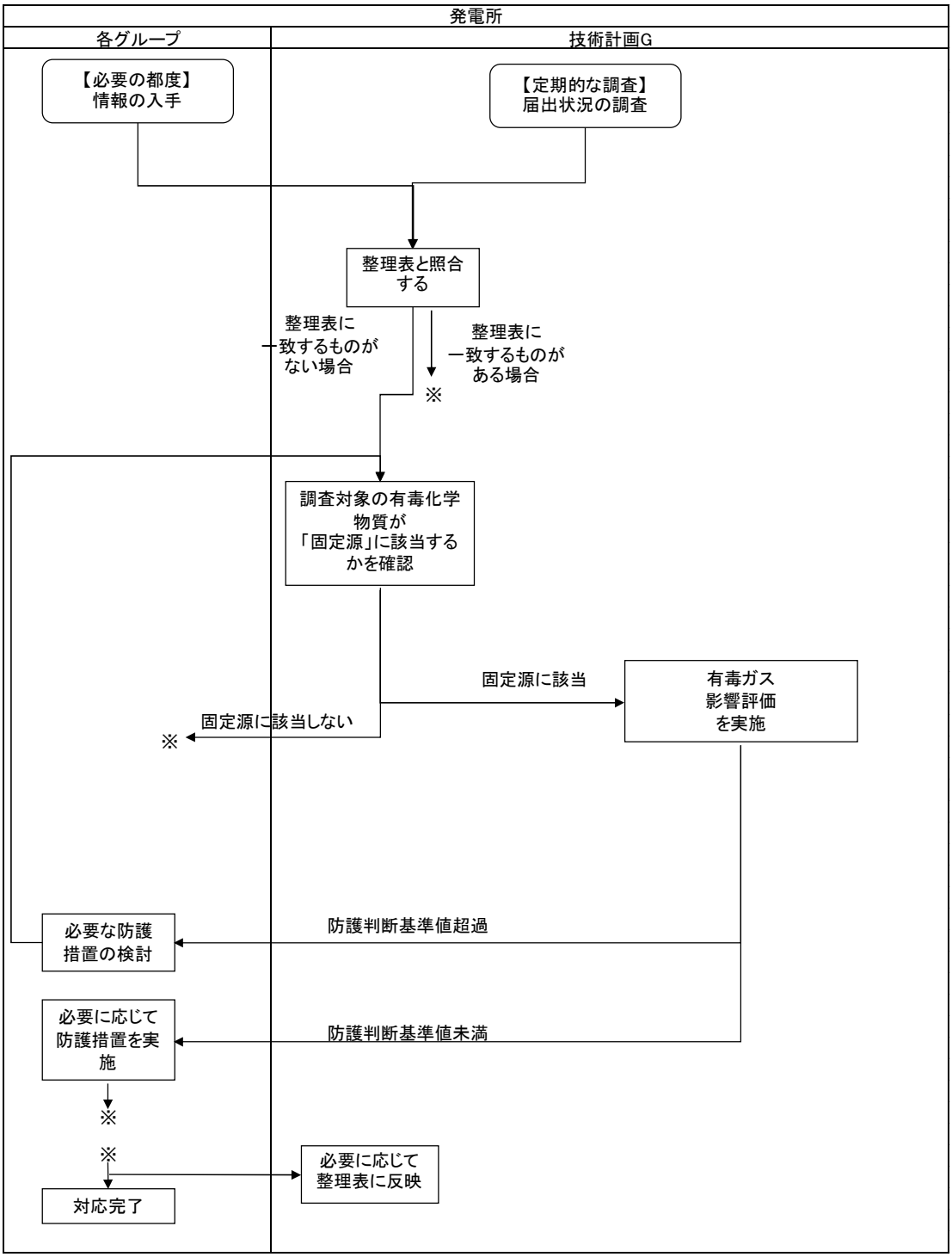


図２　発電所敷地外の固定源評価フロー

３．発電所敷地内における可動源の確認

作業等で新たな有毒化学物質を取扱う場合および有毒化学物質の性状，貯蔵状況等の変更を行う場合は，当該化学物質が有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質であるか，現状の評価に影響を与えるものであるかの確認を図１に示す「作業等で取扱う新たな有毒化学物質等の評価フロー」により実施し，必要により有毒ガス影響評価，防護措置の検討および防護措置を実施する。

また，有毒ガス影響評価の際に想定した輸送ルートとは別の輸送ルートを通過することも想定されるが，その場合においては，可動源から漏えいする有毒ガスによって，評価点の濃度が防護判断基準値を超えることがないよう，評価点に対する離隔距離が十分確保されていること等を確認する。

本資料のうち，枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所６号及び７号炉審査資料	
資料番号	KK67－002 改 07
提出年月日	2020 年 2 月 28 日

