

原子力発第21283号
令和3年11月 2日

原子力規制庁原子力規制部
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
竹内 淳 殿

四国電力株式会社
取締役社長 社長執行役員
長井 啓介

『「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)』に対する回答に係る対応について(依頼)」に基づく当社見解等について(回答)

令和3年10月19日付『「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」(2021年3月5日)に関する見解等について(依頼)』に対する回答に係る対応について(依頼)」(原規規発第2110194号)をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙:「中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項」に関する当社見解等の回答(四国電力)

以 上

「中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項」に関する当社見解等の回答(四国電力)

中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項	回答内容	(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)		
		番号	事項	回答項目
(1)-2③関係 (ア)原子炉格納容器(以下「PCV」という。)破損防止対策の意義や役割として、提示された回答に至った根拠を示すこと。	原子炉格納容器の破損防止対策は、原子炉格納容器を隔離し、放射性物質を閉じ込めることが基本的な考え方であった。 ただし、福島第一原子力発電所事故のように炉心損傷し、原子炉格納容器の隔離機能が喪失した場合には、大量の放射性物質が放出される。現在、格納容器内の放射性物質を除去したうえで放出、所謂管理放出することができる特定重大事故等対処施設を設置していることから、公衆の被ばくリスクを最小化するためには、本手段の活用が有効である。	(1)-2	このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	③
(イ)PCVの過圧の要因として、水蒸気だけでなく非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。	SA対策の有効性評価においては、MAAPコードを使用し、ジルコニウム-水反応により発生する水素の他、MCCIにより生じる非凝縮性ガス(水素、一酸化炭素、二酸化炭素)を考慮したうえで、格納容器破損防止対策が有効であることを確認している。			
(ウ)PCV破損防止対策は、どのような目的で実施することが適切であると考えるか。	公衆の被ばくリスクの最小化、環境への放射性物質の放出の低減が最優先と考える。 5/10の回答のとおり、特重施設は、原子炉建屋等への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大規模損壊発生時だけでなく重大事故等時においても活用する方針としており、原子炉格納容器の破損が疑われる場合等においてはフィルタベントによる管理された放出を行うため、原子炉格納容器破損緩和としてのフィルタベント操作を行うこととしている。 フィルタベントの実施については、プラントの状況、事象進展の予測、オフサイトの状況などに応じ、総合的な判断が求められる。具体的には、フィルタベント実施の判断基準は、 重大事故等時における特重施設の使用については、添付資料参照。			特重施設は、原子炉建屋等への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大規模損壊発生時だけでなく重大事故等時においても活用する方針としており、 を行うこととしている。また、原子力防災管理者等の指揮者が躊躇せずに指示できるよう、安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を発電所災害対策本部及び運転員が使用する手順書に整備することとしている。フィルタベントを実施する際には、発電所災害対策要員は建屋内に避難し、ベントによる被ばくの影響が低下した後、活動を再開することとしている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) 整備したSA設備は、原子炉格納容器破損防止対策の有効性を確認するための訓練にて、役割や手順を確認しており、特重施設についても、運用開始までに、特重施設を使用した格納容器破損防止対策に係る教育を実施することとしている。

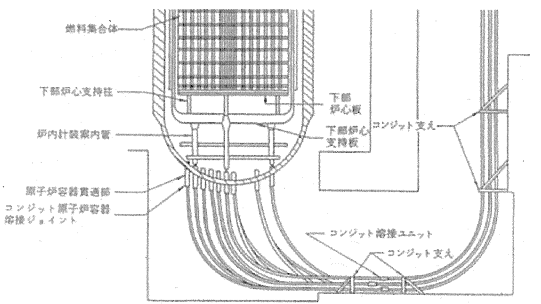
枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

		(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2)及び(3)関係 (ア)「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策について、以下の事項を回答すること。 i. アクシデントは、どのような考え方式により想定されていたのか。 ii. アクシデントの想定に対して、どのような対策(設計、施工及び運用)を講じる方針としたのか。(想定したアクシデントごとに示すこと) iii. アクシデントの想定に対する対策方針を踏まえて、具体的にどのような対策を講じたのか。(対策方針ごとに示すこと) iv. アクシデントの想定に対する対策は、どのような機能、効果を期待していたのか。(対策ごとに示すこと)	<p>アクシデントマネジメント(以下「AM」という。)は、電力会社とその技術的知見に基づき実施する自主的な保安措置であった。AMの基本的な考え方は、現有設備を最大限に活用し、事象進展など不確かさが非常に大きいSAIに対して状況に応じた柔軟、慎重かつ効率的なAM策を実施するため、運転手順書等の整備、事故時の対応組織、教育・訓練の体制等、従来案いた基盤の拡大・充実による炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置の整備を行い、一層の安全性の向上を図るものであった。また、SA事象に関する当時の最新の研究成果を取り込むとともに、PRAの実施等により得られた伊方発電所3号炉の事故時(過渡、設計基準事故)の事象進展や安全上の特徴に関する知見を踏まえ、安全性を向上させる上で検討すべき機能についてAM整備を行った。</p> <p>なお、AM整備にあたっては、メーカを含む主にPWRの会議体で適宜情報連携するとともに、各種の電力共通研究により技術要件の検討、候補の選定、概念設計などを実施し、個別プラントへ展開していた。</p> <p>アクシデントの選定に当たっては、内部事象(レベル1、レベル2)PRAを実施し、炉心及び格納容器健全性の維持にかかわる安全性を向上させる上で検討すべき事故シナリオ及び格納容器破損モードを選定した。具体的には、炉心健全性に係る事故シナリオとして「原子炉停止機能喪失」、「ECGS再循環機能喪失」、「ECGS注入機能喪失」、「2次系からの除熱機能喪失」、「漏れい箇所からの隔離機能喪失」、「安全機能のサポート機能喪失」及び「格納容器の除熱機能喪失」を、格納容器健全性に係る格納容器破損モードとして「水蒸気(崩壊熱)による過圧」、「コンクリート侵食」、「貫通過過温」、「格納容器雰囲気直接加熱」及び「格納容器への直接接触」を抽出した。</p> <p>抽出したアクシデントを防止する上で有効な「原子炉停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」について、各機能毎にAM策を策定した。策定したAM策は以下のとおりである。各AM策の期待される効果を表1に示す。また、各AM策とSA対策(新規規制基準対応)との関係を表2に示す。</p> <p>○原子炉停止機能 ①緊急2次系冷却の多様化</p> <p>○炉心冷却機能 ①主蒸気ダンプ系の活用 ②代替再循環 ③格納容器内自然対流冷却 ④代替補機冷却 ⑤クールダウン&リサーキュレーション</p> <p>○放射性物質の閉じ込め機能 ①格納容器内自然対流冷却 ②格納容器内注水 ③1次系強制減圧</p> <p>○安全機能のサポート機能 ①代替補機冷却 ②号機間電源融通</p> <p>5/10の回答のとおり、これらのAM策の整備における設計、施工及び調達管理プロセスは、規制当局への説明など当時の許認可並みに実施していたと認識している。また、AM対策の概要やシビアアクシデント時の物理挙動・プラント挙動等についての教育を実施していることを確認した。</p> <p>AM策の効果としては、AM整備後にレベル1及びレベル2PRAを実施し、AM整備前と比較して炉心損傷頻度が約5割、格納容器破損頻度が約7割低減することを確認していた。</p>	(2)-2	これを踏まえ、設計基準対象施設等への接続を含めたAM対策(耐圧強化ベントライン等)の設計、施工及び運用の考え方を確認する必要がある。	③	<p>当時の設計及び調達管理のプロセスを以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 基本設計段階では、設置変更許可申請等の原子炉施設の保安に関する事項を審議する会議体にて審議 詳細設計段階では、安全機能への影響確認に係る工事計画の代わりとなる私文書を作成し、規制当局へ提出 現地工事段階では、自主使用前検査を実施し社内報告書を作成 その他、AM関連設備改造等に関する計画、AM策の概要、AM工事の工認・届出の要否検討に関する資料を作成し、規制当局へ提出 <p>また、設備改造が必要な場合には、既存の安全機能に悪影響を与えないよう、既存の安全機能を有する設備との接続部において機能的隔離や物理的分離を行うとともに、既存の安全機能を有する設備と機能分離がなされる範囲までは既存設備と同等の安全設計(安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類)とするなどの設計上の配慮を払っていた。更に、設計上の考慮に加え、AM対策の実施時のみに使用する設備については、誤動作あるいは運転員の誤操作防止のため電源の隔離、弁の施錠管理等を行っていること、現行の安全評価にも影響を与えないことを確認しており、これらについて、当時、規制当局へ説明していたことを確認した。</p> <p>以上のように、AM整備の設計及び調達管理のプロセスは、規制当局との対話も含め、当時の許認可並みに実施していたと認識している。</p> <p>また、当時のAM対策については、AM対策の概要、シビアアクシデント時の物理挙動・プラント挙動等について教育を実施していることを確認した。現在は、重大事故等対策を踏まえた内容に見直し、教育を実施している。</p> <p>特重施設は、「(2)-1」の③に示す設計としている。</p>
				④	<p>AM整備は、現有設備を最大限に活用し、事象進展など不確かさが非常に大きいシビアアクシデントに対して状況に応じた柔軟、慎重かつ効率的なAM策を実施するため、運転手順書等の整備、事故時の対応組織、教育・訓練の体制等、従来案いた基盤の拡大・充実による炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置の整備を行った。</p> <ul style="list-style-type: none"> プラントパラメータの監視(バックアップパラメータ含む)によるAM策候補の抽出 「正の効果/負の影響」及び「AM策の優先度」によるAM策の決定、運転員への指示 など <p>当時のAM整備の背景として、</p> <ul style="list-style-type: none"> プラントの安全設計は、設計基準事象DBEに基づき、「異常発生防止」、「異常の拡大防止と事故への発展の防止」、「放射性物質の異常な放出の防止」、所謂、深層防護の第1から第3のレベルに対して行われており、規制の枠組みのなかで周辺公衆に対する被ばくリスクを受け入れられるレベル以下に低く抑えているとの認識だった。 そのため、事業者は、更に可能な限りリスクの低減に努めるため、規制の枠組みを超えた範囲に対して自主という形で整備した。 プラントの安全設計は原子炉格納容器の閉じ込め機能の維持が前提であったことから、炉心損傷防止及び格納容器破損防止措置の整備を目的としていた。 当時、技術検討が進んでいた内部事象PRAを活用した。 外部事象に対しては、発生頻度が高いと考えられた外部電源の喪失を考慮していたものの、規制の枠組みのなかで設計によって顕在化するリスクは極めて小さいと考えていた。 <p>ただし、AM整備とは別に規制が対象としていた深層防護の第3までのレベルに対しても耐震性向上工事等の外部事象への対応、蒸気発生器取替等の設備の信頼性向上対策を自主的に進めていた。</p>

