島根原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	ＴＳ－２５
提出年月日	２０２３年 ８ 月 ２ ４ 日

島根原子力発電所２号炉

ＬＣＯ，ＡＯＴおよびサーベイランスの設定

２０２３年　８月
中国電力株式会社

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目　　次

１．ＬＣＯ等の設定について

２．島根原子力発電所保安規定へ規定するＬＣＯ等について

資料１　ＬＣＯ等を設定する重大事故等対処設備の整理資料

資料１．（１）　重大事故等対処設備整理表（各基準）
資料１．（２）　重大事故等対処設備代替設備整理表
　　（保安規定第６５条各表）
資料１．（３）　表６５－１～表６５－１９　手順と設備のリスト
　　（設置変更許可申請書　添付十追補１）
資料１．（４）　表６５－１～表６５－１９　ＳＡ設備の設備分類
　　（設置変更許可申請書　添付八）
資料１．（５）　運転上の制限に係る重大事故等対処設備の系統毎の括り方について
資料１．（６）　重大事故等対処設備のＬＣＯを適用する原子炉の状態について

資料２　ＬＣＯ等の説明資料
資料２．（１）　保安規定第６５条　記載方法の類型化，記載例および記載の考え方
資料２．（２）　保安規定第６５条　運転上の制限等について

資料３　補足説明資料

資料３．（１）　ＳＡ設備に係る既存保安規定への反映

資料３．（２）　保安規定第６５条（重大事故等対処設備）

１．ＬＣＯ等の設定について

「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」では，原子炉施設の重要な機能に関して，安全機能を有する系統，機器および重大事故等対処設備等について，運転状態に対応したＬＣＯ，サーベイランス，要求される措置およびＡＯＴ（以下「ＬＣＯ等」という。）を設定し保安規定へ規定することが求められている。

このため，ＬＣＯ等を設定する対象設備，サーベイランス，要求される措置およびＡＯＴの設定に関する考え方について「保安規定変更に係る基本方針」（ＢＷＲ７社　令和元年５月９日作成，令和４年９月１５日最終改訂）へ示したことから，これに基づき，島根原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「島根原子力発電所保安規定」という。）へＬＣＯ等を規定する。

２．島根原子力発電所保安規定へ規定するＬＣＯ等について

島根原子力発電所保安規定第６５条（重大事故等対処設備）に重大事故等対処設備（以下「ＳＡ設備」という。）のＬＣＯ等を規定する。ＬＣＯ等の設定について，以下の要領で検討する。（図１参照）

①ＳＡ設備の抽出

（目的）

ＬＣＯ／ＡＯＴ対象となるＳＡ設備を網羅的に抽出する。

（実施要領）

「設置変更許可申請書　添付十追補１（手順と設備のリスト）」（以下「追補」という。）および「設置変更許可申請書　添付八（ＳＡ設備の設備分類）」に記載しているＳＡ設備を整理し，ＳＡ設備のリストを作成する。

作成したＳＡ設備のリストについて，「設計及び工事計画認可補正書（基本設計方針，要目表，容量設定根拠）」により，ＳＡ設備に抜けがないか確認を行う。

次に，各ＳＡ設備の適用モードを整理する。

「保安規定変更に係る基本方針」［記載箇所：4.3 添付-6］に記載している，ＳＡ設備のＬＣＯを適用する運転モードに関する考え方に基づいて，技術的能力審査基準 1.1～1.19（設置許可基準規則第 44 条～第 62 条）毎に適用される原子炉の状態を整理した表「重大事故等対処設備のＬＣＯを適用する原子炉の状態について」を作成し，各ＳＡ設備について「追補」に記載している手順に着手する可能性がある原子炉の運転状態を適用される原子炉の状態として設定する。（資料１．（６））

設定した各ＳＡ設備の適用される原子炉の状態をＳＡ設備のリストに反映し，「重大事故等対処設備整理表（各基準）」とする。（資料１．（１））

②対応手順毎に整理

（目的）

設置許可基準規則，技術基準規則および技術的能力審査基準で示される多様な目的に対して，同一のＳＡ設備を使用して対処するものが少なくないことから，「重大事故等対処設備整理表（各基準）」では，同じＳＡ設備が繰り返し記載されている。このため多様な目的に対して同一のＳＡ設備は一括りにして整理することにより，ＳＡ設備が動作不能となった場合，速やかにＬＣＯ等の判断ができるよう，保安規定上，明確にする。

（実施要領）

「保安規定変更に係る基本方針」［記載箇所：4.3-添付-1］に記載している重大事故等対処設備の系統毎の括り方に関する考え方に基づいて，ＳＡ設備を使用した対応手順毎に整理した表「運転上の制限に係るＳＡ設備の系統毎の括り方について」を作成し，「重大事故等対処設備整理表（各基準）」に反映する。

具体的には，設置変更許可申請書　添付八（所要数，必要容量），設置変更許可申請書　添付十有効性評価，追補，設計及び工事計画認可申請書資料（容量設定根拠）を参照し，以下の事項に配慮して検討する。

〈配慮事項〉

・各ＳＡ設備とも，技術基準規則，設置許可基準規則，技術的能力審査基準およびそれらの解釈の要求（以下「基準要求」という。）を満足すること。

・検討対象範囲として，技術基準規則（技術的能力審査基準）第 59 条（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設備」～第 71 条（1.13）「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備」とすること。（その他の条文に係るＳＡ設備は，同一のＳＡ設備を多様な目的のために使用する場合がないため，対象外とする。）

・重大事故等の対処に使用する静的機器（配管等）は，いずれかのＳＡ設備に含まれるよう配慮することにより，必ずＬＣＯ設定の範囲内に入ること。

・ＳＡ設備が故障等により動作不能となった場合に，当該ＳＡ設備の機能と同等の機能を有するＳＡ設備があればＬＣＯ逸脱にならないことを考慮すること。

例）原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に冷却するための設備としての高圧原子炉代替注水系（現場起動）と原子炉隔離時冷却系（現場起動）は，同等の機能を有していることから，いずれか一方のみが故障等により動作不能となった場合は，ＬＣＯ逸脱にならないとする。

③設備情報の入力

（目的）

ＳＡ設備を保安規定に定めるにあたって，必要となる事項の一つである所要数を明確にする。

（実施要領）

設置変更許可申請書　添付八（所要数，必要容量），設置変更許可申請書　添付八（設備仕様），設置変更許可申請書　添付八（ＳＡ設備の設備分類），設置変更許可申請書添付十有効性評価，設計及び工事計画認可申請書資料（所要数の根拠となる資料）を参照し，各ＳＡ設備について常設設備／可搬設備を整理したうえで所要数（Ｎ，２Ｎ）を設定し，「重大事故等対処設備整理表（各基準）」に反映する。

④設備の分類

（目的）

「重大事故等対処設備整理表（各基準）」に記載しているＳＡ設備について，他条文にて整理すべき設備，他のＳＡ設備に係る系統に含まれるため系統としてＬＣＯ等を設定する設備，他の手段にて整理する設備を抽出し，保安規定に規定すべきＳＡ設備の分類を行う。

（実施要領）

「保安規定変更に係る基本方針」［記載箇所：4.3(4)］に記載しているＳＡ設備として利用する設計基準事故対処設備（以下「ＤＢ設備」という。）のＬＣＯの記載の考え方に基づいて，ＤＢ設備の有する機能が重大事故等対処のために期待する機能と同一であるため，ＤＢ設備と兼ねるＳＡ設備として整理できる場合は，当該のＤＢ設備を規定している保安規定条文（以下「ＤＢ条文」という。）にてＬＣＯ等を判断することとし，当該ＳＡ設備を「重大事故等対処設備整理表（各基準）」で分類する。

具体的には，設置変更許可申請書　添付八に記載している「容量等」の記載より，ＳＡ設備の機能が設計基準事故時の機能と兼用しており，同仕様で設計していることを確認したものについて，所要数および適用モードがＤＢ条文に記載されている要求事項に包絡される場合においてＤＢ設備と兼ねるＳＡ設備として整理する。

ＳＡ設備のうち静的機器（配管等）について，他のＳＡ設備に係る系統に含まれる場合は，他のＳＡ設備に紐づく系統としてＬＣＯ等を設定することとし，当該ＳＡ設備を「重大事故等対処設備整理表（各基準）」で分類する。

複数の手段にて使用する同一のＳＡ設備について，適用モード等の条件を考慮し集約できる場合は一つの手段に係るＳＡ設備に整理することとし，当該ＳＡ設備を「重大事故等対処設備整理表（各基準）」で分類する。

⑤対応するＤＢ設備の設定

（目的）

ＬＣＯを逸脱した場合において，最初に対応するＤＢ設備を確認する必要があるため，各ＳＡ設備について対応するＤＢ設備を整理する。

（実施要領）

ＳＡ設備のうち追補または設置変更許可申請書　添付八の中で機能喪失を想定するＤＢ設備を記載しているものは原則として，機能喪失を想定するＤＢ設備の中から対応するＤＢ設備を設定する。

ＳＡ設備のうち機能喪失を想定するＤＢ設備がないもの，または機能喪失を想定するＤＢ設備があるが対応するＤＢ設備としては適当でない場合については，個別に検討する。

例）大気への放射性物質の拡散抑制のための設備は重大事故緩和設備であり，機能喪失を想定するＤＢ設備は無いが，そもそも格納容器や燃料プールが健全であれば大気への放射性物質拡散抑制は不要である。

よって，格納容器および燃料プールの健全性を確保する機能を考慮して，残留熱除去系（格納容器冷却モード）および燃料プール水位・温度確認を対応するＤＢ設備として新たに設定する。

⑥ＬＣＯ適用緩和設備の設定

（目的）

「保安規定変更に係る基本方針」（4.3-2(1)，4.3-添付-2）により，あるＳＡ設備の基準要求および機能を満足できる他のＳＡ設備がある場合，その機能に対しては，他のＳＡ設備にのみＬＣＯ設定したり，いずれかのＳＡ設備が健全であればＬＣＯ逸脱とみなさない等のＬＣＯ適用の緩和が許容されていることから，ＬＣＯの適用を緩和できる対象設備を整理する。

（実施要領）

各ＳＡ設備にかかる基準要求を確認し，他のＳＡ設備があれば基準要求を満足できるようなＳＡ設備があることを確認する。

他のＳＡ設備により基準要求を満足できるようなＳＡ設備について，設置変更許可申請書　添付十有効性評価および設計及び工事計画認可申請書資料（容量設定根拠）により，要求される機能（容量・揚程・有効性評価上の代替可否等）を確認し，設置変更許可申請書　添付十有効性評価および追補にて，機能要求を満足するためのＳＡ設備の準備時間を確認する。

基準規則を満足し，かつ同等な機能を有するＳＡ設備がある場合，ＬＣＯの適用を除外できる対象設備として設定する。

⑦代替措置の設定

（目的）

「保安規定変更に係る基本方針」［記載箇所：4.3(2) b.(a)～(c)］により，ＬＣＯを逸脱した場合において，逸脱したＳＡ設備と同等な機能を有するＳＡ設備※1，もしくはその機能を補完する代替措置※2を実施することで機能を満足できるＳＡ設備または自主対策設備が動作可能である場合，ＡＯＴの延長に活用できることから，対象設備を整理する。

※１：他のＳＡ設備にて基準要求も満足できる場合は⑥の設備となる。

※２：代替措置については，ＳＡ設備の機能を補完する措置（代替品の補充，要員の確保等）がある場合に設定する。

（実施要領）

同等な機能を有するＳＡ設備について，設置変更許可申請書　添付十有効性評価および設計及び工事計画認可申請書資料（容量設定根拠）により，ＳＡ設備に要求される機能（容量・揚程）を確認し，設置変更許可申請書　添付十有効性評価および追補にて，ＳＡ設備の機能を満足するための準備時間を確認する。機能および準備時間ともに満足できる他のＳＡ設備がある場合，同等な機能を有するＳＡ設備として設定する。

代替措置については，ＳＡ設備の機能を補完する代替措置（代替品の補充，要員の確保等）がある場合に設定する。

「重大事故等対処設備整理表（各基準）」に，上記②から⑦を反映し「重大事故等対処設備代替設備整理表（保安規定第６５条　各表）」とする。

⑧ＬＣＯ，サーベイランス，要求される措置およびＡＯＴの設定

（目的）

ＳＡ設備について，ＬＣＯを設定し，必要な機能が維持されていることを確認するためのサーベイランス，機能が喪失した場合に要求される措置およびＡＯＴを設定する。

（実施要領）

「重大事故等対処設備代替設備整理表（保安規定第６５条　各表）」に整理したＳＡ設備について，「保安規定変更に係る基本方針」［記載箇所：4.3］に基づき，ＬＣＯ，サーベイランス，要求される措置およびＡＯＴを設定する。

・ＬＣＯの設定

②で整理した対応手段毎に，基準要求を満足するために必要とするＳＡ設備の数量を系統単位で設定する。具体的には,「重大事故等対処設備代替設備整理表（保安規定第６５条　各表）」，設置変更許可申請書　添付十有効性評価および追補を確認し，所要数・必要系統数を設定する。設計及び工事計画認可申請書において所要数が明確となるものについては，設計及び工事計画認可申請書資料を確認する。

可搬型重大事故等対処設備の保管状態については，保安規定添付３（重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準)「１　重大事故等対策」のうち,「1.2　アクセスルートの確保，復旧作業および支援に係る事項(1)アクセスルートの確保」に記載しているとおり，位置的分散を図り保管すること，屋外の可搬型重大事故等対処設備については複数箇所に分散して保管することが遵守されていることを，保安規定第１３条に基づく巡視点検により確認する。巡視点検により，定められた保管場所に必要な設備を保管していない場合（ただし，島根原子力発電所保安規定第７１条第５項および第８項に定めるとおり，サーベイランスまたは訓練実施時に必要な処置を行っている場合を除く。）は，運転上の制限を満足していないと判断する。

・サーベイランスの設定

使用前事業者検査, 施設定期検査, 定期事業者検査における実施要領を踏まえ，既に保安規定に規定している，サーベイランスを実施するＳＡ設備と同等のＤＢ設備のサーベイランス実施要領を参考として規定する。

ＤＢ設備に規定のないＳＡ設備については,「設計及び工事計画認可申請書補正書　資料（容量設定根拠)」にて，必要な容量・揚程を確認する。

サーベイランス頻度は,「保安規定変更に係る基本方針」[記載箇所：4.2(2)]に基づき，可搬設備は３箇月を上限とした頻度とし，常設設備については保守管理計画に定める点検計画（案）の点検・補修実施頻度以内で設定する。

・要求される措置およびＡＯＴの設定

「保安規定変更に係る基本方針」[記載箇所：4.3(2)～4.3(5)]に記載している内容に基づき，島根原子力発電所保安規定に要求される措置およびＡＯＴについて規定する。

これらの検討により，島根原子力発電所保安規定第６５条および審査資料を作成する。また，設計及び工事計画認可申請書最終補正書（基本設計方針，要目表，容量設定根拠）を参照し，ＳＡ設備を照合することにより最終の確認を行い，島根原子力発電所保安規定第６５条最終補正版を作成する。

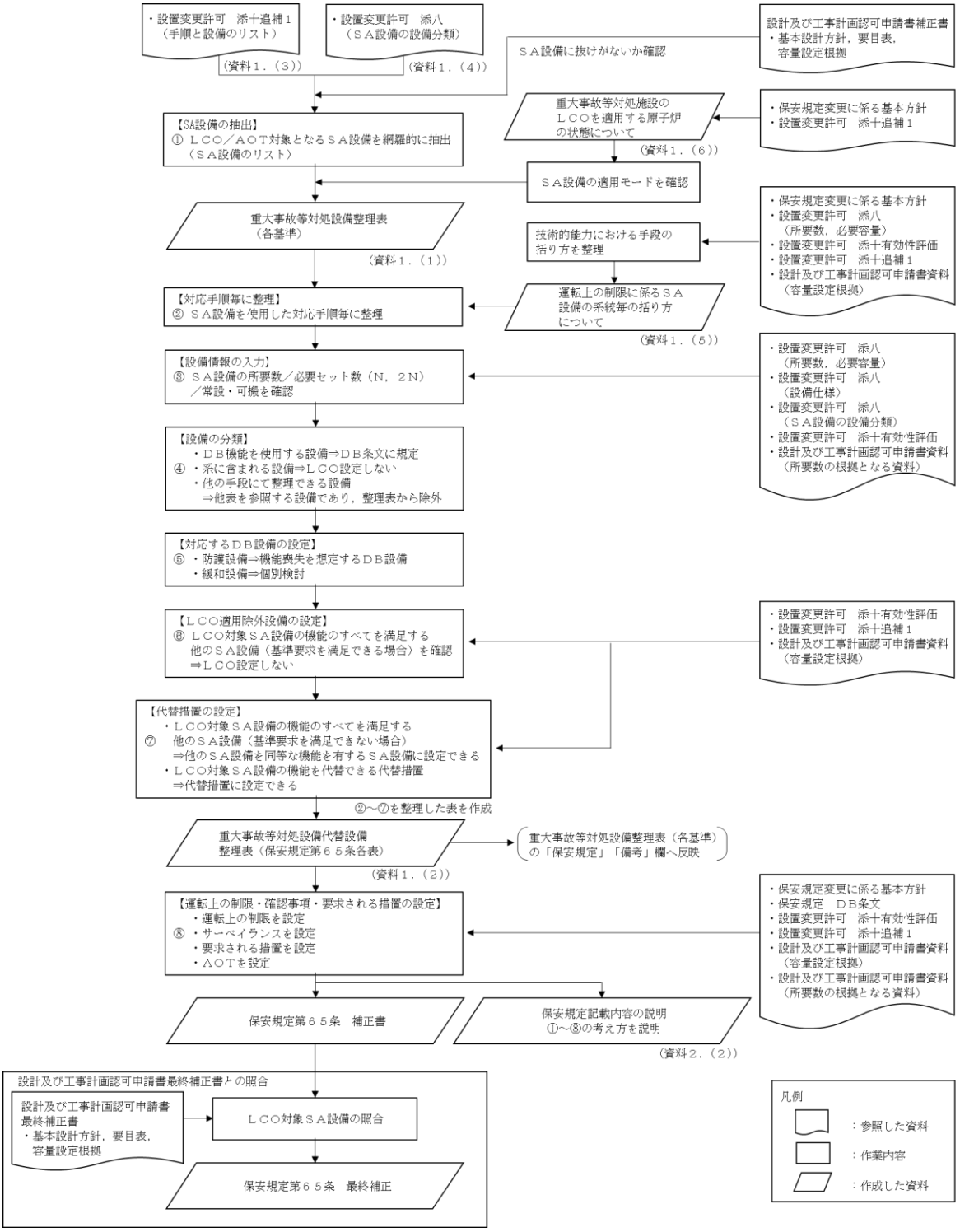


図１　保安規定第６５条　ＬＣＯ等の設定検討フロー

資料１．（１）　重大事故等対処設備整理表（各基準）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.1／44条　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時	原子炉保護系	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	運転および起動	65-1-1	「65-1-1 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）」で整理
			制御棒		第22条	「第22条　制御棒のスクラム機能」で整理
			制御棒駆動機構		第22条	「第22条　制御棒のスクラム機能」で整理
			制御棒駆動水圧系　配管・弁		第22条	「第22条　制御棒のスクラム機能」で整理（系に含まれる）
			制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット		第22条	「第22条　制御棒のスクラム機能」で整理
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
		原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	運転および起動	65-1-2	「65-1-2 ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）」で整理
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
		自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	自動減圧起動阻止スイッチ	運転，起動※1および高温停止※1 ※1：原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上	65-3-1	「65-3-1 代替自動減圧機能」で整理
			代替自動減圧起動阻止スイッチ		65-3-1	「65-3-1 代替自動減圧機能」で整理
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
		ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	運転および起動	第24条	「第24条　ほう酸水注入系」で整理
			ほう酸水貯蔵タンク		第24条	「第24条　ほう酸水注入系」で整理
			ほう酸水注入系　配管・弁		第24条	「第24条　ほう酸水注入系」で整理（系に含まれる）
			差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）		第24条	「第24条　ほう酸水注入系」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		第24条	「第24条　ほう酸水注入系」で整理（系に含まれる）
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.2／45条　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			主蒸気系　配管		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉浄化系　配管		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			給水系　配管・弁・スパージャ		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉圧力容器		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			所内常設蓄電式直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
		高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ・ポンプ	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			高圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			高圧炉心スプレイ補機冷却系		第53条	「第53条　高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系」で整理
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉圧力容器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.2／45条　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			主蒸気系　配管		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉浄化系　配管		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			給水系　配管・弁・スパージャ		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			常設代替直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）で他表を参照）
			可搬型直流電源設備		65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）で他表を参照）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.2／45条　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理 「65-2-2 高圧原子炉代替注水系（現場起動）」では，必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルの操作により現場起動できることを要求。
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			主蒸気系　配管		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉浄化系　配管		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			給水系　配管・弁・スパージャ		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.2／45条　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	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	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（「65-2-2　高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）」では，必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルの操作により現場起動できることを要求。
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			主蒸気系　配管		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉浄化系　配管		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			給水系　配管・弁・スパージャ		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉圧力容器		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			主蒸気系　配管		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉浄化系　配管		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			給水系　配管・弁・スパージャ		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉圧力容器		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			所内常設蓄電式直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.2／45条　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
サポート系故障時	全交流動力電源	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	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			主蒸気系　配管		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉浄化系　配管		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			給水系　配管・弁・スパージャ		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉圧力容器		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			所内常設蓄電式直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			可搬型直流電源設備		65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.2／45条　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
監視及び制御	－	高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域）	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉水位（燃料域）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉水位（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉圧力		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉圧力（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			高圧原子炉代替注水流量		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			サプレッション・プール水位（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
		高圧原子炉代替注水系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域）	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉水位（燃料域）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉水位（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉水位（可搬型計測器）		65-13-3	「65-13-3　可搬型計測器」で整理
			原子炉圧力		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉圧力（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉圧力（可搬型計測器）		65-13-3	「65-13-3　可搬型計測器」で整理
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域）	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉水位（燃料域）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉水位（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉水位（可搬型計測器）		65-13-3	「65-13-3　可搬型計測器」で整理
			原子炉圧力		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉圧力（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
			原子炉圧力（可搬型計測器）		65-13-3	「65-13-3　可搬型計測器」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.2／45条　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等の進展抑制	－	ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入）	ほう酸水注入ポンプ	運転，起動および高温停止	65-2-3	保安規定の既存条文「第24条　ほう酸水注入系」よりも要求が拡張されたことから，第65条で新たにLCO等を定める 「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理
			ほう酸水貯蔵タンク		65-2-3	「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理
			ほう酸水注入系　配管・弁		65-2-3	「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理（系に含まれる）
			差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）		65-2-3	「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-2-3	「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.3／46条　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上）	65-3-1	「65-3-1　代替自動減圧機能」で整理
			逃がし安全弁（自動減圧機能付きB,Mの２個）		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			主蒸気系　配管・クエンチャ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			自動減圧起動阻止スイッチ		65-3-1	「65-3-1　代替自動減圧機能」で整理
			代替自動減圧起動阻止スイッチ		65-3-1	「65-3-1　代替自動減圧機能」で整理
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
		手動操作による減圧（逃がし安全弁）	逃がし安全弁	運転，起動および高温停止	65-3-2	保安規定の既存の条文「第30条　主蒸気逃がし安全弁」では手動減圧機能の要求がないことから，第65条で新たにLCO等を定める 「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理
			主蒸気系　配管・クエンチャ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）
			所内常設蓄電式直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）
			常設代替直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）
			可搬型直流電源設備		65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.3／46条　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備	運転，起動および高温停止	65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）
			常設代替直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）
			ＳＲＶ用電源切替盤		65-3-3	「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理
			逃がし安全弁		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理
			主蒸気系　配管・クエンチャ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	運転，起動および高温停止	65-3-3	「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理
			逃がし安全弁		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理
			主蒸気系　配管・クエンチャ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.3／46条　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
サポート系故障時	－	逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	運転，起動および高温停止	65-3-3	「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理
			逃がし安全弁窒素ガス供給系　配管・弁		65-3-3	「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理（系に含まれる）
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）
			所内常設蓄電式直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）
			常設代替直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）
			可搬型直流電源設備		65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）
		逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	運転，起動および高温停止	65-3-3	「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理
			逃がし安全弁窒素ガス供給系　配管・弁		65-3-3	「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で整理（系に含まれる）
	常設直流電源全交流動力電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備	運転，起動および高温停止	65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備	運転，起動および高温停止	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.3／46条　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉格納容器の破損防止	－	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁	運転，起動および高温停止	65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理
			主蒸気系　配管・クエンチャ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）
			所内常設蓄電式直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）
			常設代替直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）
			可搬型直流電源設備		65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）
インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時	－	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁	運転，起動および高温停止	65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理
			主蒸気系　配管・クエンチャ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理（系に含まれる）
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	残留熱除去系注水弁	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			低圧炉心スプレイ系注水弁		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
		原子炉建物原子炉棟の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	運転，起動および高温停止	第49条	「第49条　原子炉棟」で整理（開放機能をいう。閉止装置については，「65-14-2　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置」で整理。）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.4／47条　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却	残留熱除去ポンプ	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉圧力容器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ・ポンプ	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			低圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉圧力容器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.4／47条　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去ポンプ	高温停止※1，冷温停止および燃料交換※2 ※1：原子炉圧力が0.88MPa[gage]以下 ※2：原子炉内から全燃料が取り出された場合を除く	第34,35,36条	「第34条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその１」で整理 「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」で整理 「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第34,35,36条	「第34条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその１」，「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁・ジェットポンプ		第34,35,36条	「第34条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその１」，「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理（系に含まれる）
			原子炉再循環系　配管		第34,35,36条	「第34条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその１」，「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理 また，冷温停止以降，原子炉補機冷却系の不具合等により，関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は，それぞれ該当する条文を適用する
			非常用交流電源設備		第58,59条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」，「第59条　非常用ディーゼル発電機その２」で整理
			原子炉圧力容器		第34,35,36条	「第34条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその１」，「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.4／47条　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時（発電用原子炉運転中）	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止	65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理
			低圧原子炉代替注水槽		65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
		低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大量送水車	運転，起動および高温停止	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-4-2	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.4／47条　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
サポート系故障時（発電用原子炉運転中）	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉圧力容器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機代替冷却系		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			残留熱除去ポンプ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理
		常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉圧力容器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機代替冷却系		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			低圧炉心スプレイ・ポンプ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			低圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.4／47条　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理
			低圧原子炉代替注水槽		65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
		低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-4-2	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.4／47条　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時（発電用原子炉停止中）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ	冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理
			低圧原子炉代替注水槽		65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
		低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大量送水車	冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-4-2	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.4／47条　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
サポート系故障時（発電用原子炉停止中）	全交流動力電源原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	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	原子炉圧力容器	冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉内から全燃料が取出された場合を除く	第35,36条	「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機代替冷却系		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			残留熱除去ポンプ		第35,36条	「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第35,36条	「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		第35,36条	「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理（系に含まれる）
			原子炉再循環系　配管・弁・ジェットポンプ		第35,36条	「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理 また，冷温停止以降，原子炉補機冷却系の不具合等により，関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は，それぞれ該当する条文を適用する

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.5／48条　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	高温停止※1，冷温停止および燃料交換※2 ※1：原子炉圧力が0.88MPa[gage]以下 ※2：原子炉内から全燃料が取り出された場合を除く	第34,35,36条	「第34条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその１」，「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理
		残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系（格納容器冷却モード）		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
		原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱	原子炉補機海水ポンプ	運転，起動および高温停止	第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却水ポンプ		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）　配管・弁・海水ストレーナ		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系サージタンク		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系熱交換器		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理（系に含まれる）
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
			取水口		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理（系に含まれる）
			取水管		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理（系に含まれる）
			取水槽		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.5／48条　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時	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及び格納容器冷却モード）	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器フィルタベント系	運転，起動および高温停止	65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理
	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及び格納容器冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	運転，起動および高温停止	65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.5／48条　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
サポート系故障時	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却系による除熱	移動式代替熱交換設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理
			大型送水ポンプ車		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理
			ホース・接続口		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系　配管・弁・サージタンク		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機代替冷却系　配管・弁		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系熱交換器		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（系に含まれる）
			取水口		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（系に含まれる）
			取水管		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（系に含まれる）
			取水槽		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で他表を参照）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で他表を参照）
			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	高温停止※1，冷温停止および燃料交換※2 ※1：原子炉圧力が0.88MPa[gage]以下 ※2：原子炉内から全燃料が取り出された場合を除く	第34,35,36条	「第34条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその１」，「第35条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその２」，「第36条　残留熱除去系原子炉停止時冷却モードその３」で整理
			残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系（格納容器冷却モード）	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.6／49条　原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ	残留熱除去ポンプ	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			格納容器スプレイ・ヘッダ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
		残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱	残留熱除去ポンプ	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理
			非常用交流電源設備		第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.6／49条　原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時（炉心損傷前）	残留熱除去系（格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止	65-6-1	「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で整理
			低圧原子炉代替注水槽		65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理（「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で他表を参照）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-6-1	「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-6-1	「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で整理（系に含まれる）
			格納容器スプレイ・ヘッダ		65-6-1	「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で整理（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で他表を参照）
		格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）	大量送水車	運転，起動および高温停止	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-6-2	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			可搬型ストレーナ		65-19-1 65-6-2	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			格納容器代替スプレイ系　配管・弁		65-6-2	「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-6-2	「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」（系に含まれる）
			格納容器スプレイ・ヘッダ		65-6-2	「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.6／49条　原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
サポート系故障時（炉心損傷前）	全交流動力電源原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			原子炉補機代替冷却系		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			格納容器スプレイ・ヘッダ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去ポンプ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理
		残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			原子炉補機代替冷却系		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			残留熱除去ポンプ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.6／49条　原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
フロントライン系故障時（炉心損傷後）	残留熱除去系（格納容器冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止	65-6-1	「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で整理
			低圧原子炉代替注水槽		65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理（「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で他表を参照）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-6-1	「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-6-1	「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で整理（系に含まれる）
			格納容器スプレイ・ヘッダ		65-6-1	「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で整理（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で他表を参照）
		格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）	大量送水車	運転，起動および高温停止	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-6-2	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			可搬型ストレーナ		65-19-1 65-6-2	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			格納容器代替スプレイ系　配管・弁		65-6-2	「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-6-2	「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」（系に含まれる）
			格納容器スプレイ・ヘッダ		65-6-2	「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.6／49条　原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
サポート系故障時（炉心損傷後）	全交流動力電源原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			原子炉補機代替冷却系		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			格納容器スプレイ・ヘッダ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去ポンプ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理
		残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			原子炉補機代替冷却系		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			残留熱除去ポンプ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系熱交換器		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.7／50条　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ	運転，起動および高温停止	65-5-4	「65-5-4　残留熱代替除去系」で整理
			残留熱除去系熱交換器		65-5-4	「65-5-4　残留熱代替除去系」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機代替冷却系		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（「65-5-4　残留熱代替除去系」で他表を参照）
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理（「65-5-4　残留熱代替除去系」で他表を参照）
			残留熱代替除去系　配管・弁		65-5-4	「65-5-4　残留熱代替除去系」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		65-5-4	「65-5-4　残留熱代替除去系」で整理（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-5-4	「65-5-4　残留熱代替除去系」で整理（系に含まれる）
			格納容器スプレイ・ヘッダ		65-5-4	「65-5-4　残留熱代替除去系」で整理（系に含まれる）
			ホース・接続口		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-5-4	「65-5-4　残留熱代替除去系」で整理（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-5-4　残留熱代替除去系」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-5-4　残留熱代替除去系」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.7／50条　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉格納容器の過圧破損防止	－	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第１ベントフィルタスクラバ容器	運転，起動および高温停止	65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理
			第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器		65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理
			圧力開放板		65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理
			遠隔手動弁操作機構		65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理（系に含まれる）
			可搬式窒素供給装置		65-5-2	「65-5-2　可搬式窒素供給装置」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）
			第１ベントフィルタ格納槽遮蔽		遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない（保安規定変更に係る基本方針4.3-(1)）	
			配管遮蔽			
			窒素ガス制御系　配管・弁		65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理（系に含まれる）
			非常用ガス処理系　配管・弁		65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理（系に含まれる）
			格納容器フィルタベント系　配管・弁		65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理（系に含まれる）
			ホース・接続口		65-5-2	「65-5-2　可搬式窒素供給装置」で整理（系に含まれる）
			原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。）		第43,44条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理 「第44条　サプレッションチェンバからドライウェルへの真空破壊弁」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）
	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	運転，起動および高温停止	65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理（系に含まれる）
	－	不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換	可搬式窒素供給装置	運転，起動および高温停止	65-5-2	「65-5-2　可搬式窒素供給装置」で整理
			ホース・接続口		65-5-2	「65-5-2　可搬式窒素供給装置」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.8／51条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	－	ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止	65-7-1	「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で整理
			低圧原子炉代替注水槽		65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理（「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で他表を参照）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-7-1	「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-7-1	「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			格納容器スプレイ・ヘッダ		65-7-1	「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			コリウムシールド		65-7-1	「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.8／51条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	運転，起動および高温停止	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-7-3	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			可搬型ストレーナ		65-19-1 65-7-3	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			格納容器代替スプレイ系　配管・弁		65-7-3	「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-7-3	「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」（系に含まれる）
			格納容器スプレイ・ヘッダ		65-7-3	「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			コリウムシールド		65-7-3	「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.8／51条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	－	ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	運転，起動および高温停止	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-7-2	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			ペデスタル代替注水系　配管・弁		65-7-2	「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			コリウムシールド		65-7-2	「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.8／51条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	－	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉浄化系　配管		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			主蒸気系　配管		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			給水系　配管・弁・スパージャ		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理（系に含まれる）
			常設代替直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）で他表を参照）
			可搬型直流電源設備		65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.8／51条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	－	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	ほう酸水注入ポンプ	運転，起動および高温停止	65-2-3	保安規定の既存条文「第24条　ほう酸水注入系」よりも要求が拡張されたことから，第65条で新たにLCO等を定める 「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理
			ほう酸水貯蔵タンク		65-2-3	「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理
			ほう酸水注入系　配管・弁		65-2-3	「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理（系に含まれる）
			差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）		65-2-3	「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-2-3	「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）で他表を参照）
		低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止	65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理
			低圧原子炉代替注水槽		65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.8／51条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	－	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	大量送水車	運転，起動および高温停止	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-4-2	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-4-2	「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.9／52条　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	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	可搬式窒素供給装置	運転，起動および高温停止	65-5-2	「65-5-2　可搬式窒素供給装置」で整理
		格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器フィルタベント系	運転，起動および高温停止	65-5-1	「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で整理
			第１ベントフィルタ出口水素濃度		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）
			第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）
			可搬式窒素供給装置		65-5-2	「65-5-2　可搬式窒素供給装置」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-5-2	「65-5-2　可搬式窒素供給装置」で整理（系に含まれる）
		水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-5　格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視」で他表を参照）
			格納容器酸素濃度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-5　格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視」で他表を参照）
			格納容器水素濃度（Ｂ系）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-5　格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視」で他表を参照）
			格納容器酸素濃度（Ｂ系）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-5　格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視」で他表を参照）
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	運転，起動および高温停止	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			常設代替直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			可搬型直流電源設備		65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.10／53条　水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	－	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-8-1	「65-8-1　静的触媒式水素処理装置」で整理
			静的触媒式水素処理装置入口温度		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-8-1　静的触媒式水素処理装置」で他表を参照）
			静的触媒式水素処理装置出口温度		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-8-1　静的触媒式水素処理装置」で他表を参照）
			原子炉建物原子炉棟		第49条	「第49条　原子炉棟」で整理
		原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-8-2	「65-8-2　原子炉建物内の水素濃度監視」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.10／53条　水素爆発による原子炉建屋等の破損を防止するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	－	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			常設代替直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			可搬型直流電源設備		65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.11／54条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへの注水	大量送水車	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-9-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			可搬型ストレーナ		65-19-1 65-9-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			燃料プールスプレイ系　配管・弁		65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			常設スプレイヘッダ		65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理
			燃料プール		65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で他表を参照）
		燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	大量送水車	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で他表を参照）
			ホース・弁		65-19-1 65-9-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			可搬型ストレーナ		65-19-1 65-9-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			可搬型スプレイノズル		65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理
			燃料プール		65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で他表を参照）
	－	漏えい抑制	サイフォンブレイク機能	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.11／54条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ	大量送水車	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-9-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			可搬型ストレーナ		65-19-1 65-9-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			燃料プールスプレイ系　配管・弁		65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			常設スプレイヘッダ		65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理
			燃料プール		65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で他表を参照）
		燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ	大量送水車	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で他表を参照）
			ホース・弁		65-19-1 65-9-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			可搬型ストレーナ		65-19-1 65-9-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			可搬型スプレイノズル		65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理
			燃料プール		65-9-1	「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で他表を参照）
		大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-10-1	「65-10-1　大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への対応」で整理
			ホース		65-10-1	「65-10-1　大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への対応」で整理（系に含まれる）
			放水砲		65-10-1	「65-10-1　大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への対応」で整理
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-10-1　大気への放射性物質の拡散抑制，航空機燃料火災への対応」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.11／54条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等時における燃料プールの監視	－	燃料プールの状態監視	燃料プール水位（ＳＡ）	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-9-3	「65-9-3　燃料プール監視設備」で整理
			燃料プール水位・温度（ＳＡ）		65-9-3	「65-9-3　燃料プール監視設備」で整理
			燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）		65-9-3	「65-9-3　燃料プール監視設備」で整理
			燃料プール監視カメラ（ＳＡ）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）		65-9-3	「65-9-3　燃料プール監視設備」で整理
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			所内常設蓄電式直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			常設代替直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			可搬型直流電源設備		65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理
燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	燃料プール冷却ポンプ	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-9-2	「65-9-2　燃料プールの除熱」で整理
			燃料プール		65-9-2	「65-9-2　燃料プールの除熱」で整理（系に含まれる）
			燃料プール冷却系熱交換器		65-9-2	「65-9-2　燃料プールの除熱」で整理
			燃料プール冷却系　配管・弁		65-9-2	「65-9-2　燃料プールの除熱」で整理（系に含まれる）
			燃料プール冷却系　スキマ・サージ・タンク		65-9-2	「65-9-2　燃料プールの除熱」で整理（系に含まれる）
			燃料プール冷却系　ディフューザ		65-9-2	「65-9-2　燃料プールの除熱」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機代替冷却系		65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（「65-9-2　燃料プールの除熱」で他表を参照）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-9-2　燃料プールの除熱」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-9-2　燃料プールの除熱」で他表を参照）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理 また，冷温停止以降，原子炉補機冷却系の不具合等により，関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は，それぞれ該当する条文を適用する