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉

中央制御室，緊急時対策所及び重大事故等対処上特に重要な操作を行う地点の有毒ガス防護について

2020 年 2 月

東京電力ホールディングス株式会社

目　　次

1. 評価概要　P. 1
2. 有毒ガス防護に係る妥当性確認の流れ　P. 2
3. 評価に当たって行う事項　P. 3
3.1 固定源及び可動源の調査　P. 3
3.1.1 敷地内固定源　P. 5
3.1.2 敷地内可動源　P. 7
3.1.3 敷地外固定源　P. 12
3.2 有毒ガス防護判断基準値の設定　P. 19
4. 対象発生源特定のためのスクリーニング評価　P. 26
4.1 スクリーニング評価対象物質の設定（種類，貯蔵量及び距離）　P. 26
4.2 有毒ガスの発生事象の想定　P. 26
4.3 有毒ガスの放出の評価　P. 27
4.4 大気拡散及び濃度の評価　P. 28
4.4.1 原子炉制御室等外評価点　P. 28
4.4.2 原子炉制御室等外評価点での濃度評価　P. 29
4.4.3 運転・対処要員の吸気中の濃度評価　P. 30
4.4.3.1 敷地外固定源　P. 31
4.4.3.2 敷地内可動源　P. 39
4.5 対象発生源の特定　P. 42
5. 有毒ガス防護に対する妥当性の判断　P. 43
5.1 対象発生源がある場合の対策　P. 43
5.2 予期せず発生する有毒ガスに関する対策　P. 43
5.2.1 防護具等の配備等　P. 43
5.2.2 通信連絡設備による伝達　P. 45
5.2.3 敷地外からの連絡　P. 45
6. まとめ　P. 46

抜粋

別紙1	ガイドに対する適合性説明資料
別紙2	調査対象とする有毒化学物質について
別紙3	敷地外固定源の特定に係る調査対象法令の選定について
別紙4-1	固定源と可動源について
別紙4-2	固体あるいは揮発性が乏しい液体の取り扱いについて
別紙4-3	有毒ガス評価に係る高圧ガス容器（ボンベ）に貯蔵された液化石油ガス（プロパンガス）の取り扱いについて
別紙4-4	圧縮ガスの取り扱いについて
別紙4-5	有毒ガス評価に係る建屋内有毒化学物質の取り扱いについて
別紙4-6	密閉空間で人体影響を考慮すべきものの取り扱いについて
別紙4-7-1	柏崎刈羽原子力発電所の固定源整理表
別紙4-7-2	柏崎刈羽原子力発電所の可動源整理表
別紙4-8	調査対象外とした有毒化学物質について
別紙5	他の有毒化学物質等との反応により発生する有毒ガスの考慮について
別紙6	重要操作地点の選定フロー
別紙7	メタノール及び亜酸化窒素の急性毒性について（補足）
別紙8	可動源から漏えいした際の液だまり厚さについて
別紙9	有毒ガス影響評価に使用する温度条件について
別紙10	有毒化学物質の物性値について
別紙11	有毒ガス影響評価に使用する気象条件について
別紙12-1	選定した解析モデル（ガウスプルームモデル）の適用性について
別紙12-2	原子炉施設周辺の建屋影響による拡散の影響について　抜粋
別紙13-1	予期せず発生する有毒ガス防護に係る実施体制及び手順
別紙13-2	バックアップの供給体制について
別紙14	発電所構内の要員への影響について
別紙15	有毒ガス防護に係る規則等への適合性について

5.　有毒ガス防護に対する妥当性の判断

柏崎刈羽原子力発電所において，6，7号炉中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の防護対象となる運転・対処要員の対処能力が著しく損なわれることがないように，有毒ガス防護対策を以下のとおり実施する。

5.1　対象発生源がある場合の対策

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉に対しては，対象発生源がないことから，“対象発生源がある場合の対策”に該当するものはない。

5.2　予期せず発生する有毒ガスに関する対策

予期せず発生する有毒ガスが及ぼす影響により，運転・対処要員のうち初動対応を行う者（以下「運転・初動要員」という。）の対処能力が著しく損なわれることがないように，運転・初動要員に対して，以下の対策を実施する。

5.2.1　防護具等の配備等

中央制御室及び５号炉原子炉建屋内緊急時対策所の運転・初動要員に対して，必要人数分の酸素呼吸器を有毒ガス防護用に配備するとともに，予期せず発生する有毒ガスからの防護のための実施体制及び手順を整備する。