中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項	回答内容	(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
		番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(2)-1③関係 (ア)福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)における耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなものが存在していたのか。	<p>耐圧強化ベントラインは、非常用ガス処理系配管のうちフィルタ箇所の低圧範囲をバイパスするためにAM策として追加されていた。非常用ガス処理系の出口側に隔離弁があったものの、全交流動力電源喪失時にフェイルオープンでありベント時に隔離操作ができなかったため、1号機に逆流してしまった。設計基準事故対処設備の配管に接続されていたこと、事故時に隔離する弁がフェイルオープンだったことに問題があった。</p> <p>AM策の整備に当たっては、既存設備に本来期待されている安全機能を損なうことにより設計基準事象に対する防護水準が低下することがないように、更に、既存設備の技術基準への適合性を損なうことがないように設計している。「伊方発電所第3号機 アクシデントマネジメント策に係る工事の安全機能への影響確認について」(平成10年7月)</p> <p>AM策の既存の安全機能への影響確認結果を表3に示す。</p> <p>既存設備との接続を有するAM策は、「代替再循環」、「格納容器内自然対流冷却」、「代替補機冷却」、「格納容器内注水」である。</p> <p>具体的な設計方針及び各AM策の概要は以下のとおりであり、耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系配管とでみられた同様な関係のAM策がなかったことを確認した。</p> <p>(具体的な設計方針(共通))</p> <ul style="list-style-type: none"> AM設備と既存設備を接続する系統には機能分離のための隔離弁を設置する。 AM設備と既存設備を接続する系統のうち、AM設備設置のため異なるクラスの系統が接続される系統は、隔離弁を境界としてそれぞれ接続されている系統と同じ機種区分及び同じ耐震クラスとする。 通常時の悪影響の可能性を低減するため、水質管理の異なる系統は分離することとし、原子炉格納容器外に設置する消火水および空調用冷水への接続配管は通常切り離しておき、AM時のみフランジ付き短管またはクイックカブラで接続する設計とする。 安全評価上悪影響を及ぼさないようAM操作は設計基準事象を超えた状態を認知して実施する手順とする。 伊方3号機(シングルプラント)は単独にて、伊方1、2号(ツインプラント)は共通のAM対策となるよう検討を実施した。 <p>(各AM策の概要)</p> <p>①代替再循環</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環サンプ隔離弁をバイパスする配管及び遠隔手動操作式電動弁を設置した。概略図を図1に示す。 格納容器再循環サンプ隔離弁バイパスラインに遠隔手動操作式電動弁を設置し、通常「閉」とした。更に、電動弁の誤動作防止として、パスワード管理機能付き操作スイッチの適用及び通常電源「断」とした。電動弁開閉用の操作スイッチは、既設の安全機能を有する制御盤と独立した制御盤に設置し、既設制御系の改造、インターロック変更等は行わなかった。 <p>②格納容器内自然対流冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> 常用格納容器冷却系のダクトにダクト開放機構を設置した。また、常用格納容器冷却設備を冷却する原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに加圧用の窒素供給配管、弁を設置した。概略図を図2に示す。 通常運転時の原子炉補機冷却水系と窒素供給系を分離し、系統の誤動作を防止するため、通常施設「閉」運用の手動隔離弁を設置した。 <p>③代替補機冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却に必要な余熱除去ポンプの代替補機冷却水として、原子炉補機冷却水系と空調用冷水系との連絡配管及び弁を設置した。概略図を図3に示す。 通常運転時の原子炉補機冷却水系と空調用冷水系を分離するため、手動隔離弁を設置し、通常施設「閉」とした。更に誤動作を防止するため、クイックカブラで配管を切り離しておき、クイックカブラの接続はAM時のみ接続する運用とした。 <p>④格納容器内注水</p> <ul style="list-style-type: none"> ろ過水貯蔵タンクの水を消火ポンプにより格納容器に注水できるように格納容器スプレイ系と消火水系との連絡配管及び弁を設置した。概略図を図4に示す。 通常運転時の格納容器スプレイ系と消火水系を分離し、系統の誤動作を防止するため、通常施設「閉」運用の手動隔離弁を設置した。更に誤動作を防止するため、配管フランジにより配管を切り離しておき、配管フランジの接続はAM時のみ接続する運用とした。 <p>なお、重大事故等対処設備については、重大事故等発生前(通常時)の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること等により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計としている。</p> <p>特定重大事故等対処施設については、</p> <p>設計としている。</p>	(2)-1	「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月、原子力安全委員会決定)を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策(以下「AM対策」という。)の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス(核分裂生成物、水素等)の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。	③	<p>ベントガスの1号機への逆流及び2号機への流入は、AM整備の際、</p> <ul style="list-style-type: none"> ベントに使用する耐圧強化ベントラインを重要安全施設であるSGTS配管へ接続していたこと SGTS出口側にあった隔離弁(空気作動弁)は、フェイル・オープンだったこと 全交流動力電源喪失まで想定していなかったこと 1号機と2号機で排気筒を共有していたこと <p>が原因であるとされている。</p> <p>当社における放射性物質の閉じ込め機能に係るAM策は、原子炉格納容器内自然対流冷却、ディーゼル駆動の消火ポンプを使った原子炉格納容器内注水等であり、ベントによる手戻はなかった。</p> <p>特重施設の原子炉格納容器の過圧破損防止機能を構成する設備は、</p> <p>設計としている。</p> <p>伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可)</p>

枠囲みの範囲は、機密に係る事項ですので公開することはできません。

中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項	回答内容	(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
		番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(3)-2①関係 (ア)1Fのベントガスの挙動には、どのような特徴があったと考えるか。	中間取りまとめに記載されている見解のとおり、SGTS配管から排気筒への接続箇所である排気筒底部において、流路面積の拡大によってベントガスの流速は低下する。こうした挙動によりエアロゾル等の放射性物質が滞留、沈降し、高い汚染を生じる要因となったと考えられる。	(3)-2	1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。	①	<異なる見解の有無>無 <理由>SGTS配管から排気筒への流路面積の拡大によってベントガスの流速は低下する。3/4号の構造、汚染状況と比較すると、排気筒内のベントガスの滞留が1/2号機共用排気筒下部の高い汚染の原因の一つとして考えられ、その判断について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
(5)-1③関係 (ア)アニュラス内の水素濃度が上昇する要因として、どのようなことが考えられるか。	水素の発生源は、原子炉格納容器内にあるため、アニュラス内の水素濃度の上昇の要因は、原子炉格納容器からの漏えい及びアニュラス内での水素の滞留である。5/10の回答のとおり、格納容器内で水素を処理する対策に加え、アニュラス部に漏えいした水素はアニュラス空気再循環設備により屋外に排出する手段を講じており、有効性を確認している。	(5)-1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃(水素濃度8%程度)によって生じた圧力による可能性が高い。	③	PWRでは、BWRIに比べて原子炉格納容器の自由体積が大きいという特徴を持っている。 伊方3号機では、原子炉格納容器内の水素濃度低減のためのSA設備として、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタを設置している。 なお、イグナイタは、着火下限水素濃度8vol%以下(wet)の性能を有し、試験では6.6vol%(wet)での着火を確認している。 更に原子炉格納容器内から原子炉格納容器周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、アニュラス空気再循環設備により屋外へ排出する手順を整備し、アニュラス内の水素濃度を可燃限界である4vol%(ドライ)未満に低減できる設計としている。 アニュラス内の水素濃度は、原子炉格納容器内での全炉心内のジルコニウム量75%と水との反応、水の放射線分解、金属腐食による水素発生を想定した評価の結果、事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の0.2vol%(ドライ)である。 アニュラス空気再循環設備は、負圧達成機能とあいまって、十分に水素濃度を低減できる容量を有することを確認している。また、仮にアニュラス部からの水素の排出を行わないと想定した場合でも、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏洩する水素によるアニュラス水素濃度は、事故後7日間の蓄積を考慮しても可燃限界未満の1.5vol%(ドライ)であり、水素燃焼を起こす濃度とならないことを確認している。 従って、これらの設備・手順により、炉心損傷により発生した水素が原子炉補助建屋に漏えいし、原子炉補助建屋内で高濃度となることは考え難い。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書 安全審査資料(平成27年7月8日)
(イ)アニュラス内の水素濃度が4vol%以上となった場合、どのような事象が生じると考えるか。	仮に水素濃度が4vol%以上となった場合には、発火源(衝撃摩擦、裸火、高温表面、自然発熱、断熱圧縮、電気火花、静電気火花)の有無・位置に応じて、局所的な燃焼が生じる可能性は否定できない。ただし、5/10の回答のとおり様々なSA対策を講じて対策の信頼性を高めるとともに、対策の有効性を確認していることから、アニュラス内の水素濃度が可燃限界に至ることは考え難い。				
(ウ)PWRの水素対策の考え方の全体像について、BWRとPWRの設計等の違いによる差異も含めて示すこと。	水素対策については、5/10の回答のとおりである。 PWRとBWRでは、水素対策の考え方が大きく異なっている。具体的には、設計基準事故に対し、PWRは原子炉格納容器の自由体積が大きいため、特別な水素対策を講じなくても可燃限界を超えない設計となっている。一方、BWRでは原子炉格納容器の自由体積がPWRと比べて小さいため、格納容器内を窒素雰囲気に維持する不活性ガス系が設けられている。そのため、重大事故等対策として、BWRでは原子炉格納容器内の水素の処理はなされないが、PWRでは静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタを設定し、格納容器内の水素を処理する設計としている。このような設計の違いから、原子炉格納容器雰囲気内の漏えいを考えた場合、PWRの原子炉格納容器から漏えいする水素は、BWRIに比べて極端に少なくなっている。そのうえで、PWRでは、更に原子炉格納容器から原子炉格納容器の周囲のアニュラス部に漏えいした場合においても、アニュラス空気再循環設備により屋外へ排出する措置を講じている。一方、BWRでは、原子炉格納容器周囲の原子炉建屋へ漏洩した水素に対し、非常用ガス処理系を活用して原子炉建屋から排気し、また、静的水素再結合装置で処理することとされている。滞留を防止するための排気に関しては、PWRでのアニュラス体積に対するアニュラス空気再循環設備の容量とBWRでの原子炉建屋に対する非常用ガス処理系の容量も大きく異なっていると考えられる。また、アニュラス空気再循環設備による水素濃度の低減対策は、非常用ガスタービン発電機、空冷式非常用発電装置の他、特重施設を活用したアニュラス空気再循環設備の起動手段の拡充を図り信頼性を向上させている。				
(エ)東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて、PWRの水素対策はどのようなべきと考えているのか。	(ウ)のとおり、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、PWRの水素対策は適切に講じられていると考えている。今後、新たな知見が得られた場合には、適切に対応する。				上述の設計により、原子炉補助建屋内で高濃度の水素が滞留することは考え難いが、アニュラス空気再循環設備等による水素濃度の低減対策をより確実に実施できるよう、特重施設を活用したアニュラス空気再循環設備の起動手段の拡充を検討する。 なお、廃止措置中の伊方1、2号機は、使用済燃料ピットで保管中の使用済燃料に対し、使用済燃料ピット水が全て喪失した場合でも、燃料被覆管表面温度の上昇により燃料の健全性に影響を与えることのないことを確認しており、使用済燃料から発生する水素を考慮する必要はない。 ・伊方発電所1号炉 廃止措置計画認可申請書(平成29年6月28日認可) ・伊方発電所2号炉 廃止措置計画認可申請書(令和2年10月7日認可)