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.12／55条　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損燃料プール内燃料体等の著しい損傷	－	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-10-1	「65-10-1　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」で整理
			ホース		65-10-1	「65-10-1　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」で整理（系に含まれる）
			放水砲		65-10-1	「65-10-1　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」で整理
			取水口		65-10-1	「65-10-1　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」で整理（系に含まれる）
			取水管		65-10-1	「65-10-1　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」で整理（系に含まれる）
			取水槽		65-10-1	「65-10-1　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」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-10-1　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」で他表を参照）
		海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-10-2	「65-10-2　海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理
			シルトフェンス		65-10-2	「65-10-2　海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理
			小型船舶		65-10-2	「65-10-2　海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理
原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への泡消火	大型送水ポンプ車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-10-1	「65-10-1　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」で整理
			ホース		65-10-1	「65-10-1　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」で整理（系に含まれる）
			放水砲		65-10-1	「65-10-1　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」で整理
			泡消火薬剤容器		65-10-1	「65-10-1　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」で整理
			取水口		65-10-1	「65-10-1　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」で整理（系に含まれる）
			取水管		65-10-1	「65-10-1　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」で整理（系に含まれる）
			取水槽		65-10-1	「65-10-1　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」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-10-1　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」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
サプレッション・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時）	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			高圧原子炉代替注水系（高圧原子炉代替注水ポンプ）	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	65-2-1	「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理
			原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却ポンプ）		第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理
			高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ・ポンプ）	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ・ポンプ）		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
			残留熱除去系（残留熱除去ポンプ）		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
		原子炉格納容器内の除熱	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			残留熱除去系（残留熱除去ポンプ）		第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
	—	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）		65-5-4	「65-5-4　残留熱代替除去系」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧原子炉代替注水槽	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理
			低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理
		原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代替注水槽	運転，起動および高温停止	65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理
			格納容器代替スプレイ系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）		65-6-1	「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で整理
	－	原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水槽	運転，起動および高温停止	65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理
			ペデスタル代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）		65-7-1	「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした送水	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止，燃料交換※および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間 ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理
			ホース・接続口	各表で要求される期間	65-4-2 65-6-2 65-7-2 65-7-3 65-9-1 65-11-2 65-19-1	各表の系に含まれる
			可搬型ストレーナ			
			燃料補給設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-11-4	「65-11-4　構内監視設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-19-1 65-4-2	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
		原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	運転，起動および高温停止	65-19-1 65-6-2	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
	－	原子炉格納容器下部への注水	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	運転，起動および高温停止	65-19-1 65-7-3	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
			ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）		65-19-1 65-7-2	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる）
		燃料プールへの注水／スプレイ	燃料プールスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-19-1 65-9-1	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
海を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	海を水源とした送水	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止，燃料交換※および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間 ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理
			大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理
			ホース・接続口	各表で要求される期間	65-4-2 65-6-2 65-7-2 65-9-1 65-11-2 65-11-3 65-19-1	各表の系に含まれる
			非常用取水設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理 （「65-11-3　海水移送設備」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
海を水源とした対応	サプレッション・チェンバ復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （2）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-19-1 65-4-2 65-11-3	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる） 大量送水車へ海水を移送するための設備は「65-11-3　海水移送設備」で整理
		原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	運転，起動および高温停止	65-19-1 65-6-2 65-11-3	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で整理（系に含まれる） 大量送水車へ海水を移送するための設備は「65-11-3　海水移送設備」で整理
	－	原子炉格納容器下部への注水	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	運転，起動および高温停止	65-19-1 65-7-3 65-11-3	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で整理（系に含まれる） 大量送水車へ海水を移送するための設備は「65-11-3　海水移送設備」で整理
			ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）		65-19-1 65-7-2 65-11-3	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で整理（系に含まれる） 大量送水車へ海水を移送するための設備は「65-11-3　海水移送設備」で整理
		燃料プールへの注水／スプレイ	燃料プールスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-19-1 65-9-1 65-11-3	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で整理（系に含まれる） 大量送水車へ海水を移送するための設備は「65-11-3　海水移送設備」で整理
		原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却水の確保	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）（原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機海水ポンプ）	運転，起動および高温停止	第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理
		最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車，ホース・接続口等）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
海を水源とした対応	－	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-10-1	「65-10-1　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」で整理
			放水砲		65-10-1	「65-10-1　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」で整理
			ホース		65-10-1	「65-10-1　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」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-10-1　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」で他表を参照」
		航空機燃料火災への泡消火	大型送水ポンプ車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-10-1	「65-10-1　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」で整理
			ホース		65-10-1	「65-10-1　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」で整理（系に含まれる）
			放水砲		65-10-1	「65-10-1　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」で整理
			泡消火薬剤容器		65-10-1	「65-10-1　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」で整理
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-10-1　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」で他表を参照）
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	－	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク	運転，起動および高温停止	第24条 65-2-3	「第24条　ほう酸水注入系」で整理 「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理
			ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）		第24条 65-2-3	「第24条　ほう酸水注入系」で整理 「65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応	－	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした補給（淡水／海水）	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理（「65-11-2　低圧原子炉代替注水槽への移送設備」で他表を参照）
			ホース・接続口		65-19-1 65-11-2	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-11-2　低圧原子炉代替注水槽への移送設備」（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水槽		65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-11-2　低圧原子炉代替注水槽への移送設備」で他表を参照）
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-11-4	「65-11-4　構内監視設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応	－	海を水源とした補給	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-11-3 65-19-1	「65-11-3　海水移送設備」で整理 「65-19-1　大量送水車」で整理
			ホース・接続口		65-19-1 65-11-2 65-11-3	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-11-2　低圧原子炉代替注水槽への移送設備」（系に含まれる） 「65-11-3　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			非常用取水設備		65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水槽		65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-11-2　低圧原子炉代替注水槽への移送設備」，「65-11-3　海水移送設備」で他表を参照）
輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）へ水を補給するための対応	－	輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）への海水補給	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理
			ホース		65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			非常用取水設備		65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-11-3　海水移送設備」で他表を参照）
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）		65-11-4	「65-11-4　構内監視設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
水源を切り替えるための対応	－	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			原子炉隔離時冷却系	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	第41条	「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理
			高圧炉心スプレイ系	運転，起動および高温停止	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理
		低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理 （「65-11-2　低圧原子炉代替注水槽への移送設備」で他表を参照）
			大量送水車		65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理
			ホース		65-19-1 65-11-2 65-11-3	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-11-2　低圧原子炉代替注水槽への移送設備」（系に含まれる） 「65-11-3　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			非常用取水設備		65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水槽		65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-11-3　海水移送設備」で他表を参照）
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）		65-11-4	「65-11-4　構内監視設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
水源を切り替えるための対応	－	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）へ補給する水源の切替え	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理
			ホース		65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			非常用取水設備		65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-11-3　海水移送設備」で他表を参照）
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）		65-11-4	「65-11-4　構内監視設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）
水源を切り替えるための対応	－	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）から海への切替え	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-19-1	「65-19-1　大量送水車」で整理
			大量送水車		65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理
			ホース		65-19-1 65-11-3	「65-19-1　大量送水車」で整理（系に含まれる） 「65-11-3　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			非常用取水設備		65-11-3	「65-11-4　海水移送設備」で整理（系に含まれる）
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-11-3　海水移送設備」で他表を参照）
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）		65-11-4	「65-11-4　構内監視設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.13／56条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
水源を切り替えるための対応	－	外部水源から内部水源への切替え（外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サプレッション・チェンバへの切替え））	低圧原子炉代替注水槽	運転，起動および高温停止	65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理
			サプレッション・チェンバ		第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）		65-4-1	「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で整理
			残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）		65-5-4	「65-5-4　残留熱代替除去系」で整理
		外部水源から内部水源への切替え（外部水源（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））から内部水源（サプレッション・チェンバへの切替え））	サプレッション・チェンバ	運転，起動および高温停止	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理
			ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）		65-19-1 65-7-2	「65-19-1　大量送水車」で整理 「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で整理
			残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）		65-5-4	「65-5-4　残留熱代替除去系」で整理
			燃料補給設備		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）		65-11-4	「65-11-4　構内監視設備」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.14／57条　電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	第58，59条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理 「第59条　非常用ディーゼル発電機その２」で整理
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機		第58，59条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理 「第59条　非常用ディーゼル発電機その２」で整理
			非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク		第58，59条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理 「第59条　非常用ディーゼル発電機その２」で整理
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク		第58，59条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理 「第59条　非常用ディーゼル発電機その２」で整理
			非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		第58，59条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理（系に含まれる） 「第59条　非常用ディーゼル発電機その２」で整理（系に含まれる）
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線ＨＰＣＳ系電路		第58，59条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理（系に含まれる） 「第59条　非常用ディーゼル発電機その２」で整理（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）		第52条	「第52条　原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理 また冷温停止以降，原子炉補機冷却水系の不具合等により，関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は，それぞれ該当する条文を適用する
			高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）		第53条	「第53条　高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系」で整理 また冷温停止以降，高圧炉心スプレイ補機冷却水系の不具合等により，関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は，それぞれ該当する条文を適用する
			非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		第60条	「第60条　非常用ディーゼル燃料油等」で整理
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		第60条	「第60条　非常用ディーゼル燃料油等」で整理
			非常用ディーゼル発電機燃料移送系　配管・弁		第60条	「第60条　非常用ディーゼル燃料油等」で整理（系に含まれる）
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁		第60条	「第60条　非常用ディーゼル燃料油等」で整理（系に含まれる）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		第60条	「第60条　非常用ディーゼル燃料油等」で整理
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		第60条	「第60条　非常用ディーゼル燃料油等」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.14／57条　電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	非常用直流電源設備による給電	Ａ－115V系蓄電池	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理 「第62条　直流電源その２」で整理
			Ｂ－115V系蓄電池		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理 「第62条　直流電源その２」で整理
			高圧炉心スプレイ系蓄電池		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理 「第62条　直流電源その２」で整理
			Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理 「第62条　直流電源その２」で整理
			Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理 「第62条　直流電源その２」で整理
			Ａ－115V系充電器		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理 「第62条　直流電源その２」で整理
			Ｂ－115V系充電器		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理 「第62条　直流電源その２」で整理
			高圧炉心スプレイ系充電器		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理 「第62条　直流電源その２」で整理
			Ａ－原子炉中性子計装用充電器		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理 「第62条　直流電源その２」で整理
			Ｂ－原子炉中性子計装用充電器		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理 「第62条　直流電源その２」で整理
			Ａ－115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理（系に含まれる） 「第62条　直流電源その２」で整理（系に含まれる）
			Ｂ－115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理（系に含まれる） 「第62条　直流電源その２」で整理（系に含まれる）
			高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理（系に含まれる） 「第62条　直流電源その２」で整理（系に含まれる）
			Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理（系に含まれる） 「第62条　直流電源その２」で整理（系に含まれる）
			Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路		第61,62条	「第61条　直流電源その１」で整理（系に含まれる） 「第62条　直流電源その２」で整理（系に含まれる）
			Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	第61条	「第61条　直流電源その１」で整理
			230V系蓄電池（ＲＣＩＣ）		第61条	「第61条　直流電源その１」で整理
			Ｂ１－115V系充電器（ＳＡ）		第61条	「第61条　直流電源その１」で整理
			230V系充電器（ＲＣＩＣ）		第61条	「第61条　直流電源その１」で整理
			Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）及び充電器～直流母線電路		第61条	「第61条　直流電源その１」で整理（系に含まれる）
			230V系蓄電池（ＲＣＩＣ）及び充電器～直流母線電路		第61条	「第61条　直流電源その１」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.14／57条　電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備（全交流動力電源喪失）	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			ガスタービン発電機用サービスタンク		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			ガスタービン発電機用燃料移送系　配管・弁		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ１コントロールセンタ電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ２コントロールセンタ電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機用軽油タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-1　常設代替交流電源設備」で他表を参照）

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備（全交流動力電源喪失）	可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			緊急用メタクラ接続プラグ盤～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機用軽油タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）
			ホース		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）
			タンクローリ		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.14／57条　電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備（全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備（蓄電池枯渇）	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	Ｂ－115V系蓄電池	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			ＳＡ用115V系蓄電池		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			Ｂ－115V系充電器		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			Ｂ１－115V系充電器（ＳＡ）		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			ＳＡ用115V系充電器		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			Ｂ－115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる）
			Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）及び充電器～直流母線電路		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる）
			ＳＡ用115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる）
			230V系蓄電池（ＲＣＩＣ）	運転，起動および高温停止	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			230V系充電器（ＲＣＩＣ）		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			230V系蓄電池（ＲＣＩＣ）及び充電器～直流母線電路		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる）
	非常用交流電源設備（全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備（常設直流電源系統喪失）	常設代替直流電源設備による給電	ＳＡ用115V系蓄電池	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			ＳＡ用115V系充電器		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			ＳＡ用115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.14／57条　電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備（全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備（蓄電池枯渇）	可搬型直流電源設備による給電	高圧発電機車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）
			Ｂ１－115V系充電器（ＳＡ）		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）
			ＳＡ用115V系充電器		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）
			230V系充電器（常用）	運転，起動および高温停止	65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～直流母線電路		65-12-3 65-12-4 65-12-5	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路		65-12-3 65-12-4 65-12-5	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			緊急用メタクラ接続プラグ盤～直流母線電路		65-12-3 65-12-4 65-12-5	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機用軽油タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）
			ホース		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）
			タンクローリ		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.14／57条　電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			メタクラ切替盤		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			緊急用メタクラ接続プラグ盤		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			高圧発電機車接続プラグ収納箱		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			ＳＡロードセンタ		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			ＳＡ１コントロールセンタ		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			ＳＡ２コントロールセンタ		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			充電器電源切替盤		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			ＳＡ電源切替盤		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			重大事故操作盤		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			非常用高圧母線Ｃ系		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			非常用高圧母線Ｄ系		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.14／57条　電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			ガスタービン発電機用サービスタンク		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			ガスタービン発電機用燃料移送系　配管・弁		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ１コントロールセンタ電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ２コントロールセンタ電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機用軽油タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-1　常設代替交流電源設備」で他表を参照）
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	第58,59条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理 「第59条　非常用ディーゼル発電機その２」で整理
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク		第58,59条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理 「第59条　非常用ディーゼル発電機その２」で整理
			高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）		第53条	「第53条　高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系」で整理 また冷温停止以降，原子炉補機冷却系の不具合等により，関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は，それぞれ該当する条文を適用する
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		第60条	「第60条　非常用ディーゼル燃料油等」で整理
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁			「第60条　非常用ディーゼル燃料油等」で整理（系に含まれる）
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク			「第60条　非常用ディーゼル燃料油等」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.14／57条　電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			緊急用メタクラ接続プラグ盤～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路		65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）
			ガスタービン発電機用軽油タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）
			ホース		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）
			タンクローリ		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.14／57条　電源設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
燃料の補給	—	燃料補給設備による給油	ガスタービン発電機用軽油タンク	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理
			ホース		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）
			タンクローリ		65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備①】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器 「1.15／58条　計装設備②」参照	各計器が要求される原子炉の状態に従う	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
		代替パラメータによる推定	重要代替計器 「1.15／58条　計装設備②」参照	各計器が要求される原子炉の状態に従う	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器 「1.15／58条　計装設備②」参照	各計器が要求される原子炉の状態に従う	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-13-3	「65-13-3　可搬型計測器」で整理
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
		代替電源（直流）からの給電	所内常設蓄電式直流電源設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			常設代替直流電源設備		65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
			可搬型直流電源設備		65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理
		設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電	常設代替直流電源設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-13-3	「65-13-3　可搬型計測器」で整理
－	－	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ，ＳＰＤＳデータ表示装置）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（「65-13-4　パラメータ記録」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備①】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
補助パラメータ（電源関係）	－	－	Ｃ－メタクラ母線電圧	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			Ｄ－メタクラ母線電圧		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			Ｃ－ロードセンタ母線電圧		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			Ｄ－ロードセンタ母線電圧		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）電圧		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			Ａ－115V系直流盤母線電圧		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			Ｂ－115V系直流盤母線電圧		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			ＳＡ用115V系充電器盤蓄電池電圧		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			緊急用メタクラ電圧		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			ＳＡロードセンタ母線電圧		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			230V系直流盤（常用）母線電圧	運転，起動および高温停止	65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
補助パラメータ（その他）	－	－	ＡＤＳ用N_2ガス減圧弁二次側圧力	運転，起動および高温停止	65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			N_2ガスボンベ圧力		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			ＲＣＷ熱交換器出口温度		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理
			ＲＣＷサージタンク水位		65-13-2	「65-13-2　補助パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ③残留熱除去系熱交換器入口温度	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ） ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ） ③原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	運転，起動，高温停止および冷温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	原子炉圧力（ＳＡ）	①原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ②原子炉圧力容器温度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ） ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量（常設） ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	原子炉水位（ＳＡ）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量（常設） ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（ＳＡ） ③サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[ga ge]以上）	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[ga ge]以上）	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	代替注水流量（常設）	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ①原子炉水位（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	残留熱除去ポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量（常設）	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ②サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ②ドライウェル水位 ②サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②ペデスタル水位	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	格納容器代替スプレイ流量	①ドライウェル圧力（ＳＡ） ①サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ①ドライウェル水位 ①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ①ペデスタル水位	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	①ペデスタル水位 ①ドライウェル水位	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②ペデスタル温度（ＳＡ） ③ドライウェル圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	ペデスタル温度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル温度（ＳＡ） ③ドライウェル圧力（ＳＡ） ④サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	ペデスタル水温度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ③サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ③ドライウェル温度（ＳＡ） ③ペデスタル温度（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ③サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②代替注水流量（常設） ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） ③低圧原子炉代替注水槽水位	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	①代替注水流量（常設） ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③［サプレッション・プール水位］		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	ペデスタル水位	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量（常設） ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度（Ｂ系）	①格納容器水素濃度（ＳＡ） ②［格納容器水素濃度（Ａ系）］	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	格納容器水素濃度（ＳＡ）	①格納容器水素濃度（Ｂ系） ②［格納容器水素濃度（Ａ系）］		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	①主要パラメータの他チャンネル ②［エリア放射線モニタ］	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	①主要パラメータの他チャンネル ②［エリア放射線モニタ］		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域計装 ②平均出力領域計装 ③［制御棒手動操作・監視系］	起動※1，高温停止，冷温停止および燃料交換※2 ※1：中間領域計装がレンジ2以下の場合に適用する ※2：中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合は除く	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	中間領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ②平均出力領域計装 ③［制御棒手動操作・監視系］	起動，高温停止※，冷温停止※および燃料交換※ ※：１体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③［制御棒手動操作・監視系］	運転および起動	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	［制御棒手動操作・監視系］	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③平均出力領域計装	運転および起動	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
最終ヒートシンクの確保（残留熱代替除去系）	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①サプレッション・プール水温度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	①サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ④原子炉圧力容器温度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ②サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ②ドライウェル温度（ＳＡ） ②サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）	スクラバ容器水位	①主要パラメータの他チャンネル	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	スクラバ容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ②サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	スクラバ容器温度	①主要パラメータの他チャンネル		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①主要パラメータの他チャンネル		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	第１ベントフィルタ出口水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度（Ｂ系） ②格納容器水素濃度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度（ＳＡ） ①サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	残留熱除去ポンプ出口流量	①残留熱除去ポンプ出口圧力		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
格納容器バイパスの監視（原子炉圧力容器内の状態）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	原子炉水位（ＳＡ）	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ） ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ） ③原子炉圧力容器温度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	原子炉圧力（ＳＡ）	①原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ②原子炉圧力容器温度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
格納容器バイパスの監視（原子炉格納容器内の状態）	ドライウェル温度（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	ドライウェル圧力（ＳＡ）	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ③ドライウェル温度（ＳＡ）		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
格納容器バイパスの監視（原子炉建物内の状態）	残留熱除去ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	①代替注水流量（常設） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ②サプレッション・プール水位（ＳＡ） ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ③［サプレッション・プール水位］	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	65-8-2	「65-8-2　原子炉建物内の水素濃度監視」で整理（「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で他表を参照）
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度（Ｂ系）	①格納容器酸素濃度（ＳＡ） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ②サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ③［格納容器酸素濃度（Ａ系）］	運転，起動および高温停止	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理
	格納容器酸素濃度（ＳＡ）	①格納容器酸素濃度（Ｂ系） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ②サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ③［格納容器酸素濃度（Ａ系）］		65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.15／58条　計装設備②】

分類	【主要パラメータ】 LCO対象SA設備 自主対策設備（[ ]記載）※ ※：LCO対象SA設備（代替パラメータ）の機能を満足する確認計器として記載，運転上の制限は適用しない	【代替パラメータ】※ LCO対象SA設備 ※：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，代替パラメータが複数あることを示す。	適用される 原子炉の状態	保安規定	備考
燃料プールの監視	燃料プール水位（ＳＡ）	①燃料プール水位・温度（ＳＡ） ②燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） ③燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-9-3	「65-9-3　燃料プール監視設備」で整理（「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で他表を参照）
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）	①燃料プール水位（ＳＡ） ②燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） ③燃料プール監視カメラ（ＳＡ）		65-9-3	「65-9-3　燃料プール監視設備」で整理（「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で他表を参照）
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	①燃料プール水位（ＳＡ） ①燃料プール水位・温度（ＳＡ） ②燃料プール監視カメラ（ＳＡ）		65-9-3	「65-9-3　燃料プール監視設備」で整理（「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で他表を参照）
	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	①燃料プール水位（ＳＡ） ①燃料プール水位・温度（ＳＡ） ①燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）		65-9-3	「65-9-3　燃料プール監視設備」で整理（「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.16／59条　運転員が中央制御室にとどまるための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
－	－	居住性の確保	中央制御室遮蔽	運転，起動，高温停止および炉心変更時※または原子炉建物原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 ※：停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く	遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）	
			再循環用ファン		65-14-1	保安規定の既存の条文「第56条　中央制御室非常用循環系」では加圧運転機能の要求がないことから，第65条で新たにLCO等を定める 「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理
			チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン		65-14-1	保安規定の既存の条文「第56条　中央制御室非常用循環系」では加圧運転機能の要求がないことから，第65条で新たにLCO等を定める 「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理
			非常用チャコール・フィルタ・ユニット		65-14-1	保安規定の既存の条文「第56条　中央制御室非常用循環系」では加圧運転機能の要求がないことから，第65条で新たにLCO等を定める 「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理
			中央制御室空調換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁）		65-14-1	「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理（系に含まれる）
			中央制御室空調換気系ダクト		65-14-1	「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理（系に含まれる）
			中央制御室差圧計		65-14-1	「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理
			酸素濃度計		65-14-1	「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理
			二酸化炭素濃度計		65-14-1	「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理
			中央制御室待避室遮蔽		遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）	
			中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）		65-14-1	「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理
			中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）		65-14-1	「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理（系に含まれる）
			待避室差圧計		65-14-1	「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理
			プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）		65-14-1	「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理
			ＬＥＤライト（三脚タイプ）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-14-1	「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で整理
			無線通信設備（固定型）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で他表を参照）
			無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			衛星電話設備（固定型）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で他表を参照）
			衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で他表を参照）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.16／59条　運転員が中央制御室にとどまるための設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
—	—	汚染の持ち込み防止	常設代替交流電源設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
—	—	運転員等の被ばく低減	非常用ガス処理系排気ファン	運転，起動および高温停止	第51条	「第51条　非常用ガス処理系」で整理
			前置ガス処理装置		第51条	「第51条　非常用ガス処理系」で整理
			後置ガス処理装置		第51条	「第51条　非常用ガス処理系」で整理
			非常用ガス処理系配管・弁		第51条	「第51条　非常用ガス処理系」で整理（系に含まれる）
			非常用ガス処理系排気管		第51条	「第51条　非常用ガス処理系」で整理（系に含まれる）
			原子炉建物原子炉棟		第49条	「第49条　原子炉棟」で整理
			原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置		65-14-2	「65-14-2　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置」で整理
			常設代替交流電源設備		65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.17／60条　監視測定設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
－	モニタリングポスト（放射線量の測定）	放射線量の代替測定	可搬式モニタリング・ポスト	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			データ表示装置		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理（系に含まれる）
	放射能観測車（空気中の放射性物質の濃度の測定）	空気中の放射性物質の濃度の代替測定	可搬式ダスト・よう素サンプラ	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			ＧＭ汚染サーベイ・メータ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
	気象観測設備（風向，風速その他の気象条件の測定）	気象観測項目の代替測定	可搬式気象観測装置	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			データ表示装置		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理（系に含まれる）
	－	放射線量の測定	可搬式モニタリング・ポスト	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			データ表示装置		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理（系に含まれる）
			電離箱サーベイ・メータ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			小型船舶		65-10-2	「65-10-2　海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理（「65-15-1　監視測定設備」」で他表を参照）
		放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）の測定	可搬式ダスト・よう素サンプラ	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			ＧＭ汚染サーベイ・メータ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			α・β線サーベイ・メータ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
		海上モニタリング	小型船舶	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-10-2	「65-10-2　海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理（「65-15-1　監視測定設備」」で他表を参照）
			可搬式ダスト・よう素サンプラ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			ＧＭ汚染サーベイ・メータ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			α・β線サーベイ・メータ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
			電離箱サーベイ・メータ		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理
		モニタリングポストの代替電源	非常用ディーゼル発電機	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	第58,59条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理 「第59条　非常用ディーゼル発電機その２」で整理
	非常用ディーゼル発電機	モニタリングポストの代替交流電源からの給電	常設代替交流電源設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-15-1　監視測定設備」」で他表を参照）
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-15-1　監視測定設備」」で他表を参照）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.18／61条　緊急時対策所】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
—	—	居住性の確保	緊急時対策所	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理（系に含まれる）
			緊急時対策所遮蔽		遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）	
			緊急時対策所空気浄化送風機		65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理
			緊急時対策所空気浄化フィルタユニット		65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理
			緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁）		65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理（系に含まれる）
			緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト		65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理（系に含まれる）
			緊急時対策所正圧化装置（配管・弁）	運転，起動，高温停止および炉心変更時※または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時 ※：停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く	65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理（系に含まれる）
			緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁		65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理（系に含まれる）
			緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）		65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理
			可搬式エリア放射線モニタ	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理
			可搬式モニタリング・ポスト		65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理（「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で他表を参照）
			酸素濃度計	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理
			二酸化炭素濃度計		65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理
			差圧計		65-16-1	「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.18／61条　緊急時対策所】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
－	－	必要な指示及び通信連絡	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備（携帯型）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備（固定型）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			無線通信設備（携帯型）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			無線通信設備（固定型）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			無線通信設備（屋外アンテナ）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			衛星通信装置		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			無線通信装置		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			有線（建物内）（無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
	緊急時対策所全交流動力電源	代替交流電源設備からの給電	緊急時対策所用発電機	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			可搬ケーブル		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			緊急時対策所　発電機接続プラグ盤		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			緊急時対策所　低圧母線盤		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			緊急時対策所用燃料地下タンク		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			タンクローリ		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			ホース		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理（系に含まれる）
			緊急時対策所用発電機～緊急時対策所 低圧母線盤[電路]		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理（系に含まれる）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.19／62条　通信連絡設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
－	－	発電所内の通信連絡	衛星電話設備（固定型）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			無線通信設備（固定型）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備（携帯型）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			無線通信設備（携帯型）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			有線式通信設備		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			無線通信設備（屋外アンテナ）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			無線通信装置		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
	全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	常設代替交流電源設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			緊急時対策所用発電機		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			緊急時対策所用燃料地下タンク		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			タンクローリ		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			ホース		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理（系に含まれる）
			緊急時対策所　低圧母線盤		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			緊急時対策所　発電機接続プラグ盤		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			可搬ケーブル		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【1.19／62条　通信連絡設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
－	－	発電所外（社内外）の通信連絡	衛星電話設備（固定型）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備（携帯型）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			データ伝送設備		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			衛星通信装置		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			有線（衛星電話設備（固定型）に係るもの）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
			有線（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，データ伝送設備に係るものに係るもの）		65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）
	全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	常設代替交流電源設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理
			代替所内電気設備		65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理
			緊急時対策所用発電機		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			緊急時対策所用燃料地下タンク		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			タンクローリ		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			ホース		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理（系に含まれる）
			緊急時対策所　低圧母線盤		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			緊急時対策所　発電機接続プラグ盤		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理
			可搬ケーブル		65-16-2	「65-16-2　緊急時対策所の代替電源設備」で整理

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備整理表【その他の設備】

分類	機能喪失を想定するDB設備	対応手段	LCO対象SA設備	適用される原子炉の状態	保安規定	備考
アクセスルートの確保	－	アクセスルート確保	ホイールローダ	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	65-18-1	「65-18-1　ホイールローダ」で整理
重大事故時に対処するための流路又は注水先，注入先，排出元等	－	重大事故時に対処するための流路又は注水先，注入先，排出元等	原子炉圧力容器	各表で要求される期間	第24,34,35,36,39,41条 65-2-1 65-2-3 65-4-1 65-4-2 65-5-4	各条文（表）の系に含まれる
			原子炉格納容器	運転，起動および高温停止	第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理
			燃料プール	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	65-9-1 65-9-2	各表の系に含まれる
			原子炉建物原子炉棟	運転，起動，高温停止および炉心変更時※1または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時 ※１：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。	第49条	「第49条　原子炉棟」で整理 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置については，「65-14-2 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル」で整理
非常用取水設備	－	非常用取水設備	取水口	各表で要求される期間	第52条 65-5-3 65-11-3	各条文（表）の系に含まれる
			取水管	各表で要求される期間	第52条 65-5-3 65-11-3	各条文（表）の系に含まれる
			取水槽	各表で要求される期間	第52条 65-5-3 65-11-3	各条文（表）の系に含まれる

資料１．（２）　重大事故等対処設備代替設備整理表（保安規定第６５条　各表）

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-1-1 ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	1.1	1.1 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	運転および起動	1個	常設	N	65-1-1	—	—	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） ほう酸水注入系 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ	—
			制御棒		—	—	—	第22条	「第22条　制御棒のスクラム機能」で整理			
			制御棒駆動機構		—	—	—	第22条				
			制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット		—	—	—	第22条				
			制御棒駆動水圧系　配管・弁		—	—	—	第22条	「第22条　制御棒のスクラム機能」で整理（系に含まれる）			
			非常用交流電源設備		—	—	—	第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理			
65-1-2 ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	1.1	1.1 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	運転および起動	1個	常設	N	65-1-2	—	—	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	—
			非常用交流電源設備		—	—	—	第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動	1.2 1.8 1.13	1.2 高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却 1.8 高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水 1.13 原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時）	高圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	1台	常設	N	65-2-1	—	高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。）	原子炉隔離時冷却系（中央制御室）	—
			高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁		—	常設	N	65-2-1	系に含まれる			
			高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁		—	常設	N	65-2-1				
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁		—	常設	N	65-2-1				
			原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁		—	常設	N	65-2-1				
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		—	常設	N	65-2-1				
			原子炉浄化系　配管		—	常設	N	65-2-1				
			給水系　配管・弁・スパージャ		—	常設	N	65-2-1				
			原子炉圧力容器		—	常設	N	65-2-1				
			主蒸気系　配管		—	常設	N	65-2-1				
			サプレッション・チェンバ		—	—	—	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理			
			常設代替直流電源設備		—	—	—	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理 （65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）で他表を参照）			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）で他表を参照）			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）で他表を参照）			
			可搬型直流電源設備		—	—	—	65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合）LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合）※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-2-2 高圧原子炉代替注水系（現場起動）	1.2	1.2 高圧代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	1台	常設	N	65-2-1	原子炉隔離時冷却系（現場起動）	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系（中央制御室） 高圧原子炉代替注水系（中央制御室）	—
			高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁		—	常設	N	65-2-1	本表は必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルの操作により現場起動できることを要求 ポンプ等の系統設備は，「65-2-1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）」で整理			
			高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁		—	常設	N	65-2-1				
			主蒸気系　配管		—	常設	N	65-2-1				
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁		—	常設	N	65-2-1				
			原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁		—	常設	N	65-2-1				
			原子炉浄化系　配管		—	常設	N	65-2-1				
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		—	常設	N	65-2-1				
			給水系　配管・弁・スパージャ		—	常設	N	65-2-1				
			原子炉圧力容器		—	常設	N	65-2-1				
			サプレッション・チェンバ		—	—	—	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理			
		1.2 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	原子炉隔離時冷却ポンプ	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	1台	常設	N	第41条	高圧原子炉代替注水系（現場起動）	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系（中央制御室） 高圧原子炉代替注水系（中央制御室）	—
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁		—	常設	N	第41条	本表は必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルの操作により現場起動できることを要求 ポンプ等の系統設備は「第41条　原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕」で整理			
			主蒸気系　配管		—	常設	N	第41条				
			原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ		—	常設	N	第41条				
			原子炉浄化系　配管		—	常設	N	第41条				
			給水系　配管・弁・スパージャ		—	常設	N	第41条				
			原子炉圧力容器		—	常設	N	第41条				
			サプレッション・チェンバ		—	—	—	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理			
65-2-3 ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）	1.2 1.8 1.13	1.2 ほう酸水注入系による進展抑制 1.8 ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入 1.13 原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	運転，起動および高温停止	1台	常設	N	65-2-3	—	高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む。） 原子炉隔離時冷却系	—	—
			ほう酸水貯蔵タンク		1基	常設	N	65-2-3				
			ほう酸水注入系　配管・弁		—	常設	N	65-2-3	系に含まれる			
			差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部）		—	常設	N	65-2-3				
			原子炉圧力容器		—	常設	N	65-2-3				
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（65-2-3　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）で他表を参照）			

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-3-1 代替自動減圧機能	1.3 1.1	1.3 減圧の自動化 1.1 自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上）	1個	常設	N	65-3-1	—	—	主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）	—
			自動減圧起動阻止スイッチ		1個（論理毎）	常設	N	65-3-1	—	—	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	—
			代替自動減圧起動阻止スイッチ		1個	常設	N	65-3-1	—	—	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	—
			逃がし安全弁（自動減圧機能付きB,Mの２個）		2個	常設	N	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理			
			主蒸気系　配管・クエンチャ		—	常設	N	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）			
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		2個	常設	N	第39条	「第39条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕」で整理（系に含まれる）			
			非常用交流電源設備		—	—	—	第58条	「第58条　非常用ディーゼル発電機その１」で整理			
65-3-2 主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）	1.3	1.3 手動操作による減圧（逃がし安全弁） 1.3 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止 1.3 発電用原子炉の減圧(インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時)	逃がし安全弁	運転，起動および高温停止	6個	常設	N	65-3-2	—	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	—	—
			主蒸気系　配管・クエンチャ		—	常設	N	65-3-2	系に含まれる			
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		6個	常設	N	65-3-2				
			所内常設蓄電式直流電源設備		—	—	—	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）			
			常設代替直流電源設備		—	—	—	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）			
			可搬型直流電源設備		—	—	—	65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で他表を参照）			