酸素ボンベについては，酸素呼吸器を１人当たり６時間使用するために必要となる数量を有毒ガス防護用に配備する。

さらに，予期せず発生する有毒ガスに対し，継続的な対応が可能となるよう，バックアップの供給体制を整備する。

(1)　必要人数分の酸素呼吸器の配備

中央制御室及び５号炉原子炉建屋内緊急時対策所の運転・初動要員に対して，予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため，第5.2.1-1表に示す，必要となる酸素呼吸器の数量を確保し，所定の場所に配備する。

第 5.2.1-1 表　酸素呼吸器の配備

対象箇所（防護対象者）	要員数	酸素呼吸器数量	配備場所
中央制御室 （運転員）	18人※1 13人※2 10人※3	18個※1 13個※2 10個※3	6,7号炉 中央制御室及び6,7号炉 サービス建屋※4
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 （運転員以外の運転・初動要員）	4人	4個	5号炉 サービス建屋

※1：6号及び7号炉がどちらも運転中の場合
※2：6号及び7号炉のどちらかが停止中の場合
※3：6号及び7号炉のどちらも停止中の場合
※4：6,7号炉中央制御室へISLOCA等対応用と役割を兼ねる5個を配備し，残りを6,7号炉サービス建屋へ配備する。

(2)　一定量の酸素ボンベの配備

中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の運転・初動要員に対して，予期せず発生する有毒ガスから一定期間防護が可能となるよう，第5.2.1-2表に示す，必要となる酸素ボンベの数量を確保し，所定の場所に配備する。

第5.2.1-2表　酸素ボンベの配備

対象箇所（防護対象者）	要員数	酸素ボンベ※5 数量	配備場所
中央制御室 （運転員）	18人※6 13人※7 10人※8	18本※6 13本※7 10本※8	6,7 号炉 中央制御室及び6,7 号炉 サービス建屋※9
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 （運転員以外の運転・初動要員）	4 人	4 本	5 号炉 サービス建屋

※5：有毒ガス防護に係る影響評価ガイドに基づき，1人当たり酸素呼吸器を6時間使用するのに必要となる酸素ボンベの数量を設定（別紙13-1参照）
※6：6号及び7号炉がどちらも運転中の場合
※7：6号及び7号炉のどちらかが停止中の場合
※8：6号及び7号炉のどちらも停止中の場合
※9：6,7号炉中央制御室へISLOCA等対応用と役割を兼ねる5本を配備し，残りを6,7号炉サービス建屋へ配備する。

(3)　防護のための実施体制及び手順

中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の運転・初動要員に対して，予期せず発生する有毒ガス防護に係る実施体制及び手順を，別紙13-1のとおり整備する。

(4)　バックアップの供給体制の整備

中央制御室及び5号炉原子炉建屋内緊急時対策所の運転・初動要員に対して，予期せぬ有毒ガスの発生が継続した場合を考慮し，継続的な対応が可能となるよう，敷地外からの酸素ボンベの供給体制を，別紙13-2のとおり整備する。

5.2.2　通信連絡設備による伝達

中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の運転・初動要員に対して，予期せぬ有毒ガスの発生を知らせるための実施体制及び手順を，別紙 13-1 のとおり整備する。

有毒ガス発生の情報，異臭の連絡又は複数の体調不良者の同時発生の情報を得た場合，連絡責任者へ連絡する。

連絡を受けた連絡責任者は運転員以外の運転・初動要員を召集し，召集された統括責任者（発電所長又はその代行者）は，有毒ガスによる影響が考えられる場合，非常災害対策本部を設置する。

非常災害対策本部長（発電所長又はその代行者）は，号機統括及び総務統括に対して防護措置を指示し，号機統括は当直長に対して防護措置を指示する。

なお，通信連絡設備は，既存のもの（設置許可基準規則第 35 条，第 62 条）を使用するが，既許可と同じ方法で使用することから，既許可に影響を及ぼすものではない。

5.2.3　敷地外からの連絡

敷地外から予期せぬ有毒ガスの発生に係る情報を入手した場合に，中央制御室の当直長に対して敷地外の予期せぬ有毒ガスの発生を知

らせるための仕組みについては，5.2.2 の実施体制及び手順と同様である。

6. まとめ

有毒ガス防護に関する規制改正をうけ，柏崎刈羽原子力発電所における有毒ガス発生時の影響評価を実施した。

評価手法は,「有毒ガス防護に係る評価ガイド」を参照し，有毒ガス発生時の影響評価を実施した。

評価にあたり，柏崎刈羽原子力発電所内外の有毒化学物質を特定し，防護判断基準値を設定した。

敷地内固定源はスクリーニング評価対象物質が無いことを確認した。また敷地外固定源及び敷地内可動源に対しては，漏えい時の評価を実施し，中央制御室の外気取入口等の評価地点において，各々の有毒ガス濃度の防護判断基準値に対する和が，1 を下回る（運転員等の対処能力が損なわれない）ことから，設置許可基準規則にて定義される「有毒ガス発生源」はなく，検出器及び警報装置を設けなくとも，運転員等は，中央制御室等に一定期間とどまり，支障なく必要な措置をとるための操作を行うことができることを確認した。