中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項	回答内容	(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
		番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(5)-2(2)関係 (ア)水素以外の可燃性ガスの発生源(可能性)に関する調査にも協力可能と理解してよいか。	発生源として考えられる設備等の種類や物量に関して当社が保有する情報提供などで協力できる。	(5)-2	また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。	②	<更なる調査・検討の要否>要 <理由>水素以外の可燃性ガスの寄与の可能性は考えられるが、可燃性ガスの発生源に対する要因分析や寄与の程度に関する分析を行うまでには至ってないと推察する。新たな知見となる可能性があるため、引き続き、原子力規制庁殿で調査いただくとともに、幅広く学識経験者等の知見を加えた分析を行っていただきたい。(他の電力会社)
(イ)可燃性ガスの発生源として、どのような設備等が考えられるか。また、それらの設備等が温度上昇することによりどのような可燃性ガスが生じるか。	<p>一般的には、ケーブル、塗料、潤滑油などが発生源として考えられる。</p> <p>原子炉各部キャビティ(インコアチェイス室)には、炉内計装用シンプルのSUS製のコンジットチューブやサポートが存在するが、有機化合物が含まれるものとしては、照明等のケーブルが数kg存在する程度である。BWRとPWRでは、原子炉下部の構造が異なっていることから、その量は少ないものと考えている。</p> <p>今後の調査・分析に注目している。</p>	 <p>第6.2.4図 炉内計装図</p> <p>伊方3号 設置変更許可申請書 添付書類八 第6.2.4図 一部抜粋</p>			
	<p>また、可燃性ガスの種類としては、例えば塩化ビニル(PVC)であれば、熱分解により炭化水素(メタン、エタン、エチレンなど)が発生するものと認識しているが、今後知見を拡充する余地があるものとする。</p> <p>なお、5/10の回答では、以下の意見を記載させていただいた。</p> <p>原子炉建屋の崩壊シナリオについては、定量的根拠が読み取れず、水素以外の可燃性ガスの可能性、爆発・燃焼の可能性を示唆されている。火炎の色から何らかの有機化合物の存在が否定されるものではないが、相当量の存在、大量の発生は にわか には信じ難い。可燃性ガスの燃焼のみによって説明することは合理的ではないと原子力規制庁殿も考察されているとおり、原子炉建屋の崩壊シナリオについては、水素以外の可燃性ガスの発生、爆発・燃焼以外の可能性も含め、幅広く専門家の方々の意見を含めて議論していただきたい。</p> <p>10/22に開催された日本原子力学会の原子力安全部会「福島第一原子力発電所事故進展分析に関するワークショップ」では、規制庁殿より、建屋崩壊に関し、当初水素の多段階爆発と考えた時期があったものの、燃焼時間、水蒸気の供給状況などを踏まえて現在の考察に至った旨の説明をいただいた。今後、最終的に報告書をまとめるにあたっては、規制庁殿にて考えてられていた様々なシナリオ、現在の考察に至った過程などまで記載いただければ、福島第一原子力発電所事故の理解が進み、より活発、的確な意見交換が期待される。</p>				

中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項	回答内容	(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
		番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(6)-1③関係 (ア)シビアアクシデント(以下「SA」という。)環境下での健全性(耐環境性)の確認では、機器の不安定動作が生じた場合の影響をどのように考えているのか。	不安定動作によりSA時の事象進展に大きな影響を与える可能性のある機器については、SA環境下での健全性確認において、設置場所における環境条件(圧力、温度、湿度等)と機器の設計条件を比較することにより、想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認しており、SA時の事象進展に大きな影響を与えるような不安定動作は生じないものと考えている。 なお、SRVの逃がし弁機能に類似するSA時に使用する弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁については、5/10の回答(6)-2③のとおりであり、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するよう、窒素ポンベ及び可搬型蓄電池を保管及び設置し、重大事故当時における環境条件を考慮した設計としている。	(6)-1	主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)の逃がし弁機能の不安定動作(中途開閉状態の継続と閉信号解除の不成立)が生じた原因が不明である。	③	SRVの逃がし弁機能の不安定動作はSBO状態でアキュムレータの窒素が不足したことにより発生したと考えられている。 伊方3号機ではSRVと同タイプの弁はないが、SRVの逃がし弁機能に類似するSA時に使用する弁として加圧器逃がし弁がある。 加圧器逃がし弁は、自動制御と遠隔手動制御が可能となっており、駆動のために制御用空気、直流電源を必要とする。想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するよう、窒素ポンベ及び可搬型蓄電池を保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成29年10月4日許可) また、加圧器逃がし弁の手動操作については、確実に操作できるよう訓練にて操作手順等を確認している。 新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。
(6)-2③関係 (ア)不安定動作が生じる可能性がある設備が不安定動作を生じた場合、どのような影響があると考えるか。	仮に機器の不安定動作が生じた場合には、例えば、炉心冷却機能に係る設備であれば、一次冷却材系統の減温・減圧の低下割合が遅れるなど、事象進展に影響を与える可能性がある。一方、SA設備の有効性評価における解析の条件設定は、原則、有効性を確認するための評価項目に対し、例えば炉心熱出力に定常誤差を考慮するなど、余裕が小さくなるような設定としている。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価として感度解析等を行っている。 加圧器逃がし弁は、1次冷却材系統圧力(RCS圧力)と加圧器逃がしタンクの差圧、空気圧と格納容器内圧力(CV圧力)の差圧により弁の開閉が決定される。通常の駆動用空気圧があれば、格納容器内圧力が2PdIになるような条件においても弁の開閉が可能であるが、空気の供給や排気が十分ではない場合は、弁が中途閉になる可能性がある。さらに、その状態でRCS圧力やCV圧力が変動するような場合には、弁が不安定動作をする可能性がある。 SA時の設備には、故障も含め、予期せぬ挙動が発生する可能性が常にあると考える。SA対策は、その可能性を念頭に臨機応変にマネジメントするものであり、不安定動作が起こる可能性のある設備とその原因を知っておくことが重要と考えている。加圧器逃がし弁に限らず、予期せぬ挙動に対しては常日頃から設備故障等を模擬したシミュレータ訓練を行い、故障の判断・対応能力の向上を図っている。 1F2号機のSRVの不安定動作の原因はアキュムレータの圧力低下による駆動源の機能劣化と推定されるが、PWRの加圧器逃がし弁の駆動源としてはN2ポンベを接続することができ、主蒸気逃がし弁は手動操作が可能であり、仮に不安定動作が発生したとしても対応が可能である。	(6)-2	このことを踏まえると、全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)条件下でのSRVの逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系の隔離による影響(窒素圧の低下等)及び不安定動作が確認されたSRV以外の機器における不安定動作の可能性について、網羅的に把握する必要がある。	③	SBO時の事故シナリオを想定した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を講じており、使用される設備は重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。 SRVの逃がし弁機能に類似するSA時に使用する弁として、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁があり、重大事故等時における環境条件を考慮した設計としている。SBO時や直流電源喪失時に、加圧器逃がし弁は、「(6)-1」の③に示すように、駆動用空気が喪失しても、窒素ポンベ及び可搬型蓄電池により作動するよう、また、主蒸気逃がし弁は、手動で操作可能な設計とする。 ・伊方発電所 原子炉設置変更許可申請書(平成27年7月15日許可) ・伊方発電所第3号機 工事計画認可申請書(平成28年3月23日認可)「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」 新たな知見が得られた場合には、必要な対策を検討する。