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-3-3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復	1.3	1.3 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	ＳＲＶ用電源切替盤	運転，起動および高温停止	1個	常設	N	65-3-3	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	非常用直流電源設備	—	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物） 代替品の補充等
			逃がし安全弁		8個	常設	N	65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理			
			主蒸気系　配管・クエンチャ		—	常設	N	65-3-2	系に含まれる			
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		8個	常設	N	65-3-2	系に含まれる			
			可搬型直流電源設備		—	—	—	65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）			
			常設代替直流電源設備		—	—	—	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）			
		1.3 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	運転，起動および高温停止	2個	可搬	N	65-3-3	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	非常用直流電源設備	—	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物） 代替品の補充等
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		2個	常設	N	65-3-2	系に含まれる			
			逃がし安全弁		2個	常設	N	65-3-2	「65-3-2　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）」で整理			
			主蒸気系　配管・クエンチャ		—	常設	N	65-3-2	系に含まれる			
		1.3 逃がし安全弁窒素ガス供給設備による窒素ガス確保 1.3 逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	運転，起動および高温停止	15本	常設	N	65-3-3	—	アキュムレータ圧力	—	窒素ガス代替供給設備 代替品の補充等
			逃がし安全弁窒素ガス供給系　配管・弁		—	常設	N	65-3-3	系に含まれる			
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		12個	常設	N	65-3-2	系に含まれる			
			所内常設蓄電式直流電源設備		—	常設	N	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）			
			常設代替直流電源設備		—	—	—	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）			
			可搬型直流電源設備		—	—	—	65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-3-3　主蒸気逃がし安全弁の機能回復」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-4-1 低圧原子炉代替注水系（常設）	1.4 1.8 1.13	1.4 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】 1.4 低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却 1.4 低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】 1.8 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水 1.13原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止	1台	常設	N	65-4-1	—	低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む） 低圧炉心スプレイ系（非常用ディーゼル発電機含む）	高圧炉心スプレイ系	—
				冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	1台	常設	N	65-4-1	—	非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）（非常用ディーゼル発電機含む）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）	—
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	—	常設	N	65-4-1	系に含まれる			
			残留熱除去系　配管・弁		—	常設	N	65-4-1				
			原子炉圧力容器		—	常設	N	65-4-1				
			低圧原子炉代替注水槽		$660m^3$ $520m^3$	常設	N	65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-4-1　低圧原子炉代替注水系（常設）」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合）LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合）※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-4-2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）	1.4 1.8 1.13	1.4 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】 1.4 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却 1.4 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】 1.8 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 1.13 原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	大量送水車	運転，起動，高温停止	1台×2	可搬	2N	※1 65-19-1	—	低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む） 低圧炉心スプレイ系（非常用ディーゼル発電機含む）	高圧炉心スプレイ系	—
				冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	1台×2	可搬	2N	※1 65-19-1	—	非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）（非常用ディーゼル発電機含む）	低圧原子炉代替注水系（常設）	—
			ホース・接続口	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	—	可搬/常設	2N/N	65-4-2 65-19-1	系に含まれる			
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		—	常設	N	65-4-2				
			残留熱除去系　配管・弁		—	常設	N	65-4-2				
			原子炉圧力容器		—	常設	N	65-4-2				
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）			
			燃料補給設備		—	—	—	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-4-2　低圧原子炉代替注水系（可搬型）」で他表を参照）			

※1：大量送水車については，他手段と兼用であるため「６５－１９－１　大量送水車」で整理する。系統としての要求事項等については，本表にて整理する。

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備，原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備，水素爆発による原子炉建物等の破損を防止するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-5-1 格納容器フィルタベント系	1.5 1.7 1.9	1.5 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 1.5 現場操作 1.7 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 1.7 現場操作 1.9 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	第１ベントフィルタスクラバ容器	運転，起動および高温停止	4個	常設	N	65-5-1	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機含む） 格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機，原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む） 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機，原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む） 可燃性ガス濃度制御系	—	—
			第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器		1個	常設	N	65-5-1				
			圧力開放板		1個	常設	N	65-5-1				
			遠隔手動弁操作機構		—	常設	N	65-5-1	系に含まれる			
			窒素ガス制御系　配管・弁		—	常設	N	65-5-1				
			非常用ガス処理系　配管・弁		—	常設	N	65-5-1				
			格納容器フィルタベント系　配管・弁		—	常設	N	65-5-1				
			原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。）		—	常設	N	第43条 第44条	「第43条　格納容器及び格納容器隔離弁」で整理 「第44条　サプレッション・チェンバからドライウェルへの真空破壊弁」で整理			
			可搬式窒素供給装置		1台	可搬	N	65-5-2	「65-5-2　可搬式窒素供給装置」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）			
			ホース・接続口		—	可搬/常設	N	65-5-2	「65-5-2　可搬式窒素供給装置」で整理（系に含まれる）			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）			
			第１ベントフィルタ出口水素濃度		1チャンネル	可搬	N	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）			
			第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-1　格納容器フィルタベント系」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備，原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備，水素爆発による原子炉建物等の破損を防止するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-5-2 可搬式窒素供給装置	1.7 1.9	1.7 不活性ガス(窒素ガス)による系統内の置換 1.9 原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止 1.9 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出 1.9 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	運転，起動および高温停止	1台	可搬	N	65-5-2	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機含む） 格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機，原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む） 残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機，原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む） 可燃性ガス濃度制御系	—	代替品の補充等
			ホース・接続口		－	可搬/常設	N	65-5-2	系に含まれる			
65-5-3 原子炉補機代替冷却系	1.5 1.13	1.5 原子炉補機代替冷却系による除熱 1.13 最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	移動式代替熱交換設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1式×2	可搬	2N	65-5-3	—	（運転，起動，高温停止のみ） 原子炉補機冷却系 （原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系，非常用ディーゼル発電機を含む）	—	代替品の補充等 大型送水ポンプ車を使用した海水直接通水による除熱
			大型送水ポンプ車		1台×2	可搬	2N	65-5-3				
			ホース・接続口		—	可搬/常設	2N/N	65-5-3	系に含まれる			
			原子炉補機冷却系　配管・弁・サージタンク		—	常設	N	65-5-3				
			原子炉補機代替冷却系　配管・弁		—	常設	N	65-5-3				
			残留熱除去系熱交換器		—	常設	N	65-5-3				
			取水口		—	常設	N	65-5-3				
			取水管		—	常設	N	65-5-3				
			取水槽		—	常設	N	65-5-3				
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で他表を参照）			
			燃料補給設備		—	—	—	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備，原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備，水素爆発による原子炉建物等の破損を防止するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 （基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-5-4 残留熱代替除去系	1.7 1.13	1.7 残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 1.13 原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	残留熱代替除去ポンプ	運転，起動および高温停止	1台	常設	N	65-5-4	－	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機，原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系を含む）	－	－
			残留熱除去系熱交換器		—	常設	N	65-5-4	系に含まれる			
			残留熱代替除去系　配管・弁		—	常設	N	65-5-4				
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		—	常設	N	65-5-4				
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		—	常設	N	65-5-4				
			格納容器スプレイ・ヘッダ		—	常設	N	65-5-4				
			ホース・接続口		—	可搬/常設	2N/N	65-5-4				
			原子炉圧力容器		—	常設	N	65-5-4				
			原子炉補機代替冷却系		—	—	—	65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（「65-5-4　残留熱代替除去系」で他表を参照）			
			原子炉格納容器		—	常設	N	第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理			
			サプレッション・チェンバ		—	常設	N	第46条	「第46条　サプレッションチェンバの水位」で整理（「65-5-4　残留熱代替除去系」で他表を参照）			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-5-4　残留熱代替除去系」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-5-4　残留熱代替除去系」で他表を参照）			
65-5-5 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	1.9	1.9水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-5　格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視」で他表を参照）			
			格納容器酸素濃度（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-5　格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視」で他表を参照）			
			格納容器水素濃度（Ｂ系）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-5　格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視」で他表を参照）			
			格納容器酸素濃度（Ｂ系）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-5-5　格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合）LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合）※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-6-1 格納容器代替スプレイ系（常設）	1.6 1.13	1.6 格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ(炉心損傷前) 1.6　格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ(炉心損傷後) 1.13 原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止	1台	常設	N	65-6-1	—	格納容器冷却系（非常用ディーゼル発電機含む）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）	—
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		—	常設	N	65-6-1	系に含まれる			
			残留熱除去系　配管・弁		—	常設	N	65-6-1				
			格納容器スプレイ・ヘッダ		—	常設	N	65-6-1				
			原子炉格納容器		—	常設	N	第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理			
			低圧原子炉代替注水槽		1個	常設	N	65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理（「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で他表を参照）			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-6-1　格納容器代替スプレイ系（常設）」で他表を参照）			
65-6-2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）	1.6 1.13	1.6 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前) 1.6 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後) 1.8　格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるによる原子炉格納容器下部への注水 1.13 原子炉格納容器内の冷却	大量送水車	運転，起動および高温停止	1台×2	可搬	2N	※1 65-19-1	—	格納容器冷却系（非常用ディーゼル発電機含む）	格納容器代替スプレイ系（常設）	—
			ホース・接続口		—	可搬/常設	2N	65-6-2 65-19-1	系に含まれる			
			可搬型ストレーナ		1台×2	可搬	2N	65-6-2 65-19-1				
			格納容器代替スプレイ系　配管・弁		—	常設	N	65-6-2				
			残留熱除去系　配管・弁		—	常設	N	65-6-2				
			格納容器スプレイ・ヘッダ		—	常設	N	65-6-2				
			原子炉格納容器		—	常設	N	第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）			
			燃料補給設備		—	—	—	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-6-2　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）			

※1：大量送水車については，他手段と兼用であるため「６５－１９－１　大量送水車」で整理する。系統としての要求事項等については，本表にて整理する。

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合）LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合）※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-7-1 ペデスタル代替注水系（常設）	1.8 1.13	1.8 ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水 1.13 原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ	運転，起動および高温停止	1台	常設	N	65-7-1	—	低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む）	ペデスタル代替注水系（可搬型） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）	—
			低圧原子炉代替注水槽		1個	常設	N	65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理（「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で他表を参照）			
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		—	常設	N	65-7-1	系に含まれる			
			残留熱除去系　配管・弁		—	常設	N	65-7-1				
			格納容器スプレイ・ヘッダ		—	常設	N	65-7-1				
			原子炉格納容器		—	常設	N	第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-7-1　ペデスタル代替注水系（常設）」で他表を参照）			
			コリウムシールド		—	常設	N	65-7-1	系に含まれる			
65-7-2 ペデスタル代替注水系（可搬型）	1.8 1.13	1.8 ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 1.13 原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	運転，起動および高温停止	1台×2	可搬	2N	※1 65-19-1	—	低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む）	ペデスタル代替注水系（常設） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）	—
			ホース・接続口		—	可搬/常設	2N/N	65-7-2 65-19-1	系に含まれる			
			ペデスタル代替注水系　配管・弁		—	常設	N	65-7-2				
			コリウムシールド		—	常設	N	65-7-2				
			原子炉格納容器		—	常設	N	第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で他表を参照）			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で他表を参照）			
			燃料補給設備		—	—	—	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-7-2　ペデスタル代替注水系（可搬型）」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-7 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 （基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-7-3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）	1.8 1.13	1.8 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水 1.13 原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	運転，起動および高温停止	1台×2	可搬	2N	※1 65-19-1	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機含む）	ペデスタル代替注水系 （常設） ペデスタル代替注水系 （可搬型）	—
			ホース・接続口		—	可搬/常設	2N/N	65-7-3 65-19-1	系に含まれる			
			可搬型ストレーナ		1台×2	可搬	2N	65-7-3 65-19-1				
			格納容器代替スプレイ系　配管・弁		—	常設	N	65-7-3				
			残留熱除去系　配管・弁		—	常設	N	65-7-3				
			格納容器スプレイ・ヘッダ		—	常設	N	65-7-3				
			コリウムシールド		—	常設	N	65-7-3				
			原子炉格納容器		—	常設	N	第43条	「第43条　格納容器および格納容器隔離弁」で整理			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）			
			燃料補給設備		—	—	—	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-7-3　格納容器代替スプレイ系（可搬型）」で他表を参照）			

※1：大量送水車については，他手段と兼用であるため「６５－１９－１　大量送水車」で整理する。系統としての要求事項等については，本表にて整理する。

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-8-1 静的触媒式水素処理装置	1.10	1.10 静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置	運転，起動，高温停止	18個	常設	N	65-8-1	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機，原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む）	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルおよび原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置
				冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	18個	常設	N	65-8-1	—	非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く） 燃料プール温度および水位監視	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルおよび原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置
			静的触媒式水素処理装置入口温度	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	65-13-1	「「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-8-1　静的触媒式水素処理装置」で他表を参照）			
			静的触媒式水素処理装置出口温度		1チャンネル	常設	N	65-13-1	「「65-13-1　主要パラメータおよび代替パラメータ」で整理（「65-8-1　静的触媒式水素処理装置」で他表を参照）			
			原子炉建物原子炉棟		—	常設	N	第49条	「第49条　原子炉棟」で整理			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-8 水素爆発による原子炉建物等の破損を防止するための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-8-2 原子炉建物内の水素濃度監視	1.10	1.10 原子炉建物の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	運転，起動，高温停止	7チャンネル	常設	N	65-8-2	—	—	代替パラメータ（他チャンネル） （静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度）	—
				冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	7チャンネル	常設	N	65-8-2	—	—	—	—

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合）LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合）※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-9-1 燃料プールスプレイ系	1.11 1.13	1.11 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへの注水 1.11燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ 1.13 燃料プールへの注水/スプレイ	大量送水車	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1台×2	可搬	2N	※1 65-19-1	—	燃料プール温度および水位監視	可搬型スプレイノズル使用	—
			常設スプレイヘッダ		1個	常設	N	65-9-1				
			可搬型ストレーナ		1台×2	可搬	2N	65-9-1	系に含まれる			
			ホース・接続口		—	可搬/常設	2N/N	65-9-1 65-19-1				
			燃料プールスプレイ系　配管・弁		—	常設	N	65-9-1				
			燃料プール		—	常設	N	65-9-1				
			燃料補給設備		—	—	—	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で他表を参照）			
	1.11 1.13	1.11 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水 1.11燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ 1.13 燃料プールへの注水/スプレイ	大量送水車	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1台×2	可搬	2N	※1 65-19-1	—	燃料プール温度および水位監視	常設スプレイヘッダ使用	—
			可搬型スプレイノズル		2個	可搬	2N	65-9-1				
			可搬型ストレーナ		1台×2	可搬	2N	65-9-1	系に含まれる			
			ホース・弁		—	可搬	2N	65-9-1 65-19-1				
			燃料プール		—	常設	N	65-9-1				
			燃料補給設備		—	—	—	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-9-1　燃料プールスプレイ系」で他表を参照）			
	1.11	1.11 漏えい抑制	サイフォンブレイク機能	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	—	常設	N	65-9-1	系に含まれる			
65-9-2 燃料プールの除熱	1.11	1.11 燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	燃料プール冷却ポンプ	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1台	常設	N	65-9-2	—	燃料プール温度上昇評価	—	燃料プールスプレイ系（補完措置含む） 残留熱除去系（燃料プール冷却）
			燃料プール冷却系熱交換器		1基	常設	N	65-9-2				
			燃料プール		—	常設	N	65-9-2	系に含まれる			
			燃料プール冷却系　配管・弁		—	常設	N	65-9-2				
			燃料プール冷却系　スキマ・サージ・タンク		—	常設	N	65-9-2				
			燃料プール冷却系　ディフューザ		—	常設	N	65-9-2				
			原子炉補機代替冷却系		—	—	—	65-5-3	「65-5-3　原子炉補機代替冷却系」で整理（「65-9-2　燃料プールの除熱」で他表を参照）			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-9-2　燃料プールの除熱」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-9-2　燃料プールの除熱」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-9 燃料プールの冷却等のための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-9-3 燃料プール監視設備	1.11	1.11 燃料プールの状態監視 1.11 代替電源による給電	燃料プール水位（ＳＡ）	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1チャンネル	常設	N	65-9-3	－	燃料プール温度および水位監視	代替パラメータ	－
			燃料プール水位・温度（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-9-3				
			燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-9-3				
			燃料プール監視カメラ（ＳＡ）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）		1チャンネル	常設	N	65-9-3				
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理			
			所内常設蓄電式直流電源設備		—	—	—	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理			
			常設代替直流電源設備		—	—	—	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理			
			可搬型直流電源設備		—	—	—	65-12-4	「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理			

※１：大量送水車については，他手段と兼用であるため「６５－１９－１　大量送水車」で整理する。系統としての要求事項等については，本表にて整理する。

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-10-1 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	1.11 1.12 1.13	1.11 大気への放射性物質の拡散抑制 1.12 大気への放射性物質の拡散抑制 1.12 航空機燃料火災への泡消火 1.13 大気への放射性物質の拡散抑制 1.13 航空機燃料火災への泡消火	大型送水ポンプ車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1台	可搬	N	65-10-1	—	（運転，起動，高温停止のみ）残留熱除去系（低圧注水モード，格納容器冷却モードおよびサプレッションプール水冷却モード） 燃料プール温度，水位監視	—	代替品の補充等
			放水砲		1台	可搬	N	65-10-1				
			泡消火薬剤容器		5個	可搬	N	65-10-1				
			ホース		—	可搬	N	65-10-1	系に含まれる			
			取水口		—	常設	N	65-10-1				
			取水管		—	常設	N	65-10-1				
			取水槽		—	常設	N	65-10-1				
			燃料補給設備		—	—	—	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-10-1　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」で他表を参照）			
65-10-2 海洋への放射性物質の拡散抑制	1.12	1.12 海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	3080kg	可搬	N	65-10-2	—	（運転，起動，高温停止のみ）残留熱除去系（低圧注水モード，格納容器冷却モードおよびサプレッションプール水冷却モード） 燃料プール温度，水位監視	—	代替品の補充等
			２号炉放水接合槽用シルトフェンス		2本	可搬	N	65-10-2				
			輪谷湾用シルトフェンス		32本	可搬	N	65-10-2				
			小型船舶		1台	可搬	N	65-10-2				

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-11 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-11-1 重大事故等収束のための水源	1.13	低圧原子炉代替注水槽　保有水	低圧原子炉代替注水槽	運転，起動および高温停止	660m^3	常設	N	65-11-1	—	サプレッションプール水位（ＳＡ）（水位確認） 非常用炉心冷却系	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水槽への移送手段 （時間短縮の補完措置含む）	—
				冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	520m3	常設	N	65-11-1	—	非常用炉心冷却系	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水槽への移送手段 （時間短縮の補完措置含む）	—
65-11-2 低圧原子炉代替注水槽への移送設備	1.13	1.13 輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした補給（淡水／海水） 1.13 海を水源とした補給	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	1台×2	可搬	2N	※1 65-11-2 65-19-1	—	低圧原子炉代替注水槽（水量確認） （冷温停止または燃料交換については，690m^{3}以上となるように補給するまたは690m^{3}以上であることを確認する。）	—	代替品の補充等
			大量送水車		1台×2	可搬	2N	65-11-3	「65-11-3　海水移送設備」で整理			
			ホース・接続口		—	可搬	2N	65-19-1 65-11-2 65-11-3	系に含まれる			
			可搬型ストレーナ		—	可搬	2N					
			低圧原子炉代替注水槽		—	常設	N	65-11-1	「65-11-1　重大事故等収束のための水源」で整理			
			非常用取水設備		—	常設	N	65-11-3	系に含まれる			
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）		—	常設	N	65-11-4	「65-11-4　構内監視設備」で整理			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）			
			燃料補給設備		—	—	—	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-11-2　低圧原子炉代替注水槽への移送設備」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-11 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合）LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合）※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-11-3 海水移送設備	1.13	1.13 海を水源とした大量送水車（２台）による送水 1.13 大量送水車による輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）への海水補給 1.13 淡水から海水への切替え	大量送水車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1台×2	可搬	2N	65-11-3	—	サプレッション・プール水位（ＳＡ）（水位確認） 低圧原子炉代替注水槽（水量確認） （冷温停止または燃料交換については，690m^{3}以上となるように補給するまたは690m^{3}以上であることを確認する。）	—	代替品の補充等 輪谷貯水槽（西１）および輪谷貯水槽（西２）からの移送
			ホース・接続口		—	可搬	2N	65-11-3	系に含まれる			
			非常用取水設備		—	常設	N	65-11-3	系に含まれる			
			燃料補給設備		—	—	—	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-11-3　海水移送設備」で他表を参照）			
65-11-4 構内監視設備	1.13	1.13 輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした送水 1.13 輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽西（２）を水源とした補給（淡水／海水）	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1台	常設	N	65-11-4	—	—	—	代替品の補充等
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理 （「65-11-4　構内監視設備」で他表を参照）			

※１：大量送水車については，他手段と兼用であるため「６５－１９－１　大量送水車」で整理する。系統としての要求事項等については，本表にて整理する。

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-12 電源設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-12-1 常設代替交流電源設備	1.14	1.14 常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1台	常設	N	65-12-1	—	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）	—	—
			ガスタービン発電機用サービスタンク		1基	常設	N	65-12-1				
			ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		1台	常設	N	65-12-1				
			ガスタービン発電機用軽油タンク		6,219㎜	常設	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-1　常設代替交流電源設備」で他表を参照）			
			ガスタービン発電機用燃料移送系　配管・弁		—	常設	N	65-12-1	系に含まれる			
			ガスタービン発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		—	常設	N	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ電路		—	常設	N	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ１コントロールセンタ電路		—	常設	N	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ２コントロールセンタ電路		—	常設	N	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路		—	常設	N	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路		—	可搬	N	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路		—	常設	N	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路		—	可搬	N	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-12 電源設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-12-2 可搬型代替交流電源設備	1.14	1.14 可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	6台	可搬	2N	65-12-2	—	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）	常設代替交流電源設備	代替品の補充等 号炉間電力融通電気設備
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路		—	可搬	2N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		—	常設	N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路		—	可搬	2N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		—	常設	N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路		—	可搬	2N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路		—	常設	N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路		—	常設	N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路		—	常設	N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			緊急用メタクラ接続プラグ盤～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路		—	常設	N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			ガスタービン発電機用軽油タンク		6,219㎜	常設	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）			
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁		—	常設	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）			
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		$721m^3$	常設	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）			
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク									
			ホース		—	可搬	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）			
			タンクローリ		1台	可搬	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-12 電源設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備	1.14	1.14 所内常設蓄電式直流電源設備による給電	Ｂ－115V系蓄電池	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1台	常設	N	65-12-3	—	（運転，起動および高温停止のみ） 非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機） 非常用直流電源設備（当該充電器）	常設代替交流電源設備 非常用直流電源設備（当該充電器）	—
			Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）		1台	常設	N	65-12-3				
			ＳＡ用115V系蓄電池		1台	常設	N	65-12-3				
			Ｂ－115V系充電器		1台	常設	N	65-12-3	—	（運転，起動および高温停止のみ） 非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機） 非常用直流電源設備（蓄電池，残りの充電器）	常設代替交流電源設備 非常用直流電源設備（残りの充電器）	—
			Ｂ１－115V系充電器（ＳＡ）		1台	常設	N	65-12-3				
			ＳＡ用115V系充電器		1台	常設	N	65-12-3				
			Ｂ－115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路		—	常設	N	65-12-3	系に含まれる			
			Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）及び充電器～直流母線電路		—	常設	N	65-12-3				
			ＳＡ用115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路		—	常設	N	65-12-3				
			230V系蓄電池（ＲＣＩＣ）	運転，起動および高温停止	1台	常設	N	65-12-3	—	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機） 非常用直流電源設備（230V系充電器（RCIC））	常設代替交流電源設備 非常用直流電源設備（230V系充電器（RCIC））	—
			230V系充電器（ＲＣＩＣ）		1台	常設	N	65-12-3	—	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機） 非常用直流電源設備（蓄電池，残りの充電器）	常設代替交流電源設備 非常用直流電源設備（残りの充電器）	—
			230V系蓄電池（ＲＣＩＣ）及び充電器～直流母線電路		—	常設	N	65-12-3	系に含まれる			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-12 電源設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-12-3 所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備	1.14	1.14 常設代替直流電源設備による給電	ＳＡ用115V系蓄電池	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1台	常設	N	65-12-3	—	（運転，起動および高温停止のみ） 非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機） 非常用直流電源設備（SA用115V系充電器）	常設代替交流電源設備 非常用直流電源設備（SA用115V系充電器）	—
			ＳＡ用115V系充電器		1台	常設	N	65-12-3	—	（運転，起動および高温停止のみ） 非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機） 非常用直流電源設備（蓄電池，残りの充電器）	常設代替交流電源設備 非常用直流電源設備（残りの充電器）	—
			ＳＡ用115V系蓄電池及び充電器～直流母線電路		—	常設	N	65-12-3	系に含まれる			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-12 電源設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合）LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合）※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-12-4 可搬型直流電源設備	1.14	1.14 可搬型直流電源設備による給電	高圧発電機車	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	6台	可搬	2N	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）			
			Ｂ１－115V系充電器（ＳＡ）		1台	常設	N	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）			
			ＳＡ用115V系充電器		1台	常設	N	65-12-3	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）			
			230V系充電器（常用）	運転，起動および高温停止	1台	常設	N	65-12-4	—	非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機） 非常用直流電源設備（230V系蓄電池（RCIC），230V系充電器（RCIC））	常設代替交流電源設備 非常用直流電源設備（230V系充電器（RCIC））	—
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	—	可搬	2N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～直流母線電路		—	常設	N	65-12-3 65-12-4 65-12-5	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路		—	可搬	2N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路		—	常設	N	65-12-3 65-12-4 65-12-5	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路		—	可搬	2N	65-12-2 65-12-5	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			緊急用メタクラ接続プラグ盤～直流母線電路		—	常設	N	65-12-3 65-12-4 65-12-5	「65-12-3　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-4　可搬型直流電源設備」で整理（系に含まれる） 「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（系に含まれる）			
			ガスタービン発電機用軽油タンク		6,219㎜	常設	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）			
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁		—	常設	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）			
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		721m^3	常設	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）			
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク									
			ホース		—	可搬	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（系に含まれる）			
			タンクローリ		1台	可搬	N	65-12-6	「65-12-6　燃料補給設備」で整理（「65-12-4　可搬型直流電源設備」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-12 電源設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合）LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合）※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-12-5 代替所内電気設備	1.14	1.14 代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1台	常設	N	65-12-5	—	非常用所内電気設備	—	—
			メタクラ切替盤		2台	常設	N	65-12-5				
			緊急用メタクラ接続プラグ盤		1台	常設	N	65-12-5				
			高圧発電機車接続プラグ収納箱		2台	常設	N	65-12-5				
			ＳＡロードセンタ		1台	常設	N	65-12-5				
			ＳＡ１コントロールセンタ		1台	常設	N	65-12-5				
			ＳＡ２コントロールセンタ		1台	常設	N	65-12-5				
			充電器電源切替盤		1台	常設	N	65-12-5				
			ＳＡ電源切替盤		2台	常設	N	65-12-5				
			重大事故操作盤		—	常設	N	65-12-5	系に含まれる			
			非常用高圧母線Ｃ系		—	常設	N	65-12-5				
			非常用高圧母線Ｄ系		—	常設	N	65-12-5				
65-12-6 燃料補給設備	1.14	1.14 燃料補給設備による給油	ガスタービン発電機用軽油タンク	運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換	6,219㎜	常設	N	65-12-6	—	—	—	—
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁		—	常設	N	65-12-6	系に含まれる			
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		721m^3	常設	N	65-12-6	—	—	—	—
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク									
			ホース		—	可搬	N	65-12-6	系に含まれる			
			タンクローリ		1台	可搬	N	65-12-6	—	—	—	代替品の補充等

表No.	技術的能力	項目	ＬＣＯ対象ＳＡ設備※１ 主要パラメータ 自主対策設備（［　］記載）※２	適用される 原子炉の状態	所要数	常設， 可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日 （代替パラメータ※３）	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ③残留熱除去系熱交換器入口温度	—
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	運転，起動，高温停止および冷温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ） ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ） ③原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	—
			原子炉圧力（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ②原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	—
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ） ③高圧原子炉代替注水流量 ③代替注水流量（常設） ③低圧原子炉代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 ④原子炉圧力（ＳＡ） ④サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ）	—
			原子炉水位（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量（常設） ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力（ＳＡ） ③サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ）	—

表No.	技術的能力	項目	ＬＣＯ対象ＳＡ設備※１ 主要パラメータ 自主対策設備（［　］記載）※２	適用される 原子炉の状態	所要数	常設， 可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 （基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日 （代替パラメータ※３）	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①サプレッションプール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	—
			代替注水流量（常設）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	—
			低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域） ①原子炉水位（ＳＡ）	—
			原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[ga ge]以上）	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①サプレッションプール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	—
			高圧炉心スプレイポンプ出口流量	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①サプレッションプール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	—
			残留熱除去ポンプ出口流量	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①サプレッションプール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	—
			低圧炉心スプレイポンプ出口流量		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①サプレッションプール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	—
			残留熱代替除去系原子炉注水流量	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①サプレッションプール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ）	—

表No.	技術的能力	項目	ＬＣＯ対象ＳＡ設備※１ 主要パラメータ 自主対策設備（［　］記載）※２	適用される 原子炉の状態	所要数	常設， 可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日 （代替パラメータ※３）	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	原子炉格納容器への注水量	代替注水流量（常設）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①低圧原子炉代替注水槽水位 ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ②サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ） ②ドライウェル水位 ②サプレッションプール水位（ＳＡ） ②ペデスタル水位	—
			格納容器代替スプレイ流量	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①ドライウェル圧力（ＳＡ） ①サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ） ①ドライウェル水位 ①サプレッションプール水位（ＳＡ） ①ペデスタル水位	—
			ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①ペデスタル水位 ①ドライウェル水位	—
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	—
		原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②ペデスタル温度（ＳＡ） ③ドライウェル圧力（ＳＡ） ④サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ）	—
			ペデスタル温度（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル温度（ＳＡ） ③ドライウェル圧力（ＳＡ） ④サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ）	—
			ペデスタル水温度（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル	—
			サプレッションチェンバ温度（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッションプール水温度（ＳＡ） ③サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ）	—
			サプレッションプール水温度（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッションチェンバ温度（ＳＡ）	—
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ） ③ドライウェル温度（ＳＡ） ③ペデスタル温度（ＳＡ）	—
			サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ③サプレッションチェンバ温度（ＳＡ）	—

表No.	技術的能力	項目	ＬＣＯ対象ＳＡ設備※１ 主要パラメータ 自主対策設備（［ ］記載）※２	適用される 原子炉の状態	所要数	常設， 可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日 （代替パラメータ※３）	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①サプレッションプール水位（ＳＡ） ②代替注水流量（常設） ②低圧原子炉代替注水流量 ②低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ②ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） ③低圧原子炉代替注水槽水位	—
			サプレッションプール水位（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①代替注水流量（常設） ①低圧原子炉代替注水流量 ①低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） ①格納容器代替スプレイ流量 ①ペデスタル代替注水流量 ①ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） ②低圧原子炉代替注水槽水位 ③［サプレッションプール水位］	—
			ペデスタル水位		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②代替注水流量（常設） ②格納容器代替スプレイ流量 ②ペデスタル代替注水流量 ③低圧原子炉代替注水槽水位	—

表No.	技術的能力	項目	ＬＣＯ対象ＳＡ設備※１ 主要パラメータ 自主対策設備（［　］記載）※２	適用される 原子炉の状態	所要数	常設， 可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日 （代替パラメータ※３）	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度（Ｂ系）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①格納容器水素濃度（ＳＡ） ②［格納容器水素濃度（Ａ系）］	—
			格納容器水素濃度（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①格納容器水素濃度（Ｂ系） ②［格納容器水素濃度（Ａ系）］	—
		原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②［エリア放射線モニタ］	—
			格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②［エリア放射線モニタ］	—
		未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	起動※1，高温停止，冷温停止および燃料交換※2 ※１：中間領域計装がレンジ2以下の場合に適用する ※２：中性子源領域計装周りの燃料が4体未満の場合は除く	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域計装 ②平均出力領域計装 ③［制御棒手動操作・監視系］	—
			中間領域計装	起動，高温停止※，冷温停止※および燃料交換※ ※：１体以上の燃料が装荷されているセルの制御棒が全挿入かつ除外されている場合または全燃料が取り出されている場合を除く	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ②平均出力領域計装 ③［制御棒手動操作・監視系］	—
			平均出力領域計装	運転および起動	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③［制御棒手動操作・監視系］	—
			［制御棒手動操作・監視系］	運転および起動	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①中性子源領域計装 ②中間領域計装 ③平均出力領域計装	—
65-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	最終ヒートシンクの確保（残留熱代替除去系）	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッションチェンバ温度（ＳＡ）	—
			残留熱除去系熱交換器出口温度		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①サプレッションプール水温度（ＳＡ）	—
			残留熱代替除去系原子炉注水流量		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①サプレッションプール水位（ＳＡ） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ③残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ④原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	—
			残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ②サプレッションプール水温度（ＳＡ） ②ドライウェル温度（ＳＡ） ②サプレッションチェンバ温度（ＳＡ）	—

表No.	技術的能力	項目	ＬＣＯ対象ＳＡ設備※１ 主要パラメータ 自主対策設備（［　］記載）※２	適用される 原子炉の状態	所要数	常設， 可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日 （代替パラメータ※３）	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）	スクラバ容器水位	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル	—
			スクラバ容器圧力		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ②サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ）	—
			スクラバ容器温度		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル	—
			第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル	—
			第１ベントフィルタ出口水素濃度		1チャンネル	可搬	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度（Ｂ系） ②格納容器水素濃度（ＳＡ）	—
		最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）	残留熱除去系熱交換器入口温度	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①原子炉圧力容器温度（ＳＡ） ①サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	—
			残留熱除去系熱交換器出口温度		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	—
			残留熱除去ポンプ出口流量		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①残留熱除去ポンプ出口圧力	—
65-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	格納容器バイパスの監視（原子炉圧力容器内の状態）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位（ＳＡ）	—
			原子炉水位（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①原子炉水位（広帯域） ①原子炉水位（燃料域）	—
			原子炉圧力		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力（ＳＡ） ③原子炉水位（広帯域） ③原子炉水位（燃料域） ③原子炉水位（ＳＡ） ③原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	—
			原子炉圧力（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①原子炉圧力 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ②原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	—
		格納容器バイパスの監視（原子炉格納容器内の状態）	ドライウェル温度（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウェル圧力（ＳＡ）	—
			ドライウェル圧力（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①主要パラメータの他チャンネル ②サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ） ③ドライウェル温度（ＳＡ）	—
		格納容器バイパスの監視（原子炉建物内の状態）	残留熱除去ポンプ出口圧力	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］	—
			低圧炉心スプレイポンプ出口圧力		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①原子炉圧力 ①原子炉圧力（ＳＡ） ②［エリア放射線モニタ］	—

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-13 計装設備】

表No.	技術的能力	項目	ＬＣＯ対象ＳＡ設備※１ 主要パラメータ 自主対策設備（［ ］記載）※２	適用される 原子炉の状態	所要数	常設， 可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日 （代替パラメータ※３）	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①代替注水流量（常設） ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（ＳＡ） ②サプレッションプール水位（ＳＡ） ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	—
			サプレッションプール水位（ＳＡ）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替除去ポンプ出口圧力 ③［サプレッションプール水位］	—
		原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	7チャンネル	常設	N	65-8-2	「65-8-2　原子炉建物内の水素濃度監視」において運転上の制限等を定める		①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素処理装置入口温度 ②静的触媒式水素処理装置出口温度	—

表No.	技術的能力	項目	ＬＣＯ対象ＳＡ設備※１ 主要パラメータ 自主対策設備（［ ］記載）※２	適用される 原子炉の状態	所要数	常設， 可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日 （代替パラメータ※３）	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-13-1 主要パラメータ及び代替パラメータ	1.15	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度（Ｂ系）	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①格納容器酸素濃度（ＳＡ） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ） ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ②サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ） ③［格納容器酸素濃度（Ａ系）］	—
			格納容器酸素濃度（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-13-1	—	—	①格納容器酸素濃度（Ｂ系） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッションチェンバ） ②ドライウェル圧力（ＳＡ） ②サプレッションチェンバ圧力（ＳＡ） ③［格納容器酸素濃度（Ａ系）］	
		燃料プールの監視	燃料プール水位（ＳＡ）	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	1チャンネル	常設	N	65-9-3	「65-9-3 燃料プール監視設備」において運転上の制限等を定める。		①燃料プール水位・温度（ＳＡ） ②燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） ③燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	—
			燃料プール水位・温度（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-9-3			①燃料プール水位（ＳＡ） ②燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） ③燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	
			燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-9-3			①燃料プール水位（ＳＡ） ①燃料プール水位・温度（ＳＡ） ②燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	
			燃料プール監視カメラ（ＳＡ）		1チャンネル	常設	N	65-9-3			①燃料プール水位（ＳＡ） ①燃料プール水位・温度（ＳＡ） ①燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	

※１：監視パラメータのLCO対象SA設備は「主要パラメータ（重要計器）」および「代替パラメータ（重要代替計器）」とし，「代替パラメータ（重要代替計器）」は【C】列に記載
※２：有効監視パラメータまたは常用代替監視パラメータを示す。運転上の制限は適用しないが，要求される措置で代替パラメータとして確認することができる。
※３：代替パラメータに記載する番号は優先順位であり，推定方法が複数あることを示す。なお，推定方法が複数ある場合は，いずれかの方法で推定できればよい。

表No.	技術的能力	項目	ＬＣＯ対象ＳＡ設備※１ 主要パラメータ 自主対策設備（［　］記載）※２	適用される 原子炉の状態	所要数	常設， 可搬	N，2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備 （基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備 （基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日 （代替パラメータ※３）	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-13-2 補助パラメータ	1.15	電源関係	Ｃ－メタクラ母線電圧	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1チャンネル	常設	N	65-13-2	—	—	—	代替計器等による監視
			Ｄ－メタクラ母線電圧		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			Ｃ－ロードセンタ母線電圧		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			Ｄ－ロードセンタ母線電圧		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			Ｂ１－115V系蓄電池（ＳＡ）電圧		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			Ａ－115V系直流盤母線電圧		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			Ｂ－115V系直流盤母線電圧		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			ＳＡ用115V系充電器盤蓄電池電圧		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			緊急用メタクラ電圧		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			ＳＡロードセンタ母線電圧		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			230V系直流盤（常用）母線電圧	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-2				
		その他	ＡＤＳ用N_2ガス減圧弁二次側圧力	運転，起動および高温停止	1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			N_2ガスボンベ圧力		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			ＲＣＷ熱交換器出口温度		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
			ＲＣＷサージタンク水位		1チャンネル	常設	N	65-13-2				
65-13-3 可搬型計測器	1.15	1.15 可搬型計測器による計測	可搬型計測器	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	29個	可搬	N	65-13-3	—	—	—	代替品の補充等
65-13-4 パラメータ記録	1.15	1.15 パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） （ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ，ＳＰＤＳデータ表示装置）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1式	常設	N	65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（「65-13-4　パラメータ記録」で他表を参照）			