その他対応として，予期せぬ有毒ガスの発生に対応するため酸素呼吸器の配備，着用の手順及び体制を整備し，酸素呼吸器の補給に係るバックアップ体制を整備することとした。また，有毒ガスの確認時の通信連絡設備の手順についても整備することとした。

今後，新たな薬品を使用する場合には，固定源・可動源の特定フロー等を基に，有毒ガス影響評価ガイドへの適合性を確認し，必要に応じて防護措置を取ることを発電所の文書に定め，運用管理するものとする。

以上のことから，有毒ガス防護に係る設置許可基準規則に適合していることを確認した。有毒ガス防護に係る規則等への適合性を別紙 15 に示す。

別紙 13-1

予期せず発生する有毒ガス防護に係る実施体制及び手順

1.　実施体制

予期せず発生する有毒ガス防護に係る実施体制を図1に示す。

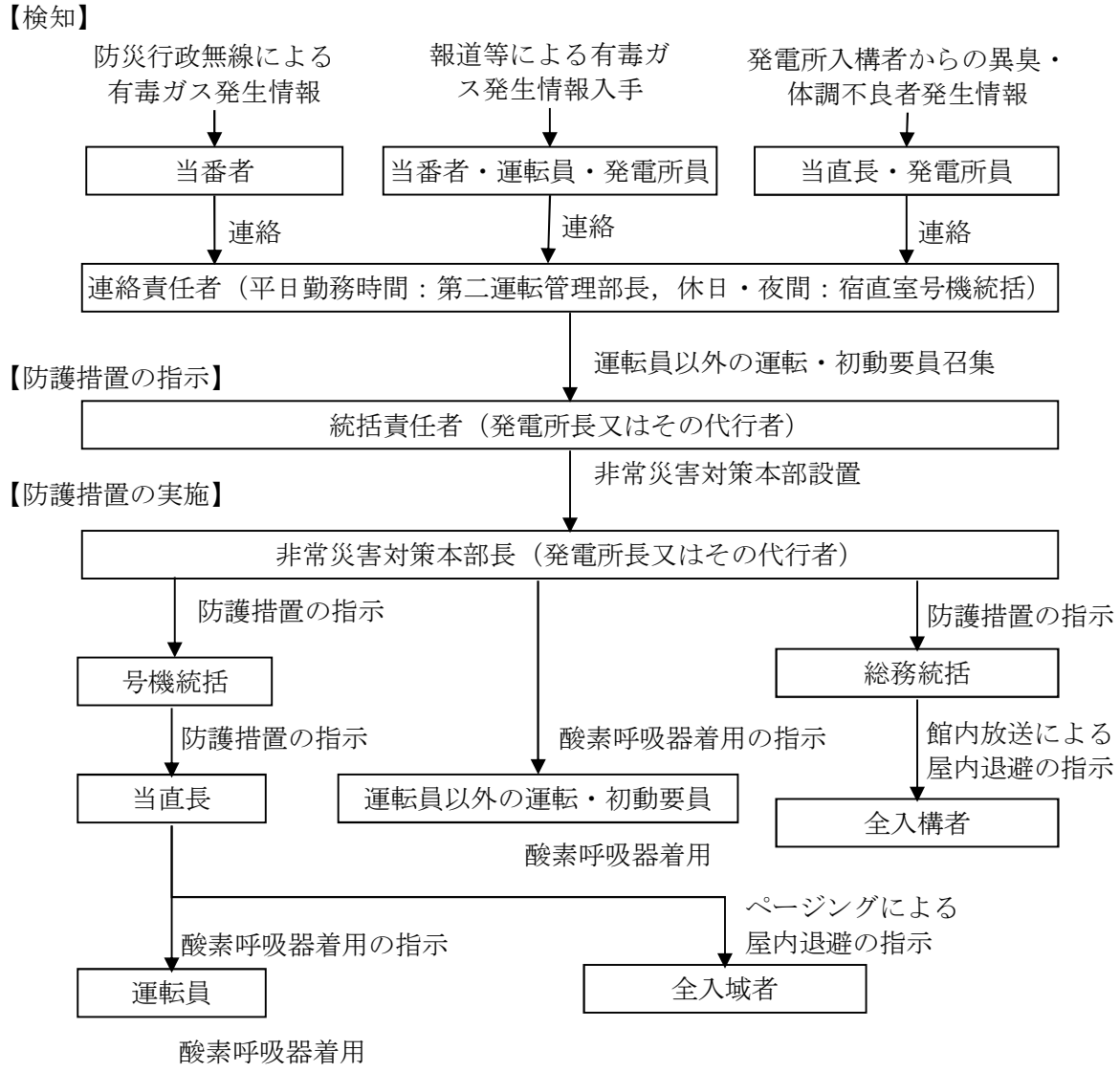


図１　実施体制

2.　実施手順

(1)　当番者は防災行政無線により有毒ガス発生情報を入手したら，連絡責任者（平日勤務時間は第二運転管理部長，休日・夜間は宿直室号機統括。以下，同様。）に連絡する。