中間取りまとめに関する見解等(回答)に対して、改めて見解等を聴取する事項	回答内容	(参考)中間取りまとめに関する見解等の回答(2021年5月10日)			
		番号	事項	回答項目	回答内容、理由
(7)-2①関係 (ア)SA時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えらるか。	SA設備については、SA時に想定される環境条件においてその機能を発揮できることを確認している。一方、想定を超えるような条件下における機器挙動等の知見については、1F事故分析結果をもとに事業者・メーカー・研究機関等にて継続的に知見の収集及び検討を行うべきものとする。引き続き1F事故分析結果を注視しつつ、新たな知見が得られた場合には、必要な対応を検討する等、更なる安全性向上に努める。	(7)-2	このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。	①	<異なる見解の有無>無 <理由>「(7)-1」を踏まえた考察であり、事象進展に大きな影響を及ぼすと考えられる機器の挙動の把握は重要であるため、異なる見解はない。
(7)-2②関係 (ア)SA時の機器の実力値(作動回数、限界値等)を把握すべきではないか。	SA設備は、作動を要求されるSA環境条件においてその機能を発揮できることを確認している。ただし、設計上の余裕はある程度存在すると考えられ、実力値の把握により事故対応の裕度向上などが見込める場合は、安全性向上活動において有益な知見となり得る。必要なSA設備についてSA時の機器の実力値を把握するための調査を行うことは有効と考えることから、引き続き1F事故分析結果を注視する。	(7)-2	このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。	②	<更なる調査・検討の要否>否 <理由>「(7)-1」及び「(7)-2」を踏まえた考察であり、計測機器によるプラント状態の把握の重要性を踏まえると、SA条件下での計測機器の信頼性の検討の必要性に対して異論はないため、更なる調査・検討は必要ない。
(9)-1①関係 (ア)成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、どのようなことが考えられるか。	中間取りまとめ及び福島原子力事故調査報告書に記載のとおり、ベント弁駆動用空気圧の不足やベント弁駆動回路の不具合等によりベント操作が成功しなかった可能性が考えられる。	(9)-1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	<異なる見解の有無>無 <理由>ベント成功と結論付けている格納容器の圧力挙動とその他の圧力挙動が明らかに異なるなど、圧力挙動の分析結果について不整合な点は見られないため、異なる見解はない。
(イ)成功した2回以外にベント成功と判断できるベント操作はあるか。	ベント成功と結論付けている格納容器の圧力挙動とその他の圧力挙動が明らかに異なるなど、圧力挙動の分析結果について不整合な点は見られないことから、ベント成功は2回のみと考えられる。				
(9)-2①関係 (ア)40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。	福島第一原子力発電所4号機においては、水素爆発が発生するまでは原子炉建屋が健全であったため、原子炉建屋内へ水素が蓄積するとともに、全交流動力電源喪失状態が継続することでSGTSによる原子炉建屋内の気体の排出ができなかったことから原子炉建屋内に長期間水素が滞留したと考えられる。 なお、5/10の回答(9)-3④のとおり、ベントから水素爆発に至るまでの40時間のメカニズムの詳細が不明である。水素、水蒸気の挙動、爆発の要因などの詳細が明らかになれば、原子炉建屋等における重大事故等対策時の作業安全の確保、合理的な水素対策などに関する新たな知見が得られる可能性があると考えられる。	(9)-2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	<異なる見解の有無>無 <理由>3、4号機のプラント状況、耐圧強化ベントライン等の設計の状況を踏まえると、当該シナリオは4号機の原子炉建屋の爆発に至るシナリオとして可能性が高く、「(9)-1」を仮定すれば40時間にわたる水素の滞留により爆発に至ったとの考えについて、異なる見解はない。
(9)-3③関係 (ア)建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか(どちらの対策を優先させるべきと考えらるか)。	原子炉建屋の水素濃度が可燃限界を超えている状況下において、安全確保の観点から作業員を現場作業に従事させることはない。 福島第一原子力発電所事故の経験を踏まると、水素を低減し、滞留させないことが最も重要である。そのため、PWRではBWRの設計等の違いを踏まえて水素対策を適切に講じていると考えている。 なお、特重施設は、格納容器内の希ガスを除く放射性物質を除去して放出、所謂管理放出できる手段を持っている。炉心損傷後、格納容器内の水素低減対策が機能しないという状況であれば、防災などの観点も重要であるが、建屋内の水素滞留対策の有効な選択肢の一つとなる可能性はある。 今後、新たな知見が得られた場合には、適切に対応する。	(9)-3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえると、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	③	水素爆発による原子炉格納容器の破損及び原子炉建屋等の損傷を防止するため、「(5)-1」の③に示す設計としている。 また、SA環境下でも使用可能な計測器にて、原子炉格納容器内およびアニュラス内の水素濃度を計測する手順を整備している。

表1 機能毎のAM策とAM策の期待される効果（伊方3号機）

機能	AM策	AM策の期待される効果
原子炉停止機能	①緊急2次系冷却の多様化	原子炉の自動停止及び補助給水系の起動に失敗した場合に、主給水系を手動起動し、蒸気発生器により炉心発生熱を除去する。
炉心冷却機能	①主蒸気ダンプ系の活用 2次系強制冷却による低圧注入 2次系強制冷却による低圧再循環 2次系強制冷却によるサンプ水冷却	高圧注入系の多重故障等により炉心の冷却に失敗し、さらに主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による除熱に失敗した場合に、主蒸気ダンプ系を用いて蒸気発生器による除熱を行い、原子炉を冷却、減圧することにより、低圧注入系で注水又は再循環を行う。
	②代替再循環	ECCS再循環に失敗した場合に、再循環バイパスラインによる炉心注水を行う。
	③格納容器内自然対流冷却	格納容器スプレイ系の作動に失敗し、格納容器圧力が異常に上昇した場合に、常用格納容器冷却系に原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内の水蒸気を凝縮させ格納容器内の雰囲気気を冷却する。
	④代替補機冷却	原子炉補機冷却水系（以下「補機冷却水系」という。）の機能が喪失した場合に、補機冷却水系で冷却している高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ等の機器の停止及び2次系強制冷却を実施するとともに、必要に応じてポンプ間欠運転を行うことにより時間余裕を確保し、その間に空調用冷却水を余熱除去ポンプの補機冷却水系に接続し、余熱除去ポンプの運転を再開する。
	⑤クールダウン&リサーキュレーション	蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい個所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いた蒸気発生器による除熱及び加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却する。さらに、余熱除去系による冷却に失敗した場合はRWSTへほう酸水の補給を行い、フィードアンドブリードによりECCS再循環を実施する。
放射性物質の閉じ込め機能	①格納容器内自然対流冷却	炉心冷却機能の③と同様。
	②格納容器内注水	炉心損傷を検知し、さらに格納容器スプレイ系の作動に失敗した場合に、ろ過水貯蔵タンクの水を消火ポンプを用いて、格納容器スプレイ系のスプレイヘッドからスプレイすることにより、格納容器内に注水し、崩壊熱により水蒸気を発生させた上で、その水蒸気を格納容器内自然対流冷却等により凝縮する。さらに、格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の両方に失敗した場合でも、前述の水源を使用して格納容器スプレイヘッドからスプレイすることで、崩壊熱を格納容器内液相部に蓄熱して圧力上昇を抑制することができる。これにより、格納容器スプレイ系又は格納容器内自然対流冷却の復旧のための時間余裕を確保する。また、熔融炉心を冷却し、ベースマットとのコア・コンクリート反応を防止する観点から、原子炉キャビティへの浸水性を向上させた。
	③1次系強制減圧	高圧注入系の作動失敗及び蒸気発生器による除熱失敗により原子炉が高圧状態になった場合に、加圧器逃がし弁を手動で開放して原子炉を減圧することにより格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止する。
安全機能のサポート機能	①代替補機冷却	炉心冷却機能の④と同様。
	②号機間電源融通	全交流電源が喪失した場合に、原子炉施設の安全系機器を手動に切り替えて自動起動しないよう措置した後、隣接する原子炉施設の安全系機器1系列の電源が確保されていることを確認してから、残りの1系列の非常用ディーゼル発電機から、全交流電源が喪失した原子炉施設に電源を融通する。これにより、当該原子炉施設の安全系母線の電圧を確立させ、その後順次安全系機器を手動で起動する。

出典：「伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」（平成14年5月）を参考に作成

表2 機能毎のAM策とSA対策の比較 (伊方3号機)

機能	AM策*	SA対策 (新規制基準適合性審査対応)
原子炉停止機能	手動原子炉トリップ	「手動による原子炉緊急停止」のSA対策として整備。
	緊急ほう酸注入 (ECCSまたはCVCS系からのほう酸注入)	原子炉停止機能喪失時の「ほう酸水注入」のSA対策として整備。
	緊急2次系冷却 (補助給水系の手動起動)	原子炉出力抑制(手動)のSA対策として整備。
	緊急2次系冷却の多様化 (主給水系の手動起動)	主給水系のポンプは、「2次冷却系からの除熱(注水)」において多様性拡張設備として考慮。
炉心冷却機能	代替注入 (ECCSやCVCSのポンプを手動起動)	SA対策において炉心注水・代替炉心注水手段として整備。
	主蒸気逃がし弁の使用 2次系強制冷却による低圧注入 2次系強制冷却による低圧再循環 2次系強制冷却によるサンパ水冷却	主蒸気逃がし弁の使用は、2次系強制冷却のSA対策として整備。
	主蒸気ダンプ系の活用 2次系強制冷却による低圧注入 2次系強制冷却による低圧再循環 2次系強制冷却によるサンパ水冷却	主蒸気ダンプ弁は、「2次系強制冷却(蒸気放出)」における多様性拡張設備として考慮。
	水源補給による注入継続 (RWSTへほう酸水を補給し、ECCS再循環機能の復旧のための時間余裕を確保)	SA対策において水源補給手段として整備。
	代替格納容器気相冷却 (格納容器空気再循環系を起動して除熱し、ECCS再循環機能復旧のための時間余裕を確保)	格納容器再循環ファンは、「格納容器内自然対流冷却」における多様性拡張設備として考慮。
	格納容器内自然対流冷却 (CCW)	CV除熱機能喪失時の対応手段として整備。
	1次系注水・減圧 (ほう酸水を補給し減温・減圧による漏洩抑制、余熱除去系による長期的な冷却)	SA対策においてクールダウン&リサーキュレーションの手順の中で考慮。
	クールダウン&リサーキュレーション	CVバイパス事象時の対応手段として整備。
	代替給水 (補助給水系故障時に主給水系を手動起動)	主給水系のポンプは、「2次冷却系からの除熱(注水)」において多様性拡張設備として考慮。
	2次系水源補給 (補助給水系の水源への補給)	SA対策において水源補給手段として整備。
	フィードアンドブリード	2次冷却系からの除熱機能喪失時の対応手段として整備。
	代替再循環 (CV再循環サンパ隔離弁バイパス弁)	ECCS再循環機能喪失時の対応手段として整備。
代替補機冷却 (余熱除去ポンプ：空調用冷水)	「代替炉心注水」等において多様性拡張設備として考慮。	
放射性物質の閉じ込め機能	格納容器手動隔離	SA対策においてSBO時のCV隔離手段として整備。
	代替格納容器気相冷却	炉心冷却機能の「代替格納容器気相冷却」と同様。
	格納容器内自然対流冷却 (CCW)	炉心冷却機能の「格納容器内自然対流冷却 (CCW)」と同様。
	格納容器内注水 (消火ポンプ)	「代替格納容器スプレー」における多様性拡張設備として考慮。
	1次系強制減圧 (加圧器逃がし弁手動開)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱時の対応手段として整備。
安全機能のサポート機能	代替制御用空気供給	CCW機能喪失時の2次系強制冷却(主蒸気逃がし弁：人力)における多様性拡張設備として考慮。
	補機冷却水系回復	SA対応の手順書に反映。
	代替補機冷却 (余熱除去ポンプ：空調用冷水)	炉心冷却機能の「代替補機冷却(余熱除去ポンプ：空調用冷水)」と同様。
	電源復旧(手動復旧)	SA対応の手順書に反映。
	直流電源確保 (不要な負荷の切り離し)	全交流動力電源喪失等におけるSA対策として整備。
	号機間電源融通	187kV母線を経由する号機間電源融通は、「代替電源による給電」において多様性拡張設備として考慮。

出典：「伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成14年5月)を参考に作成

*太字は、AM整備時(平成11年9月)に新たに整備したAM策を示す。

表3 既存の安全機能への影響確認一覧 (伊方3号機)