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【B】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-14-1中央制御室の居住性確保	1.16	1.16 居住性の確保	中央制御室送風機	運転，起動，高温停止および炉心変更時 ※ または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 ※：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。	1台	常設	N	65-14-1	—	残留熱除去系（低圧注水モード，格納容器冷却モードおよびサプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機，原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む）	—	—
			中央制御室非常用再循環送風機		1台	常設	N	65-14-1	—		—	—
			中央制御室非常用再循環処理装置フィルタ		1台	常設	N	65-14-1	—		—	—
			中央制御室空調換気系弁（中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁）		—	常設	N	65-14-1	系に含まれる			
			中央制御室空調換気系ダクト		—	常設	N	65-14-1	系に含まれる			
			中央制御室差圧計		1個	常設	N	65-14-1	—	—	—	代替品の補充等
			酸素濃度計		2個	可搬	N	65-14-1	—	—	—	代替品の補充等
			二酸化炭素濃度計		2個	可搬	N	65-14-1	—	—	—	代替品の補充等
			中央制御室遮蔽		遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）							
			中央制御室待避室遮蔽									
			中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）		15本	可搬	N	65-14-1	—	残留熱除去系（低圧注水モード，格納容器冷却モードおよびサプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機，原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む）	—	代替品の補充等
			中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）		—	常設	N	65-14-1	系に含まれる			
			待避室差圧計		1個	常設	N	65-14-1	—	—	—	代替品の補充等
			プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）		1個	可搬	N	65-14-1	—	—	—	代替品の補充等
			ＬＥＤライト（三脚タイプ）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	2個	可搬	N	65-14-1	—	—	—	代替品の補充等
			無線通信設備（固定型）		—	常設	N	65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で他表を参照）			
			無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ）		—	常設	N	65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）			
			衛星電話設備（固定型）		—	常設	N	65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で他表を参照）			
			衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）		—	常設	N	65-17-1	「65-17-1　通信連絡設備」で整理（系に含まれる）			
			常設代替交流電源設備		—	—	—	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で他表を参照）			
			可搬型代替交流電源設備		—	—	—	65-12-2	「65-12-2　可搬型代替交流電源設備」で整理（「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	—	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-14-1　中央制御室の居住性確保」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-14 運転員が中央制御室にとどまるための設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-14-2 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	1.16	1.16 被ばく線量の低減	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置	運転，起動および高温停止	48台（24台／BOP1開口）	常設	N	65-14-2	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの機能が健全であることの確認	—	手動操作等による閉止手段の確認

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-15 監視測定設備】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-15-1 監視測定設備	1.17	1.17 放射線量の代替測定 1.17 空気中の放射性物質の濃度の代替測定 1.17 気象観測項目の代替測定 1.17 放射線量の測定 1.17 放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）の測定 1.17 海上モニタリング 1.17 モニタリングポストの代替交流電源からの給電	可搬式モニタリングポスト	運転，起動，高温停止，冷温停止及び燃料交換	10台	可搬	N	65-15-1	—	—	—	代替品の補充等
			データ表示装置		－	可搬	N	65-15-1	系に含まれる（可搬式モニタリングポスト，可搬式気象観測装置）			
			可搬式ダスト・よう素サンプラ		2台	可搬	N	65-15-1	—	—	—	代替品の補充等
			ＮａＩシンチレーションサーベイメータ		2台	可搬	N	65-15-1	—	—	—	代替品の補充等
			ＧＭ汚染サーベイメータ		2台	可搬	N	65-15-1	—	—	—	代替品の補充等
			可搬式気象観測装置		1台	可搬	N	65-15-1	—	—	—	代替品の補充等
			電離箱サーベイメータ		2台	可搬	N	65-15-1	—	—	—	代替品の補充等
			小型船舶		—	—	N	65-10-2	「65-10-2　海洋への放射性物質の拡散抑制」で整理（「65-15-1　監視測定設備」」で他表を参照）			
			α・β線サーベイメータ		1台	可搬	N	65-15-1	—	—	—	代替品の補充等
			常設代替交流電源設備		—	—	N	65-12-1	「65-12-1　常設代替交流電源設備」で整理（「65-15-1　監視測定設備」」で他表を参照）			
			代替所内電気設備		—	—	N	65-12-5	「65-12-5　代替所内電気設備」で整理（「65-15-1　監視測定設備」」で他表を参照）			

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-16 緊急時対策所】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合）LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合）※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-16-1 緊急時対策所の居住性確保	1.18	1.18 居住性の確保	緊急時対策所	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	—	常設	N	65-16-1	系に含まれる			
			緊急時対策所遮蔽		遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからLCO対象とはしない（保安規定変更に係る基本方針4.3(1)）							
			緊急時対策所空気浄化送風機		1	可搬	N	65-16-1	—	—	—	代替品の補充等
			緊急時対策所空気浄化フィルタユニット		1	可搬	N	65-16-1	—	—	—	代替品の補充等
			緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁）		—	常設	N	65-16-1	系に含まれる			
			緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト		—	可搬	N	65-16-1				
			空気ボンベ加圧設備（配管・弁）	運転，起動，高温停止および炉心変更時※または原子炉棟内での照射された燃料に係る作業時※：停止余裕確認後の制御棒1本挿入・引抜を除く	—	常設	N	65-16-1	系に含まれる			
			空気ボンベ加圧設備可搬型配管・弁		—	可搬	N	65-16-1				
			空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）		454	可搬	N	65-16-1	—	—	—	代替品の補充等
			可搬式エリア放射線モニタ	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1台	可搬	N	65-16-1	—	—	—	代替品の補充等
			可搬式モニタリングポスト		10台	可搬	N	65-15-1	「65-15-1　監視測定設備」で整理（「65-16-1　緊急時対策所の居住性確保」で他表を参照）			
			酸素濃度計		1個	可搬	N	65-16-1	—	—	—	代替品の補充等
			二酸化炭素濃度計		1個	可搬	N	65-16-1	—	—	—	代替品の補充等
			差圧計		1	常設	N	65-16-1	—	—	—	代替品の補充等
65-16-2 緊急時対策所の代替電源設備	1.18	1.18代替電源設備からの給電	緊急時対策所用発電機	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	2台	可搬	N	65-16-2	—	—	—	代替品の補充等
			可搬ケーブル		2セット	可搬	N	65-16-2	—	—	—	代替品の補充等
			緊急時対策所　発電機接続プラグ盤		1台	常設	N	65-16-2	—	—	—	代替品の補充等
			緊急時対策所　低圧母線盤		1台	常設	N	65-16-2	—	—	—	代替品の補充等
			緊急時対策所用燃料地下タンク		1基	常設	N	65-16-2	—	—	—	—
			タンクローリ		1台	可搬	N	65-16-2	—	—	—	代替品の補充等
			ホース		—	可搬	2N	65-16-2	系に含まれる			
			緊急時対策所用発電機～緊急時対策所 低圧母線盤[電路]		—	常設	N	65-16-2	系に含まれる			

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備		適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N,2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-17-1 通信連絡設備	1.18 1.19	1.18 必要な指示及び通信連絡 1.19 発電所内の通信連絡 1.19 発電所外（社内外）の通信連絡	安全パラメータ表示システム（SPDS）	ＳＰＤＳデータ収集サーバ	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	1式	常設	N	65-17-1	—	—	—	連絡要員の確保等
				ＳＰＤＳ伝送サーバ ※データ伝送設備を含む		1式	常設	N	65-17-1	—	—	—	
				ＳＰＤＳデータ表示装置		1台	常設	N	65-17-1	—	—	—	連絡要員の追加 同種通信機器の追加 他種通信機器による通信手段確保 記録要員の確保等
			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		1台	常設	N	65-17-1	—	—	—	通信機器の補充等
				ＩＰ－電話機		6台	常設	N	65-17-1	—	—	—	
				ＩＰ－ＦＡＸ		3台	常設	N	65-17-1	—	—	—	
			衛星電話設備（携帯型）			5台	可搬	N	65-17-1	—	—	—	連絡要員の追加 同種通信機器の追加 他種の通信機器による通信手段確保
			衛星電話設備（固定型）			7台	常設	N	65-17-1	—	—	—	
			無線通信設備（携帯型）			10台	可搬	N	65-17-1	—	—	—	
			無線通信設備（固定型）			7台	常設	N	65-17-1	—	—	—	
			有線式通信設備	有線式通信機		4台	可搬	N	65-17-1	—	—	—	
			衛星通信装置			—	常設	N	65-17-1	系に含まれる			
			無線通信装置			—	常設	N	65-17-1				
			無線通信設備（屋外アンテナ）			—	常設	N	65-17-1				
			衛星電話設備（屋外アンテナ）			—	常設	N	65-17-1				
			有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）			—	常設	N	65-17-1				
			有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの）			—	常設	N	65-17-1				
			有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの，データ伝送設備に係るものに係るもの）			—	常設	N	65-17-1				

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-18 アクセスルートの確保】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-18-1 ホイールローダ	1.0	アクセスルートの確保	ホイールローダ	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	2台	可搬	N	65-18-1	—	—	—	代替品の補充等

島根原子力発電所2号炉　重大事故等対処設備代替設備整理表　【表65-19 大量送水車】

表No.	技術的能力	対応手段	ＬＣＯ対象ＳＡ設備	適用される原子炉の状態	所要数	常設，可搬	N，2N	保安規定	【Ｂ】 LCO対象SA設備の機能全てを満足するSA設備（基準要求を維持できる場合） LCO逸脱なし	対応するDB設備 AOT　N:3日 2N：10日	【C】 LCO対象SA設備の機能全て※を満足するSA設備（基準要求を満足できない場合） ※：事前準備等の補完措置含む AOT:30日	【D】 代替措置 AOT　N:10日 2N：30日
65-19-1 大量送水車	1.4 1.6 1.8 1.13	1.4 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】【原子炉停止中】 1.4 低圧原子炉代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却 1.6 格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内のスプレイ(炉心損傷前/炉心損傷後) 1.8 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 1.8 ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水 1.8 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水 1.13 輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした送水 1.13 海を水源とした送水 1.13 輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした補給 1.13 海を水源とした補給 1.13 輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）への海水補給	大量送水車	運転，起動，高温停止	2台	可搬	2N	65-19-1	—	残留熱除去系 非常用ディーゼル発電機（原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む）	—	代替品の補充等
				冷温停止，燃料交換※ ※：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合 （２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	2台	可搬	2N	65-19-1	—	非常用ディーゼル発電機（原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系または高圧炉心スプレイ補機冷却水系および高圧炉心スプレイ補機海水系含む）	—	代替品の補充等
	1.11	1.11 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへの注水 1.11 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水 1.11 燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ 1.11 燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ	大量送水車	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	2台	可搬	2N	65-19-1	—	—	—	代替品の補充等

資料１．（３）　表６５－１～表６５－１９　手順と設備のリスト
（設置変更許可申請書　添付十追補１）

添付資料 1.0.2　可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて

３．保管場所の評価

(1)　保管場所における主要可搬設備等

第３－２表　保管場所等における主要設備

(1)　重機

設備名	配備数	保管場所				備考
		第１保管エリア	第２保管エリア	第３保管エリア	第４保管エリア	
ホイールローダ	65-18-1 にて整理 ３台	１台	０台	１台	予備 １台	－

※：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。

（資料の説明）
本資料は，設置変更許可申請書　添付十追補のリストに，
重大事故等対処設備を識別したものを示す。

色分けについて，資料１．（２）「重大事故等対処設備代替設備整理表（保安規定第 65 条各表）で整理した保安規定記載箇所の分類を示す。

赤枠：第 65 条の各表にてＬＣＯ設定する設備
青枠：ＤＢ条文にてＬＣＯ設定する設備
　　第 65 条の他表にてＬＣＯ設定する設備
黒枠：系に含まれる設備または構造物につきＬＣＯ設定しない設備

第 1.1－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／３）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
フロントライン系故障時	原子炉保護系	原子炉手動スクラム	原子炉手動スクラムＰＢ※1 原子炉モード・スイッチ「停止」※1 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系　配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「スクラム」（原子炉出力）
		代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）※2	重大事故等対処設備	65-1-1 にて整理
			制御棒		第 22 条にて整理
			制御棒駆動機構		
			制御棒駆動水圧系　配管・弁		第 22 条（系に含まれる）
			制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット		第 22 条にて整理
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 58 条にて整理
		原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）※2	重大事故等対処設備	65-1-2 にて整理 「反応度制御」
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 58 条にて整理

※1：発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に，原子炉手動スクラムＰＢの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／３）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
フロントライン系故障時	原子炉保護系	自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ	重大事故等対処設備	65-3-1 にて整理 （徴候ベース） 「反応度制御」
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 58 条にて整理
		ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	第 24 条にて整理 （徴候ベース） 「反応度制御」
			ほう酸水注入系　配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 （原子炉圧力容器内部） 原子炉圧力容器		第 24 条（系に含まれる）
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 58 条にて整理
		選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系　配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「反応度制御」

※１：発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に，原子炉手動スクラムＰＢの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※２：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

対応手段，対処設備，手順書一覧（３／３）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
フロントライン系故障時	原子炉保護系	制御棒手動挿入	スクラムテストスイッチ 原子炉保護系電源スイッチ スクラムパイロット弁計装用配管・弁 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系　配管・弁 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット 制御棒手動操作・監視系 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「反応度制御」
		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	原子炉水位制御系 復水・給水系（電動機駆動給水ポンプ） 原子炉隔離時冷却系 高圧炉心スプレイ系 非常用交流電源設備	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「反応度制御」

※１：発電用原子炉が自動で緊急停止しなかった場合に，原子炉手動スクラムＰＢの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入を可能とするための設計基準事故対処設備であり，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※２：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

第1.2－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／６）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 41 条にて整理
			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ		（徴候ベース） 「水位確保」等 第 41 条（系に含まれる）
			非常用交流電源設備※1		第 58 条にて整理
			サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理
			原子炉圧力容器		第 41 条（系に含まれる）
			所内常設蓄電式直流電源設備※1		65-12-3 にて整理
		高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ・ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理
			高圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ		第 39 条（系に含まれる） 「水位確保」等
			高圧炉心スプレイ補機冷却系		第 53 条にて整理
			非常用交流電源設備※1		第 58 条にて整理
			サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理
			原子炉圧力容器		第 39 条（系に含まれる）

※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，対処設備，手順書一覧（２／６）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	重大事故等対処設備	65-2-1 にて整理
			サプレッション・チェンバ		第 46 条にて整理 「水位確保」等
			高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器		AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」 65-2-1（系に含まれる）
			常設代替直流電源設備※1		65-12-3 にて整理
			可搬型直流電源設備※1		65-12-4 にて整理
			常設代替交流電源設備※1		65-12-1 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※1		65-12-2 にて整理
		高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	重大事故等対処設備	65-2-1 にて整理（現場手動起動については，65-2-2 で整理）
			サプレッション・チェンバ		第 46 条にて整理 「水位確保」等
			高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器		AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」 65-2-1（系に含まれる）

※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，対処設備，手順書一覧（３／６）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	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	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第41条にて整理（現場手動起動については，65-2-2で整理） （徴候ベース） 「水位確保」等 第41条（系に含まれる） AM設備別操作要領書 「ＲＣＩＣによる原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水処理」
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	第46条にて整理 第41条（系に含まれる）
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備※1	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第41条にて整理 （徴候ベース） 「水位確保」等 第41条（系に含まれる）
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	重大事故等対処設備	第46条にて整理 第41条（系に含まれる） 65-12-3にて整理 65-12-1にて整理 65-12-2にて整理 65-12-5にて整理
		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	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第41条にて整理 第41条（系に含まれる）
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1 可搬型直流電源設備※1	重大事故等対処設備	第46条にて整理 第41条（系に含まれる） 65-12-3にて整理 65-12-4にて整理

※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，対処設備，手順書一覧（４／６）
（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源	原子炉隔離時冷却系への給電 直流給電車による	原子炉隔離時冷却ポンプ サプレッション・チェンバ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 直流給電車及び可搬型代替交流電源設備※1 所内常設蓄電式直流電源設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等

※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，対処設備，手順書一覧（５／６）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
監視及び制御	－	高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 高圧原子炉代替注水流量 サプレッション・プール水位（ＳＡ）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 65-13-1 にて整理 AM設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
			原子炉水位（狭帯域）	自主対策設備	
		高圧原子炉代替注水系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉水位（可搬型計測器） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉圧力（可搬型計測器）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 65-13-1 にて整理 「水位確保」等 65-13-3 にて整理 AM設備別操作要領書 65-13-1 にて整理 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」 65-13-3 にて整理
			原子炉水位（狭帯域） 高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉水位（可搬型計測器） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉圧力（可搬型計測器）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 65-13-1 にて整理 「水位確保」等 65-13-3 にて整理 AM設備別操作要領書 65-13-1 にて整理 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」 65-13-3 にて整理
			原子炉水位（狭帯域） 原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※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，対処設備，手順書一覧（６／６）

（重大事故等の進展抑制時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等の進展抑制	－	制御棒駆動水圧系による進展抑制	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系　配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＣＲＤによる原子炉注水」
		ほう酸水注入系による進展抑制（ほう酸水注入）	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系　配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 （原子炉圧力容器内部） 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	自主対策設備 重大事故等対処設備	事故時操作要領書 65-2-3 にて整理 （徴候ベース） 「水位確保」等 65-2-3（系に含まれる） AM設備別操作要領書 「ＳＬＣによる原子炉注水」 65-12-1 にて整理 65-12-5 にて整理
		ほう酸水注入系による進展抑制（注水）	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系　テストタンク ほう酸水注入系　配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管 （原子炉圧力容器内部） 復水輸送系 消火系 補給水系 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＳＬＣによる原子炉注水」

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.3－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧(１／４)

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	自動減圧系	減圧の自動化	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	重大事故等対処設備	65-3-1 にて整理
			逃がし安全弁（自動減圧機能付き B,M の２個）		第 39 条にて整理
			主蒸気系　配管・クエンチャ		第 39 条（系に含まれる）
			自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ		65-3-1 にて整理
			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		第 39 条（系に含まれる）
			非常用交流電源設備	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 58 条にて整理
		手動操作による減圧（逃がし安全弁）	逃がし安全弁	重大事故等対処設備	65-3-2 にて整理（徴候ベース）「減圧冷却」等
			主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		65-3-2（系に含まれる）
			所内常設蓄電式直流電源設備※３ 常設代替直流電源設備※３		65-12-3 にて整理
			可搬型直流電源設備※３		65-12-4 にて整理
			常設代替交流電源設備※３		65-12-1 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※３		65-12-2 にて整理
		手動操作による減圧（タービン・バイパス弁）	タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「減圧冷却」等

※１：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「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」にて整備する。
※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：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧(２／４)

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	常設直流電源系統	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備※３ 常設代替直流電源設備※３ ＳＲＶ用電源切替盤 逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	65-12-4 にて整理 65-12-3 にて整理 65-3-3 にて整理 65-3-2 にて整理 65-3-2（系に含まれる） 「ＳＲＶ駆動源確保（ＳＲＶ電源切替）」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室） 逃がし安全弁 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	重大事故等対処設備	65-3-3 にて整理 65-3-2 にて整理 「急速減圧」 65-3-2（系に含まれる） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ＳＲＶ駆動源確保（ＳＲＶ用蓄電池）」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作（補助盤室）」
		主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物） 逃がし安全弁（自動減圧機能付きＢ，Ｍの２個） 主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「急速減圧」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「ＳＲＶ駆動源確保（ＳＲＶ用蓄電池）」 原子力災害対策手順書 「蓄電池設備による主蒸気逃がし安全弁開放操作（原子炉建物）」
		逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 逃がし安全弁（自動減圧機能なしＡ，Ｊの２個） 主蒸気系　配管・クエンチャ	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「急速減圧」 AM設備別操作要領書 「ＳＲＶＤＳによるＳＲＶ開放」 原子力災害対策手順書 「逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による主蒸気逃がし安全弁開放」
	－	逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ 逃がし安全弁窒素ガス供給系　配管・弁 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 常設代替交流電源設備※３ 所内常設蓄電式直流電源設備※３ 可搬型代替交流電源設備※３ 常設代替直流電源設備※３ 可搬型直流電源設備※３	重大事故等対処設備	65-3-3 にて整理 65-3-3（系に含まれる） 65-3-2（系に含まれる） 65-12-1 にて整理 65-12-3 にて整理 65-12-2 にて整理 65-12-3 にて整理 65-12-4 にて整理

※１：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「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」にて整備する。
※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：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧(３／４)
（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	－	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	重大事故等対処設備	65-3-3 にて整理
			逃がし安全弁窒素ガス供給系　配管・弁		65-3-3（系に含まれる） 「注水－1」 AM設備別操作要領書 「ＳＲＶ背圧対策」 原子力災害対策手順書 「窒素ガスボンベによる主蒸気逃がし安全弁背圧対策」
	常設直流電源 全交流動力電源	代替直流電源設備による復旧	可搬型直流電源設備※３	重大事故等対処設備	65-12-4 にて整理
			直流給電車※３	自主対策設備	
		代替交流電源設備による復旧	常設代替交流電源設備※３	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※３		65-12-5 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※３		65-12-2 にて整理

※１：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「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」にて整備する。
※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：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

対応手段，対処設備，手順書一覧(４／４)
（原子炉格納容器の破損防止，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の破損防止	－	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	逃がし安全弁	重大事故等対処設備	65-3-2 にて整理
			主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		65-3-2（系に含まれる）
			所内常設蓄電式直流電源設備※3		65-12-3 にて整理
			常設代替直流電源設備※3		
			可搬型直流電源設備※3		65-12-4 にて整理
			常設代替交流電源設備※3		65-12-1 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※3		65-12-2 にて整理
インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時	－	発電用原子炉の減圧	逃がし安全弁	重大事故等対処設備	65-3-2 にて整理
			主蒸気系　配管・クエンチャ 逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ		65-3-2（系に含まれる）
			タービン・バイパス弁 タービン制御系	自主対策設備	
		原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	残留熱除去系注水弁 低圧炉心スプレイ系注水弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理
		原子炉建物原子炉棟の圧力上昇抑制及び環境改善	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル※4	重大事故等対処設備	第 49 条にて整理

※１：代替自動減圧機能は運転員による操作不要の減圧機能である。
※２：自動減圧系の起動阻止スイッチの手順については，「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」にて整備する。
※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：原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放する設備であり，運転員による操作は不要である。

第1.4－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／９）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（低圧注水モード）による発電用原子炉の冷却	残留熱除去ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ※5		第 39 条（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3		第 52 条にて整理
			非常用交流電源設備※2		第 58 条にて整理
			サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理
			原子炉圧力容器		第 39 条（系に含まれる）
		低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	低圧炉心スプレイ・ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理
			低圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ		第 39 条（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3		第 52 条にて整理
			非常用交流電源設備※2		第 58 条にて整理
			サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理
			原子炉圧力容器		第 39 条（系に含まれる）
		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	残留熱除去ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 34，35，36 条にて整理
			残留熱除去系熱交換器		（微候ベース）
			残留熱除去系　配管・弁・ジェットポンプ		第 34，35，36 条（系に含まれる）
			原子炉再循環系　配管		
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3		第 52 条にて整理
			非常用交流電源設備※2		第 58，59 条にて整理
			原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	第 34，35，36 条（系に含まれる）

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／９）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	65-4-1 にて整理 65-11-1 にて整理 「水位確保」等 65-4-1（系に含まれる） AM設備別操作要領書 65-12-1 にて整理 65-12-5 にて整理
		復水輸送系による発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（３／９）

（原子炉運転中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（低圧注水モード）低圧炉心スプレイ系	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・接続口		65-4-2，65-19-1（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器		「水位確保」等 65-4-2（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備※2		AM設備別操作要領書 65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理
					原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（４／９）

（原子炉運転中のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水モード）の復旧	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理
			原子炉圧力容器		第 39 条（系に含まれる）
			原子炉補機代替冷却系※3		65-5-3 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
					「ＲＨＲによる原子炉注水」
			残留熱除去ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理
			残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ※5		第 39 条（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3		第 52 条にて整理
		常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理
			原子炉圧力容器		第 39 条（系に含まれる）
			原子炉補機代替冷却系※3		第 52 条にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
					「ＬＰＣＳによる原子炉注水」
			低圧炉心スプレイ・ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理
			低圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ		第 39 条（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3		第 52 条にて整理

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（５／９）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	65-4-1 にて整理 65-11-1 にて整理 「注水－４」等 65-4-1（系に含まれる） AM設備別操作要領書 65-12-1 にて整理 65-12-5 にて整理
		復水輸送系による残存溶融炉心の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－４」等 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による残存溶融炉心の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 代替所内電気設備※2		事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－４」等 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（６／９）

（溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合	－	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・接続口		65-4-2, 65-19-1（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器		「注水－４」等 65-4-2（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備※2		AM設備別操作要領書 65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理
					原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（７／９）

（原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ	重大事故等対処設備	65-4-1 にて整理
			低圧原子炉代替注水槽※1		65-11-1 にて整理
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器		「崩壊熱除去機能喪失時対応」 65-4-1（系に含まれる） AM設備別操作要領書
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
		復水輸送系による発電用原子炉の冷却	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる原子炉注水」
		消火系による発電用原子炉の冷却	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（８／９）

（原子炉停止中のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・接続口		65-4-2，65-19-1（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器		「崩壊熱除去機能喪失時対応」 65-4-2（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備※２		AM設備別操作要領書 65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※２		65-12-5 にて整理
			燃料補給設備※２		65-12-6 にて整理
					原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※１，※４ 輪谷貯水槽（西２）※１，※４	自主対策設備	
		原子炉浄化系による発電用原子炉からの除熱	原子炉浄化補助ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉浄化系非再生熱交換器 原子炉再循環系　配管・弁 原子炉浄化系　配管・弁 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※３ 非常用交流電源設備※２	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「崩壊熱除去機能喪失時対応」 AM設備別操作要領書 「ＣＵＷによる原子炉除熱」

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

対応手段，対処設備，手順書一覧（９／９）

（原子炉停止中のサポート系故障時）

<table>
<tr><th>分類</th><th>機能喪失を想定する
設計基準事故対処設備</th><th>対応
手段</th><th colspan="2">対処設備</th><th>手順書</th></tr>
<tr><td rowspan="6">サポート系故障時</td><td rowspan="6">全交流動力電源
原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）</td><td rowspan="6">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</td><td>原子炉圧力容器</td><td rowspan="4">重大事故等対処設備</td><td>第 35，36 条（系に含まれる）</td></tr>
<tr><td>原子炉補機代替冷却系※３</td><td>65-5-3 にて整理</td></tr>
<tr><td>常設代替交流電源設備※２</td><td>65-12-1 にて整理</td></tr>
<tr><td>代替所内電気設備※２</td><td>65-12-5 にて整理</td></tr>
<tr><td>残留熱除去ポンプ</td><td>第 35，36 条にて整理</td></tr>
<tr><td>残留熱除去系熱交換器
残留熱除去系　配管・弁・ジェットポンプ
原子炉再循環系　配管</td><td rowspan="2">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</td><td>第 35，36 条（系に含まれる）</td></tr>
<tr><td>原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※３</td><td>第 52 条にて整理</td></tr>
</table>

対応」

AM設備別操作要領書
「ＲＨＲによる原子炉除熱」

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※５：残留熱除去系（低圧注水モード）は熱交換機能に期待しておらず，熱交換器は流路としてのみ用いるため，配管に含むこととする。

第 1.5－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／６）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 34，35，36 条にて整理 （徴候ベース） 「減圧冷却」等
		残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書 第 39 条にて整理 「Ｓ／Ｃ温度制御」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／６）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱	原子炉補機海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 52 条にて整理 （微候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）　配管・弁・海水ストレーナ 原子炉補機冷却系サージタンク 原子炉補機冷却系熱交換器		第 52 条（系に含まれる）
			非常用交流電源設備※1		第 58 条にて整理
			取水口 取水管 取水槽	重大事故等対処設備	第 52 条（系に含まれる）

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（３／６）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	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及び格納容器冷却モード）	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 原子炉補機代替冷却系 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ ホース・接続口 原子炉圧力容器 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」等 AM設備別操作要領書 「ＲＨＡＲによる格納容器除熱」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（４／６）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	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及び格納容器冷却モード）	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	格納容器フィルタベント系	重大事故等対処設備	65-5-1 にて整理
			可搬式窒素供給装置	重大事故等対処設備	65-5-2 にて整理 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」 「ＦＣＶＳ停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
			スクラバ容器補給・排水設備	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳスクラバ容器水位調整」 原子力災害対策手順書 「第１ベントフィルタスクラバ容器への水補給」
		可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作機構 ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁用空気ボンベ ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。） 窒素ガス制御系　配管・弁 非常用ガス処理系　配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（５／６）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	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及び格納容器冷却モード） 全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備	65-5-1（系に含まれる） （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」 「ＦＣＶＳ停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
		可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	可搬式窒素供給装置	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		耐圧強化ベントラインによる原子炉格納容器内の減圧及び除熱	遠隔手動弁操作機構 ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁用空気ボンベ ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁操作設備配管・弁 原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。） 窒素ガス制御系　配管・弁 非常用ガス処理系　配管・弁 排気筒 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 AM設備別操作要領書 「耐圧強化ベントによる格納容器ベント」 「耐圧強化ベント停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（６／６）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 全交流動力電源	原子炉補機代替冷却系による除熱	移動式代替熱交換設備 大型送水ポンプ車	重大事故等対処設備	65-5-3 にて整理 「Ｓ／Ｃ温度制御」等
			ホース・接続口 原子炉補機冷却系　配管・弁・サージタンク 原子炉補機代替冷却系　配管・弁 残留熱除去系熱交換器 取水口 取水管 取水槽	重大事故等対処設備	AM設備別操作要領書 65-5-3（系に含まれる）による冷却水確保」
			常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 65-12-1 にて整理 65-12-5 にて整理 65-12-6 にて整理 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」 「移動式熱交換設備および大型送水ポンプ車を使用した最終ヒートシンク確保（電源編）」
			残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 34，35，36 条にて整理
			残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理
		大型送水ポンプ車による除熱	大型送水ポンプ車 ホース・接続口 原子炉補機冷却系　配管・弁 原子炉補機代替冷却系　配管・弁 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）※2 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）※2 残留熱除去系（格納容器冷却モード）※2 取水口 取水管 取水槽 常設代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1 燃料補給設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「Ｓ／Ｃ温度制御」等 AM設備別操作要領書 「大型送水ポンプ車による冷却水確保」 原子力災害対策手順書 「大型送水ポンプ車を使用した海水供給（ハイドロサブ編）」

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
※３：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第 1.6－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／７）

（重大事故等対処設備（設計基準拡張））

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイ	残留熱除去ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整備
			残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第 39 条（系に含まれる） 「ＰＣＶ圧力制御」
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3		第 52 条にて整備
			非常用交流電源設備※2		第 58 条にて整備 「ＰＣＶ水素濃度制御」 事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」
			サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整備
			原子炉格納容器		第 43 条にて整備
			格納容器スプレイ・ヘッダ		第 39 条（系に含まれる）
		残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱	残留熱除去ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整備
			残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第 39 条（系に含まれる） 「Ｓ／Ｃ温度制御」
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3		第 52 条にて整備
			非常用交流電源設備※2		第 58 条にて整備
			サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整備
			原子炉格納容器		第 43 条にて整備

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／７）
（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	65-6-1 にて整理 65-11-1 にて整理 65-6-1（系に含まれる） 「Ｄ／Ｗ温度制御」 第 43 条にて整理 65-12-1 にて整理 65-12-5 にて整理 ）格納
		復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＣＷＴによる格納容器スプレイ」
		消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「ＰＣＶ圧力制御」 「Ｄ／Ｗ温度制御」 ＡＭ設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（３／７）
（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード及びサプレッション・プール水冷却モード）	原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水） 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・接続口 可搬型ストレーナ		65-6-2, 65-19-1（系に含まれる）
			格納容器代替スプレイ系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ		「Ｄ／Ｗ温度制御」 65-6-2（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第 43 条にて整理
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※2		65-12-2 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（４／７）
（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2 格納容器スプレイ・ヘッダ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理 第 43 条にて整理 65-5-3 にて整理 65-12-5 にて整理 65-12-1 にて整理 第 39 条（系に含まれる） AM設備別操作要領書 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理 第 39 条（系に含まれる） 第 52 条にて整理
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱	サプレッション・チェンバ 原子炉格納容器 原子炉補機代替冷却系※3 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理 第 43 条にて整理 65-5-3 にて整理 65-12-5 にて整理 65-12-1 にて整理 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理 第 39 条（系に含まれる） 第 52 条にて整理

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（５／７）
（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード）	格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ	低圧原子炉代替注水ポンプ 低圧原子炉代替注水槽※1 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	重大事故等対処設備	65-6-1 にて整理 65-11-1 にて整理 「除熱－１」 65-6-1（系に含まれる） 第 43 条にて整理 65-12-1 にて整理 65-12-5 にて整理
		復水輸送系による原子炉格納容器内へのスプレイ	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴによる格納容器スプレイ」
		消火系による原子炉格納容器内へのスプレイ	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 非常用交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（６／７）
（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	残留熱除去系 （格納容器冷却モード）	原子炉格納容器内へのスプレイ（淡水／海水）による格納容器代替スプレイ系（可搬型）	大量送水車 ホース・接続口 可搬型ストレーナ 格納容器代替スプレイ系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 燃料補給設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理 65-6-2, 65-19-1（系に含まれる） 「除熱－２」 65-6-2（系に含まれる） AM設備別操作要領書 第 43 条にて整理 65-12-6 にて整理 65-12-2 にて整理 65-12-5 にて整理 65-12-1 にて整理
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	
		格納容器内の代替除熱によるドライウェル冷却系	ドライウェル冷却装置 原子炉格納容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3 常設代替交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」 AM設備別操作要領書 「ＨＶＤによる格納容器除熱」

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備，手順書一覧（７／７）
（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後の原子炉格納容器内へのスプレイ	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理
			原子炉格納容器		第 43 条にて整理
			原子炉補機代替冷却系※3		65-5-3 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			格納容器スプレイ・ヘッダ		第 39 条（系に含まれる） 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理
			残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第 39 条（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3		第 52 条にて整理
	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）	残留熱除去系電源復旧後のサプレッション・プール水の除熱	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理
			原子炉格納容器		第 43 条にて整理
			原子炉補機代替冷却系※3		65-5-3 にて整理
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理 AM設備別操作要領書 「ＲＨＲによる格納容器除熱」
			残留熱除去ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理
			残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ		第 39 条（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※3		第 52 条にて整理

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

第 1.7－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	原子炉格納容器内の減圧及び除熱（残留熱代替除去系による）	残留熱代替除去ポンプ	重大事故等対処設備	65-5-4 にて整理
			残留熱除去系熱交換器		65-5-4（系に含まれる）
			原子炉補機代替冷却系※4		65-5-3 にて整理
			サプレッション・チェンバ		第 46 条にて整理
			残留熱代替除去系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 低圧原子炉代替注水系　配管・弁 格納容器スプレイ・ヘッダ		65-5-4（系に含まれる） 「ＲＨＡＲによる格納容器除熱」
			ホース・接続口		65-5-3（系に含まれる）
			原子炉圧力容器		65-5-4（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第 43 条にて整理
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			大量送水車※1 輪谷貯水槽（西１）※1，※3 輪谷貯水槽（西２）※1，※3	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の減圧及び除熱（格納容器フィルタベント系による）	第１ベントフィルタスクラバ容器 第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器 圧力開放板	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 65-5-1 にて整理 「放出」
			遠隔手動弁操作機構		65-5-1（系に含まれる）
			可搬式窒素供給装置		65-5-2 にて整理
			第１ベントフィルタ格納槽遮蔽 配管遮蔽		遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからＬＣＯ対象とはしない（保安規定変更に係る基本方針 4.3-(1)）
			窒素ガス制御系　配管・弁 非常用ガス処理系　配管・弁 格納容器フィルタベント系　配管・弁		65-5-1（系に含まれる）
			ホース・接続口		65-5-2（系に含まれる）
			原子炉格納容器（サプレッション・チェンバ，真空破壊装置を含む。）		第 43，44 条にて整理 「クラ…容器への水補給」
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理 「送水」
			可搬型代替交流電源設備※2		65-12-2 にて整理 「ト系
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			輪谷貯水槽（西１）※1，※3 輪谷貯水槽（西２）※1，※3 ドレン移送ポンプ 薬品注入タンク 大量送水車※1 ホース・接続口	自主対策設備	
	全交流動力電源	現場操作	遠隔手動弁操作機構	重大事故等対処設備	65-5-1（系に含まれる） （シビアアクシデント） 「放出」 ＡＭ設備別操作要領書 「ＦＣＶＳによる格納容器ベント」

※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」にて整備する。
※３：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※４：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，対処設備，手順書一覧（２／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	—	不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口	重大事故等対処設備	65-5-2 にて整理 65-5-2（系に含まれる） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＶＳ停止後のＮ２パージ」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器フィルタベント系の窒素ガス置換」
		原子炉格納容器負圧破損の防止	可搬式窒素供給装置 ホース・接続口 窒素ガス代替注入系　配管・弁	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
		サプレッション・プール水ｐＨ制御	残留熱除去系　配管 サプレッション・チェンバスプレイヘッダ サプレッション・プール水ｐＨ制御系	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「Ｓ／Ｐ水ｐＨ制御」
		ドライウェルｐＨ制御	残留熱代替除去ポンプ 原子炉補機代替冷却系 サプレッション・チェンバ 残留熱代替除去系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 格納容器スプレイ・ヘッダ 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「除熱－１」 「除熱－２」