(2)　当番者，運転員又は発電所員が報道等により発電所周辺における有毒ガス発生情報を入手したら，連絡責任者に連絡する。

(3)　当直長又は発電所員が発電所入構者より，異臭の連絡又は同一エリアでの複数の体調不良者の発生連絡を受けたら，連絡責任者に連絡する。

(4)　連絡責任者は，運転員以外の運転・初動要員を召集する。

(5)　統括責任者（発電所長又はその代行者）は，有毒ガスによる影響が考えられる場合は，非常災害対策本部を設置する。

(6)　非常災害対策本部長（発電所長又はその代行者）は，号機統括及び総務統括に対して防護措置を指示するとともに，運転員以外の運転・初動要員に対して酸素呼吸器着用を指示する。

(7)　号機統括は，当直長に対して防護措置を指示する。

(8)　総務統括は，館内放送により全入構者に対して屋内退避を指示する。

(9)　当直長は運転員に対して，酸素呼吸器着用を指示するとともに，ページングにより全入域者に対して屋内退避を指示する。

(10)　運転・初動要員は定められた着用手順に従い，酸素呼吸器を着用する。

(11)　全入構者及び全入域者は屋内退避を行う。

3.　酸素ボンベの必要配備数量

(1)　防護対象者の人数

中央制御室及び 5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所における必要要員数から，防護対象者となる人数を表 1 のとおり設定する。

表 1　防護対象者となる人数

	中央制御室 （運転員）	5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所 （運転員を除く運転・初動要員）
人数	18 人※1 13 人※2 10 人※3	4 人

※1：6号及び7号炉がどちらも運転中の場合

※2：6号及び7号炉のどちらかが停止中の場合

※3：6号及び7号炉のどちらも停止中の場合

(2)　酸素ボンベ配備数量

酸素ボンベの仕様から，１人当たりの必要数量を算定し，全要員に対する配備数量を表２のとおり設定する。

表２　全要員に対する配備数量

	中央制御室 （運転員）	５号炉原子炉建屋内緊急時対策所 （運転員を除く運転・初動要員）
種類	酸素ボンベ	
仕様	公称使用可能時間：360 分/本	
酸素ボンベ 必要数量 （1 人当たり）	①酸素ボンベ１本当たりの使用可能時間 360 分/本 ②6 時間使用する場合の必要酸素ボンベ数 6 時間×60 分÷360 分/本＝1 本/人	
酸素ボンベ 必要数量 （全要員）	1 本/人×18 人＝18 本※1 1 本/人×13 人＝13 本※2 1 本/人×10 人＝10 本※3	1 本/人×4 人＝4 本

※1：6号及び7号炉がどちらも運転中の場合
※2：6号及び7号炉のどちらかが停止中の場合
※3：6号及び7号炉のどちらも停止中の場合

別紙 13-2

バックアップの供給体制について

1.　供給体制

予期せず発生する有毒ガスに対し，継続的な対応が可能となるよう，発電所敷地外からの酸素ボンベの供給体制を図１のとおり整備する。バックアップの供給イメージを図２に示す。

予期せず発生した有毒ガスに係る対応が発生した場合は，高圧ガス事業者にボンベの運搬を依頼する。連絡を受けた高圧ガス事業者は，酸素ボンベを運搬し，エネルギーホール等の発電所敷地外の受渡し場所にて緊急時対策要員等との受渡しを行う。緊急時対策要員等は発電所敷地外の受渡し場所から発電所敷地内へ運搬する。