設計上配慮すべき項目	緊急2次系冷却の多様化	主蒸気ダンプ系の活用	代替再循環	格納容器内自然対流冷却	代替補機冷却	リクールダウン&リサーキュレーション	格納容器内注水	1次系強制減圧	号機間電源融通	実現方法
1. 安全機能を有する設備の多重性、独立性を阻害しないこと	—	—	○	—	○	—	○	—	—	既存設備への接続配管には隔離弁を設置することにより既存の安全機能に悪影響を与えない設計とした。
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧、隔離設計を阻害しないこと	—	—	—	—	—	—	—	—	—	(該当する設備改造を伴うAM策はない)
3. 格納容器の隔離設計を阻害しないこと	—	—	—	—	—	—	—	—	—	同上
4. 既存設計の安全機能を阻害しないこと										
(1)安全保護系	—	—	—	—	—	—	—	—	—	(該当する設備改造を伴うAM策はない)
(2)原子炉停止系	—	—	—	—	—	—	—	—	—	同上
(3)a. 非常用炉心冷却系	—	—	○	—	—	—	—	—	—	既設取り合い部と同じクラスの設計とし、安全設計上で既存の安全機能に悪影響を与えないように設計した。
b. 残留熱を除去する系統	—	—	○	—	—	—	—	—	—	同上
c. 原子炉格納容器除熱系	—	—	—	—	—	—	○	—	—	消火水系とCVスプレイ系の接続部分において隔離弁を設け、CVスプレイ系と同じ設計条件とした。
(4)最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	—	—	—	—	○	—	—	—	—	補機冷却水系と空調用冷水系等の接続部分において隔離弁を設け、補機冷却水系と同じ設計条件とした。
(5)電源系	—	—	—	—	—	—	—	—	—	(該当する設備改造を伴うAM策はない)
(6)燃料取扱系	—	—	—	—	—	—	—	—	—	同上
5. 安全評価上悪影響を及ぼさないこと	○	○	○	○	○	○	○	○	○	「号機間電源融通」を除くすべての方策において、設計基準事象外の状態を検知して設備を手動で操作する手順としているため現行の安全評価に影響を与えない。 「号機間電源融通」においては、隣接するプラントの非常用ディーゼル発電機の1台を利用するが、安全評価では単一故障として非常用ディーゼル発電機の1台が使用不能な場合を考慮しても安全上問題とならないことを確認しており、隣接するプラントの安全評価に対して悪影響を与えない。