※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」にて整備する。
※３：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１b)項を満足するための代替淡水源（措置）
※４：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。

第 1.8－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	—	ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ	重大事故等対処設備	65-7-1 にて整理
			低圧原子炉代替注水槽※1		65-11-1 にて整理
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁		「注水－３ａ」
			残留熱除去系　配管・弁		65-7-1（系に含まれる）
			格納容器スプレイ・ヘッダ		
			原子炉格納容器		第 43 条にて整理
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			コリウムシールド		65-7-1（系に含まれる）
		復水輸送系による原子炉格納容器下部への注水	復水輸送ポンプ	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－３ａ」「注水－３ｂ」 AM設備別操作要領書「ＣＷＴによるペデスタル注水」「ＣＷＴによる格納容器スプレイ」
			復水貯蔵タンク		
			復水輸送系　配管・弁		
			残留熱除去系　配管・弁		
			格納容器スプレイ・ヘッダ		
			原子炉格納容器		
			常設代替交流電源設備※2		
			可搬型代替交流電源設備※2		
			代替所内電気設備※2		
			コリウムシールド		
		消火系による原子炉格納容器下部への注水	補助消火ポンプ	自主対策設備	事故時操作要領書（シビアアクシデント）「注水－３ａ」「注水－３ｂ」 AM設備別操作要領書「消火ポンプまたは補助消火ポンプによるペデスタル注水」「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる格納容器スプレイ」
			消火ポンプ		
			補助消火水槽		
			ろ過水タンク		
			消火系　配管・弁		
			復水輸送系　配管・弁		
			残留熱除去系　配管・弁		
			格納容器スプレイ・ヘッダ		
			原子炉格納容器		
			常設代替交流電源設備※2		
			可搬型代替交流電源設備※2		
			代替所内電気設備※2		
			コリウムシールド		
		格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・接続口		65-7-3, 65-19-1（系に含まれる）
			可搬型ストレーナ		「注水－３ａ」
			格納容器代替スプレイ系　配管・弁		65-7-3（系に含まれる）
			残留熱除去系　配管・弁		AM設備別操作要領書
			格納容器スプレイ・ヘッダ		
			原子炉格納容器		第 43 条にて整理
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※2		65-12-2 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			コリウムシールド		65-7-3（系に含まれる）
			輪谷貯水槽（西１）※1，※3	自主対策設備	
			輪谷貯水槽（西２）※1，※3		
		ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・接続口		65-7-2, 65-19-1（系に含まれる）
			ペデスタル代替注水系　配管・弁		65-7-2（系に含まれる）
			原子炉格納容器		第 43 条にて整理
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※2		65-12-2 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			コリウムシールド		65-7-2（系に含まれる）
			輪谷貯水槽（西１）※1，※3	自主対策設備	原子力災害対策手順書「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西２）※1，※3		

※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：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）。
※４：手順は「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	高圧原子炉代替注水ポンプ	重大事故等対処設備	65-2-1 にて整理
			サプレッション・チェンバ		第 46 条にて整理
			高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 主蒸気系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器		「注水－１」 「注水－２」 AM設備別操作要領書 65-2-1（系に含まれる） 「注水」※４
			常設代替直流電源設備※２		65-12-3 にて整理
			可搬型直流電源設備※２		65-12-4 にて整理
		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	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク		65-2-3 にて整理
			ほう酸水注入系　配管・弁 差圧検出・ほう酸水注入系配管（原子炉圧力容器内部） 原子炉圧力容器		「注水－１」 65-2-3（系に含まれる） AM設備別操作要領書 「ＳＬＣによる原子炉注水」
			常設代替交流電源設備※２		65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※２		65-12-5 にて整理
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水	制御棒駆動水圧ポンプ 復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系　配管・弁 原子炉圧力容器 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） 常設代替交流電源設備※２ 代替所内電気設備※２	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 「注水－２」 AM設備別操作要領書 「ＣＲＤによる原子炉注水」

※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：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）。
※４：手順は「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（３／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	—	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ	重大事故等対処設備	65-4-1 にて整理
			低圧原子炉代替注水槽※1		65-11-1 にて整理
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器		「注水－１」 65-4-1（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理 原子炉注水」
		復水輸送系による原子炉圧力容器への注水	復水輸送ポンプ 復水貯蔵タンク 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 「注水－２」 AM設備別操作要領書 「ＣＷＴ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	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水－１」 「注水－２」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる原子炉注水」
		低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・接続口		65-4-2, 65-19-1（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水系　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁 原子炉圧力容器		「注水－１」 65-4-2（系に含まれる）
			常設代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理 炉注 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
			輪谷貯水槽（西１）※1，※4 輪谷貯水槽（西２）※1，※4	自主対策設備	

※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。
※４：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）

第1.9－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順一覧（１／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	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	窒素ガス制御系※1	－※4	－※1
			可搬式窒素供給装置	重大事故等対処設備	65-5-2 にて整理 （シビアアクシデント） 「放出」 原子力災害対策手順書 「可搬式窒素供給装置を使用した格納容器の窒素ガス置換」
	－	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	格納容器フィルタベント系※2	重大事故等対処設備	65-5-1 にて整理 （シビアアクシデント）
			第１ベントフィルタ出口水素濃度 第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）		65-13-1 にて整理
			可搬式窒素供給装置		65-5-2 にて整理
			ホース・接続口		65-5-2（系に含まれる） 器ベント」 原子力災害対策手順書 「格納容器フィルタベント系系統構成」
	－	可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化	可搬式窒素供給装置 格納容器フィルタベント系	－※6	－※5

※１：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。
※２：手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※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：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※５：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。
※６：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

対応手段，対処設備，手順一覧（２／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	－	可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御	可燃性ガス濃度制御系再結合装置ブロワ 可燃性ガス濃度制御系再結合装置 可燃性ガス濃度制御系　配管・弁 残留熱除去系 残留熱代替除去系	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「放出」 AM設備別操作要領書 「ＦＣＳによる格納容器水素・酸素濃度制御」
	－	水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度（ＳＡ） 格納容器酸素濃度（ＳＡ） 格納容器水素濃度（Ｂ系） 格納容器酸素濃度（Ｂ系）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 65-13-1 にて整理 AM設備別操作要領書 「ＭＣＡＭＳによる格納容器水素・酸素濃度測定」 「ＣＡＭＳによる格納容器水素・酸素濃度測定」
			格納容器水素濃度（Ａ系） 格納容器酸素濃度（Ａ系）	自主対策設備	
	－	代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※３ 可搬型代替交流電源設備※３ 常設代替直流電源設備※３ 可搬型直流電源設備※３ 代替所内電気設備※３	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理 65-12-2 にて整理 65-12-3 にて整理 65-12-4 にて整理 65-12-5 にて整理

※１：原子炉運転中は原子炉格納容器内を窒素ガス制御系により常時不活性化している。
※２：手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
※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：窒素ガス制御系は設計基準対象施設であり，重大事故等が発生した際に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。
※５：発電用原子炉起動前に格納容器フィルタベント系内は不活性化した状態とする。
※６：可搬式窒素供給装置による格納容器フィルタベント系の不活性化に用いる可搬式窒素供給装置は，発電用原子炉起動前に使用するものであり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

第1.10－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水素濃度制御による原子炉建物等の損傷防止	—	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置※1	重大事故等対処設備	65-8-1 にて整理
			静的触媒式水素処理装置入口温度※1 静的触媒式水素処理装置出口温度※1		65-13-1 にて整理
			原子炉建物原子炉棟		第 49 条にて整理
		原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度	重大事故等対処設備	65-8-2 にて整理 （シビアアクシデント） 「水素」
		代替電源による必要な設備への給電	常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※2		65-12-2 にて整理
			常設代替直流電源設備※2		65-12-3 にて整理
			可搬型直流電源設備※2		65-12-4 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理

※１：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。
※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「1.13　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。
※４：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／２）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
原子炉格納容器外への水素ガス漏えい抑制	—	原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェルへの注水（淡水／海水）	大量送水車 輪谷貯水槽（西１）※3 輪谷貯水槽（西２）※3 ホース・接続口 原子炉ウェル代替注水系　配管・弁 燃料プール冷却系　配管・弁 原子炉ウェル 燃料補給設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「注水-1」 「注水-4」 AM設備別操作要領書 「大量送水車による原子炉ウェル注水」 原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
水素ガス排出による原子炉建物等の損傷防止	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置 大型送水ポンプ車※4 ホース※4 放水砲※4 燃料補給設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （シビアアクシデント） 「水素」 原子力災害対策手順書 「水素爆発防止のための島根２号機原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル開放手順」 「原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置の操作手順」

※１：静的触媒式水素処理装置は，中央制御室運転員による操作不要の水素濃度制御設備である。
※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「1.13　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。
※４：手順は「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第 1.11－1 表　機能喪失を想定する設計基準対象施設と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	消火系による燃料プールへの注水（消火栓を使用した燃料プールへの注水の場合）	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁・注水ホース，代替注水ノズル，代替注水配管 燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」
		消火系による燃料プールへの注水（復水輸送系ラインを使用した燃料プールへの注水の場合）	補助消火ポンプ 消火ポンプ 補助消火水槽 ろ過水タンク 消火系　配管・弁 復水輸送系　配管・弁 燃料プール冷却系　配管・弁 燃料プール冷却系　スキマ・サージ・タンク 燃料プール 常設代替交流電源設備※2 可搬型代替交流電源設備※2 代替所内電気設備※2 非常用交流電源設備※2	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「燃料プール制御」 AM設備別操作要領書 「消火ポンプまたは補助消火ポンプによる燃料プール注水」

※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「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※４：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※５：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※６：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，対処設備，手順書一覧（２／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時，又は燃料プール水の小規模な漏えい発生時	燃料プール冷却系 残留熱除去系	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへの注水	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・接続口		65-9-1，65-19-1（系に含まれる）
			燃料プールスプレイ系　配管・弁		65-9-1（系に含まれる）
			常設スプレイヘッダ		65-9-1 にて整理
			燃料プール		65-9-1（系に含まれる）
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理
			可搬型ストレーナ		65-9-1，65-19-1（系に含まれる）
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
		燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・弁		65-9-1，65-19-1（系に含まれる）
			可搬型スプレイノズル		65-9-1 にて整理
			燃料プール		65-9-1（系に含まれる）
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理
			可搬型ストレーナ		65-9-1，65-19-1（系に含まれる）
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	「原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ」
	－	漏えい抑制	サイフォンブレイク機能	重大事故等対処設備	65-9-1（系に含まれる）

※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「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※４：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※５：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※６：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，対処設備，手順書一覧（３／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	－	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・接続口		65-9-1，65-19-1（系に含まれる）
			燃料プールスプレイ系　配管・弁		65-9-1（系に含まれる）
			常設スプレイヘッダ		65-9-1 にて整理
			燃料プール		65-9-1（系に含まれる）
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理
			可搬型ストレーナ		65-9-1，65-19-1（系に含まれる）
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
		燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・弁		65-9-1，65-19-1（系に含まれる）
			可搬型スプレイノズル		65-9-1 にて整理
			燃料プール		65-9-1（系に含まれる）
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理
			可搬型ストレーナ		65-9-1，65-19-1（系に含まれる）
			輪谷貯水槽（西１）※1※5 輪谷貯水槽（西２）※1※5	自主対策設備	
	－	漏えい緩和	シール材 接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ	自主対策設備	事故時操作要領書 （徹候ベース） 「燃料プール制御」 原子力災害対策手順書 「燃料プール漏えい緩和」
	－	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車	重大事故等対処設備	65-10-1 にて整理
			ホース		65-10-1（系に含まれる）
			放水砲		65-10-1 にて整理
			燃料補給設備※2		65-12-6 にて整理

「原子炉建物内ホース展張による燃料プールへの注水及びスプレイ」

「送水」

「放射

※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「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※４：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※５：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※６：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，対処設備，手順書一覧（４／４）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等時における燃料プールの監視	－	燃料プールの状態監視	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ） （燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「燃料プール制御」 65-9-3 にて整理 AM設備別操作要領書 「ＳＦＰ監視カメラ用冷却設備起動」
		代替電源による給電	常設代替交流電源設備※２ 可搬型代替交流電源設備※２ 代替所内電気設備※２ 所内常設蓄電式直流電源設備※２ 常設代替直流電源設備※２ 可搬型直流電源設備※２	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理 65-12-2 にて整理 65-12-5 にて整理 65-12-3 にて整理 65-12-4 にて整理
燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	全交流動力電源 原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※６	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	燃料プール冷却ポンプ 燃料プール 燃料プール冷却系熱交換器 燃料プール冷却系　配管・弁 燃料プール冷却系　スキマ・サージ・タンク 燃料プール冷却系　ディフューザ 原子炉補機代替冷却系※６ 常設代替交流電源設備※２ 代替所内電気設備※２	重大事故等対処設備	65-9-2 にて整理 65-9-2（系に含まれる） 65-9-2 にて整理 65-9-2（系に含まれる） 「ＦＰＣによる燃料プール除 65-5-3 にて整理 65-12-1 にて整理 65-12-5 にて整理
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※６	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 52 条にて整理

※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「1.12　発電所外への放射性物質の拡散を抑制する手順等」にて整備する。
※４：サイフォンブレイク機能は，操作及び確認を必要としないため，手順書として整備しない。
※５：「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」【解釈】１ｂ）項を満足するための代替淡水源（措置）
※６：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。

第 1.12－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 燃料プール内燃料体等の著しい損傷	－	大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車	重大事故等対処設備	65-10-1 にて整理
			ホース		65-10-1（系に含まれる）
			放水砲		65-10-1 にて整理
			取水口 取水管 取水槽		65-10-1（系に含まれる）
			燃料補給設備※1		65-12-6 にて整理
			ガンマカメラ サーモカメラ	自主対策設備	
		海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材 シルトフェンス 小型船舶	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 65-10-2 にて整理 「シルトフェンスによる海洋への放射性物質の拡散抑制」
原子炉建物周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への対応	大型送水ポンプ車	重大事故等対処設備	65-10-1 にて整理
			ホース		65-10-1（系に含まれる）
			放水砲 泡消火薬剤容器		65-10-1 にて整理
			取水口 取水管 取水槽		65-10-1（系に含まれる）
			燃料補給設備※1		65-12-6 にて整理
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車 小型動力ポンプ付水槽車 小型放水砲 泡消火薬剤容器 消火栓（ろ過水タンク，補助消火水槽） ろ過水タンク 補助消火水槽 純水タンク	自主対策設備	

※1：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.13－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備及び手順書一覧（１／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サプレッション・チェンバを水源とした対応	復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時）	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第46条にて整理
			高圧原子炉代替注水系（高圧原子炉代替注水ポンプ）	重大事故等対処設備	65-2-1にて整理 及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			原子炉隔離時冷却系（原子炉隔離時冷却ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第41条にて整理
			高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ・ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第39条にて整理
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第46条にて整理 バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
			低圧炉心スプレイ系（低圧炉心スプレイ・ポンプ） 残留熱除去系（残留熱除去ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第39条にて整理
		原子炉格納容器内の除熱	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第46条にて整理 の冷却等のための手順等」にて整備する。
			残留熱除去系（残留熱除去ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第39条にて整理
	－	原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第46条にて整理
			残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）	重大事故等対処設備	65-5-4にて整理 及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（２／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時）	復水貯蔵タンク 原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉圧力容器 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管・弁 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁・ストレーナ 原子炉浄化系配管 所内常設蓄電式直流電源設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等
		高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時）	復水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ・ポンプ 原子炉圧力容器 主蒸気系　配管・弁 高圧炉心スプレイ系　配管・弁・ストレーナ・スパージャ 原子炉浄化系　配管 非常用交流電源設備※1	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「水位確保」等
		制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時）	復水貯蔵タンク 制御棒駆動水圧系（制御棒駆動水圧ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（３／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
復水貯蔵タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	復水貯蔵タンク 復水輸送系（復水輸送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	復水貯蔵タンク 復水輸送系（復水輸送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	復水貯蔵タンク 復水輸送系（復水輸送ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（４／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
低圧原子炉代替注水槽を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧原子炉代替注水槽 低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）	重大事故等対処設備	65-11-1 にて整理 65-4-1 にて整理 材圧 電用 手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代替注水槽 格納容器代替スプレイ系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）	重大事故等対処設備	65-11-1 にて整理 65-6-1 にて整理 容器 等」 にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水槽 ペデスタル代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）	重大事故等対処設備	65-11-1 にて整理 65-7-1 にて整理 容器 るため の手順等」にて整備する。

※１：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※２：本条文【解釈】１ b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（５／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
補助消火水槽を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	補助消火水槽 消火系（補助消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	補助消火水槽 消火系（補助消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	補助消火水槽 消火系（補助消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水	補助消火水槽 消火系（補助消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（６／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
ろ過水タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	ろ過水タンク 消火系（消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 消火系（消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 消火系（消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水	ろ過水タンク 消火系（消火ポンプ）	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
		ろ過水タンクを水源とした送水	ろ過水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	ろ過水タンク 低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	ろ過水タンク 格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	ろ過水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備※1	自主対策設備	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」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	ろ過水タンク 格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等） ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	ろ過水タンク 原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水／スプレイ	ろ過水タンク 燃料プールスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（７／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした送水	大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理 65-4-2，65-6-2，65-7-2，65-7-3，65-9-1，65-11-2，65-19-1（系に含まれる） 65-12-6 にて整理 65-11-4 にて整理 65-12-1 にて整理 65-12-2 にて整理
			輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	65-4-2，65-19-1 にて整理 65-4-2，65-19-1（系に含まれる） 原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
			輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	
		原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	65-6-2，65-19-1 にて整理 65-6-2，65-19-1（系に含まれる） にて整備する。
			輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	
	－	第１ベントフィルタスクラバ容器への補給	大量送水車 ホース・接続口 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	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」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	65-7-3，65-19-1 にて整理 65-7-3，65-19-1（系に含まれる）
			ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）		65-7-2，65-19-1 にて整理 65-7-2，65-19-1（系に含まれる）
			輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	
		原子炉ウェルへの注水	原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等） 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水／スプレイ	燃料プールスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	65-9-1，65-19-1 にて整理 65-9-1，65-19-1（系に含まれる）
			輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（８／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
純水タンクを水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	純水タンクを水源とした送水	純水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水」
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	純水タンク 低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	純水タンク 格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
		第1ベントフィルタスクラバ容器への補給	純水タンク 大量送水車 ホース・接続口 燃料補給設備※1	自主対策設備	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」及び「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器下部への注水	純水タンク 格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等） ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉ウェルへの注水	純水タンク 原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水	純水タンク 燃料プールスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（９／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	サプレッション・チェンバ 復水貯蔵タンク	海を水源とした送水	大量送水車	重大事故等対処設備	65-11-3，65-19-1 にて整理
			ホース・接続口 非常用取水設備 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	65-4-2，65-6-2，65-7-2，65-7-3，65-9-1，65-11-2，65-11-3，65-19-1（系に含まれる） 65-11-3（系に含まれる） 65-12-6 にて整理
			大型送水ポンプ車	自主対策設備	
		原子炉圧力容器への注水（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	65-11-3，65-19-1 にて整理 65-4-2（系に含まれる） 力用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整備する。
		原子炉格納容器内の冷却	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	65-11-3，65-19-1 にて整理 65-6-2（系に含まれる） 内にて整備する。
	－	原子炉格納容器下部への注水	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等） ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	65-11-3，65-19-1 にて整理 65-7-3（系に含まれる） 65-11-3，65-19-1 にて整理 65-7-2（系に含まれる） 下ため
		原子炉ウェルへの注水	原子炉ウェル代替注水系（大量送水車，ホース・接続口等）	自主対策設備	手順は「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。
		燃料プールへの注水／スプレイ	燃料プールスプレイ系（大量送水車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	65-11-3，65-19-1 にて整理 65-9-1（系に含まれる） 蔵等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（１０／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
海を水源とした対応	－	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による冷却水の確保	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）（原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機海水ポンプ）	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 52 条にて整理 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。
		最終ヒートシンク（海）への代替熱輸送	原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交換設備，大型送水ポンプ車，ホース・接続口等）	重大事故等対処設備	65-5-3 にて整理 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。
		大気への放射性物質の拡散抑制	大型送水ポンプ車 放水砲 ホース 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	65-10-1 にて整理 65-10-1（系に含まれる） 65-12-6 にて整理 手順は「1.13 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」にて整備する。
		航空機燃料火災への泡消火	大型送水ポンプ車 ホース 放水砲 泡消火薬剤容器 燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	65-10-1 にて整理 65-10-1（系に含まれる） 65-10-1 にて整理 65-12-6 にて整理 手順は「1.13 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」にて整備する。
ほう酸水貯蔵タンクを水源とした対応	－	原子炉圧力容器へのほう酸水注入	ほう酸水貯蔵タンク ほう酸水注入系（ほう酸水注入ポンプ）	重大事故等対処設備	第 24 条，65-2-3 にて整理 手順は「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」及び「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（１１／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
低圧原子炉代替注水槽へ水を補給するための対応	－	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした補給（淡水／海水）	大量送水車	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理
			ホース・接続口	重大事故等対処設備	65-11-2，65-19-1（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水槽	重大事故等対処設備	65-11-1 にて整理
			燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	重大事故等対処設備	65-11-4 にて整理
			常設代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-2 にて整理
			輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース・接続口 低圧原子炉代替注水槽 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		海を水源とした補給	大量送水車	重大事故等対処設備	65-11-3，65-19-1 にて整理
			非常用取水設備	重大事故等対処設備	65-11-3（系に含まれる）「補給」
			ホース・接続口	重大事故等対処設備	65-11-2，65-11-3，65-19-1（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水槽	重大事故等対処設備	65-11-1 にて整理
			燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理
			大型送水ポンプ車	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（１２／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）へ水を補給するための対応	－	輪谷貯水槽（東１）又は輪谷貯水槽（東２）から輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）への補給	大量送水車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2 輪谷貯水槽（東１） 輪谷貯水槽（東２） ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）への海水補給	大量送水車 非常用取水設備 ホース 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-11-3 にて整理 「海水を利用した水源の補給」 65-11-3（系に含まれる） 65-12-6 にて整理 65-11-4 にて整理 65-12-1 にて整理 65-12-2 にて整理
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	
復水貯蔵タンクへ水を補給するための対応	－	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした補給（淡水／海水）	大量送水車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		淡水タンクを水源とした補給	淡水タンク 大量送水車 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「大量送水車を使用した送水／補給」
		海を水源とした補給	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（１３／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の水源切替え	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理（ベース） 「水位確保」等
			原子炉隔離時冷却系	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 41 条にて整理
			高圧炉心スプレイ系	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 39 条にて整理
			復水貯蔵タンク	自主対策設備	
		低圧原子炉代替注水槽へ補給する水源の切替え	大量送水車	重大事故等対処設備	65-11-3，65-19-1 にて整理
			非常用取水設備 ホース	重大事故等対処設備	「大量送水車を使用した送水」 65-11-3（系に含まれる）
			低圧原子炉代替注水槽	重大事故等対処設備	65-11-1 にて整理
			燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	重大事故等対処設備	65-11-4 にて整理
			常設代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-2 にて整理
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2 淡水タンク	自主対策設備	
		輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）へ補給する水源の切替え	大量送水車	重大事故等対処設備	65-11-3 にて整理
			非常用取水設備 ホース	重大事故等対処設備	「海水を利用した水源の補給」 65-11-3（系に含まれる） 「大量送水車を使用した送水」
			燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	重大事故等対処設備	65-11-4 にて整理
			常設代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-2 にて整理
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2 輪谷貯水槽（東１） 輪谷貯水槽（東２）	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（１４／１５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）から海への切替え	大量送水車	重大事故等対処設備	65-11-3，65-19-1 にて整理
			非常用取水設備 ホース	重大事故等対処設備	「海水を利用した水源の補給」 65-11-3（系に含まれる） 「大量送水車を使用した送水
			燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	重大事故等対処設備	65-11-4 にて整理
			常設代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-2 にて整理
			大型送水ポンプ車 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	
		復水貯蔵タンクへ補給する水源の切替え	大型送水ポンプ車 大量送水車 非常用取水設備 輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2 淡水タンク ホース 復水貯蔵タンク 燃料補給設備※1 構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上） 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」
		外部水源から内部水源への切替え（外部水源（低圧原子炉代替注水槽）から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え）	低圧原子炉代替注水槽	重大事故等対処設備	65-11-1 にて整理 「アク
			サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理 「注水 2」
			低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）	重大事故等対処設備	65-4-1 にて整理
			残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）	重大事故等対処設備	65-5-4 にて整理
		外部水源から内部水源への切替え（外部水源（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））から内部水源（サプレッション・チェンバ）への切替え）	サプレッション・チェンバ	重大事故等対処設備	第 46 条にて整理 「アク
			ペデスタル代替注水系（可搬型）（大量送水車，ホース 接続口等）	重大事故等対処設備	65-19-1 にて整理 65-7-2（系に含まれる）
			残留熱代替除去系（残留熱代替除去ポンプ）	重大事故等対処設備	65-5-4 にて整理
			燃料補給設備※1	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理
			構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	重大事故等対処設備	65-11-4 にて整理
			常設代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-2 にて整理
			輪谷貯水槽（西１）※2 輪谷貯水槽（西２）※2	自主対策設備	

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

対応手段，対処設備及び手順書一覧（１５／１５）

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対処設備	対応 手段	対処設備		手順書
水源を切り替えるための対応	－	海から 淡水タンクへの切替え	大量送水車 大型送水ポンプ車 非常用取水設備 ろ過水タンク ホース 燃料補給設備※1	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「海水を利用した水源の補給」 「大量送水車を使用した送水／補給」

※1：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
※2：本条文【解釈】1 b)項を満足するための代替淡水源（措置）

第 1.14－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
重大事故等対処設備（設計基準拡張）	－	非常用交流電源設備による給電	非常用ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（微候ベース） 第 58，59 条にて整理 「電源復旧」
			非常用ディーゼル発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線ＨＰＣＳ系電路		第 58，59 条（系に含まれる）
			原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※1		第 52 条にて整理
			高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）※1		第 53 条にて整理
			非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ		第 60 条にて整理
			非常用ディーゼル発電機燃料移送系　配管・弁 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁		第 60 条（系に含まれる）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備	第 60 条にて整理
		非常用直流電源設備による給電	高圧炉心スプレイ系蓄電池※2 高圧炉心スプレイ系充電器	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（微候ベース） 第 61，62 条にて整理 「電源復旧」
			高圧炉心スプレイ系蓄電池及び充電器～直流母線電路		第 61，62 条（系に含まれる）
			Ａ－115V 系蓄電池※2 Ｂ－115V 系蓄電池※2	重大事故等対処設備	第 61，62 条にて整理
			Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）※2 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）※2		第 61 条にて整理
			Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池※2 Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池※2 Ａ－115V 系充電器 Ｂ－115V 系充電器		第 61，62 条にて整理
			Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） 230V 系充電器（ＲＣＩＣ）		第 61 条にて整理
			Ａ－原子炉中性子計装用充電器 Ｂ－原子炉中性子計装用充電器		第 61，62 条にて整理
			Ａ－115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 Ｂ－115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路		第 61，62 条（系に含まれる）
			Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び充電器～直流母線電路 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）及び充電器～直流母線電路		第 61 条（系に含まれる）
			Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路 Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池及び充電器～直流母線電路		第 61，62 条（系に含まれる）

※１：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。
※２：Ａ－115V 系蓄電池，Ｂ－115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替交流電源設備による給電	非常用交流電源設備（全交流動力電源喪失）	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	→	事故時操作要領書（徴候ベース） 65-12-1 にて整理 「外部電源喪失時対応手順」
			ガスタービン発電機用燃料移送系　配管・弁	→	65-12-1（系に含まれる） AM設備別操作要領書 「ＧＴＧによるＣ，Ｄ－Ｍ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」
			ガスタービン発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ１コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ２コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路	重大事故等対処設備	65-12-5（系に含まれる）
			ガスタービン発電機用軽油タンク	→	65-12-6 にて整理
		号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル（常設） 号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線Ａ系～非常用高圧母線Ｃ系電路 号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線Ｂ系～非常用高圧母線Ｄ系電路 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（可搬型）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通によるＣ，Ｄ－Ｍ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用したＭ／Ｃ　Ｃ系又はＭ／Ｃ　Ｄ系電源確保」
		可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車	→	65-12-2 にて整理
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路	重大事故等対処設備	65-12-2，65-12-5（系に含まれる） 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したＭ／ＣＣ系又はＭ／Ｃ　Ｄ系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
			ガスタービン発電機用軽油タンク	→	65-12-6 にて整理
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	→	65-12-6（系に含まれる）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	→	65-12-6 にて整理
			ホース	→	65-12-6（系に含まれる）
			タンクローリ	→	65-12-6 にて整理

※１：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。
※２：Ａ－115V 系蓄電池，Ｂ－115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（３／５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
代替直流電源設備による給電	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	所内常設蓄電式直流電源設備による給電	Ｂ－115V 系蓄電池※2 Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）※2 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）※2 ＳＡ用 115V 系蓄電池※2 Ｂ－115V 系充電器 Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） 230V 系充電器（ＲＣＩＣ） ＳＡ用 115V 系充電器	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」 65-12-3 にて整理 「Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）によるＢ－115V 系直流盤受電」 「充電器復旧，中央監視計器復旧」
			Ｂ－115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路 Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び充電器～直流母線電路 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）及び充電器～直流母線電路 ＳＡ用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路		65-12-3（系に含まれる）
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （常設直流電源系統喪失）	常設代替直流電源設備による給電	ＳＡ用 115V 系蓄電池※2 ＳＡ用 115V 系充電器	重大事故等対処設備	65-12-3 にて整理 （徴候ベース）
			ＳＡ用 115V 系蓄電池及び充電器～直流母線電路		65-12-3（系に含まれる） AM設備別操作要領書 「ＳＡ用 115V 系蓄電池によるＢ－115V 系直流盤受電」
	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	可搬型直流電源設備による給電	高圧発電機車	重大事故等対処設備	65-12-2 にて整理
			Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ） ＳＡ用 115V 系充電器		65-12-3 にて整理 「電源復旧」
			230V 系充電器（常用）		65-12-4 にて整理 「高圧発電機車によるＳＡ－Ｌ／Ｃ，Ｃ／Ｃ受電」 「充電器復旧，中央監視計器復旧」
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～直流母線電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～直流母線電路		65-12-2，65-12-3，65-12-4，65-12-5（系に含まれる） メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用Ｍ
			ガスタービン発電機用軽油タンク		65-12-6 にて整理
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁		65-12-6（系に含まれる）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		65-12-6 にて整理 確保」
			ホース		65-12-6（系に含まれる）
			タンクローリ		65-12-6 にて整理
		直流給電車による給電	高圧発電機車 直流給電車 115V 直流給電車 230V 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 直流給電車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～直流母線電路 高圧発電機車～直流給電車～直流給電車接続プラグ収納箱（廃棄物処理建物南側）電路 直流給電車接続プラグ収納箱（廃棄物処理建物南側）～直流母線電路 ガスタービン発電機用軽油タンク ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁 非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク ホース タンクローリ	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「直流給電車による直流盤受電」 原子力災害対策手順書 「直流給電車を使用した直流盤電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」

※１：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。
※２：Ａ－115V 系蓄電池，Ｂ－115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（４／５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	非常用交流電源設備 （全交流動力電源喪失） 非常用直流電源設備 （蓄電池枯渇）	号炉間連絡ケーブルを使用した直流電源確保	号炉間連絡ケーブル	自主対策設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「低圧電源融通」
代替所内電気設備による給電	非常用所内電気設備	代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ メタクラ切替盤 緊急用メタクラ接続プラグ盤 高圧発電機車接続プラグ収納箱 ＳＡロードセンタ ＳＡ１コントロールセンタ ＳＡ２コントロールセンタ 充電器電源切替盤 ＳＡ電源切替盤	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 65-12-5 にて整理／Ｃ，Ｃ／Ｃ受電」 「主要弁の電源切替」 「高圧発電機車によるＳＡ－Ｌ／Ｃ，Ｃ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 65-12-5（系に含まれる）の現場起動による電源確保」 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの電源確保」 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用した緊急用Ｍ／Ｃ電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
			重大事故操作盤 非常用高圧母線Ｃ系 非常用高圧母線Ｄ系		
			非常用コントロールセンタ切替盤	自主対策設備	
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機 ガスタービン発電機用サービスタンク ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 65-12-1 にて整理 「外部電源喪失時対応手順」 65-12-1（系に含まれる）
			ガスタービン発電機用燃料移送系　配管・弁		
			ガスタービン発電機～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ１コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～ＳＡロードセンタ～ＳＡ２コントロールセンタ電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～原子炉補機代替冷却系電路 ガスタービン発電機～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～原子炉補機代替冷却系電路		AM設備別操作要領書 「ＧＴＧによるＣ，Ｄ－Ｍ／Ｃ受電」 原子力災害対策手順書 「ガスタービン発電機の現場起動による電源確保」 65-12-5（系に含まれる）
			ガスタービン発電機用軽油タンク		65-12-6 にて整理

※１：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。
※２：Ａ－115V 系蓄電池，Ｂ－115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

対応手段，対処設備，手順書一覧（５／５）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
非常用ディーゼル発電機機能喪失時の代替交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による給電	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書（徴候ベース） 第 58，59 条にて整理 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」
			高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）※1	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 53 条にて整理 AM設備別操作要領書
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 60 条にて整理 「高圧発電機車によるC，D－M／C受電」
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送系配管・弁	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	第 60 条（系に含まれる）
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備	第 60 条にて整理
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線ＨＰＣＳ系～常用高圧母線Ａ系～非常用高圧母線Ｃ系電路 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機～非常用高圧母線ＨＰＣＳ系～常用高圧母線Ａ系～常用高圧母線Ｂ系～非常用高圧母線Ｄ系電路	自主対策設備	
		号炉間電力融通電気設備による給電	号炉間電力融通ケーブル（常設） 号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線Ａ系～非常用高圧母線Ｃ系電路 号炉間電力融通ケーブル（常設）～常用高圧母線Ｂ系～非常用高圧母線Ｄ系電路 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（可搬型）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路	自主対策設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「号炉間融通による　C，D－M／C受電」 原子力災害対策手順書 「号炉間電力融通ケーブルを使用したM／C　C系又はM／C　D系電源確保」
		可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車	重大事故等対処設備	65-12-2 にて整理 事故時操作要領書（徴候ベース）
			高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車～高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車～緊急用メタクラ接続プラグ盤電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～非常用高圧母線Ｃ系及びＤ系電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物西側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路 高圧発電機車接続プラグ収納箱（原子炉建物南側）～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路 緊急用メタクラ接続プラグ盤～ＳＡ１コントロールセンタ及びＳＡ２コントロールセンタ電路	重大事故等対処設備	「外部電源喪失時対応手順」 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「高圧発電機車によるC，D－M／C受電」 原子力災害対策手順書 「高圧発電機車による緊急用メタクラ接続プラグ盤からの 65-12-2，65-12-5（系に含まれる） 「高圧発電機車によるメタクラ切替盤を使用したM／C　C系又はM／C　D系電源確保」 「タンクローリから各機器等への給油」
			ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	重大事故等対処設備	65-12-6（系に含まれる）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理
			ホース	重大事故等対処設備	65-12-6（系に含まれる）
			タンクローリ	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理
燃料の補給	—	燃料補給設備による給油	ガスタービン発電機用軽油タンク	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理
			ガスタービン発電機用軽油タンクドレン弁	重大事故等対処設備	65-12-6（系に含まれる）
			非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理 「タンクローリから各機器等への給油」
			ホース	重大事故等対処設備	65-12-6（系に含まれる）
			タンクローリ	重大事故等対処設備	65-12-6 にて整理

※１：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。
※２：Ａ－115V 系蓄電池，Ｂ－115V 系蓄電池，ＳＡ用 115V 系蓄電池，高圧炉心スプレイ系蓄電池，Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池，Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）及び 230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）からの給電は，運転員による操作不要の動作である。

第 1.15－1 表　事故時に必要な計装に関する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／２）

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備		手順書
監視機能喪失時	計器の故障	他チャンネルによる計測	主要パラメータの他チャンネルの重要計器	重大事故等対処設備	65-13-1 にて整理 「重要計器の監視・復旧」
			主要パラメータの他チャンネルの常用計器	自主対策設備	
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等対処設備	65-13-1 にて整理
			常用代替計器	自主対策設備	
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等対処設備	65-13-1 にて整理 「重要計器の監視・復旧」
			常用代替計器	自主対策設備	
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等対処設備	65-13-3 にて整理（ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「可搬型計測器による計測」
計器電源喪失時	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源（交流）からの給電	常設代替交流電源設備	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理（ベース）
			可搬型代替交流電源設備		65-12-2 にて整理 「電源復旧」
			代替所内電気設備		65-12-5 にて整理
			号炉間電力融通電気設備	自主対策設備	
		代替電源（直流）からの給電	所内常設蓄電式直流電源設備	重大事故等対処設備	65-12-3 にて整理
			常設代替直流電源設備		
			可搬型直流電源設備		65-12-4 にて整理
			直流給電車	自主対策設備	
		設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電	常設代替直流電源設備	重大事故等対処設備	65-12-3 にて整理（ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「重要計器の電源切替」
		可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等対処設備	65-13-3 にて整理（ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「可搬型計測器による計測」

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／２）

分類	機能喪失を想定する重大事故等対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	－	パラメータ記録	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）（ＳＰＤＳデータ収集サーバ，ＳＰＤＳ伝送サーバ，ＳＰＤＳデータ表示装置）	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 65-17-1 にて整理 タ記録結果の保存」
			運転監視用計算機	自主対策設備	－
			中央制御室記録計		