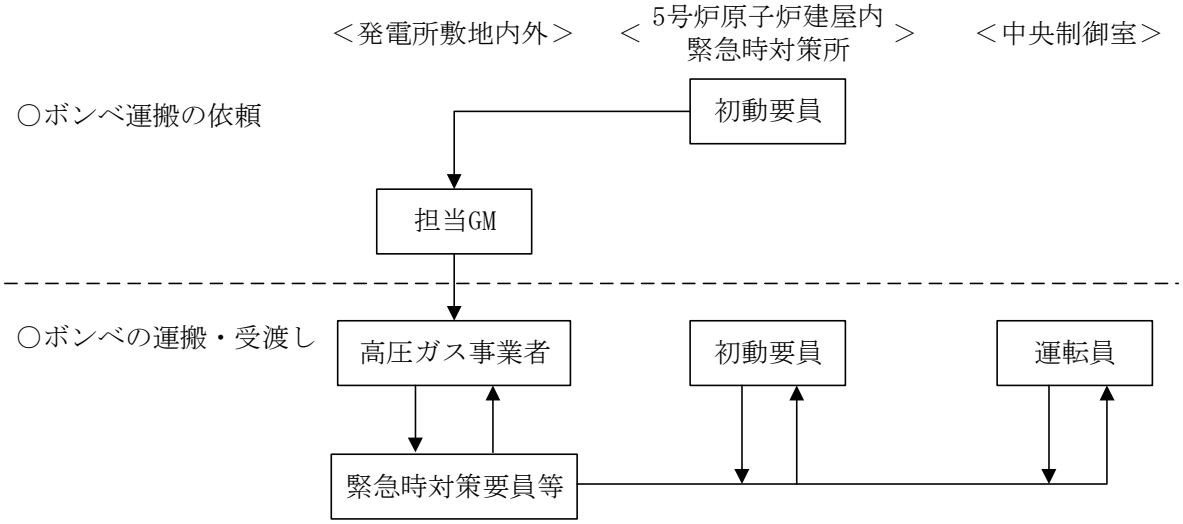


図１　発電所敷地外からの酸素ボンベの供給体制

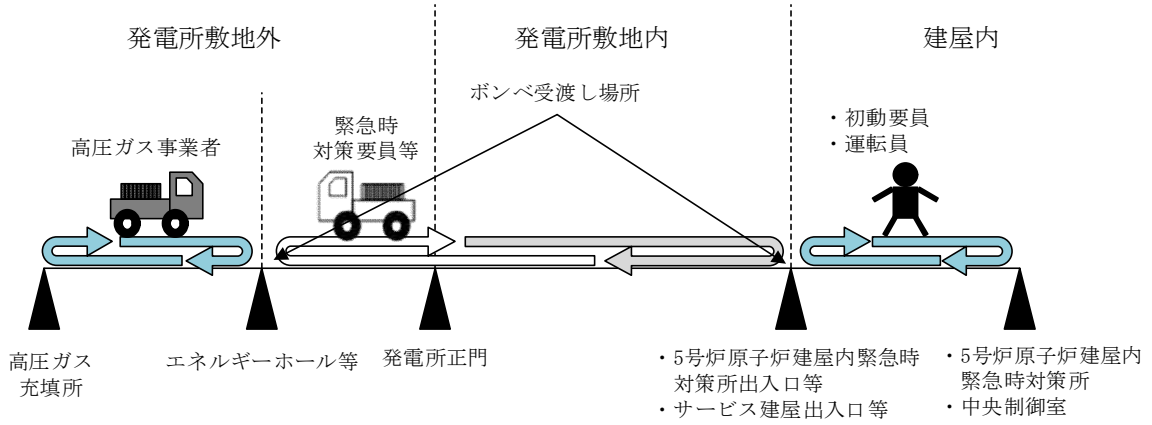


図２　バックアップの供給イメージ

別紙 13-2-1

図３　発電所敷地外からの供給ルート

2.　予備ボンベ

発電所に保管する予備ボンベの数量は，高圧ガス事業者に連絡後，発電所まで何時間で到着できるかによる。

長岡市から供給する場合，約１日分のボンベを発電所内及びその近傍に配備し，約 12 時間おきに高圧ガス事業者から充填された酸素ボンベを受け取ることで対応が可能である。

予備ボンベについては，６号及び７号炉サービス建屋，及び５号炉サービス建屋に転倒防止対策が施されたラックに収納し，転倒防止対策として固縛した酸素呼吸器とともに配備する。

別紙14

発電所構内の要員への影響について

1.　可動源からの漏えいに対する検知

敷地内可動源の塩酸は，その臭い（刺激臭）のしきい値が 1-5ppm[1)]であり，防護判断基準値（50ppm）と比較して十分に低い濃度の段階でパトロール者を含む所員は塩酸の漏えいを認知し，退避することができる。また，漏えいの発見者は直ちに当直長へ連絡し，連絡を受けた当直長はページングにより所内周知することで，所員への影響を防ぐことができる。

2.　重大事故等時に使用するアクセスルートへの影響

万が一対象薬品が漏えいした際の重大事故等時に使用するアクセスルートへの影響について，以下の通り影響がないことを確認した。

なお，可動源からの漏えいによって，外気取入口での濃度が防護判断基準値を超えているという評価結果が得ているが，以下の観点から，重大事故等時に可動源の事故による漏えいは想定し難いことから，重大事故等時のアクセスルートへの影響はない。