出典：「伊方発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」(平成14年5月)を参考に作成

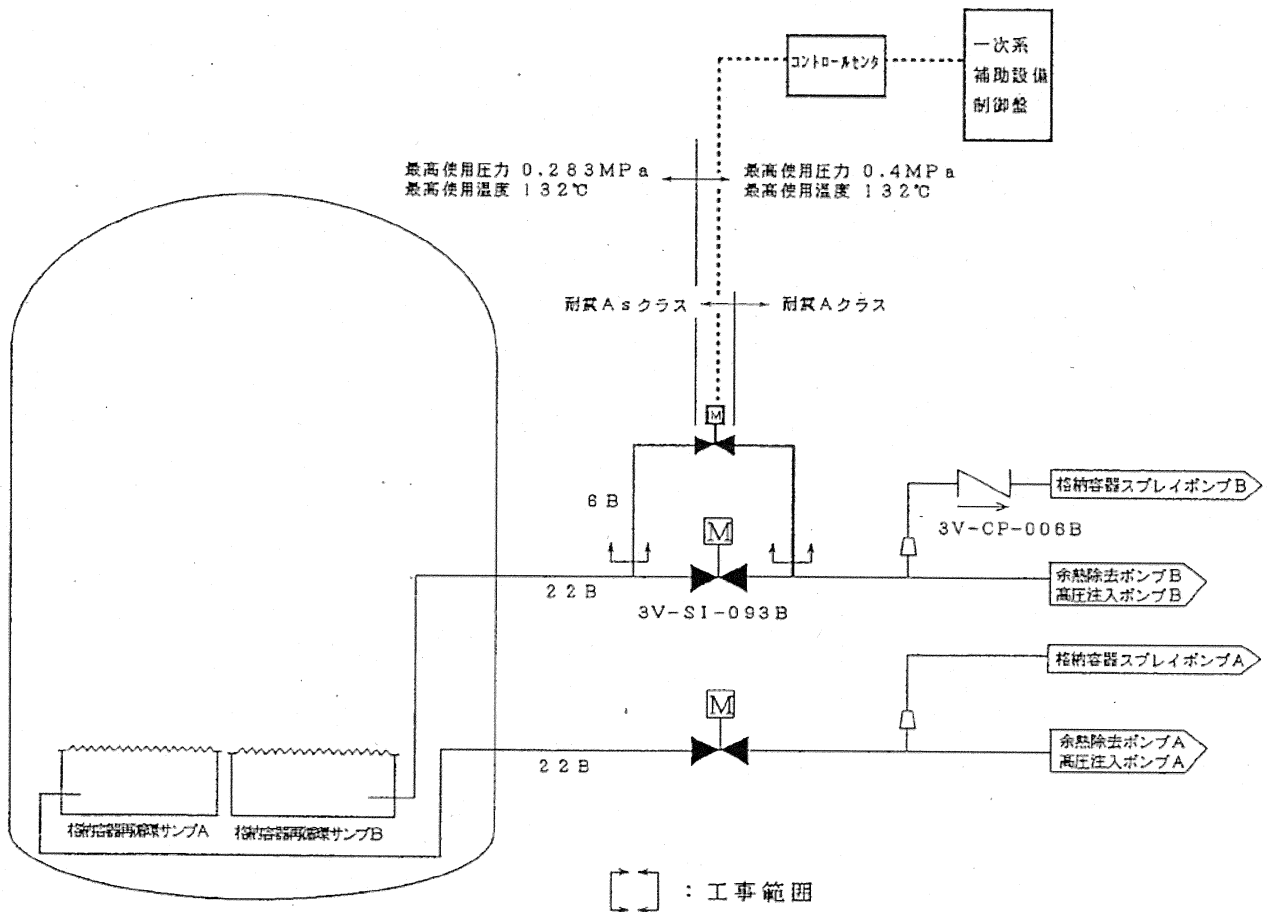


図1 代替再循環 概略図

出典：伊方発電所3号機アクシデントマネジメント策に係る工事の安全機能への影響確認について（平成10年7月）より

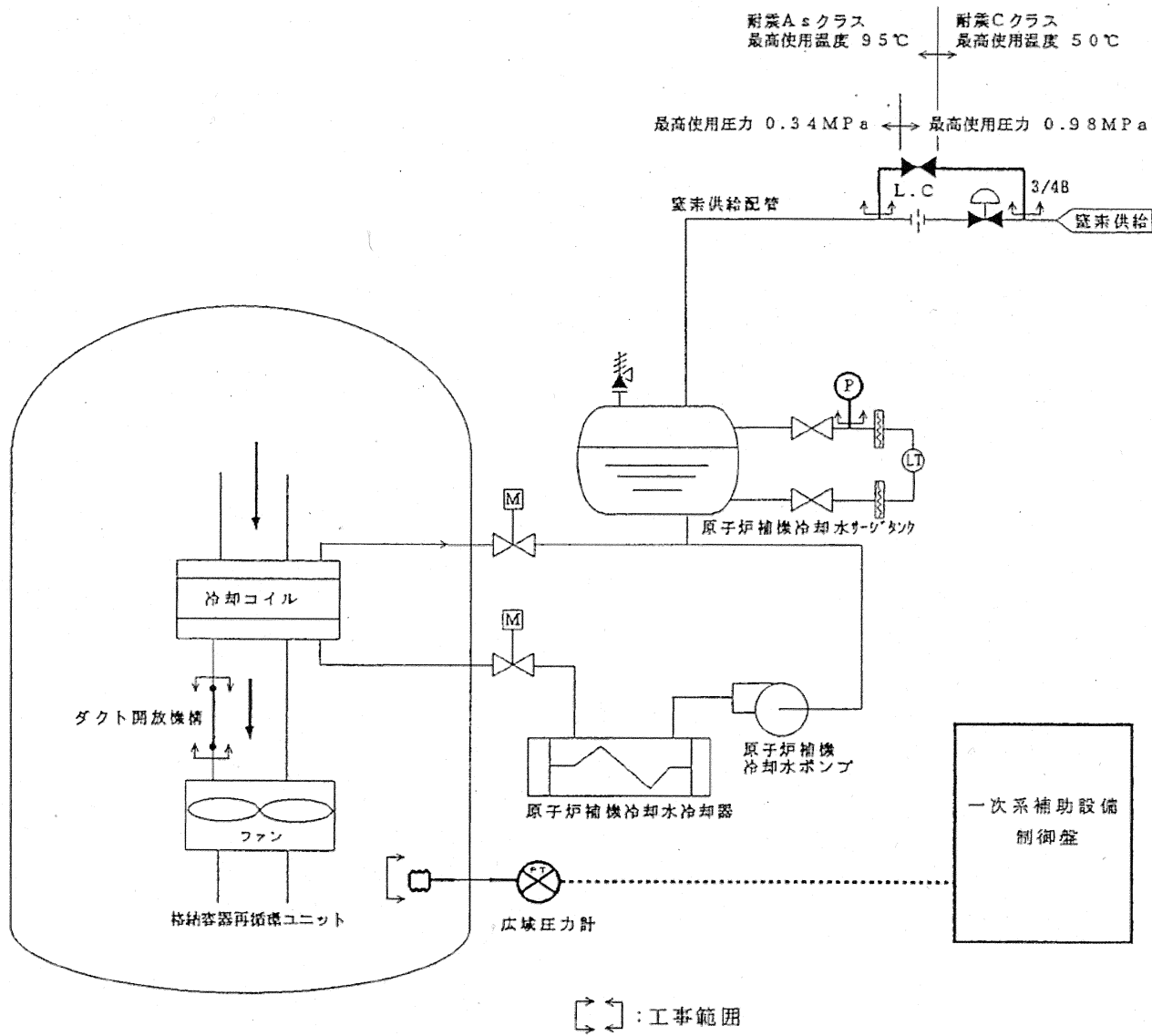


図2 格納容器内自然対流冷却 概略図

出典：伊方発電所3号機アクシデントマネジメント策に係る工事の安全機能への影響確認について（平成10年7月）より

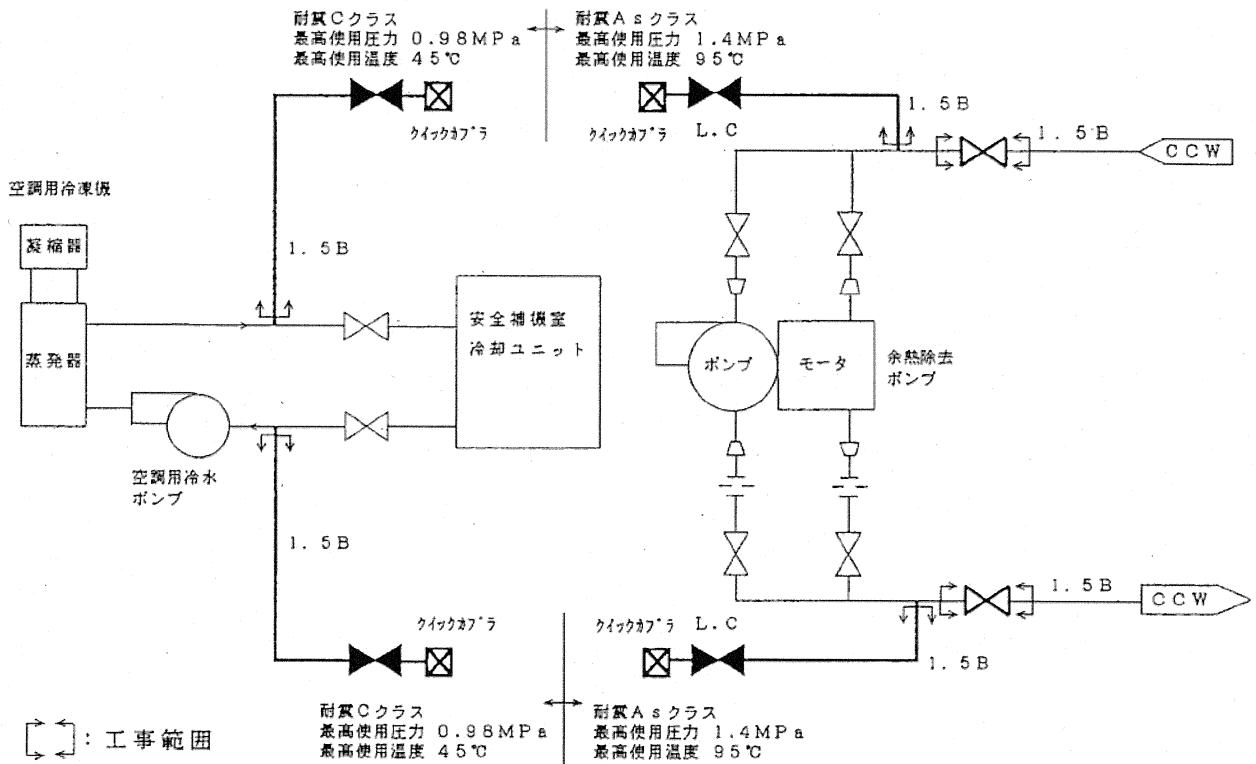


図3 代替補機冷却 概略図

出典：伊方発電所3号機アクシデントマネジメント策に係る工事の安全機能への影響確認について（平成10年7月）より

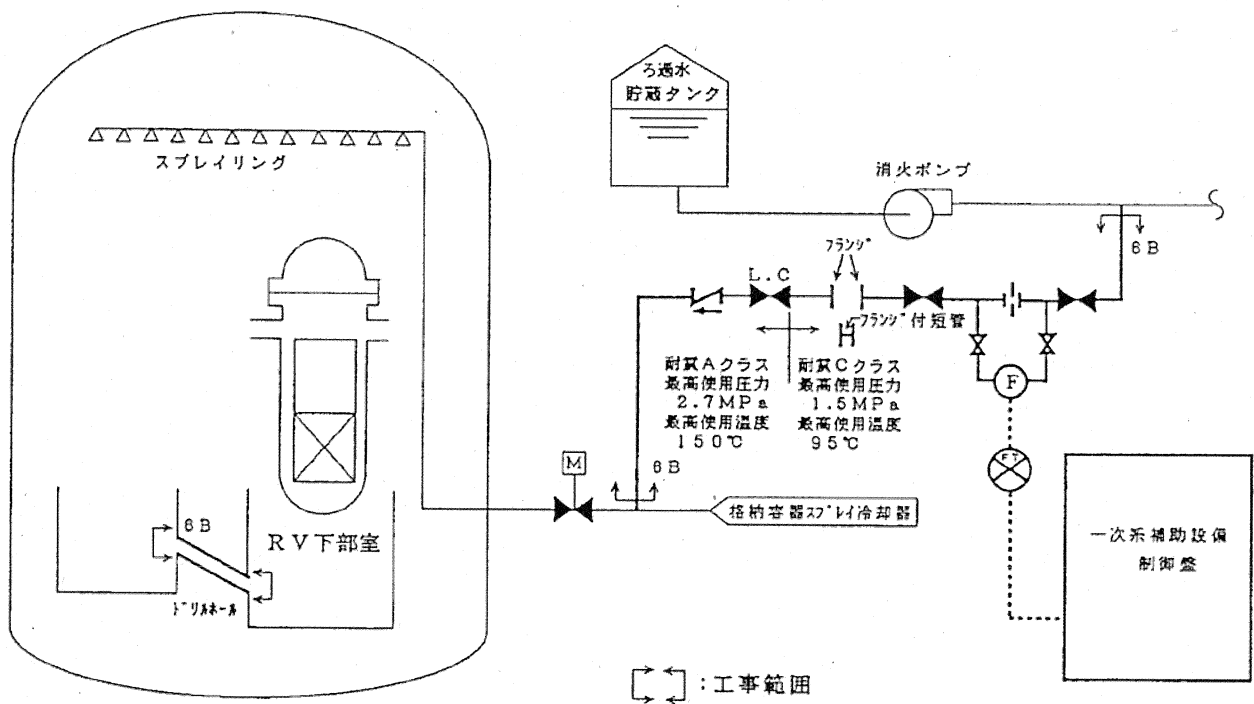


図4 格納容器内注水 概略図

出典：伊方発電所3号機アクシデントマネジメント策に係る工事の安全機能への影響確認について（平成10年7月）より

本資料のうち、枠囲みの範囲は
機密に係る事項ですので公開す
ることはできません

添付資料

伊方発電所 重大事故等時における 特定重大事故等対処施設の使用について

令和3年11月
四国電力株式会社

1. はじめに

2. 設置許可

2-1. 設置許可上の取り扱い

2-2. 重大事故等時における特重施設の使用の考え方

3. 保安規定

3-1. 保安規定審査基準改正による保安規定への反映

3-2. 重大事故等時における特重施設の使用の考え方

3-3. 手順書の整備

3-4. フィルタベント操作の判断基準

4. 参考資料

4-1. 特重施設の概要

1. はじめに

- 当社は、特定重大事故等対処施設（以下「特重施設」という。）を重大事故等時において使用することを、伊方発電所3号炉特定重大事故等対処施設の設置に伴う発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可」という。）に記載し、平成29年10月4日に許可を受けた。
- また、令和元年に発電用原子炉施設保安規定の審査基準（以下「保安規定審査基準」という。）が改正され、特重施設を使用して重大事故等に対する確かつ柔軟に対処することが求められるとともに、重大事故等発生時における常設重大事故等対処設備（以下「常設SA設備」という。）、可搬型重大事故等対処設備（以下「可搬型SA設備」という。）および特重施設の設備使用の優先順位を社内規定に定めることが規定された。
- 設置許可および保安規定審査基準の改正を反映するよう、伊方発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）の変更認可申請を実施し、令和3年4月28日に認可を受けた。その後、社内規定に特重施設を重大事故等発生時に使用するための手順等を整備するとともに教育訓練を実施し、令和3年10月5日に特重施設の運用を開始した。

2. 設置許可

2-1. 設置許可上の取り扱い

- 特重施設の有する機能は、重大事故等時において使用可能な場合が考えられるため、重大事故等時における対応手段の更なる多様化を図る観点から、当該施設を使用する方針を設置許可に規定している。

添付書類十

5. 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

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

5.2.2 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備

5.2.2.1 特定重大事故等対処施設の手順書の整備

(2) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の整備及びその対応操作

a. 特定重大事故等対処施設の対応手順の適用条件と判断フロー

(中略)

また、重大事故等発生時においても特定重大事故等対処施設による対応が有効な場合も考えられることから、**重大事故等発生時において特定重大事故等対処施設を使用するための判断フローを整備する。**

(a) 特定重大事故等対処施設による対応要否の判断基準

(中略)

一方、重大事故等発生時の対応手段において、特定重大事故等対処施設による対応が有効な場合も考えられることから、**当直長又は発電所災害対策本部長が特定重大事故等対処施設による対応が有効と判断した場合は、当直長又は発電所災害対策本部長の指揮のもと、****が特定重大事故等対処施設の個別機能を用いた対応を行う。**

b. 優先順位に係る基本的な考え方

2-2. 重大事故等時における特重施設の使用の考え方

3. 保安規定

3-1. 保安規定審査基準改正による保安規定への反映

▶ 保安規定審査基準の主な改正（令和元年12月25日）は、以下の2点について保安規定に定めることが規定された。

① 「重大事故等に対する確かつ柔軟に対処すること」

重大事故等に対し特重施設が対策として有効であると判断された場合は、特重施設を使用すること。

② 「炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準の基本的な考え方が定められていること」

重大事故等時に使用する常設SA設備、可搬型SA設備および特重施設の優先順位を社内規定に定めておくこと。

▶ 上記の改正内容は、当社が設置許可に規定した特重施設の使用の方針と整合するものである。

保安規定審査基準（平成29年11月29日改正）
 実用炉規則第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

○ 重大事故に至るおそれのある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）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関しては、次に掲げる措置を講じることが定められていること。

（中略）

5. 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ために必要な次に掲げる事項に関する社内規程類を定め、これを対策要員に守らせること。
- 一 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。
 - 二 重大事故等発生時における原子炉格納容器の破損を防止するための対策に関すること。



審査基準
の改正

保安規定審査基準（令和元年12月25日改正）
 実用炉規則第92条第1項第16号 設計想定事象に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置

1. 許可を受けたところによる基本設計ないし基本的設計方針に則した対策が機能するよう、想定する事象に応じて、次に掲げる措置を講ずることが定められていること。

- (1) 発電用原子炉施設の必要な機能を維持するための活動に関する計画を策定し、要員を配置するとともに、計画に従って必要な活動を行わせること。特に、当該計画には、次に掲げる事項を含めること。

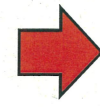
（中略）

- (2) (1)に掲げる措置のうち重大事故等発生時又は大規模損壊発生時におけるそれぞれの措置に係る手順については、それぞれ次に掲げるとおりとする。

イ 重大事故等発生時

（中略）

- ① 許可を受けた対応手段、重要な配慮事項、有効性評価の前提条件となる操作の成立性に係る事項が定められ、定められた内容が重大事故等に対する確かつ柔軟に対処することを妨げるものでないこと。
- ② 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準の基本的な考え方が定められていること。