第 1.15－4 表　補助パラメータ（１／２）

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
電源関係	220kV 第２原子力幹線１Ｌ送電電圧	外部電源の受電状態を確認するパラメータ
	220kV 第２原子力幹線２Ｌ送電電圧	
	66kV 鹿島支線電圧	
	Ｃ－メタクラ母線電圧※1	65-13-2 にて整理
	Ｄ－メタクラ母線電圧※1	65-13-2 にて整理
	Ｃ－メタクラ母線電圧（他号炉）	非常用高圧母線の受電状態を確認するパラメータ
	Ｄ－メタクラ母線電圧（他号炉）	
	ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧※1	
	Ｃ－ロードセンタ母線電圧※1	65-13-2 にて整理
	Ｄ－ロードセンタ母線電圧※1	65-13-2 にて整理
	Ｃ－ロードセンタ母線電圧（他号炉）	非常用低圧母線のロードセンタの受電状態を確認するパラメータ
	Ｄ－ロードセンタ母線電圧（他号炉）	
	Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）電圧	直流電源の受電状態を確認するパラメータ
	Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）電圧※1	65-13-2 にて整理
	Ｂ－115V 系充電器電圧	
	Ａ－115V 系直流盤母線電圧※1	65-13-2 にて整理
	Ｂ－115V 系直流盤母線電圧※1	65-13-2 にて整理
	230V 系直流盤（ＲＣＩＣ）母線電圧	
	230V 系直流盤（常用）母線電圧※1	65-13-2 にて整理
	ＳＡ用 115V 系充電器電圧	
	230V 系充電器（ＲＣＩＣ）電圧	
	230V 系充電器（常用）電圧	
	Ａ－115V 系充電器電圧	
	Ｂ－115V 系直流盤（ＳＡ）母線電圧	
	高圧炉心スプレイ系直流盤母線電圧	
	ＳＡ対策設備用分電盤（２）母線電圧	
	ＳＡ用 115V 系充電器盤蓄電池電圧※1	65-13-2 にて整理
	Ａ－原子炉中性子計装用充電器盤母線電圧	
	Ｂ－原子炉中性子計装用充電器盤母線電圧	
	ディーゼル発電機電圧	非常用ディーゼル発電機等の運転状態を確認するパラメータ
	ディーゼル発電機周波数	
	ディーゼル発電機電力	
	ディーゼル発電機電圧（他号炉）	
	ディーゼル発電機周波数（他号炉）	
	ディーゼル発電機電力（他号炉）	
	ＨＰＣＳ－ディーゼル発電機電圧	
	ＨＰＣＳ－ディーゼル発電機電力	
	ＨＰＣＳ－ディーゼル発電機周波数	
	ガスタービン発電機電圧	代替電源設備の運転状態を確認するパラメータ
	ガスタービン発電機電流	
	ガスタービン発電機電力	
	高圧発電機車電圧	
	高圧発電機車周波数	
	直流給電車電圧	
	緊急用メタクラ電圧※1	緊急用メタクラの受電状態を確認するパラメータ 65-13-2 にて整理
	ＳＡロードセンタ母線電圧※1	ＳＡロードセンタの受電状態を確認するパラメータ
	ディーゼル燃料デイタンクレベル	燃料の確保状態を確認するパラメータ
	ディーゼル燃料貯蔵タンクレベル	
	タンクローリ油タンクレベル	
	ガスタービン発電機用軽油タンク油面	
	各機器油タンクレベル	
補機関係	高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	高圧原子炉代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力	
	高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力	
	高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	
	可搬型回転計	原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉隔離時冷却系タービン入口圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン排気圧力	
	原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力	
	原子炉隔離時冷却系タービン回転速度	
	復水貯蔵タンク水位	復水輸送ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	復水輸送ポンプ出口ヘッダ圧力	
	ＲＰＶ／ＰＣＶ注入流量	
	ペデスタル注入流量	
	消火ポンプ出口圧力	消火ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	移動式代替熱交換設備淡水ポンプ出口圧力	移動式代替熱交換設備の運転状態を確認するパラメータ
	大量送水車ポンプ出口圧力	大量送水車の運転状態を確認するパラメータ
	大型送水ポンプ車出口圧力	大型送水ポンプ車の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水注入ポンプ出口圧力	ほう酸水注入系の運転状態を確認するパラメータ
	ほう酸水貯蔵タンク液位	

※１：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては，重大事故等対処設備とする。

第 1.15－4 表　補助パラメータ（２／２）

分類	補助パラメータ	補助パラメータの分類理由
補機関係	非常用ガス処理系排ガス・モニタ	耐圧強化ベントラインの運転状態を確認するパラメータ
その他	制御棒駆動水圧系系統流量	制御棒駆動水圧系の動作状態を確認するパラメータ
	制御棒駆動水圧系充てん水ヘッダ圧力	
	制御棒駆動水圧系駆動水差圧	
	ＡＤＳ用N_2ガス減圧弁二次側圧力※1	逃がし安全弁の作動状態を確認するパラメータ
	N_2ガスボンベ圧力※1	65-13-2 にて整理
	窒素ガス代替供給系窒素ガスボンベ圧力	
	窒素ガス代替供給系窒素ガス供給圧力	
	ドライウェル床ドレンサンプ水位	原子炉冷却材の漏えいを確認するパラメータ
	残留熱除去系配管周囲温度	
	原子炉隔離時冷却系配管周囲温度	
	スクラバ水ｐＨ	格納容器フィルタベント系の運転状態を確認するパラメータ
	薬液タンク水位	原子炉格納容器内のｐＨを確認するパラメータ
	ＦＣＳ系統入口流量	可燃性ガス濃度制御系の運転状態を確認するパラメータ
	ブロワ入口圧力	
	ＦＣＳブロワ入口流量	
	再結合器ガス温度	
	ＦＣＳ加熱器ガス温度	
	ＦＣＳ加熱器出口温度	
	ＦＣＳ加熱器壁温度	
	ＦＣＳ再結合器壁温度	
	非常用ガス処理系系統流量	非常用ガス処理系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉給水流量	復水・給水系の運転状態を確認するパラメータ
	ＲＦＰ出口ヘッダ圧力	
	復水器真空度	
	原子炉浄化系系統流量	原子炉浄化系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉浄化系系統入口温度	
	原子炉浄化系非再生熱交出口温度	
	残留熱代替除去ポンプ出口流量	残留熱代替除去系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力※1	原子炉 65-13-2 にて整理 確認するパラメータ
	原子炉補機冷却系常用流量	
	ＲＣＷ熱交換器出口温度※1	65-13-2 にて整理
	ＲＣＷサージタンク水位※1	
	原子炉補機海水ポンプ出口圧力	原子炉補機海水ポンプの動作状態を確認するパラメータ
	原子炉ウェル水位	原子炉ウェル代替注水系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉棟排気高レンジモニタ	原子炉建物の放射線量率を確認するパラメータ
	換気系モニタ	
	燃料取替階放射線モニタ	燃料プールの状態を確認するパラメータ
	燃料プールスプレイ流量	
	スキマサージタンク水位	
	燃料プール冷却ポンプ出口流量	
	純水タンク水位	代替水源の確保状態を確認するパラメータ
	ろ過水タンク水位	
	１号ろ過水タンク水位	
	非常用ろ過水タンク水位	
	補助消火水槽水位	
	輪谷貯水槽（西１）	
	輪谷貯水槽（西２）	
	輪谷貯水槽（東１）	
	輪谷貯水槽（東２）	
	モニタリング・ポスト	屋外の放射線量を確認するパラメータ

※1：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては，重大事故等対処設備とする。

第 1.16－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧（１／３）

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	居住性の確保	中央制御室遮蔽	重大事故等対処設備	遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからＬＣＯ対象とはしない（保安規定変更に係る基本方針 4.3-(1)）
		再循環用ファン チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン 非常用チャコール・フィルタ・ユニット		事故時操作要領書（シビアアク 65-14-1 にて整理 「注水－１」
		中央制御室換気系弁 （中央制御室外気取入調節弁，中央制御室給気外側隔離弁，中央制御室給気内側隔離弁，中央制御室排気内側隔離弁，中央制御室排気外側隔離弁） 中央制御室換気系ダクト		AM設備別操作要領書 65-14-1（系に含まれる） 「 保」
		中央制御室待避室遮蔽		遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからＬＣＯ対象とはしない（保安規定変更に係る基本方針 4.3-(1)）
		中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）		65-14-1 にて整理 アク
		中央制御室待避室正圧化装置（配管・弁）		65-14-1（系に含まれる） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		ＬＥＤライト（三脚タイプ）		65-14-1 にて整理 ベース） 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」
		中央制御室差圧計		65-14-1 にて整理 アクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「ＭＣＲによる居住性確保」
		待避室差圧計		65-14-1 にて整理 アクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／３）

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	居住性の確保	酸素濃度計 二酸化炭素濃度計	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース） 65-14-1 にて整理 「電源復旧」 AM設備別操作要領書 「中央制御室の居住性確保」 事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		無線通信設備（固定型）	重大事故等対処設備	65-17-1 にて整理
		無線通信設備（固定型）（屋外アンテナ）	重大事故等対処設備	65-17-1（系に含まれる）
		衛星電話設備（固定型）	重大事故等対処設備	65-17-1 にて整理
		衛星電話設備（固定型）（屋外アンテナ）	重大事故等対処設備	65-17-1（系に含まれる）
		プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	重大事故等対処設備	65-14-1 にて整理 アクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」
		常設代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理
		可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-2 にて整理
		代替所内電気設備※1	重大事故等対処設備	65-12-5 にて整理
		非常用照明	自主対策設備	－
		ＬＥＤライト（ランタンタイプ）	資機材	事故時操作要領書（シビアアクシデント） 「注水－１」 AM設備別操作要領書 「待避室の居住性確保」

※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，対処設備，手順書一覧（３／３）

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	汚染の持ち込み防止	常設代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	65-12-1 にて整理
		可搬型代替交流電源設備※1		65-12-2 にて整理
		代替所内電気設備※1		65-12-5 にて整理
		防護具（全面マスク等）及びチェンジングエリア用資機材	資機材	原子力災害対策手順書「中央制御室チェンジングエリアの設営及び運用」
－	運転員等の被ばく低減	非常用ガス処理系排気ファン 前置ガス処理装置 後置ガス処理装置	重大事故等対処設備	AM設備別操作要領書 第 51 条にて整理 質除去」
		非常用ガス処理系配管・弁 非常用ガス処理系排気管		第 51 条（系に含まれる）
		原子炉建物原子炉棟		第 49 条にて整理
		原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置		65-14-2 にて整理
		常設代替交流電源設備※1		65-12-1 にて整理
		可搬型代替交流電源設備※1		65-12-2 にて整理
		代替所内電気設備※1		65-12-5 にて整理

※１　手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.17－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	放射線量の測定	モニタリング・ポスト	自主対策設備	－
モニタリング・ポスト （放射線量の測定）	放射線量の代替測定	可搬式モニタリング・ポスト データ表示装置	重大事故等対処設備 65-15-1 にて整理 65-15-1（系に含まれる）	手順書 「モニタリング・ポストによる放射線量の代替測定」
－	空気中の放射性物質の濃度の測定	放射能観測車 採取装置：ダスト・よう素サンプラ 測定装置：よう素モニタ ：ダストモニタ	自主対策設備	原子力災害対策手順書 「放射能観測車による空気中の放射性物質の濃度の測定」
放射能観測車 （空気中の放射性物質の濃度の測定）	空気中の放射性物質の濃度の代替測定	放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンプラ 測定装置：ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ：GM汚染サーベイ・メータ	重大事故等対処設備 65-15-1 にて整理	手順書 「放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定」
－	気象観測項目の測定	気象観測設備	自主対策設備	－
気象観測設備 （風向，風速その他の気象条件の測定）	気象観測項目の代替測定	可搬式気象観測装置 データ表示装置	重大事故等対処設備 65-15-1 にて整理 65-15-1（系に含まれる）	手順書 「放射能測定装置による気象観測項目の代替測定」
－	放射線量の測定	可搬式モニタリング・ポスト データ表示装置 放射能測定装置 測定装置：電離箱サーベイ・メータ 小型船舶	重大事故等対処設備 65-15-1 にて整理 65-15-1（系に含まれる） 65-15-1 にて整理 65-10-2 にて整理	手順書 「モニタリング・ポストによる放射線量の測定」 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」 「海上モニタリング測定」
	放射性物質の濃度（空気中，水中，土壌中）の測定	放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンプラ 測定装置：ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ：GM汚染サーベイ・メータ ：α・β線サーベイ・メータ	重大事故等対処設備 65-15-1 にて整理	原子力災害対策手順書 「放射能測定装置等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定」
		Ｇｅ核種分析装置 GM計数装置 ＺｎＳシンチレーション計数装置	自主対策設備	
	海上モニタリング	小型船舶 放射能測定装置 採取装置：可搬式ダスト・よう素サンプラ 測定装置：ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ ：GM汚染サーベイ・メータ ：α・β線サーベイ・メータ ：電離箱サーベイ・メータ	65-10-2 にて整理 重大事故等対処設備 65-15-1 にて整理	手順書 「海上モニタリング測定」
	バックグラウンドの低減対策	検出器保護カバー 養生シート 遮蔽材	資機材	原子力災害対策手順書 「モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策」 「可搬式モニタリング・ポストのバックグラウンド低減対策」 「放射性物質の濃度の測定時のバックグラウンド低減対策」
	モニタリング・ポストの代替電源	非常用ディーゼル発電機	重大事故等対処設備（設計基準拡張） 第 58，59 条にて整理	－
		無停電電源装置 非常用発電機	自主対策設備	－
非常用ディーゼル発電機	モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電	常設代替交流電源設備 代替所内電気設備	重大事故等対処設備 65-12-1 にて整理 65-12-5 にて整理	－※1

※1：全交流動力電源喪失時に代替交流電源設備として使用する。手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.18－1表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段，対処設備，手順書一覧

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
－	－	居住性の確保	緊急時対策所	重大事故等対処設備	65-16-1（系に含まれる）
			緊急時対策所遮蔽		遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことからＬＣＯ対象とはしない（保安規定変更に係る基本方針 4.3-(1)）
			緊急時対策所空気浄化送風機 緊急時対策所空気浄化フィルタユニット		65-16-1 にて整理
			緊急時対策所正圧化装置（配管・弁） 緊急時対策所正圧化装置可搬型配管・弁 緊急時対策所空気浄化装置（配管・弁） 緊急時対策所空気浄化装置用可搬型ダクト		65-16-1（系に含まれる）
			緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）		65-16-1 にて整理
			可搬式エリア放射線モニタ		65-15-1 にて整理
			可搬式モニタリング・ポスト※1		
			酸素濃度計 二酸化炭素濃度計 差圧計		65-16-1 にて整理
					緊急時対策所運用手順書
	－	必要な指示及び通信連絡	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ） 衛星電話設備（携帯型）※2 衛星電話設備（固定型）※2 無線通信設備（携帯型）※2 無線通信設備（固定型）※2 統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備※2	重大事故等対処設備	65-17-1 にて整理
			無線通信設備（屋外アンテナ）※2 衛星通信装置※2 衛星電話設備（屋外アンテナ）※2 無線通信装置※2 有線（建物内）（無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）※2 有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの） 有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備に係るもの）※2		65-17-1（系に含まれる）
			所内通信連絡設備（警報装置を含む。）※2 電力保安通信用電話設備※2 衛星電話設備（社内向）※2 テレビ会議システム（社内向）※2 専用電話設備※2 局線加入電話設備※2	自主対策設備	
			対策の検討に必要な資料※3	資機材	原子力災害対策手順書 「重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料の整備」
	－	必要な数の要員の収容	放射線管理用資機材※3 飲料水，食料等※3	資機材	原子力災害対策手順書 「放射線管理用資機材の維持管理等」 「緊急時対策所チェンジングエリアの設営及び運用」 「緊急時対策所空気浄化装置の待機側への切替」 緊急時対策所運用手順書
	緊急時対策所全交流動力電源	代替交流電源設備からの給電	緊急時対策所用発電機 可搬ケーブル 緊急時対策所　発電機接続プラグ盤 緊急時対策所　低圧母線盤 緊急時対策所用燃料地下タンク タンクローリ	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書 「緊急時対策所用発電機準備」 「緊急時対策所用発電機起動」 65-16-2 にて整理 「緊急時対策所用発電機の切替」 「緊急時対策所用発電機への燃料給油」
			ホース 緊急時対策所用発電機～緊急時対策所　低圧母線盤[電路]		65-16-2（系に含まれる） 「緊急時対策所用発電機（予備）の切替」

※１：手順は「1.17　監視測定等に関する手順等」にて整備する。
※２：手順は「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。
※３：「対策の検討に必要な資料」，「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。

第 1.19－1 表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
（発電所内の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
－	－	発電所内の通信連絡	衛星電話設備（固定型）※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書「発電所内外の通信連絡手順」
			無線通信設備（固定型）※1		
			衛星電話設備（携帯型）		
			無線通信設備（携帯型）		65-17-1 にて整理
			有線式通信設備		
			安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）※1		
			無線通信設備（屋外アンテナ）		－
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		
			無線通信装置		65-17-1（系に含まれる）
			有線（建物内）（有線式通信設備，無線通信設備（固定型），衛星電話設備（固定型）に係るもの）		
			有線（建物内）（安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に係るもの）		
			所内通信連絡設備（警報装置を含む。）	自主対策設備	原子力災害対策手順書「発電所内外の通信連絡手順」
			電力保安通信用電話設備		
	全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	常設代替交流電源設備※2	重大事故等対処設備	－ 65-12-1 にて整理
			可搬型代替交流電源設備※2		65-12-2 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-5 にて整理
			緊急時対策所用発電機※3		
			緊急時対策所用燃料地下タンク※3		65-16-2 にて整理
			タンクローリ※3		
			ホース※3		65-16-2（系に含まれる）
			緊急時対策所　低圧母線盤※3		
			緊急時対策所　発電機接続プラグ盤※3		65-16-2 にて整理
			可搬ケーブル※3		

※１：代替電源設備から給電する。
※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「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第1.19－2表　機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順（発電所外（社内外）の通信連絡をする必要のある場所との通信連絡）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		手順書
－	－	発電所外（社内外）の通信連絡	衛星電話設備（固定型）※1	重大事故等対処設備	原子力災害対策手順書「発電所内外の通信連絡手順」
			衛星電話設備（携帯型）		
			統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備※1		65-17-1 にて整理
			データ伝送設備※1		
			衛星電話設備（屋外アンテナ）		－
			衛星通信装置		
			有線（建物内）（衛星電話設備（固定型）に係るもの）		65-17-1（系に含まれる）
			有線（建物内）（統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備，データ伝送設備に係るものに係るもの）		
			電力保安通信用電話設備	自主対策設備	原子力災害対策手順書「発電所内外の通信連絡手順」
			局線加入電話設備		
			衛星電話設備（社内向）		
			テレビ会議システム（社内向）		
			専用電話設備		
	全交流動力電源	代替電源設備からの給電の確保	常設代替交流電源設備※2		－
			可搬型代替交流電源設備※2		65-12-1 にて整理
			代替所内電気設備※2		65-12-2 にて整理
			緊急時対策所用発電機※3		65-12-5 にて整理
			緊急時対策所用燃料地下タンク※3	重大事故等対処設備	65-16-2 にて整理
			タンクローリ※3		
			ホース※3		65-16-2（系に含まれる）
			緊急時対策所　低圧母線盤※3		
			緊急時対策所　発電機接続プラグ盤※3		65-16-2 にて整理
			可搬ケーブル※3		

※1：代替電源設備から給電する。
※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「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

資料１．（４）　表６５－１～表６５－１９　ＳＡ設備の設備分類
（設置変更許可申請書　添付八）

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（１／46）

第 43 条　重大事故等対処設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
アクセスルート確保	ホイールローダ	65-18-1 にて整理	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－

（資料の説明）
本資料は，設置変更許可申請書　添付八のリストに，
重大事故等対処設備を識別したものを示す。

色分けについて，資料１．（２）「重大事故等対処設備代替設備整理表（保安規定第 65 条各表）で整理した保安規定記載箇所の分類を示す。

赤枠：第 65 条の各表にてＬＣＯ設定する設備
青枠：ＤＢ条文にてＬＣＯ設定する設備
　　第 65 条の他表にてＬＣＯ設定する設備
黒枠：系に含まれる設備または構造物につきＬＣＯ設定しない設備

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（２／46）

第 44 条　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）※1	65-1-1 にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	制御棒	原子炉保護系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	制御棒駆動機構	第 22 条にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳ 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）※1	原子炉保護系，制御棒，制御棒駆動水圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	65-1-2 にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	ほう酸水貯蔵タンク	原子炉保護系，制御棒，制御棒駆動水圧系	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
出力急上昇の防止	自動減圧起動阻止スイッチ	第 24 条にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	代替自動減圧起動阻止スイッチ	―	―	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
		65-3-1 にて整理		条に記載		

※１：手動・自動両方を含む

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（３／46）

第 45 条　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
高圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷 －	S			SA-2
	サプレッション・チェンバ［水源］					
原子炉隔離時冷却系による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ	（原子炉隔離時冷 高圧炉心スプレ				SA-2
	サプレッション・チェンバ［水源］					
高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却	高圧炉心スプレイ・ポンプ	（高圧炉心スプレ 原子炉隔離時冷		常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
	サプレッション・チェンバ［水源］					
ほう酸水注入系による進展抑制	ほう酸水注入系					

65-2-1 にて整理（現場手動起動については，65-2-2 で整理）

第 46 条にて整理　　条に記載

第 41 条にて整理（現場手動起動については，65-2-2 で整理）

第 46 条にて整理　　ち，重大事故防止設備）

第 39 条にて整理

第 46 条にて整理　　ち，重大事故防止設備）

65-2-3 にて整理　　ち，重大事故緩和設備）

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（４／46）

第 46 条　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
逃がし安全弁	逃がし安全弁	（逃がし安全弁） －	65-3-2 にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	（アキュムレータ） －	65-3-2（系に含まれる）	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
原子炉減圧の自動化※1	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	自動減圧系	65-3-1 にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	自動減圧起動阻止スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	代替自動減圧起動阻止スイッチ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
可搬型直流電源による減圧	可搬型直流電源設備		65-12-4 にて整理		ち，重大事故防止設備）	
	SRV 用電源切替盤	A-115V 系蓄電池， B-115V 系蓄電池， B1-115V 系蓄電池（SA）	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池による減圧	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	A-115V 系蓄電池 B-115V 系蓄電池 B1-115V 系蓄電池（SA）	65-3-3 にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備	－
逃がし安全弁窒素ガス供給系	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	（アキュムレータ）	（S）	可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3

※１：逃がし安全弁（自動減圧機能付き）のみ

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（５／46）

第 46 条　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
インターフェイスシステム LOCA 隔離弁	残留熱除去系注水弁（MV222-5A,5B,5C）	（残留熱除去系注水弁）	（S）	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）※1	SA-2
	低圧炉心スプレイ系注水弁（MV223-2）	（低圧炉心スプレイ系注水弁）	（S）	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）※1	SA-2
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル	－				－

第 39 条にて整理

第 49 条にて整理（開放機能をいう。閉止装置については，「65-14-2　原子炉建物ブローアウトパネル」で整理）

※１：減圧を行う設備ではないが，インターフェイスシステム LOCA 発生時に現場での手動操作により隔離し，漏えい抑制のための減圧を不要とするための設備

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（６／46）

第 47 条　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプ ―		65-4-1 にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	低圧原子炉代替注水槽［水源］			65-11-1 にて整理	条に記載 ては海も使用可能		
低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却	大量送水車	残留熱除去系（低圧注水モード） 低圧炉心スプ ―		65-19-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
低圧炉心スプレイ系による低圧注水	低圧炉心スプレイ・ポンプ	（低圧炉心スプレ 残留熱除去系（低圧注		第 39 条にて整理	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	サプレッション・チェンバ［水源］			第 46 条にて整理	ち，重大事故防止設備）		
残留熱除去系（低圧注水モード）による低圧注水	残留熱除去ポンプ	低圧炉心スプレ （残留熱除去系（低圧注		第 39 条にて整理	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	サプレッション・チェンバ［水源］			第 46 条にて整理	ち，重大事故防止設備）		
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉停止時冷却	残留熱除去ポンプ	残留熱除去ポ		第 34，35，36 条にて整理		常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
	残留熱除去系熱交換器	残留熱除去系熱		第 34，35，36 条（系に含まれる）		常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	SA-2
原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機海水ポンプ			第 52 条にて整理	ち，重大事故防止設備）		
	原子炉補機冷却系熱交換器			第 52 条（系に含まれる）			

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（７／46）

第 47 条　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
非常用取水設備	取水口	第 52 条（系に含まれる）			に記載	
	取水管					
	取水槽					
低圧原子炉代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水系（常設）	65-4-1 にて整理			子炉の冷却に記載（うち，重大事故緩和設備）	
低圧原子炉代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却	低圧原子炉代替注水系（可搬型）	65-19-1 にて整理			原子炉の冷却に記載（うち，重大事故緩和設備）	
		65-4-2（系に含まれる）				

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（８／46）

第 48 条　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
原子炉補機代替冷却系による除熱 ※水源は海を使用	移動式代替熱交換設備※1※2	原子炉補機冷 （原子炉補機海水系		可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	大型送水ポンプ車※1※2			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	取水口	65-5-3（系に含まれる）			重大事故防止設備）	
	取水管					
	取水槽					
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第１ベントフィルタスクラバ容器	50 条に記載（うち，重大事故防止設備）				
	第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器	（重			緩和でもない）である計装設備を除く）	
	圧力開放板	代替する機能を有する設計基準対象施設は，残留熱除去系 （格納容器冷却モード）及び原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）であり，				
	遠隔手動弁操作機構	65-5-1（系に含まれる）				
原子炉停止時冷却	残留熱除去ポンプ	第 34，35，36 条にて整理			大事故防止設備）	
	残留熱除去系熱交換器	第 34，35，36 条（系に含まれる）				
残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・チェンバ・プール水の冷却	残留熱除去ポンプ	第 39 条にて整理				
	残留熱除去系熱交換器	49 条に記載（うち，重大事故防止設備） 第 39 条（系に含まれる）				

※１：50 条（残留熱代替除去系）と兼用
※２：54 条（燃料プール冷却系）と兼用

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（９／46）

第 48 条　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ	（原子炉補機冷却水系（原子炉補機海水系を含む。））	（S）	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
	原子炉補機海水ポンプ			常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
	原子炉補機冷却系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
高圧炉心スプレイ補機冷却系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。）※水源は海を使用	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	（原子炉補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機海水系を含む。））		常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器			常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ			常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
非常用取水設備	取水口					
	取水管					
	取水槽					

第 52 条にて整理

第 52 条（系に含まれる）

第 53 条にて整理

第 53 条（系に含まれる）

第 53 条にて整理

第 52 条，第 53 条にて整理

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（10／46）

第 49 条　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内の冷却	低圧原子炉代替注水ポンプ	残留熱除去系（格納容器冷却モード） －	S －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	低圧原子炉代替注水槽［水源］	65-11-1 にて整理			条に記載 ては海も使用可能	
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却	大量送水車	残留熱除去系（格納容器冷却モード） －	S －	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去ポンプ	第 39 条にて整理		常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
	残留熱除去系熱交換器	第 39 条（系に含まれる）		設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
	サプレッション・チェンバ［水源］	第 46 条にて整理		条に記載		
残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去ポンプ	第 39 条にて整理		常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
	残留熱除去系熱交換器	第 39 条（系に含まれる）		設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	SA-2
	サプレッション・チェンバ［水源］	第 46 条にて整理		条に記載		
原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。） ※水源は海を使用	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却系熱交換器 原子炉補機海水ポンプ	第 52 条にて整理		ち，重大事故防止設備）		

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（11／46）

第 49 条　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
非常用取水設備	取水口	第 52 条（系に含まれる）に記載				
	取水管					
	取水槽					

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（12／46）

第 50 条　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	第１ベントフィルタスクラバ容器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器	65-5-1 にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	圧力開放板	－	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	遠隔手動弁操作機構	65-5-1（系に含まれる）		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱代替除去ポンプ	65-5-4 にて整理		常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	残留熱除去系熱交換器	65-5-4（系に含まれる）		常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	移動式代替熱交換設備※1※2	※水源は海を使用		可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	大型送水ポンプ車※1※2	65-5-3 にて整理		可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	サプレッション・チェンバ［水源］	第 46 条にて整理		ち，重大事故緩和設備）		
	取水口					
	取水管	65-5-3（系に含まれる）		，重大事故緩和設備）		
	取水槽					

※１：48 条（原子炉補機代替冷却系）と兼用
※２：54 条（燃料プール冷却系）と兼用

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（13／46）

第 51 条　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	低圧原子炉代替注水ポンプ	65-7-1 にて整理		常設	常設重大事故緩和設備	SA-2
	コリウムシールド	65-7-1（系に含まれる）	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
	低圧原子炉代替注水槽［水源］	65-11-1 にて整理		ち，重大事故緩和設備） ては海も使用可能		
格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	65-19-1 にて整理		可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	コリウムシールド	65-7-3（系に含まれる）	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
ペデスタル代替注水系（可搬型）による による原子炉格納容器下部への注水	大量送水車	65-19-1 にて整理		可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	コリウムシールド	65-7-2（系に含まれる）	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
溶融炉心の落下遅延及び防止	高圧原子炉代替注水系	65-2-1 にて整理		ち，重大事故緩和設備）		
	ほう酸水注入系	65-2-3 にて整理		ち，重大事故緩和設備）		
	低圧原子炉代替注水系（常設）	65-4-1 にて整理		47 条に記載（うち，重大事故緩和設備）		
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）	65-19-1 にて整理				
		65-4-2（系に含まれる）				

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（14／46）

第 52 条　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
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	（窒素ガス制御系）	－	－	常設	（設計基準対象施設）	－
窒素ガス代替注入系による原子炉格納容器内の不活性化	可搬式窒素供給装置	65-5-2 にて整理		可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－
格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	第１ベントフィルタスクラバ容器 第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器 圧力開放板	65-5-1 にて整理		（なお，重	ち，重大事故緩和設備） 代替する機能を有する設計基準対象施設として， 可燃性ガス濃度制御系がある（耐震重要度分類は S））	
	第１ベントフィルタ出口水素濃度※1 第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）※1	65-13-1 にて整理			ち，重大事故緩和設備）	
	可搬式窒素供給装置	65-5-2 にて整理		可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－
水素濃度及び酸素濃度の監視	格納容器水素濃度（ＳＡ）※1	格納容器水素濃度	S	常設	常設重大事故緩和設備	－
	格納容器水素濃度（Ｂ系）※1	（格納容器水素濃度）	（S）	常設	常設重大事故緩和設備	－
	格納容器酸素濃度（ＳＡ）※1	65-13-1 にて整理	S	常設	常設重大事故緩和設備	－
	格納容器酸素濃度（Ｂ系）※1	（格納容器酸素濃度）	(S)	常設	常設重大事故緩和設備	－

※1：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（15／46）

第 53 条　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	静的触媒式水素処理装置	65-8-1 にて整理		常設	常設重大事故緩和設備	－
	静的触媒式水素処理装置入口温度※1	－	65-13-1 にて整理	常設	常設重大事故緩和設備	－
	静的触媒式水素処理装置出口温度※1			常設	常設重大事故緩和設備	－
原子炉建物内の水素濃度監視	原子炉建物水素濃度※1	65-8-2 にて整理		常設	常設重大事故緩和設備	－

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（16／46）

第 54 条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プール注水及びスプレイ	大量送水車	残留熱除去系（燃料プール冷却） 燃料プール冷却 －	65-19-1 にて整理 B 65-9-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	常設スプレイヘッダ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プール注水及びスプレイ	大量送水車	残留熱除去系（燃料プール冷却） 燃料プール冷却 －	65-19-1 にて整理 B 65-9-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	可搬型スプレイノズル			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	大型送水ポンプ車 放水砲	65-10-1 にて整理		55 条に記載		
燃料プールの監視	燃料プール水位（ＳＡ）※1	燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プール水位 燃料プール温度 燃料プール冷却ポンプ入口温度 燃料取替階エリア放射線モニタ 燃料取替階放射線モニタ	C C 65-9-3 にて整理 C C S	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）※1			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）※1			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）			常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（17／46）

第 54 条　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	燃料プール冷却ポンプ	残留熱除去（燃料プール冷却及び[illegible]）（燃料プール冷却系）	(B)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	燃料プール冷却系熱交換器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	SA-2
	移動式代替熱交換設備※1※2	※水源は海を		可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
	大型送水ポンプ車※1※2			可搬型	可搬型重大事故防止設備	SA-3
燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	取水口	65-5-3（系に含まれる）		重大事故防止設備）		
	取水管					
	取水槽					

65-9-2 にて整理

65-5-3 にて整理

※１：48 条（原子炉補機代替冷却系）と兼用

※２：50 条（残留熱代替除去系）と兼用

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（18／46）

第 55 条　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
大気への放射性物質の拡散抑制 ※水源は海を使用	大型送水ポンプ車	－	→ 65-10-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放水砲			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－
	シルトフェンス	－	→ 65-10-2 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－
	小型船舶			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－
航空機燃料火災への泡消火 ※水源は海を使用	大型送水ポンプ車			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	放水砲		→ 65-10-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	泡消火薬剤容器			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（19／46）

第 56 条　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
重大事故等収束のための水源 ※水源としては海も使用可能	低圧原子炉代替注水槽	（サプレッション・復水貯蔵タンク）	65-11-1 にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	サプレッション・チェンバ	―	第 46 条にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上）	構内監視カメラ※1（構内監視カメラ（ガスタービン発電機建物屋上））	65-11-4 にて整理	常設	常設重大事故対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	―
重大事故等収束のための水源	ほう酸水貯蔵タンク		65-2-3 にて整理（未臨界機能については，第 24 条にて整理）			
水の供給	大量送水車	―	65-19-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	大量送水車		65-11-3 にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	取水口		65-11-3（系に含まれる）		に記載	
	取水管					
	取水槽					

※１：固体廃棄物貯蔵所Ｃ棟屋上に設置する構内監視カメラ

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（20／46）

第 57 条　電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設 可搬型	分類	機器クラス
常設代替交流電源設備による給電	ガスタービン発電機	65-12-1 にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ガスタービン発電機用軽油タンク	65-12-6 にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ガスタービン発電機用 サービスタンク	非常用交流電源設備 －	－ －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ガスタービン発電機用 燃料移送ポンプ	65-12-1 にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
可搬型代替交流電源設備による給電	高圧発電機車	65-12-2 にて整理		可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－
	ガスタービン発電機用軽油タンク	非常用交流電源設備 －	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク	65-12-6 にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	タンクローリ			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（21／46）

第 57 条　電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
所内常設蓄電式直流電源設備による給電	Ｂ－115V 系蓄電池	非常用直流電源設備（A 系及び HPCS 系） － 65-12-3 にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	ＳＡ用 115V 系蓄電池			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｂ－115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	230V 系充電器（ＲＣＩＣ）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	ＳＡ用 115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
常設代替直流電源設備による給電	ＳＡ用 115V 系蓄電池	非常用直流電源設備（A 系及び HPCS 系） － 65-12-3 にて整理		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ＳＡ用 115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（22／46）

第 57 条　電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
可搬型直流電源設備による給電	高圧発電機車			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－
	Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ＳＡ用 115V 系充電器			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	230V 系充電器（常用）	非常用直流電源設備（A 系		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ガスタービン発電機用軽油タンク	－	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	タンクローリ			可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（23／46）

第 57 条　電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
代替所内電気設備による給電	緊急用メタクラ	非常用所内電気設備	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	メタクラ切替盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	高圧発電機車接続プラグ収納箱			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	緊急用メタクラ接続プラグ盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ＳＡロードセンタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ＳＡ１ コントロールセンタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ＳＡ２ コントロールセンタ			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	充電器電源切替盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ＳＡ電源切替盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	重大事故操作盤			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	非常用高圧母線Ｃ系	非常用高圧母線	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	非常用高圧母線Ｄ系			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

65-12-5 にて整理

65-12-5（系に含まれる）

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（24／46）

第 57 条　電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
非常用交流電源設備	非常用ディーゼル発電機	（非常用ディーゼル発電機）	（S）	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	－
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機）	（S）	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	－
	非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	（非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ）	（S）	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	－
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ	（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料移送ポンプ）	（S）	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	－
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	（非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク）	（S）－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク	（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク）	（S）－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク	（非常用ディーゼル発電機燃料デイタンク）	（S）	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	－
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク	（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料デイタンク）	（S）	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	－

第 58 条，第 59 条にて整理

第 60 条にて整理

第 58 条，第 59 条にて整理

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（25／46）

第 57 条　電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
非常用直流電源設備	Ａ－115V 系蓄電池	（Ａ－115V 系蓄電池）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｂ－115V 系蓄電池	非常用直流電源設備（A 系及び HPCS 系） －	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）		－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	230V 系蓄電池（ＲＣＩＣ）	非常用直流電源設備（A 系及び HPCS 系）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	高圧炉心スプレイ系蓄電池	（高圧炉心スプレイ系蓄電池）	(S)	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－
	Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池	（Ａ－原子炉中性子計装用蓄電池）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池	（Ｂ－原子炉中性子計装用蓄電池）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	Ａ－115V 系充電器	（Ａ－115V 系充電器）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｂ－115V 系充電器	非常用直流電源設備（A 系及び HPCS 系） －	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｂ１－115V 系充電器（ＳＡ）		－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	230V 系充電器（ＲＣＩＣ）	非常用直流電源設備（A 系及び HPCS 系）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	高圧炉心スプレイ系充電器	（高圧炉心スプレイ系充電器）	(S)	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－