・SA 事象が生じているときには，可動源である塩酸タンクローリを搬入することはない。
・敷地内の塩酸タンクローリの事故により内容物を放出している間に，SA 事象が発生する確率（SA 事象の発生確率並びに敷地内の塩酸タンクローリの事故発生確率及びその放出継続時間の積）は，組合せを考慮する判断目安より低い。

表１　重大事故等と塩酸タンクローリの事故発生確率

組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	敷地内の塩酸タンクローリの事故発生確率	塩酸タンクローリから漏えいした際の放出継続時間
10^{-8}/炉年以上※1	10^{-4}/炉年※2	10^{-1}/年未満※3	10^{-3}年未満※4

※1：設計基準対象施設の設計のスクリーニング基準である 10^{-7}/炉年に保守性を見込んで設定。

※2：原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ，重大事故等の発生確率として 10^{-4}/炉年とした。

※3：柏崎刈羽原子力発電所において，運開以降，可動源である塩酸タンクローリが事故による漏えいを生じさせていないことから，その発生確率を 10^{-1}/年未満と設定。

※4：想定している塩酸タンクローリから漏えいした際の放出継続時間は１時間（≒1.1×10^{-4}年）以下であることを踏まえ設定。

仮に，重大事故等時に可動源からの漏えいが発生した場合においても，重大事故等時に使用するアクセスルートについては短時間で通過することができる。塩酸の防護判断基準値の根拠である IDLH 値は，「人間が 30 分間ばく露された場合、その物質が生命及び健康に対して危険な影響を即時に与える、又は避難能力を妨げるばく露レベルの濃度限度値」であることから，短時間通過する者への影響はない。

また，万が一漏えいによる影響の恐れがある場合においても，迂回ルートの使用又は既許可のセルフエアセットや酸素呼吸器の装備により通行に影響はない。

3.　防護具について

(1)　防護具，配備箇所，配備数量

発電所構内に配備している，防護具の配備状況を表2に示す。

表2　防護具の配備数について※1

防護具	中央制御室	5号炉原子炉建屋内 緊急時対策所	構内（参考）
セルフエアセット	4台	4台	約100台
酸素呼吸器	5台	－	約20台

※1：原子炉等規制法第43条の3の6 第1項第3号の技術的能力の審査で適合と認められたもの。

〈参考文献〉

1）危険物ハンドブック（ギュンター･ホンメル編，1991）

有毒ガス発生時に活動を行う要員について

保安規定条文内にて定めている有毒ガス発生時において活動を行う要員について，以下の表１にまとめる。また，防護対象者の定義と教育訓練の対象者について図１にまとめる。

表１　有毒ガス発生時において活動を行う要員

保安規定条文	番号		内容	対象となる要員	要員定義の考え方
第17条の5	－	－	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。	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。）	以下の項目に係るすべての要員のため運転・対処要員とする。
	－	(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	運転・対処要員	・要員の配置について 防護のための活動は全ての要員に係るため，運転・対処要員とする。
	－	(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	運転・対処要員	・教育訓練の実施について (1)で定めた要員に対する教育を実施ため，運転・対処要員とする。
	－	(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	運転・対処要員	・資機材の配備 予期せぬ有毒ガス対応として配備する防護具（オキシゼム）は，運転初動要員用に加え，予期せぬ有毒ガス発生が長時間継続した場合のバックアップ要員分も配備するため，運転・対処要員としている。
	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。	運転・対処要員	・有毒ガス発生時の防護のための活動 第1項の項目に係るすべての要員のため運転・対処要員とする。
第17条の7	4	(5)	発生する有毒ガスからの有毒ガスに対処する要員の防護に関すること	運転・対処要員	・要員の防護について 第17条の5の第2項と同じ。
添付2	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。	運転・対処要員	以下の項目に係るすべての要員のため運転・対処要員とする。
	7.2　教育訓練の実施	(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。	運転・対処要員	・教育訓練の実施第17条の5の第1項（2）と同じ。 なお，教育訓練の対象者は，運転・対処要員の防護のための活動を行う要員（全所員）を対象とする。
	7.2　教育訓練の実施	(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。	運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応を行う要員	・教育訓練の実施 防護具（オキシゼム）の着用を行う運転員及び緊急時対策要員のうち初動対応を行う要員としている。（運転・初動要員にはバックアップ要員を含んでいる）
	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。	運転・対処要員	・資機材の配備 第17条の5の第1項（3）と同じ。
	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。	運転・対処要員	・手順書の整備 第17条の5の第2項と同じ。