保安規定
への反映

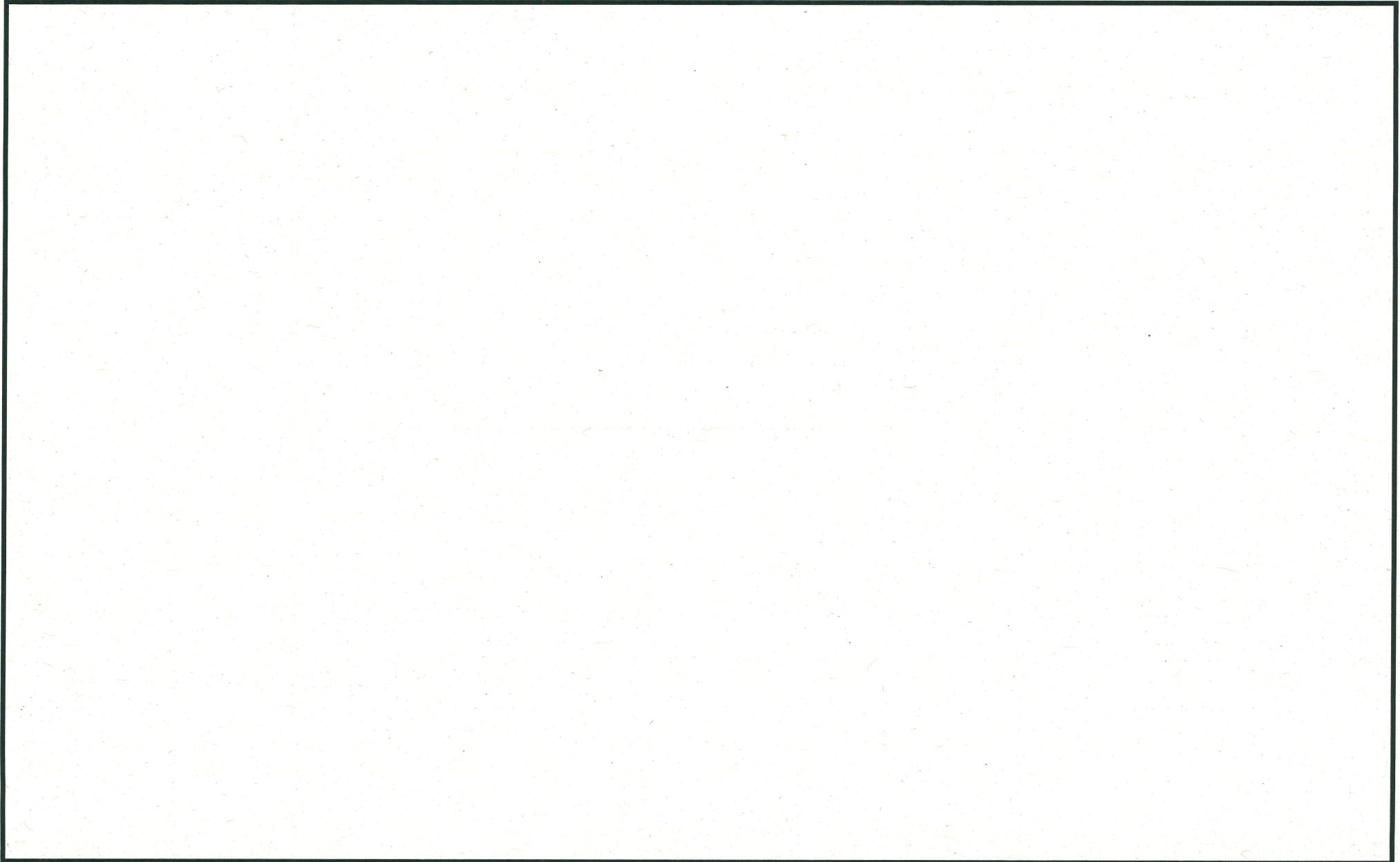
保安規定 第17条の5
 （重大事故等発生時の体制の整備）

第17条の5 安全技術課長および訓練計画課長は、重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の事項を含む計画（発電課長が定める計画に含まれる事項を除く）を定め、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。発電課長は、原子炉施設の運転に係る計画を定め、原子炉主任技術者の確認を得て、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付3に示す「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に従って実施する。
なお、(4)項の対策に係る手順は、的確かつ状況に応じて柔軟に対処できるものとする。

（中略）

- (4) 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以下の事項に関すること
- (a) 炉心の著しい損傷を防止するための対策
 - (b) 原子炉格納容器の破損を防止するための対策
 - (c) 使用済燃料ピットに貯蔵する燃料体の損傷を防止するための対策
 - (d) 原子炉停止時の燃料体の著しい損傷を防止するための対策
 - (e) 発生する有毒ガスからの運転員等の防護
 - (f) (a)項、(b)項および(d)項における特重施設を用いた対策

3-2. 重大事故等時における特重施設の使用の考え方



3-3. 手順書の整備 (1 / 4)

- 当社は、重大事故等時における特重施設の使用の考え方に基づき検討した優先順位をあらかじめ1つの手順(重大事故等の発生および拡大防止の手順)に定めることで、重大事故等時に判断※を要することなく最適なタイミングで特重施設を使用できるよう手順書を整備している。

※ 対象シーケンスにおける有効性の確認

特重施設の使用手順の重大事故等対応への適応イメージ

重大事故等対応

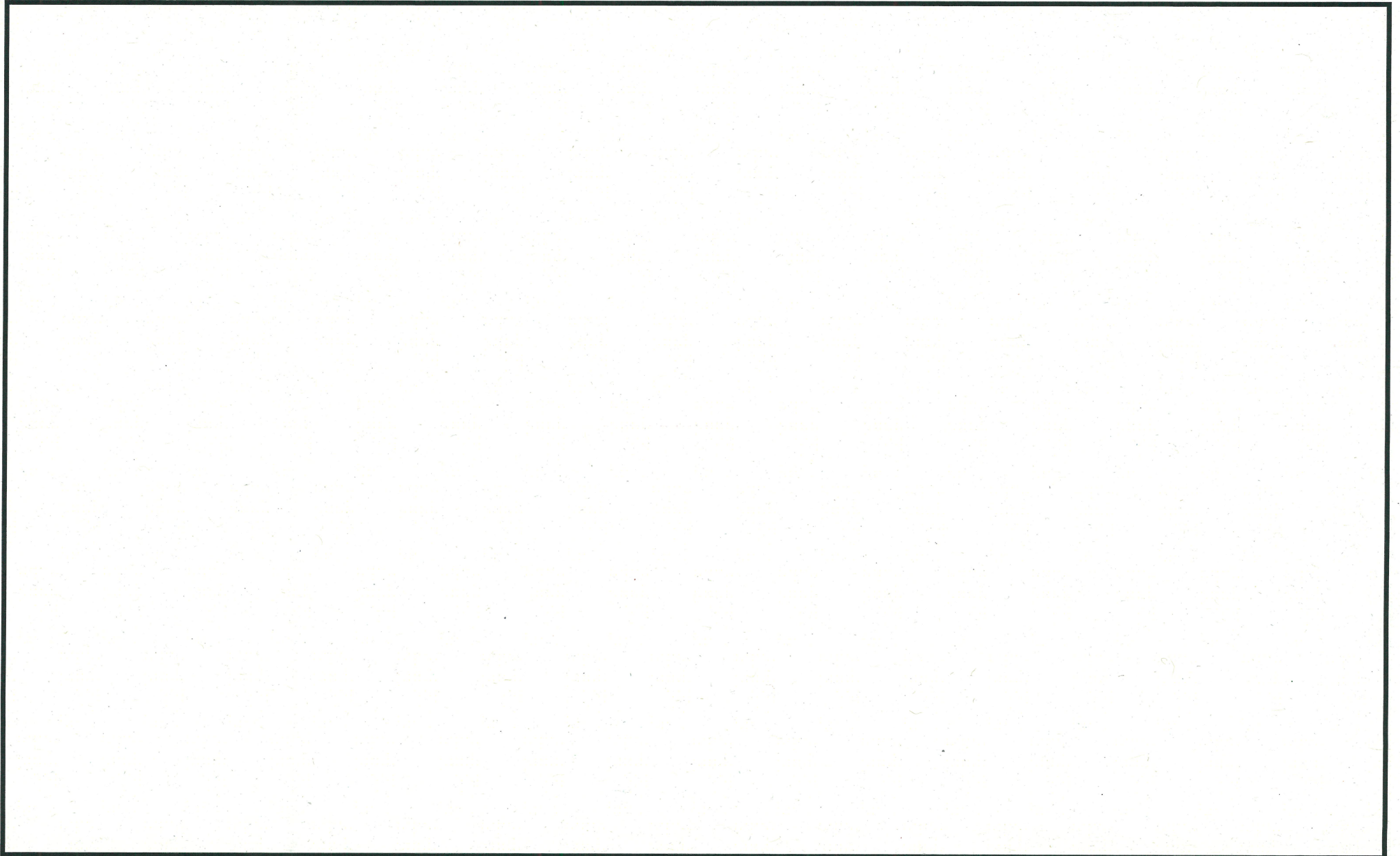
大規模損壊対応 (テロリズム等含む)