第 61 条，第 62 条にて整理

第 61 条にて整理

第 61 条，第 62 条にて整理

第 61 条にて整理

第 61 条，第 62 条にて整理

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（26／46）

第 57 条　電源設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
非常用直流電源設備	Ａ－原子炉中性子計装用充電器	（Ａ－原子炉中性子計装用充電器）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	Ｂ－原子炉中性子計装用充電器	（Ｂ－原子炉中性子計装用充電器）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
燃料補給設備	ガスタービン発電機用軽油タンク	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク －	S －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク		－ －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	タンクローリ		S －	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3

第 61 条，第 62 条にて整理

65-12-6 にて整理

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（27／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 残留熱除去系熱交換器入口温度	－ Ｓ － Ｓ Ｓ － Ｓ	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	Ｓ 65-13-1 にて整理 Ｓ － －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	原子炉圧力（ＳＡ）	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	Ｓ Ｓ Ｓ － －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（28／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
		原子炉水位（ＳＡ）	－			
		高圧原子炉代替注水流量	－			
		代替注水流量（常設）	－			
		低圧原子炉代替注水流量	－			
		低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	－			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	S			
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	S			
		残留熱除去ポンプ出口流量	S			
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	S			
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	S			
		原子炉圧力	S			
		原子炉圧力（ＳＡ）	－			
		サプレッション・チェン	65-13-1 にて整理			
	原子炉水位（ＳＡ）	原子炉水位（広		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
		原子炉水位（燃料域）	S			
		高圧原子炉代替注水流量	－			
		代替注水流量（常設）	－			
		低圧原子炉代替注水流量	－			
		低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	－			
		原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	S			
		高圧炉心スプレイポンプ出口流量	S			
		残留熱除去ポンプ出口流量	S			
		低圧炉心スプレイポンプ出口流量	S			
		残留熱代替除去系原子炉注水流量	S			
		原子炉圧力	S			
		原子炉圧力（ＳＡ）	－			
		サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	－			

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（29／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
原子炉圧力容器への注水量	高圧原子炉代替注水流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	－ Ｓ Ｓ －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	代替注水流量（常設）	低圧原子炉代替注水槽水位 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	－ Ｓ Ｓ －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（Ｓ	Ｓ Ｓ	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	サプレッション・プー 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	 Ｓ Ｓ －	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	－ Ｓ Ｓ －	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－
	残留熱除去ポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	－ Ｓ Ｓ －	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－

65-13-1 にて整理

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（30／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
原子炉圧力容器への注水量	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	－ Ｓ Ｓ －	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ）	－ Ｓ Ｓ －	常設	常設重大事故緩和設備	－
	代替注水流量（常設）	低圧原子炉代替注水槽水位 ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル サプレッション・プール ペデスタル水位	－ － － 65-13-1 にて整理 －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	格納容器代替スプレイ流量	ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル水位 サプレッション・プール水位（ＳＡ） ペデスタル水位	－ － － － －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	ペデスタル水位 ドライウェル水位	－ －	常設	常設重大事故緩和設備	－
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力	Ｓ －	常設	常設重大事故緩和設備	－

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（31／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ペデスタル温度（ＳＡ） ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	－ － － －	常設	常設重大事故緩和設備	－
	ペデスタル温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル温度（ＳＡ） ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	－ － － －	常設	常設重大事故緩和設備	－
	ペデスタル水温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
	サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	主要パラメータの他 サプレッション・プール サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	－ －	常設	常設重大事故緩和設備	－
	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	－ －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ） ペデスタル温度（ＳＡ）	－ － － －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	－ － －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

65-13-1 にて整理

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（32／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	サプレッション・プール水位（ＳＡ） 代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量（狭帯域用） 低圧原子炉代替注水槽水位	－ － － － － － － －	常設	常設重大事故緩和設備	－
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	代替注水流量（常設） 低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用） 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル代替注水流量 ペデスタル代替注水流量 低圧原子炉代替注	－ － － － － － 65-13-1 にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ペデスタル水位	主要パラメータの他チャンネル 代替注水流量（常設） 格納容器代替スプレイ流量 ペデスタル代替注水流量 低圧原子炉代替注水槽水位	－ － － － －	常設	常設重大事故緩和設備	－
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度（Ｂ系）	格納容器水素濃度（ＳＡ）	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	格納容器水素濃度（ＳＡ）	格納容器水素濃度（Ｂ系）	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	主要パラメータの他チャンネル	S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（33／46）

第58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
未臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中間領域計装 平均出力領域計装	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	中間領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 平均出力領域計装	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
	平均出力領域計装	主要パラメータの他チャンネル 中性子源領域計装 中間領域計装	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備	－
最終ヒートシンクの確保（残留熱代替除去系）	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	－ －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	残留熱除去系熱交換器出口温度	サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 残留熱代替除去系格納容器 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	S S － 65-13-1 にて整理 － －	常設	常設重大事故緩和設備	－
	残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	残留熱代替除去系原子炉注水流量 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 サプレッション・プール水温度（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ） サプレッション・チェンバ温度（ＳＡ）	S － － － －	常設	常設重大事故緩和設備	－
最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）	スクラバ容器水位	主要パラメータの他チャンネル	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	スクラバ容器圧力	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	－ － －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	スクラバ容器温度	主要パラメータの他チャンネル	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	主要パラメータの他チャンネル	－	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（34／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
最終ヒートシンクの確保（格納容器フィルタベント系）	第１ベントフィルタ出口水素濃度	主要パラメータの予備 格納容器水素濃度（Ｂ系） 格納容器水素濃度（ＳＡ）	－ S －	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－
最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度（ＳＡ） サプレッション・プール水温度（ＳＡ）	－ －	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－
	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水流量	S S	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－
	残留熱除去ポンプ出口流量	残留熱除去ポンプ出口圧力	S	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－
格納容器バイパスの監視（原子炉圧力容器内の状態）	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位（ＳＡ）	S －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	原子炉水位（ＳＡ）	原子炉水位（広 原子炉水位（燃	65-13-1 にて整理	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	S － S S － －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	原子炉圧力（ＳＡ）	原子炉圧力 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力容器温度（ＳＡ）	S S S － －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（35／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
格納容器バイパスの監視（原子炉格納容器内の状態）	ドライウェル温度（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル ドライウェル圧力（ＳＡ）	－ －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ドライウェル圧力（ＳＡ）	主要パラメータの他チャンネル サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ） ドライウェル温度（ＳＡ）	－ － －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
格納容器バイパスの監視（原子炉建物内の状態）	残留熱除去ポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	Ｓ －	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ）	Ｓ －	常設	常設重大事故防止設備 （設計基準拡張）	－
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	代替注水流量（常設） 原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（Ｓ サプレッション・プー 低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	－ Ｓ Ｓ 65-13-1 にて整理 －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	サプレッション・プール水位（ＳＡ）	高圧原子炉代替注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱除去ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイポンプ出口流量 残留熱代替除去系原子炉注水流量 原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱除去ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 残留熱代替除去ポンプ出口圧力	－ Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ Ｓ －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（36／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
原子炉建物内の水素濃度	原子炉建物水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 静的触媒式水素処理装置 静的触媒式水素処理装置出口温度	－ 65-8-2 にて整理	常設	常設重大事故緩和設備	－
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度（Ｂ系）	格納容器酸素濃度（ＳＡ） 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェン	－ Ｓ Ｓ － 65-13-1 にて整理	常設	常設重大事故緩和設備	－
	格納容器酸素濃度（ＳＡ）	格納容器酸素濃度 格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル） 格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ） ドライウェル圧力（ＳＡ） サプレッション・チェンバ圧力（ＳＡ）	－ Ｓ Ｓ － －	常設	常設重大事故緩和設備	－

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（37／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設※2		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
燃料プールの監視	燃料プール水位（ＳＡ）	燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	－ － －	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	燃料プール水位・温度（ＳＡ）	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レン 燃料プール監視カメ	－ － 65-9-3 にて整理	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プール監視カメラ（ＳＡ）	－ － －	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	燃料プール監視カメラ（ＳＡ）（燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。）	燃料プール水位（ＳＡ） 燃料プール水位・温度（ＳＡ） 燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（ＳＡ）	－ － －	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
発電所内の通信連絡	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	65-17-1 にて整理		常設	常設重大事故緩和設備	－
温度，圧力，水位，注水量の計測・監視	可搬型計測器	各計器	65-13-3 にて整理	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※２：主要設備の計測が困難となった場合の代替監視パラメータを記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（38／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
その他※2	ＡＤＳ用N_2ガス減圧弁二次側圧力	ＡＤＳ用N_2ガス供給圧力	S	常設	常設重大事故防止設備	－
	N_2ガスボンベ圧力	（Ｎ２ガスボンベ圧力）	(S)	常設	常設重大事故防止設備	－
	原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力	（原子炉補機冷却水ポンプ出口圧力）	(S)	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	－
	ＲＣＷ熱交換器出口温度	（ＲＣＷ熱交換器出口温度）	(S)	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	－
	ＲＣＷサージタンク水位	（ＲＣＷサージタンク水位）	(S)	常設	常設重大事故防止設備（設計基準拡張）	－
	Ｃ－メタクラ母線電圧	（Ｃ－メタクラ母線電圧）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｄ－メタクラ母線電圧	（Ｄ－メタクラ母線電圧）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧	（ＨＰＣＳ－メタクラ母線電圧）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｃ－ロードセンタ母線電圧	（Ｃ－ロードセンタ母線電圧）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｄ－ロードセンタ母線電圧	（Ｄ－ロードセンタ母線電圧）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	緊急用メタクラ電圧	Ｃ－メタクラ母線電圧 Ｄ－メタクラ母線電圧	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ＳＡロードセンタ母線電圧	Ｃ－ロードセンタ母線電圧 Ｄ－ロードセンタ母線電圧	S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）電圧	（Ｂ１－115V 系蓄電池（ＳＡ）電圧）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	Ａ－115V 系直流盤母線電圧	（Ａ－115V 系直流盤母線電圧）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

65-13-2 にて整理

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載
※２：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（39／46）

第 58 条　計装設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備※1	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
その他※2	Ｂ－115V 系直流盤母線電圧	（Ｂ－115V 系直流盤母線電圧）	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	230V 系直流盤（常用）母線電圧	（230V 系直流盤（常用		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	ＳＡ用 115V 系充電器盤蓄電池電圧	Ａ－115V 系直流盤母線電圧 Ｂ－115V 系直流盤母線電圧 ＨＰＣＳ系直流盤母線電圧	S S S	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

65-13-2 にて整理

※１：計装設備については計装ループ全体を示すため要素名を記載

※２：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（40／46）

第 59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
居住性の確保	中央制御室遮蔽	（中央制御室遮蔽） －			止設備 ※1	－
	中央制御室待避室遮蔽	－			備	－
	再循環用ファン	（中央制御室換気系） －	(S)	常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	－
	チャコール・フィルタ・ブースタ・ファン			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	－
	非常用チャコール・フィルタ・ユニット			常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備※1	－
	中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）	－	－	可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	無線通信設備（固定型）					
	衛星電話設備（固定型）					
	プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	中央制御室差圧計※2	－	－	常設	常設重大事故対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	待避室差圧計	－		常設	常設重大事故対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	酸素濃度計※2	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	二酸化炭素濃度計※2	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－

遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことから LCO 対応とはしない（保安規定変更に係る基本方針 4.3-(1)）

65-14-1 にて整理

65-17-1 にて整理　2 条に記載

※１：常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため，本分類とする

※２：計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（41／46）

第 59 条　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
照明の確保	ＬＥＤライト（三脚タイプ）	非常用照明	65-14-1 にて整理	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
被ばく線量の低減	非常用ガス処理系排気ファン	－	第 51 条にて整理	常設	常設重大事故緩和設備	－
	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置		65-14-2 にて整理	常設	常設重大事故緩和設備	－

※１：常設耐震重要重大事故防止設備・常設重大事故緩和設備等を操作する人が健全であることを担保する常設設備であるため，本分類とする

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（42／46）

第 60 条　監視測定設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
放射線量の代替測定	可搬式モニタリング・ポスト	モニタリング・ポスト	C	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
放射性物質の濃度の代替測定	可搬式ダスト・よう素サンプラ※1	放射能観測車	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ※1			可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	GM汚染サーベイ・メータ※1	65-15-1 にて整理		可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
気象観測項目の代替測定	可搬式気象観測装置	気象観測設備	C	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
放射線量の測定	可搬式モニタリング・ポスト	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	電離箱サーベイ・メータ※1			可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	小型船舶	65-10-2 にて整理		可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
放射性物質濃度（空気中，水中，土壌中）及び海上モニタリング	可搬式ダスト・よう素サンプラ※1	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	ＮａＩシンチレーション・サーベイ・メータ※1	65-15-1 にて整理		可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	GM汚染サーベイ・メータ※1			可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	α・β線サーベイ・メータ※1			可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	小型船舶	65-10-2 にて整理		可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
モニタリング・ポストの代替交流電源からの給電	常設代替交流電源設備	65-12-1 にて整理		7 条に記載		

※１：計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（43／46）

第 61 条　緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要	常設		機器クラス
居住性の確保	緊急時対策所遮蔽	遮蔽（建物の壁等）については，運用による厚さの変化や故障等により機能喪失するものではないことから LCO 対応とはしない（保安規定変更に係る基本方針 4.3-(1)）			備	－
	緊急時対策所空気浄化フィルタユニット			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－
	緊急時対策所空気浄化送風機			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－
	緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	SA-3
	酸素濃度計※1	－	－	可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	二酸化炭素濃度計※1	65-16-1 にて整理		可搬型	可搬型重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	差圧計※1			常設	常設重大事故等対処設備（防止でも緩和でもない設備）	－
	可搬式エリア放射線モニタ			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－
	可搬式モニタリング・ポスト	60※ 65-15-1 にて整理		機能においては可搬型重大事故緩和設備）		
必要な情報の把握	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	62 条に記載				
通信連絡（緊急時対策所）	無線通信設備（固定型）					
	無線通信設備（携帯型）	65-17-1 にて整理				
	衛星電話設備（固定型）	62 条に記載				
	衛星電話設備（携帯型）					
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備					

※１：計測器本体を示すため計器名を記載

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（44／46）

第 61 条　緊急時対策所

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設可搬型	分類	機器クラス
電源の確保	緊急時対策所用発電機	非常用交流電源設備		可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－
	可搬ケーブル	－		可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－
	緊急時対策所　発電機接続プラグ盤	非常用所内電気		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	緊急時対策所　低圧母線盤	－		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	緊急時対策所用燃料地下タンク	非常用交流電源設備		常設	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	タンクローリ	－		可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	SA-3

65-16-2 にて整理

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（45／46）

第 62 条　通信連絡を行うために必要な設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要度分類	常設／可搬型	分類	機器クラス
発電所内の通信連絡	有線式通信設備	所内通信連絡設備（警報装置を含む。） 電力保安通信用電話設備 －	C －	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－
	無線通信設備（固定型）	所内通信連絡設備（警報装置を含む。） 電力保安通信用電話設備 －	C －	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	無線通信設備（携帯型）	所内通信連絡設備（警報装置を含む。） 電力保安通信用電話設備 －	C －	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－
	衛星電話設備（固定型）	所内通信連絡設備（警報装置を含む。） 電力保安通信用電話設備 －	C －	常設	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	衛星電話設備（携帯型）	所内通信連絡設備（警報 電力保安通信用電話設備 －	 －	可搬型	可搬型重大事故防止設備 可搬型重大事故緩和設備	－
	安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
発電所外の通信連絡	衛星電話設備（固定型）	－	－	常設	常設重大事故緩和設備	－
	衛星電話設備（携帯型）			可搬型	可搬型重大事故緩和設備	－
	統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備			常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	－
	データ伝送設備			常設	常設重大事故等対処設備 （防止でも緩和でもない設備）	－

65-17-1 にて整理

第 1.1.7－1 表　主要な重大事故等対処設備の設備分類等（46／46）

その他の設備

系統機能	設備	代替する機能を有する設計基準対象施設		設備種別	設備分類	
		設備	耐震重要	常設	分類	機器
重大事故時に対処するための流路又は注水先，注入先，排出元等	原子炉圧力容器	（原子炉圧力容器） －		第 24 条，第 34 条，第 35 条，第 36 条，第 39 条，第 41 条（系に含まれる） 65-2-1，65-2-3，65-4-1，65-4-2，65-5-4（系に含まれる）		
	原子炉格納容器	（原子炉格納容器） －		第 43 条にて整理	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	燃料プール	（燃料プール） －		65-9-1，65-9-2（系に含まれる）	常設耐震重要重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	SA-2
	原子炉建物原子炉棟	－		第 49 条にて整理	常設重大事故緩和設備	－
非常用取水設備	取水口	（取水口） －	（C（SS））	第 52 条（系に含まれる） 65-5-3，65-11-3（系に含まれる）	常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	取水管	（取水管） －			常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－
	取水槽	（取水槽） －	－（－）		常設重大事故防止設備 常設重大事故緩和設備	－

保安規定（65 条）と機器リスト，設備分類等の関連

保安規定条文		設置変更許可申請書 添付十追補（機器リスト）																			設置変更許可申請書 添付八（設備分類等）																			
		1.0	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16	1.17	1.18	1.19	43 条	44 条	45 条	46 条	47 条	48 条	49 条	50 条	51 条	52 条	53 条	54 条	55 条	56 条	57 条	58 条	59 条	60 条	61 条	62 条	その他
表 65-1	65-1-1		●																				●																		
	65-1-2		●																				●																		
表 65-2	65-2-1			●						●														●					●											
	65-2-2			●																				●																
	65-2-3			●						●														●					●					●						
表 65-3	65-3-1		●		●																		●		●															
	65-3-2				●																				●															
	65-3-3				●																				●															
表 65-4	65-4-1					●				●																●				●										
	65-4-2					●				●																●				●										
表 65-5	65-5-1						●		●		●	●															●		●		●	●									
	65-5-2						●		●		●																●		●		●										
	65-5-3						●		●				●														●		●				●								
	65-5-4								●																				●											
	65-5-5										●						●														●						●			
表 65-6	65-6-1							●																				●											
	65-6-2							●																				●											
表 65-7	65-7-1									●																				●									
	65-7-2									●																				●									
	65-7-3									●																				●									
表 65-8	65-8-1											●																			●					●			
	65-8-2											●																			●					●			
表 65-9	65-9-1												●																			●							
	65-9-2												●																			●							
	65-9-3												●				●															●					●		
表 65-10	65-10-1												●	●	●																	●	●	●					
	65-10-2													●																				●					
表 65-11	65-11-1														●																				●				
	65-11-2														●																				●				
	65-11-3														●																				●				
	65-11-4														●																				●				

保安規定（65 条）と機器リスト，設備分類等の関連

保安規定条文		設置変更許可申請書 添付十追補（機器リスト）																			設置変更許可申請書 添付八（設備分類等）																								
		1.0	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16	1.17	1.18	1.19	43 条	44 条	45 条	46 条	47 条	48 条	49 条	50 条	51 条	52 条	53 条	54 条	55 条	56 条	57 条	58 条	59 条	60 条	61 条	62 条	その他
表 65-12	65-12-1															●																				●						
	65-12-2															●																				●						
	65-12-3															●																				●						
	65-12-4															●																				●						
	65-12-5															●																				●						
	65-12-6															●																				●						
表 65-13	65-13-1										●	●					●														●	●	●				●					
	65-13-2																●																				●						
	65-13-3																●																				●						
	65-13-4																●																				●						
表 65-14	65-14-1																	●																				●					
	65-14-2																	●																				●					
表 65-15	65-15-1																		●																				●				
表 65-16	65-16-1																			●																				●			
	65-16-2																			●																				●			
表 65-17	65-17-1																			●	●																			●	●	
表 65-18	65-18-1	●																				●																				
表 65-19	65-19-1					●		●		●			●		●											●		●		●			●		●						

資料１．（５）　運転上の制限に係る重大事故等対処設備の系統毎の括り方について

運転上の制限に係る重大事故等対処設備の系統毎の括り方について

重大事故等対処設備（以下「ＳＡ設備」という。）に対する運転上の制限（以下「ＬＣＯ」という。）を設定するに当たり，設置許可基準規則，技術基準規則および技術的能力の審査基準の要求を踏まえた多様な目的に対して，同一系統を使用するものが少なくない。ＬＣＯ設定に関しては，保安規定の運用面を考慮し，多様な目的に対して同一系統は一括りにして整理することができることとする。以下にその配慮事項を取りまとめ，詳細な内容を整理する。

１．配慮事項

・技術基準規則，設置許可基準規則および技術的能力審査基準の要求を満足するようＬＣＯを設定する。

・取りまとめの範囲を明確にし，要求事項を満足するＬＣＯ設定であること。

例）技術基準規則（技術的能力審査基準）の第 60 条（1.2）「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」～71 条（1.13）「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備」を対象とし，多様な目的に対して同一系統で使用するものを，系統毎に一括りとする。

※：その他の条文に係るＳＡ設備は，設備上の観点より多様な目的のために使用する場合が無いため，対象外とする。

・重大事故等の処置に使用する配管等は，必ずどれかのＳＡ設備と紐付けし，必ずＬＣＯ設定範囲に入るよう配慮する。

２．別紙

（１） 保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限および完了時間整理表

保安規定における重大事故等対処設備の運転上の制限および完了時間整理表

【DB兼用　凡例】
○：設備が系統単位でＤＢと兼用
×：上記以外

【DB-SA統合　凡例】
○：統合してＤＢ条文にて整理
×：統合せずＳＡ条文とＤＢ条文の両方で整理。
－：対象外

対応手段							B設備 ＬＣＯ逸脱したＳＡ設備と同等の機能を有する	γ設備 ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…３日，２Ｎ…１０日） （二重下線は機能喪失想定ＤＢ設備以外）	C（代替手段） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（３０日）	D（自主対策設備 or 代替品） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…１０日，２Ｎ…３０日）	適用される原子炉の状態									
表No.	分類１	分類２ （系統）	分類３ （技術的能力 対応手順）	手順完了時間 技術的能力→（　　） 有効性評価※→【　　】 ※事象発生からの時間		主な用途（手順概要）					DB兼用	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 （※）	DB－SA統合	LCOの設定	備考
65-1-1	ATWS緩和設備	代替制御棒挿入機能	代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入	（30秒以内） 【解析対象外】	1.1	原子炉圧力高または原子炉水位低（L2）の信号により作動し，自動で制御棒を緊急挿入する。中央制御室からの手動操作も可能。	—	—	ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（1分30秒以内） ほう酸水注入系（3分以内） 自動減圧起動阻止スイッチ（1分以内） 代替自動減圧起動阻止スイッチ（1分以内）	—	×	○	○	－	－	－	－	－	LCO対象範囲は，代替制御棒挿入機能ロジック（手動含む）からAR1電磁弁までとする。制御棒，制御棒駆動機構は制御棒挿入機能として設計基準事故対処設備の機能を期待するものであることから，22条（制御棒のスクラム機能）にて整理する。	AOTは基本方針（ECCS機器以外のAOTを参考とする場合のAOT)に基づき設定。 【C設備】有効性評価TCにて自動スクラム機能が全て喪失した場合，左記の4つの設備にて事象収束する手順としているため「and」で設定する。
65-1-2	ATWS緩和設備	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	（1分30秒以内） 【自動起動】（ATWS）	1.1	ATWSが発生した場合に，原子炉圧力高または原子炉水位低（L2）の信号により原子炉再循環ポンプを自動で停止させて原子炉出力を抑制する。中央制御室からの手動操作も可能。	—	—	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）（30秒以内）	—	×	○	○	－	－	－	－	－	LCO対象範囲は，代替原子炉再循環ポンプトリップ機能ロジック（手動含む）とする。	AOTは基本方針（ECCS機器以外のAOTを参考とする場合のAOT)に基づき設定。
第24条	ATWS緩和設備	ほう酸水注入系	ほう酸水注入	（3分） 【11.6分】（ATWS）	1.1	ATWSが発生した場合に，原子炉再循環ポンプ停止の対応手段により原子炉出力を抑制した後，中央制御室からの手動操作によりSLCを起動する。	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	○	○	○	－	－	－	－	○	SLCは1.1,1.2,1.8で関係するDB兼SA設備であるが，1.1の要求については，系統としての目的（原子炉停止機能）および適用される原子炉の状態が保安規定24条と同等であることから，保安規定24条で整理する。	1.2,1.8は65条で整理。
65-2-3	高圧注水	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系による進展抑制	（10分） 【解析対象外】	1.2	HPCS喪失時またはSBO時において，HPACおよびRCICにより原子炉水位低（L3）以上に維持できない場合に，ほう酸水注入を実施する。	—	高圧炉心スプレイ系 （高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む） 原子炉隔離時冷却系	—	—	○	○	○	○	－	－	原子炉圧力 0.74MPa[gage]以上	×	1.2,1.8の要求を考慮すると，保安規定第24条（ほう酸水注入系）の適用される原子炉の状態（運転，起動）よりも拡張されることから，保安規定第65条では運転，起動および高温停止においてLCOを設定する。	【γ設備】(1.2,1.8) 1.2は，高圧系の要求を考慮し，HPCSまたはRCICを設定する。 1.8は，炉心損傷後に使用することから，炉心損傷に至らせないことを目的に，1.2で設定したHPCSまたはRCICを1.8も同様に設定し，DBの注水機能を確保する。 当該系統を復旧する完了時間は，保安規定24条にSLC系を復旧させる措置の完了時間が8時間で定められているため，同様に「8時間」とする。 SLCタンクがLCO逸脱時は，保安規定24条同様の措置（AOT)を行う。
			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	（10分） 【解析対象外】	1.8	損傷炉心へ注水する場合，ほう酸水注入系によるほう酸水の注入を並行して実施する。	—	高圧炉心スプレイ系 （高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む） 原子炉隔離時冷却系	—	—	○	○	○	○	－	－	－			
65-2-1	高圧注水	高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動）	高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	（10分） 【20分】（TBU,TBD）	1.2	RCICおよびHPCS故障時に，中央制御室からの操作により，注水を実施する。	—	高圧炉心スプレイ系 （高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）	原子炉隔離時冷却系 （中央制御室起動）（速やか）	—	×	○	○	○	－	－	原子炉圧力 0.74MPa[gage]以上	－	1.2,1.8よりLCO設定する。中央制御室からの遠隔起動を要求し，現場での手動起動の要求は別にLCO設定する。 なお，高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動）については，直接の設備要求はないが，有効性評価（TBD,TBU）においてRCICの機能喪失を想定した場合に，当該設備が要求されることから，RCICをB設備として設定しないこととする。	【γ設備】RCICとHPCSの2択であるが，HPACとRCICは共通要因で故障する可能性があり得る（蒸気ラインが一部共用のため）ことから，駆動源の異なるHPCSを優先とする。 【C設備】 RCICはDB拡張であるが，DB拡張もSA設備の一つとして，C設定が可能と整理。
			高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水	（10分） 【解析対象外】	1.8	SBO時，RCICおよびHPCSによる注水ができない場合は，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため，HPACの電源を確保し，注水する。	—	高圧炉心スプレイ系 （高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）	原子炉隔離時冷却系 （中央制御室起動）（速やか）	—	×	○	○	○	－	－	原子炉圧力 0.74MPa[gage]以上			
65-2-2	高圧注水	高圧原子炉代替注水系（現場起動）	高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	（35分以内） 【解析対象外】	1.2	RCICおよびHPCS喪失時に，中央制御室からの操作によりHPACを起動できない場合は，現場での人力による弁の操作により起動する。	原子炉隔離時冷却系 （現場起動）	高圧炉心スプレイ系 （高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）	原子炉隔離時冷却系 （中央制御室起動）（速やか） 高圧原子炉代替注水系 （中央制御室起動）（10分）	—	×	○	○	○	－	－	原子炉圧力 0.74MPa[gage]以上	－	1.2の現場での手動起動の要求について，HPACまたはRCICのどちらかが現場手動起動可能であれば満足できることから，いずれかが現場手動起動できることを，LCOとして設定する。	現場手動起動できることとは，具体的には必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルの操作により現場起動できることをいう。 ポンプ等の系統設備が動作不能となった場合は，中央制御室からの遠隔起動も不可となることから，65-2-1または保安規定第39条のLCO逸脱として対応する。 【γ設備】 手動操作用レバーおよびハンドルを規定するため，電源の確認は不要とする。
			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時間以内） 【解析対象外】	1.2	SBOおよび直流喪失に加え，HPACが起動できない場合には，現場での人力による弁の開操作によりRCICを起動する。	高圧原子炉代替注水系 （現場起動）	高圧炉心スプレイ系 （高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む）	原子炉隔離時冷却系 （中央制御室起動）（速やか） 高圧原子炉代替注水系 （中央制御室起動）（10分）	—	○	○	○	○	－	－	原子炉圧力 0.74MPa[gage]以上	×		
第41条	高圧注水	原子炉隔離時冷却系（中央制御室起動）	原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却	（速やか） 【自動起動】（TBP等）	1.2	自動起動信号または中央制御室からの手動操作によりRCICを起動する。	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	○	○	○	－	－	原子炉圧力 0.74MPa[gage]以上	○	設計拡張設備であり，SA設備としての機能追加は特にないことから保安規定第41条（原子炉隔離時冷却系）で整理する。	
第39条	高圧注水	高圧炉心スプレイ系	高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	（速やか） 【自動起動】（TC,ISLOCA等）	1.2	自動起動信号または中央制御室からの手動操作によりHPCSを起動する。	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	○	○	○	－	－	－	○	設計拡張設備であり，SA設備としての機能追加は特にないことから保安規定第39条（非常用炉心冷却系その１）で整理する。	

対応手段							B設備 ＬＣＯ逸脱したＳＡ設備と同等の機能を有する	γ設備 ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断 （２Ｎ以外…３日，２Ｎ…１０日） （二重下線は機能喪失想定ＤＢ設備以外）	Ｃ（代替手段） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断 （３０日）	Ｄ（自主対策設備 or 代替品） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断 （２Ｎ以外…１０日，２Ｎ…３０日）	DB兼用	適用される原子炉の状態						DB－SA統合	LCOの設定	備考
表No.	分類１	分類２ （系統）	分類３ （技術的能力 対応手順）	手順完了時間 技術的能力→（　　） 有効性評価※→【　　】 ※事象発生からの時間		主な用途（手順概要）						運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 （※）			
65-3-1	原子炉の減圧	代替自動減圧機能	減圧の自動化	（速やか） 【34分後に作動】（TQUX）	1.3	ADSの故障により減圧ができない場合は，代替ADSによりSRV(ADS機能付き)2個(B,M)を開し，減圧する。	—	—	主蒸気逃がし安全弁（手動減圧） （10分以内）	—	×	○	○	○	—	—	原子炉圧力 0.78MPa[gage]以上	—	LCO対象範囲は，代替自動減圧機能ロジック（要素含む）とする。ADSのアキュムレータおよび逃がし弁は39条にて整理する。	AOTは基本方針（ECCS機器以外のAOTを参考とする場合のAOT）のARIを参考に設定。
		自動減圧系等の起動阻止スイッチ	自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	（1分以内） 【6分】（ATWS）	1.1	ATWSが発生した場合に，ADSおよび代替ADS起動阻止スイッチによりADSおよび代替ADSによる減圧を阻止する。	—	—	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）（30秒以内）	—	×	○	○	—	—	—	—	—	自動減圧系等の起動阻止スイッチは，代替自動減圧機能の一部として，1.3を兼ねることから，本表にて規定する。	
65-3-2	原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）	手動操作による減圧（逃がし安全弁）	（1分以内） 【解析対象外】	1.3	SRVを手動操作し原子炉の減圧を行う。（急速減圧時に最大6個）	—	高圧炉心スプレイ系 （高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む） 原子炉隔離時冷却系	—	—	○	○	○	○	—	—	—	×	主蒸気逃がし安全弁は，既存の保安規定第30条（主蒸気逃がし安全弁）および第39条（非常用炉心冷却系その１）においてLCO要求があるが，逃がし弁機能，安全弁機能および自動減圧機能を規定するものであり，手動減圧機能の要求はない。従って，SA要求として手動減圧機能を本表にて規定する。 主蒸気逃がし安全弁の手動減圧を行う場合，急速減圧時に最大6個を開操作することから，主蒸気逃がし安全弁12個のうち，6個を所要数とする。	動作可能な主蒸気逃がし安全弁６個未満となった場合，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が少なくとも1個以上，動作不能となっていることから，条件Ａは保安規定第39条に準じて設定する。（第30条では10日間以内に復旧することのみを要求しており，要求される措置の内容は第39条に包絡される。） なお，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が2個以上動作不能の場合には，保安規定第39条に準じて，条件Ｂに原子炉を停止する措置を規定する。 自動減圧系もLCO対象弁のため，γ設備に設定せず。（左記「γ設備」欄については，39条の考えをもとに記載している。）
			高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止	（10分以内） 【1時間】（DCH）	1.3	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱によるPCV破損を防止するため，SRVを使用した中央制御室からの手動操作による減圧を行う。	—	高圧炉心スプレイ系 （高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む） 原子炉隔離時冷却系	—	—	○	○	○	○	—	—	—			
			発電用原子炉の減圧（インターフェイスシステムLOCA発生時）	（10分以内） 【30分】（ISLOCA）	1.3	ISLOCA発生時に，破断箇所の特定または隔離ができず，かつ復水器が使用不可能な場合はSRVにより急速減圧を実施することで，R/Bへの原子炉冷却材漏えい量を抑制する。	—	高圧炉心スプレイ系 （高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む） 原子炉隔離時冷却系	—	—	○	○	○	○	—	—	—			
65-3-3	原子炉の減圧	主蒸気逃がし安全弁機能回復（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池）	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	給電まで（1時間20分） 【解析対象外】	1.3	直流電源喪失時において，主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能を回復する	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	非常用直流電源設備	—	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（1時間10分） 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）（1時間30分） 代替品（可搬型蓄電池）	×	○	○	○	—	—	—	—	SRVの機能回復の要求について，「主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）」または「可搬型直流電源設備」のどちらかが動作可能であれば満足できることから，どちらか一方が動作可能であることをLCOとして設定する。	【B設備】どちらの系統も同じ基準要求に適合するものであり，どちらかだけでも当該基準要求を維持できることから，互いにB設備とする。 【D設備】（自主対策設備） SRVの駆動に必要な電源が確保できない場合でも，逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によりSRVを強制的に開することができる。また，主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）によりSRVを開することができる。
		逃がし安全弁機能回復（可搬型直流電源設備）	可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	給電まで（5時間50分） 【解析対象外】	1.3	常設直流電源喪失時において，可搬型直流電源設備により逃がし安全弁の機能を回復する。	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	非常用直流電源設備	—	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（1時間10分） 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）（1時間30分） 代替品（高圧発電機車）	×	○	○	○	—	—	—	—		
		逃がし安全弁機能回復窒素ガス供給設備）	逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	駆動源確保完了（5分） ガスボンベ交換完了（25分） 【解析対象外】	1.3	NGC系からHPIN系（ボンベ側）に切替えることで駆動ガスを確保する。窒素ガス圧が低下した場合は，予備の高圧窒素ガスボンベに切り替えて窒素ガスを確保する	—	アキュムレータ圧力	—	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（1時間10分） 代替品（窒素ガスボンベ）	×	○	○	○	—	—	—	—	LCO対象範囲は，逃がし安全弁用窒素ガスボンベならびに流路とする。また背圧対策として，窒素ガスの供給圧力は予め設定値以上とすることを要求する。	【γ設備】 アキュムレータの圧力が健全であることを担保するため，窒素ガス供給圧力が保安規定第39条に定める値であることを確認する。 【D設備】（自主対策設備） 逃がし安全弁の駆動に必要な窒素ガスが確保できない場合でも，逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によりSRVを強制的に開することができる。
			逃がし安全弁の背圧対策	圧力調整完了（1時間10分） 【解析対象外】	1.3	想定される重大事故等の環境条件（PCV圧力2Pd）においても確実にSRVを作動させることができるよう，窒素ガスの供給圧力を調整する。	—	アキュムレータ圧力	—	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備（1時間10分） 代替品（窒素ガスボンベ）	×	○	○	○	—	—	—	—		
第39条	原子炉の減圧	ISLOCA隔離弁	原子炉冷却材の漏えい箇所の隔離	遠隔隔離（20分） 現場隔離（10時間） 【10時間】（ISLOCA）	1.3	ISLOCA発生時に，破断箇所の隔離を行う。	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	○	○	○	—	—	—	○	重大事故等対処設備（設計基準拡張）であることから，保安規定第39条（非常用炉心冷却系）で整理する。	
第49条	原子炉の減圧	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（開放）	原子炉建物原子炉棟の圧力上昇抑制及び環境改善	自動開放	1.3	ISLOCA発生時において，原子炉建物原子炉棟内内の圧力上昇抑制および環境改善のため原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルを開放する。	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	○	○	○	○	—	—	—	○	ブローアウトパネル（開放）は，原子炉建屋（DB）の機能であり，適用される原子炉の状態も保安規定49条（原子炉棟）（運転，起動，高温停止，炉心変更等）に包絡される。	ブローアウトパネルの閉止機能は別途65条で規定する。