保安規定条文	番号		内容	対象となる要員	要員定義の考え方
	7.4　手順書の整備	（1）ア（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。	運転・対処要員	・有毒ガス発生時の防護のための活動 第17条の5の第2項と同じ。
	7.4　手順書の整備	（1）ア（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。	運転員及び緊急時対策所内で指示を行う要員	・手順書の整備 可動源に対しては，緊急時対策所内で指示を行う要員も防護対象となるため，運転員及び緊急時対策所内で指示を行う要員としている。
添付3	1.3	（1）ク	技術計画GMは，発電所敷地内外の固定源に対して，有毒化学物質の確認の実施により，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手順と体制を定める	運転・対処要員	・体制の整備 第17条の5と同じ。
	1.3	（1）ケ	技術計画GMは，予期せぬ有毒ガスの発生においても，運転・対処要員に対して配備した防護具を着用すること及び防護具のバックアップ体制を整備することにより，事故対策に必要な各種の指示，操作を行うことができるよう手順と体制を定める。	運転・対処要員	・手順書の整備 第17条の5の第1項（3）と同じ。

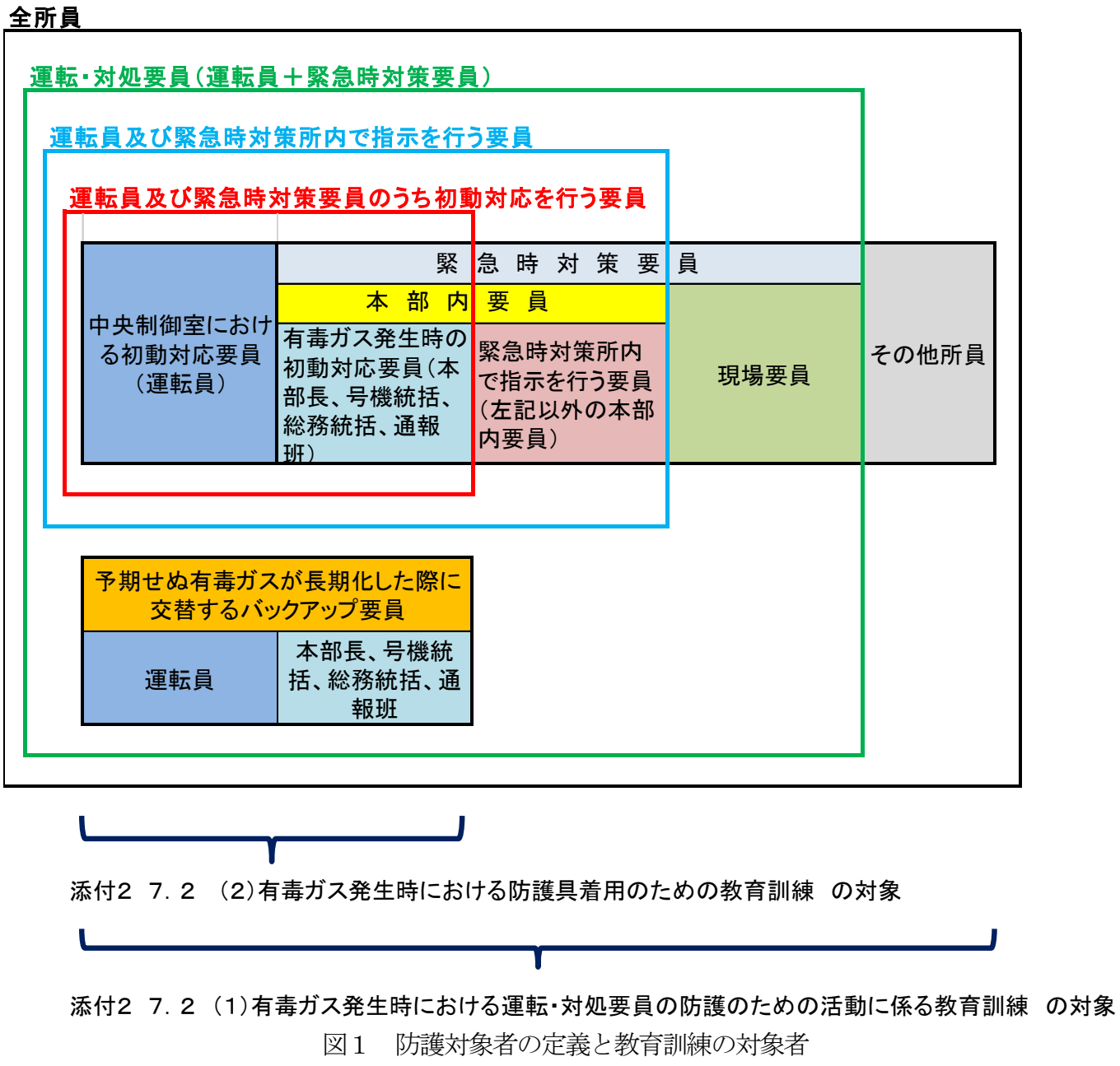


図１　防護対象者の定義と教育訓練の対象者