重大事故等の発生および拡大防止の手順

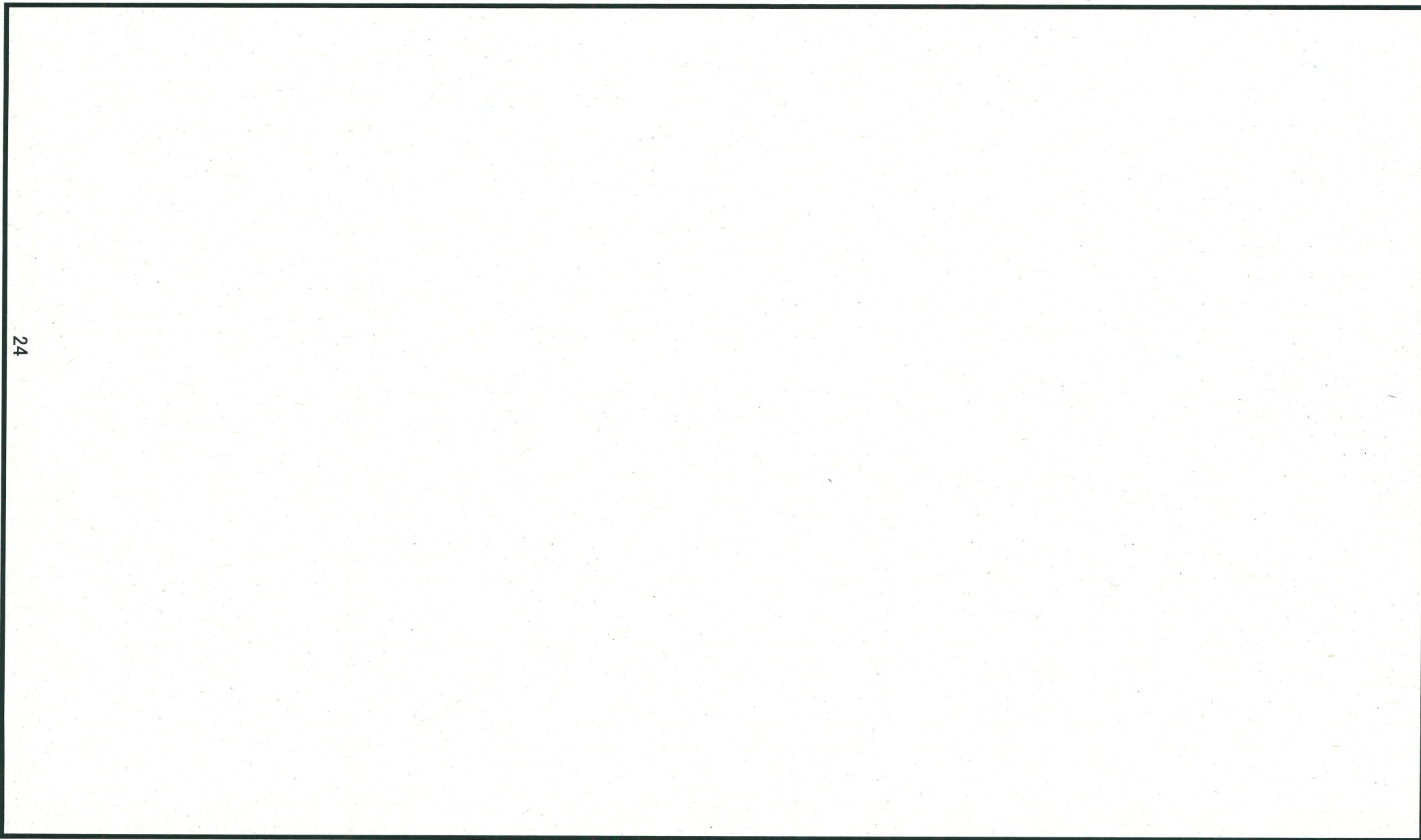
特重施設の使用の手順

「重大事故発生および
拡大防止の手順」に特
重施設使用の優先順位
および手順を追加

3-3. 手順書の整備 (2/4)



3-3. 手順書の整備 (3 / 4)



3-3. 手順書の整備 (4/4)

3-4. フィルタベント操作の判断基準 (1/2)



(保安規定審査基準 (令和元年12月25日改正)
実用炉規則第92条第1項第16号 設計想定事象等に係る発電用原子炉施設の保全に関する措置

1. 許可を受けたところによる基本設計ないし基本的設計方針に則した対策が機能するよう、想定する事象に応じて、次に掲げる措置を講ずることが定められていること。

(中略)

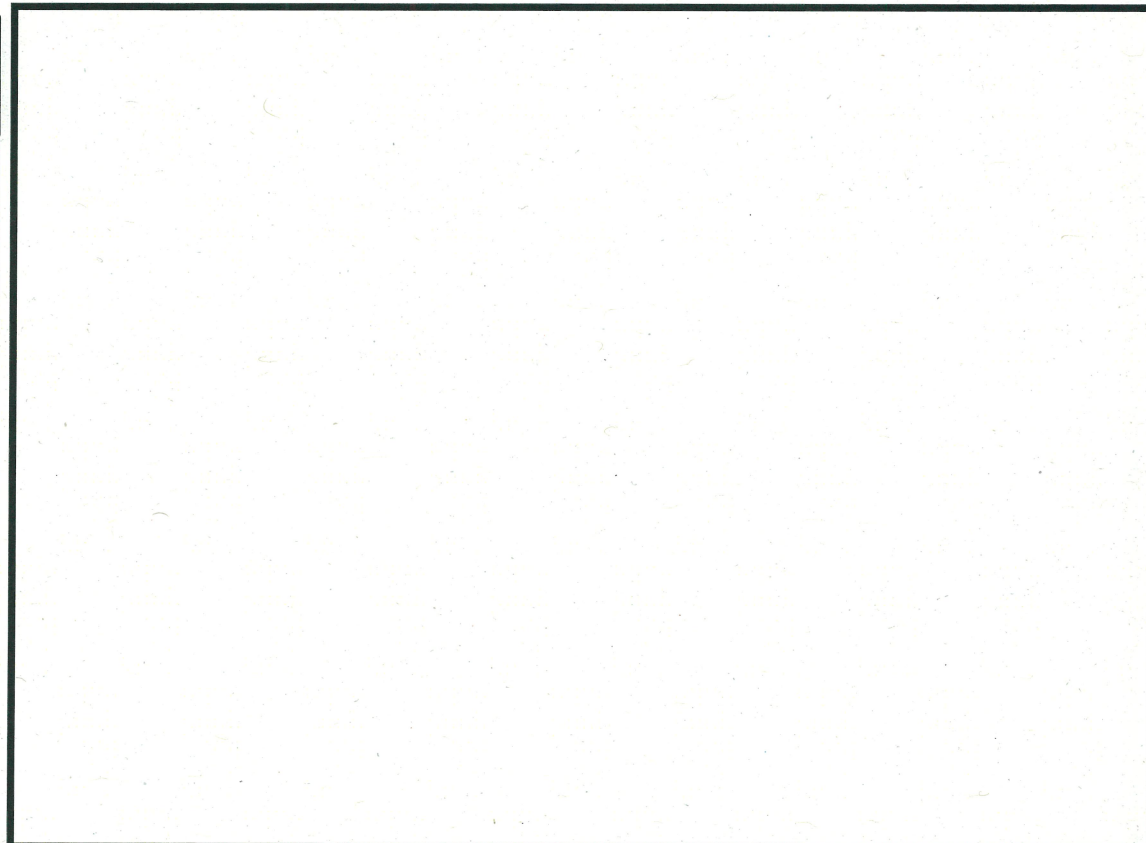
(2) (1) に掲げる措置のうち重大事故等発生時又は大規模損壊発生時におけるそれぞれの措置に係る手順については、それぞれ次に掲げるとおりとすること。

イ 重大事故等発生時

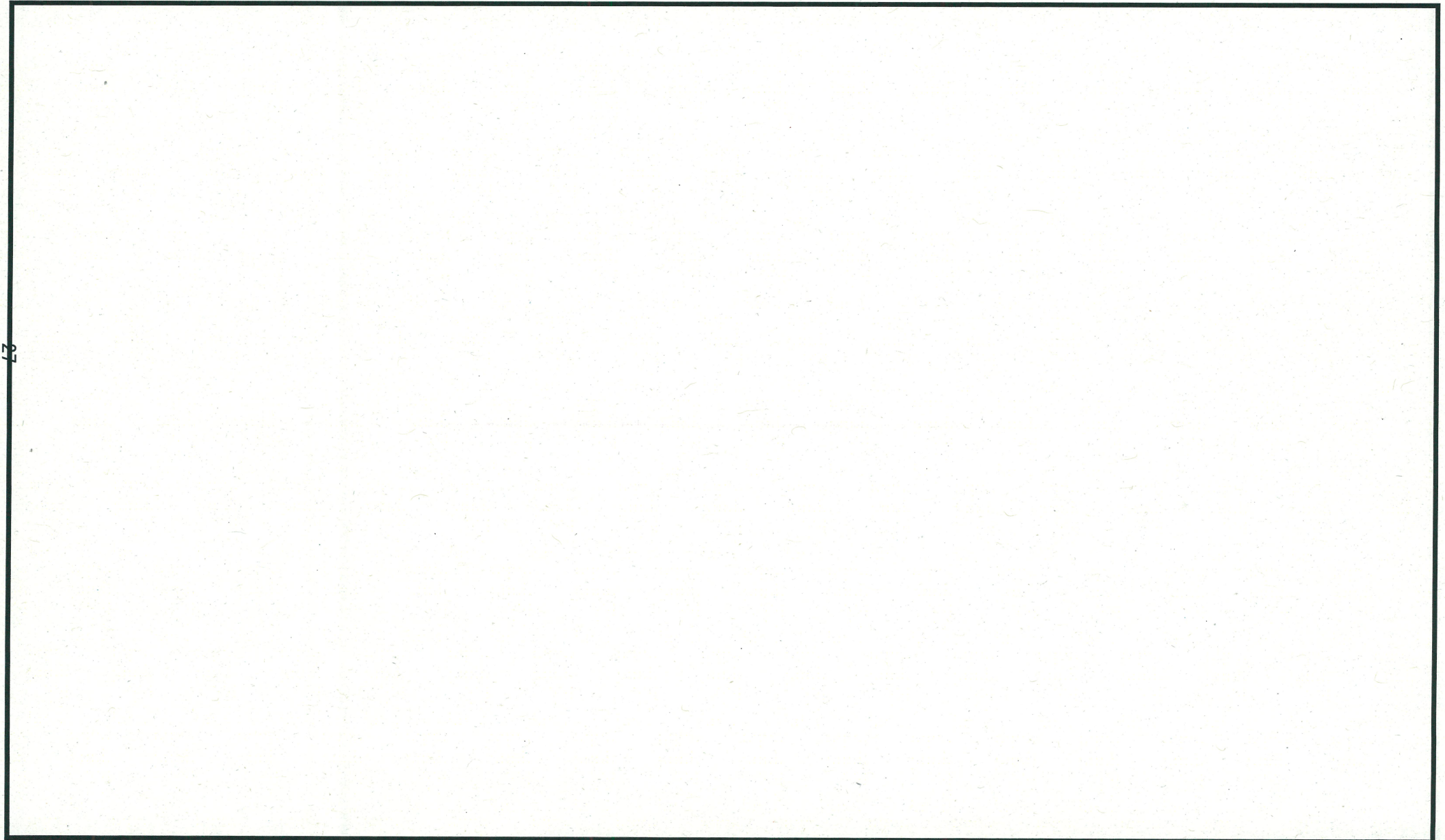
(中略)

②炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準の基本的な考え方が定められていること。

原子炉格納容器の過圧破損の防止に係る手順については、格納容器圧力逃がし装置を設けている場合、格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順を、格納容器圧力逃がし装置による手順に優先して実施することが定められているとともに、原子炉格納容器内の圧力が高い場合など、必要な状況においては確実に格納容器圧力逃がし装置を使用することが定められていること。



3-4. フィルタベント操作の判断基準 (2/2)



4. 参考資料

4-1. 特重施設の概要