対応手段							B設備 ＬＣＯ逸脱したＳＡ設備と同等の機能を有する	γ設備 ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…３日，２Ｎ…１０日） （二重下線は機能喪失想定ＤＢ設備以外）	C（代替手段） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（３０日）	D（自主対策設備 or 代替品） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…１０日，２Ｎ…３０日）	DB兼用	適用される原子炉の状態						DB－SA統合	LCOの設定	備考
表No.	分類１	分類２ （系統）	分類３ （技術的能力 対応手順）	手順完了時間 技術的能力→（　　） 有効性評価※→【　　】 ※事象発生からの時間		主な用途（手順概要）						運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 （※）			
65-4-1	低圧注水	低圧原子炉代替注水系（常設）	低圧原子炉代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	RHR(A)系注水 （20分）【30分】（TQUV等）	1.4	原子炉運転中にRHR（低圧注水モード）が故障した場合，低圧原子炉代替注水系(常設)により，原子炉へ注水する	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む） 低圧炉心スプレイ系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	高圧炉心スプレイ系	—	×	○	○	○	－	－	－	－	LCO対象範囲は，FLSRポンプならびに必要な流路とする。	低圧原子炉代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】のAOTについて，低圧原子炉代替注水系（可搬型）は，高圧炉心スプレイ系または低圧注水系による注水を実施している間（γ設備），準備時間が確保できることから，時間短縮の補完措置は不要である。
			低圧原子炉代替注水系(常設)による残存溶融炉心の冷却	（20分） 【解析対象外】	1.4	低圧代替注水系(常設)により残存溶融炉心を冷却する	低圧原子炉代替注水系（可搬型）	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む） 低圧炉心スプレイ系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	高圧炉心スプレイ系	—	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合			
			低圧原子炉代替注水系(常設)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	（20分） 【2時間】（停止時SBO）	1.4	原子炉停止中にRHR（原子炉停止時冷却モード）が故障した場合，低圧原子炉代替注水系(常設)により，原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）	—	×	－	－	－	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合			
			低圧原子炉代替注水系(常設)による原子炉圧力容器への注水	RHR(A)系注水（20分） 【30分】（大LOCA）	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止し，原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む） 低圧炉心スプレイ系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	高圧炉心スプレイ系	—	×	○	○	○	－	－	－	－		
65-4-2	低圧注水	低圧原子炉代替注水系（可搬型）	低圧原子炉代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	建物内系統構成（25分） 建物外準備・送水（2時間10分） RHR(A)系注水 【2.4時間】（TBP）	1.4	原子炉運転中にRHR（低圧注水モード）が故障した場合，低圧原子炉代替注水系(可搬型)により，原子炉へ注水する	—	低圧炉心スプレイ系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む） 低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	高圧炉心スプレイ系	—	×	○	○	○	－	－	－	－	LCO対象範囲は，必要な弁および流路とする。大量送水車は表65-19-1においてLCO設定し，2セット分散配置が要求される。	
			低圧原子炉代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	建物内系統構成（25分） 建物外準備・送水（2時間10分） 【解析対象外】	1.4	低圧原子炉代替注水系(可搬型)により，残存溶融炉心を冷却する	低圧原子炉代替注水系（常設）	低圧炉心スプレイ系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む） 低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	高圧炉心スプレイ系	—	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合			
			低圧原子炉代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	建物内系統構成（25分） 建物外準備・送水（2時間10分） 【解析対象外】	1.4	原子炉停止中にRHR（原子炉停止時冷却モード）が故障した場合，低圧原子炉代替注水系(可搬型)により，原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）	—	×	－	－	－	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合			
			低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	建物内系統構成（25分） 建物外準備・送水（2時間10分） 【解析対象外】	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止し，原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	低圧炉心スプレイ系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む） 低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	高圧炉心スプレイ系	—	×	○	○	○	－	－	－	－		

対応手段							B設備 ＬＣＯ逸脱したＳＡ設備と同等の機能を有する	γ設備 ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…３日，２Ｎ…１０日） （二重下線は機能喪失想定ＤＢ設備以外）	Ｃ（代替手段） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（３０日）	Ｄ（自主対策設備 or 代替品） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…１０日，２Ｎ…３０日）	適用される原子炉の状態							DB－SA統合	LCOの設定	備考
表No.	分類１	分類２ （系統）	分類３ （技術的能力 対応手順）	手順完了時間 技術的能力→（　　） 有効性評価※→【　　】 ※事象発生からの時間		主な用途（手順概要）					DB兼用	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 （※）			
第39条	低圧注水	残留熱除去系（低圧注水モード）	残留熱除去系(低圧注水モード)による発電用原子炉の冷却	－	1.4	原子炉運転中，残留熱除去系(低圧注水モード)が健全であれば，重大事故の対処に用いる。	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	○	○	○	－	－	－	○	重大事故等対処設備（設計基準拡張）であることから，第39条「非常用炉心冷却系その１」で整理する。	
第39条	低圧注水	低圧炉心スプレイ系	低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却	－	1.4	原子炉運転中，低圧炉心スプレイ系が健全であれば，重大事故の対処に用いる。	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	○	○	○	－	－	－	○	重大事故等対処設備（設計基準拡張）であることから，第39条「非常用炉心冷却系その１」で整理する。	
第34条 第35条 第36条	低圧注水	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による発電用原子炉からの除熱	－	1.4	原子炉停止中，残留熱除去系(原子炉停止時モード)が健全であれば，重大事故の対処に用いる。	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	－	－	※1 ○	※2	※１：原子炉圧力が0.88MPa[gage]以下 ※２：原子炉内から全燃料が取出された場合を除く		○	重大事故等対処設備（設計基準拡張）であることから，第39条「非常用炉心冷却系その１」で整理する。	
65-5-1	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発 建物水素爆発	格納容器フィルタベント系	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始（55分） ベント要求【約27時間】（中小LOCA等）	1.5	RHR故障時に，格納容器フィルタベント系により最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する	－	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む） 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却水系，原子炉補機海水系含む）	－	耐圧強化ベントライン	×	○	○	○	－	－	－	－	1.5，1.7，1.9，1.10より保安規定第65条にLCOを設定する。現場操作の要求についても一括りにして設定する。 LCO対象範囲は，ベントラインならびに遠隔操作設備等の付帯設備とする。	1.5，1.7，1.9，1.10については，主要な設備が兼用されていることから，これら4条文の要求を一括りにして，SA条文の表タイトル（分類1）を構成することとする。
			格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	ベント開始（55分） ベント要求【約32時間】（大LOCA）	1.7 1.10	炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧および除熱を実施し，原子炉格納容器の過圧破損を防止する	－	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む） 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系含む）	残留熱代替除去系	－	×	○	○	○	－	－	－	－		
			現場操作（格納容器フィルタベント系）	ベント開始（2時間50分） 【解析対象外】	1.5	ＳＢＯおよびＲＨＲ使用不可時において，隔離弁を手動にてベント設備を遠隔操作することで最終ヒートシンク（大気）へ熱を輸送する	－	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む） 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系含む）	－	－	×	○	○	○	－	－	－	－		
			格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	ベント開始（55分） 【解析対象外】	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において，発生する水素ガスおよび酸素ガスを，格納容器フィルタベント系により排出する	－	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）含む） 可燃性ガス濃度制御系	－	－	×	○	○	○	－	－	－	－		
			現場操作（格納容器フィルタベント系）	ベント開始（2時間50分） 【解析対象外】	1.7	ＳＢＯによる格納容器フィルタベント系の隔離弁動作不能時に，遠隔手動弁操作機構の現場操作により原子炉格納容器の過圧破損を防止する	－	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む） 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系含む）	－	－	×	○	○	○	－	－	－	－		

対応手段							B設備 ＬＣＯ逸脱したＳＡ設備と同等の機能を有する	γ設備 ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…３日，２Ｎ…１０日） （二重下線は機能喪失想定ＤＢ設備以外）	Ｃ（代替手段） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（３０日）	Ｄ（自主対策設備 or 代替品） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…１０日，２Ｎ…３０日）	DB兼用	適用される原子炉の状態						DB－SA統合	LCOの設定	備考
表No.	分類１	分類２ （系統）	分類３ （技術的能力 対応手順）	手順完了時間 技術的能力→（　　） 有効性評価※→【　　】 ※事象発生からの時間		主な用途（手順概要）						運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 （※）			
65-5-2	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発 建物水素爆発	可搬式窒素供給装置	不活性ガス（窒素ガス）による系統内の置換	－	1.7	排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため，格納容器フィルタベント系の系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換する	－	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）含む） 格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む） 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系含む）	－	代替品（可搬式窒素供給装置）	×	○	○	○	－	－	－	－	格納容器フィルタベント系の手順で使用する設備であるが，それぞれLCO設定した場合に動作不能時は共にLCOとなる。ＦＶの機能維持に直接関わらないことから単独で条文設定する。	AOTのγ設備は，FV同様の考えとする。
			原子炉格納容器内不活性化による原子炉格納容器水素爆発防止	－	1.9	原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素ガス）にで置換する。	－	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）含む） 格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む） 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系含む） 可燃性ガス濃度制御系	－	代替品（可搬式窒素供給装置）	×	○	○	○	－	－	－	－		
			可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	パージ開始 （2時間）	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内で発生する水素ガスおよび酸素ガスの反応による水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器へ窒素ガスを供給する。	－	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）含む） 格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む） 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系含む） 可燃性ガス濃度制御系	－	代替品（可搬式窒素供給装置）	×	○	○	○	－	－	－	－		
			格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出	－	1.9	炉心の著しい損傷が発生し，格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガスおよび酸素ガスの排出を実施する際，格納容器フィルタベント系ラインにあらかじめ窒素ガスパージを実施することにより，　系統内の酸素濃度を可燃限界未満に保ち，水素爆発を防止する。	－	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）含む） 格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む） 残留熱除去系 （サプレッションプール水冷却モード） （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系含む） 可燃性ガス濃度制御系	－	代替品（可搬式窒素供給装置）	×	○	○	○	－	－	－	－		

対応手段							B設備 ＬＣＯ逸脱したＳＡ設備と同等の機能を有する	γ設備 ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…３日，２Ｎ…１０日） （二重下線は機能喪失想定ＤＢ設備以外）	C（代替手段） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（３０日）	D（自主対策設備 or 代替品） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…１０日，２Ｎ…３０日）	適用される原子炉の状態									
表No.	分類１	分類２ （系統）	分類３ （技術的能力 対応手順）	手順完了時間 技術的能力→（　　） 有効性評価※→【　　】 ※事象発生からの時間		主な用途（手順概要）					DB兼用	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 （※）	DB－SA統合	LCOの設定	備考
65-5-3	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発 建物水素爆発	原子炉補機代替冷却系	原子炉補機代替冷却系による除熱	系統構成・供給開始（7時間20分） 【8時間】（TW）	1.5	ＳＢＯまたはＬＵＨＳ時において，原子炉補機代替冷却系を用いて補機冷却水を確保する	—	原子炉補機冷却系 （原子炉補機海水系，非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）を含む）	—	大型送水ポンプ車による海水直接通水（7時間） 代替品（大型送水ポンプ車，移動式代替熱交換設備）	×	○	○	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は，大型送水ポンプ車，移動式代替熱交換設備ならびに必要な流路とする。大型送水ポンプ車，移動式代替熱交換設備は2セット分散配置が要求される。 1.11で，FPCの冷却水確保で要求されることを考慮し，適用される原子炉の状態は常時とする。	
65-5-4	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発 建物水素爆発	残留熱代替除去系	残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	原子炉補機代替冷却系 系統構成・供給開始（7時間20分） 残留熱代替除去系 系統構成・運転開始（1時間5分） 【10時間】（大LOCA）	1.7	炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱代替除去系の運転により，原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する	—	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む）	—	—	×	○	○	○	—	—	—	—	LCO対象範囲は，RHARポンプならびに必要な流路とする。 原子炉補機代替冷却系については他の目的でも使用することから，別表（原子炉補機代替冷却系）でLCOを規定する。	【γ設備】 格納容器の圧力および温度低下が目的であるため，格納容器冷却系のみとする。
65-5-5	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発 建物水素爆発	格納容器内の水素濃度および酸素濃度監視	格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	（45分）	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内に発生する水素ガスおよび酸素ガスの濃度を測定し，監視する	—	—	—	—	×	○	○	○	—	—	—	—	表65-13-1（主要パラメータおよび代替パラメータ）にてLCO等を規定する。	
			格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視	（10分）	1.9	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器内に発生する水素ガスおよび酸素ガスの濃度を測定し，監視する	—	—	—	—	×	○	○	○	—	—	—	—		
第34条 第35条 第36条	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発 建物水素爆発	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による発電用原子炉からの除熱	—	1.5	重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	—	—	※1	○	※2	—	○	※１：原子炉圧力が0.88MPa[gage]以下 ※２：原子炉内から全燃料が取出された場合を除く	重大事故等対処設備（設計基準拡張）であることから，第34,35,36条「原子炉停止時冷却系その１～３」で整理する。	
第39条	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発 建物水素爆発	残留熱除去系（格納容器冷却冷却モード）	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	—	1.5	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	○	○	○	—	—	—	○	重大事故等対処設備（設計基準拡張）であることから，第39条「非常用炉心冷却系その１」で整理する。	
第39条	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発 建物水素爆発	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード及び格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	—	1.5	重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	○	○	○	—	—	—	○	重大事故等対処設備（設計基準拡張）であることから，第39条「非常用炉心冷却系その１」で整理する。	
第52条	最終ヒートシンク PCV破損 PCV水素爆発 建物水素爆発	原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）による除熱	—	1.5	重大事故等対処設備（設計基準拡張）である原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む。）が健全であれば重大事故等の対処に用いる	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	○	○	○	—	—	—	○	重大事故等対処設備（設計基準拡張）であることから，第52条「原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系」で整理する。	冷温停止以降，当該設備の故障等により関連する設備が運転上の制限を満足していないと判断した場合は，それぞれ該当する条文を適用する。（現行DB条文の運用）
65-6-1	PCV冷却	格納容器代替スプレイ系（常設）	格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)	（30分） 【解析対象外】	1.6	炉心損傷が発生する前で，RHR（格納容器冷却モード）故障時において，格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器スプレイする	—	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（時間短縮の補完措置含む）（2時間10分）	—	×	○	○	○	—	—	—	—	設置許可基準規則49条より保安規定65条にLCOを設定する。 LCO対象範囲は，FLSRポンプならびに必要な流路とする。	
			格納容器代替スプレイ系（常設）による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後)	（30分） 【解析対象外】	1.6	炉心損傷が発生した後で，RHR（格納容器冷却モード）故障時において，格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器スプレイする	—	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）（時間短縮の補完措置含む）（2時間10分）	—	×	○	○	○	—	—	—	—		
65-6-2	PCV冷却	格納容器代替スプレイ系（可搬型）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)	建物外準備・送水（2時間10分） 【19時間】（長期TB等）	1.6	炉心損傷が発生する前で，RHR（格納容器冷却モード）故障時において，格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器スプレイする	—	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	格納容器代替スプレイ系（常設）（30分）	—	×	○	○	○	—	—	—	—	設置許可基準規則49条より保安規定65条にLCOを設定する。 LCO対象範囲は，必要な弁および流路とする。大量送水車は，表65-19-1においてLCO設定し，2セット分散配置が要求される。	
			格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後)	建物外準備・送水（2時間10分） 【27時間】（大LOCA（RHARを使用しない場合））	1.6	炉心損傷が発生した後で，RHR（格納容器冷却モード）故障時において，格納容器代替スプレイ（可搬型）により格納容器スプレイする	—	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	格納容器代替スプレイ系（常設）（30分）	—	×	○	○	○	—	—	—	—		

対応手段							B設備 ＬＣＯ逸脱したＳＡ設備と同等の機能を有する	γ設備 ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…３日，２Ｎ…１０日）（二重下線は機能喪失想定ＤＢ設備以外）	C（代替手段） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（３０日）	D（自主対策設備 or 代替品） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…１０日，２Ｎ…３０日）	適用される原子炉の状態									
表No.	分類１	分類２ （系統）	分類３ （技術的能力 対応手順）	手順完了時間 技術的能力→（　　） 有効性評価※→【　　】 ※事象発生からの時間		主な用途（手順概要）					DB兼用	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 （※）	DB－SA統合	LCOの設定	備考
第39条	PCV冷却	残留熱除去系（格納容器冷却モード）	残留熱除去系（格納容器冷却モード）による原子炉格納容器内の除熱	－	1.6	重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（格納容器冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	○	○	○	－	－	－	○	重大事故等対処設備（設計基準拡張）であることから，第39条「非常用炉心冷却系その１」で整理する。	
第39条	PCV冷却	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）	残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）によるサプレッション・プール水の除熱	－	1.6	重大事故等対処設備（設計基準拡張）である残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）が健全であれば重大事故等の対処に用いる	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	DB条文で整理 （設計拡張設備）	○	○	○	○	－	－	－	○	重大事故等対処設備（設計基準拡張）であることから，第39条「非常用炉心冷却系その１」で整理する。	
65-7-1	溶融炉心冷却	ペデスタル代替注水系（常設）	ペデスタル代替注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水	（30分） 【解析対象外】	1.8	ペデスタル代替注水系（常設）によるデブリ冷却	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	ペデスタル代替注水系（可搬型）または格納容器代替スプレイ系（可搬型）（時間短縮の補完措置含む）（2時間10分）	—	×	○	○	○	－	－	－	－	LCO対象範囲は，FLSRポンプならびに必要な流路とする。	
65-7-2	溶融炉心冷却	ペデスタル代替注水系（可搬型）	ペデスタル代替注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	建物外準備・送水（2時間10分） 【3.1時間】（DCH）	1.8	ペデスタル代替注水系（可搬型）によるデブリ冷却	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	ペデスタル代替注水系（常設）（30分）または格納容器代替スプレイ系（可搬型）（時間短縮の補完措置含む）（2時間10分）	—	×	○	○	○	－	－	－	－	LCO対象範囲は，必要な弁および流路とする。大量送水車は，表65-19-1においてLCO設定し，2セット分散配置が要求される。	
65-7-3	溶融炉心冷却	格納容器代替スプレイ系（可搬型）	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水		1.8	格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるデブリ冷却	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	ペデスタル代替注水系（常設）（30分）またはペデスタル代替注水系（可搬型）（時間短縮の補完措置含む）（2時間10分）	—	×	○	○	○	－	－		－	LCO対象範囲は，必要な弁および流路とする。大量送水車は，表65-19-1においてLCO設定し，2セット分散配置が要求される。	
65-8-1	建屋水素	静的触媒式水素処理装置	静的触媒式水素処理装置による水素濃度抑制	－	1.10	静的触媒式水素処理装置により，原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制する	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く），原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系含む） 非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く） 燃料プール温度，水位監視	—	原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルおよび原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル強制開放装置	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	－	LCO対象範囲は，静的触媒式水素処理装置とする。静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度は表65-13-1にてLCO等を規定する。	【γ設備】冷温停止，燃料交換時は原子炉注水可能なDBA設備1系列が確認できれば良いため，非常用炉心冷却系1系列（自動減圧系除く）を設定する。
65-8-2	建屋水素	原子炉建物水素濃度	原子炉建物内の水素濃度監視	－	1.10	原子炉建物原子炉棟内の水素濃度の監視	—	—	代替パラメータ（他チャンネル）（静的触媒式水素処理装置入口温度および静的触媒式水素処理装置出口温度）	—	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	－	LCO対象範囲は，原子炉建物水素濃度監視設備とする。 7チャンネル全て必要であるため，表65-13-1と別にLCO設定する。AOTの完了時間については準用した設定とする。 原子炉建物燃料取替階に設置される2チャンネルが動作不能の場合は，共通要因等により同時に動作不能となった場合と同様の措置とする。	

対応手段							B設備 ＬＣＯ逸脱したＳＡ設備と同等の機能を有する	γ設備 ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…３日，２Ｎ…１０日） （二重下線は機能喪失想定ＤＢ設備以外）	Ｃ（代替手段） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（３０日）	Ｄ（自主対策設備 or 代替品） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…１０日，２Ｎ…３０日）	DB兼用	適用される原子炉の状態						DB－SA統合	LCOの設定	備考
表No.	分類１	分類２ （系統）	分類３ （技術的能力 対応手順）	手順完了時間 技術的能力→（　　） 有効性評価※→【　　】 ※事象発生からの時間		主な用途（手順概要）						運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 （※）			
65-9-1	SFP	燃料プールスプレイ系 （常設スプレイヘッダ）	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへの注水	建物外準備・送水（2時間10分） 【解析対象外】	1.11	燃料プールへの注水	—	燃料プール温度，水位監視	可搬型スプレイノズル使用（2時間50分）	—	×	○	○	○	○	○	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	－	燃料プールスプレイ系には常設スプレイヘッダを使用する場合，可搬型スプレイノスルを使用する場合の２つの系統構成があり，またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括りにしてLCOを設定する。 常設スプレイヘッダおよび可搬型スプレイノズルは同等な機能を有するが，設置許可基準規則の要求では，注水・スプレイラインを含め全て可搬型で配備することが必要となり，必須要求となるのは可搬型スプレイノズルであることから，常設スプレイヘッダは可搬型スプレイノズルが動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさないと整理していたが，すべてのSA設備にLCO設定することとし，常設および可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。 大量送水車は，表65-19-1においてＬＣＯ設定し，2セット分散配置が要求される。	プラント停止を要求しない（基本方針） 【γ設備】 燃料プールが健全であることの確認および冷却機能が健全であることを確認する手段として燃料プール温度，水位監視を設定する。 【Ｄ設備】 大量の水の漏えいを想定した場合については，技術的能力にて消火系による補給は自主対策設備と評価していないが，燃料プール水位低下の抑制を期待できることから，Ｄ設備として設定する。
			燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ	建屋外準備・送水（2時間10分） 【解析対象外】	1.11	燃料プールへのスプレイ	—	燃料プール温度，水位監視	可搬型スプレイノズル使用（2時間50分）	—	×	○	○	○	○	○	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間			
	SFP	燃料プールスプレイ系 （可搬型スプレイノズル）	燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	建物外準備・送水（2時間50分） 【3時間10分】（想定1,2）	1.11	燃料プールへの注水	—	燃料プール温度，水位監視	常設スプレイヘッダ使用（2時間10分）	—	×	○	○	○	○	○	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	－	燃料プールスプレイ系には常設スプレイヘッダを使用する場合，可搬型スプレイヘッダを使用する場合の２つの系統構成があり，またそれぞれ注水機能とスプレイ機能を有する。これらの要求を一括りにしてLCOを設定する。 常設スプレイヘッダおよび可搬型スプレイノズルは同等な機能を有するが，設置許可基準規則の要求では，注水・スプレイラインを含め全て可搬型で配備することが必要となり，必須要求となるのは可搬型スプレイノズルであることから，常設スプレイヘッダは可搬型スプレイノズルが動作可能な場合は機能喪失してもLCO逸脱とはみなさないと整理していたが，すべてのSA設備にLCO設定することとし，常設および可搬の両方が動作可能であることを運転上の制限とする。 大量送水車は，表65-19-1においてＬＣＯ設定し，2セット分散配置が要求される。 サイフォン防止機能については，共1において使用済燃料プールに含むとあることから，系に含まれる設備として整理する。	プラント停止を要求しない（基本方針） 【γ設備】 燃料プールが健全であることの確認および冷却機能が健全であることを確認する手段として燃料プール温度，水位監視を設定する。 【Ｄ設備】 大量の水の漏えいを想定した場合およびサイフォンによる漏えいの防止については，技術的能力にて消火系による補給は自主対策設備と評価していないが，燃料プール水位低下の抑制を期待できることから，Ｄ設備として設定する。
			燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ	建物外準備・送水（2時間50分） 【3時間10分】（想定1,2）	1.11	燃料プールへのスプレイ	—	燃料プール温度，水位監視	常設スプレイヘッダ使用（2時間10分）	—	×	○	○	○	○	○	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間			
65-9-2	SFP	燃料プール冷却系	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	（10分） 【解析対象外】	1.11	燃料プール冷却系による燃料プールの除熱	—	燃料プール温度上昇評価	—	燃料プールスプレイ系 （常設スプレイヘッダ使用（2時間10分）または可搬型スプレイノズル使用（2時間50分））（時間短縮の補完措置含む） 残留熱除去系（燃料プール冷却）	×	○	○	○	○	○	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	－	LCO対象範囲は，SFPの除熱に必要なFPCポンプ，FPC熱交換器ならびにF/Dバイパス運転に必要な流路とする。 原子炉補機代替冷却系は他系統と共用することから，別にLCOを設定する。	プラント停止を要求しない（基本方針） 【γ設備】 重大事故等発生時の時間余裕を確認するため，燃料プールの水温が65℃（保安規定第54条の運転上の制限）に到達するまでの時間を評価する。 フロントライン系のγ設備が設定できないため，電源をγ設備として設定せず。
65-9-3	SFP	燃料プール監視設備	燃料プールの状態監視	SFP監視カメラ冷却設備起動（25分） 【解析対象外】	1.11	燃料プールの監視	—	燃料プール温度，水位監視	代替パラメータ	—	×	○	○	○	○	○	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	－	LCO対象範囲は，各計装設備とする。	プラント停止を要求しない（基本方針）

対応手段							B設備 ＬＣＯ逸脱したＳＡ設備と同等の機能を有する	γ設備 ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…３日，２Ｎ…１０日） （二重下線は機能喪失想定ＤＢ設備以外）	C（代替手段） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（３０日）	D（自主対策設備 or 代替品） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…１０日，２Ｎ…３０日）	適用される原子炉の状態						DB－SA統合	LCOの設定	備考
表No.	分類１	分類２ （系統）	分類３ （技術的能力 対応手順）	手順完了時間 技術的能力→（　　） 有効性評価※→【　　】 ※事象発生からの時間		主な用途（手順概要）					DB兼用	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 （※）			
65-10-1	拡散抑制	大気への放射性物質の拡散抑制	大気への放射性物質の拡散抑制	（4時間30分） 【解析対象外】	1.11	燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に，原子炉建物放水設備により，大気への放射性物質の拡散抑制を行う。	—	残留熱除去系 （低圧注水モード，格納容器冷却モード，サプレッションプール水冷却モード） 燃料プール温度，水位監視	—	代替品（大型送水ポンプ車，放水砲）	×	○	○	○	○	○	—	—	1.11，1.12より保安規定第65条にLCOを設定する。LCO対象範囲は，大型送水ポンプ車，放水砲，泡消火薬剤容器ならびに流路（ホース）とする。	大気への放射性物質の拡散抑制および航空機燃料火災への泡消火は，共通するSA設備があり要求される措置も同様な考えで設定できることから，1つの条文にまとめて整理する。
			大気への放射性物質の拡散抑制	（4時間30分） 【解析対象外】	1.12	炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損または燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に，原子炉建物放水設備により，大気への放射性物質の拡散抑制を行う。	—	残留熱除去系 （低圧注水モード，格納容器冷却モード，サプレッションプール水冷却モード） 燃料プール温度，水位監視	—	代替品（大型送水ポンプ車，放水砲）	×	○	○	○	○	○	—			
		航空機燃料火災への泡消火	航空機燃料火災への泡消火	（5時間10分） 【解析対象外】	1.12	原子炉建物周辺において航空機燃料火災が発生した場合に，泡消火を行う	—	残留熱除去系 （低圧注水モード，格納容器冷却モード，サプレッションプール水冷却モード） 燃料プール温度，水位監視	—	代替品（大型送水ポンプ車，放水砲，泡消火薬剤容器）	×	○	○	○	○	○	—	—		
65-10-2	拡散抑制	海洋への放射性物質の拡散抑制	海洋への放射性物質の拡散抑制	放射性物質吸着材設置（4時間20分） シルトフェンス（24時間） 【解析対象外】	1.12	炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損または燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合に，海洋への放射性物質の拡散抑制を行う	—	残留熱除去系 （低圧注水モード，格納容器冷却モード，サプレッションプール水冷却モード） 燃料プール温度，水位監視	—	代替品（代替船舶，吸着材，フェンス等）	×	○	○	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は，小型船舶，放射性物質吸着材およびシルトフェンスとする。	
65-11-1	水源	重大事故等収束のための水源	低圧原子炉代替槽　保有水	【2時間30分】（TQUV他）	1.13	重大事故等のための保有水の管理	—	サプレッションプール水位（ＳＡ）（水位確認） 非常用炉心冷却系	大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水槽への移送手段 （時間短縮の補完措置含む）	—	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	×	LCO対象範囲は，低圧原子炉代替注水槽とする。 サプレッション・チェンバはDB兼SA設備である。SAの注水系統の水源としては，高圧原子炉代替注水系，残留熱代替除去系として使用するため運転～高温停止時まで要求される。このため，保安規定第46条（サプレッションチェンバの水位）の適用される原子炉の状態（運転～高温停止）と同等であることから，保安規定46条において整理する。	
			サプレッション・チェンバ 保有水	—	1.13	重大事故等のための保有水の管理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	DB条文で整理	○	○	○	○	—	—	—	○		
65-11-2	水源	低圧原子炉代替注水槽への移送設備	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした補給	（2時間10分） 【2時間30分】（TQUV他）	1.13	輪谷貯水槽（西１）および輪谷貯水槽（西２）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	—	低圧原子炉代替注水槽（水量確認）	—	代替品（大量送水車）	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	—	水の移送設備としては，低圧原子炉代替注水槽への移送設備と，海水移送設備があり，それぞれ条文を分けてLCO設定する。 大量送水車は，表65-19-1においてLCO設定し，2セット分散配置が要求される。	【γ設備】 冷温停止または燃料交換については，690m³以上となるように補給するまたは690m³以上であることを確認する。
65-11-3	大量送水車	海水移送設備	海を水源とした補給	（2時間10分） 【解析対象外】	1.13	海を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	—	サプレッションプール水位（ＳＡ）（水位確認） 低圧原子炉代替注水槽（水量確認）	—	代替品（大量送水車）	×	○	○	○	○	○	—	—	水の移送設備としては，低圧原子炉代替注水槽への移送と，海水からの移送があり，それぞれ条文を分けてLCO設定する。	【γ設備】 冷温停止または燃料交換の低圧原子炉代替注水槽については690m³以上となるように補給するまたは690m³以上であることを確認する。
			海を水源とした送水	（2時間10分） 【解析対象外】	1.13	海を水源とした大量送水車（２台）による送水	—	サプレッションプール水位（ＳＡ）（水位確認） 低圧原子炉代替注水槽（水量確認）	—	代替品（大量送水車）	×	○	○	○	○	○	—			
			大量送水車による輪谷貯水槽（西１）又は輪谷貯水槽（西２）への海水補給	（2時間10分） 【解析対象外】	1.13	輪谷貯水槽（東１）および輪谷貯水槽（東２）の水が枯渇により補給ができない場合，大量送水車により海水を輪谷貯水槽（西１）または輪谷貯水槽（西２）へ補給する	—	サプレッションプール水位（ＳＡ）（水位確認） 低圧原子炉代替注水槽（水量確認）	—	代替品（大量送水車）	×	○	○	○	○	○	—			
			淡水から海水への切替え	切替時間(2時間10分) 【解析対象外】	1.13	輪谷貯水槽（西１）および輪谷貯水槽（西２）から淡水の供給を行っている場合に，水源を海水に切り替える場合は，あらかじめ大量送水車の水源切替準備を行う。	—	サプレッション・プール水位（ＳＡ）（水位確認） 低圧原子炉代替注水槽（水量確認）	—	代替品（大量送水車）	×	○	○	○	○	○	—			
65-11-4	水源	構内監視設備	—	—	1.13	土石流が発生するおそれがある状況において，輪谷貯水槽（西１）および輪谷貯水槽（西２）周辺の土石流発生状況を確認する。	—	—	—	代替品（カメラ）	×	○	○	○	○	○	—	—	LCO対象範囲は，構内監視設備とする。	

対応手段							B設備 ＬＣＯ逸脱したＳＡ設備と同等の機能を有する	γ設備 ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…３日，２Ｎ…１０日）（二重下線は機能喪失想定ＤＢ設備以外）	Ｃ（代替手段） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（３０日）	Ｄ（自主対策設備 or 代替品） ＬＣＯ逸脱時のＡＯＴ判断（２Ｎ以外…１０日，２Ｎ…３０日）	適用される原子炉の状態							DB－SA統合	LCOの設定	備考
表No.	分類１	分類２ （系統）	分類３ （技術的能力 対応手順）	手順完了時間 技術的能力→（　　） 有効性評価※→【　　】 ※事象発生からの時間		主な用途（手順概要）					DB兼用	運転	起動	高温停止	冷温停止	燃料交換	条件 （※）			
65-19-1	大量送水車	低圧原子炉代替注水系（可搬型）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却【原子炉運転中】	建物内系統構成（25分） 建物外準備・送水（2時間10分） ＲＨＲ（Ａ）系注水 【2.4時間】（TBP）	1.4	原子炉運転中にRHR（低圧注水モード）故障した場合，低圧原子炉代替注水系(可搬型)により。原子炉へ注水する	—	低圧炉心スプレイ系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む） 低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	高圧炉心スプレイ系	—	×	○	○	○	－	－	－	－	大量送水車は，2セット分散配置が要求される。 大量送水車およびホースにより送水できることいい，接続口までの範囲の共通部分についてLCO設定する。	
			低圧原子炉代替注水系(可搬型)による残存溶融炉心の冷却	建物内系統構成（25分） 建物外準備・送水（2時間10分） 【解析対象外】	1.4	低圧原子炉代替注水系(可搬型)により，残存溶融炉心を冷却する	低圧原子炉代替注水系（常設）	低圧炉心スプレイ系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む） 低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	高圧炉心スプレイ系	—	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合		
			低圧原子炉代替注水系(可搬型)による発電用原子炉の冷却【原子炉停止中】	建物内系統構成（25分） 建物外準備・送水（2時間10分） 【解析対象外】	1.4	原子炉停止中にRHR（原子炉停止時冷却モード）故障した場合，低圧原子炉代替注水系(可搬型)により，原子炉へ注水する	—	非常用炉心冷却系（自動減圧系を除く）	高圧炉心スプレイ系	—	×	－	－	－	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合		
			低圧原子炉代替注水系(可搬型)による原子炉圧力容器への注水	建物内系統構成（25分） 建物外準備・送水（2時間10分） 【解析対象外】	1.8	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止し，原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心を冷却する	—	低圧炉心スプレイ系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む） 低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	高圧炉心スプレイ系	—	×	○	○	○	－	－	－	－			
		格納容器代替スプレイ系（可搬型）	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷前)	建物外準備・送水（2時間10分） 【19時間】（長期TB等）	1.6	炉心損傷が発生する前で，ＲＨＲ（格納容器冷却モード）故障時において，格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器スプレイする	—	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	格納容器代替スプレイ系（常設）（30分）	—	×	○	○	○	－	－	－			
			格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(炉心損傷後)	建物外準備・送水（2時間10分） 【27時間】（大LOCA（RHARを使用しない場合））	1.6	炉心損傷後が発生した後で，ＲＨＲ（格納容器冷却モード）故障時において，格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器スプレイする	—	格納容器冷却系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	格納容器代替スプレイ系（常設）（30分）	—	×	○	○	○	－	－	－			
		ペデスタル代替注水系（可搬型）	ペデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	建物外準備・送水（2時間10分） 【5.4時間】（DCH）	1.8	ペデスタル代替注水系(可搬型)によるデブリ冷却	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	ペデスタル代替注水系（常設）（30分）またはペデスタル代替スプレイ系（可搬型）（時間短縮の補完措置含む）（2時間10分）	—	×	○	○	○	－	－	－			
		格納容器代替スプレイ系（可搬型）	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水	建物外準備・送水（2時間10分） 【3.1時間】（DCH）	1.8	格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるデブリ冷却	—	低圧注水系 （非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）を含む）	ペデスタル代替注水系（常設）（30分）またはペデスタル代替注水系（可搬型）（時間短縮の補完措置含む）（2時間10分）	—	×	○	○	○	－	－	－			
		燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）	燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへの注水	建物外準備・送水（2時間10分） 【解析対象外】	1.11	燃料プールへの注水	—	燃料プール温度，水位監視	可搬型スプレイノズル使用（2時間50分）	代替品（大量送水車）	×	○	○	○	○	○	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間		
			燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ）による燃料プールへのスプレイ	建物外準備・送水（2時間10分） 【解析対象外】	1.11	燃料プールへのスプレイ	—	燃料プール温度，水位監視	可搬型スプレイノズル使用（2時間50分）	代替品（大量送水車）	×	○	○	○	○	○	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間		
		燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）	燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水	建物外準備・送水（2時間50分） 【3時間10分】（想定1,2）	1.11	燃料プールへの注水	—	燃料プール温度，水位監視	常設スプレイヘッダ使用（2時間10分）	代替品（大量送水車）	×	○	○	○	○	○	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間		
			燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイ	建物外準備・送水（2時間50分） 【3時間10分】（想定1,2）	1.11	燃料プールへのスプレイ	—	燃料プール温度，水位監視	常設スプレイヘッダ使用（2時間10分）	代替品（大量送水車）	×	○	○	○	○	○	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間		
		低圧原子炉代替注水槽への移送設備	輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２）を水源とした補給	（2時間10分） 【2時間30分】（TQUV他）	1.13	輪谷貯水槽（西１）および輪谷貯水槽（西２）を水源とした大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	—	低圧原子炉代替注水槽（水位確認）	—	代替品（ホース）	×	○	○	○	○	※	原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合	－	水の移送設備としては，低圧原子炉代替注水槽への移送設備と，海水移送設備があり，それぞれ条文を分けてLCO設定する。 大量送水車は，表65-19-1においてＬＣＯ設定し，2セット分散配置が要求される。	【γ設備】 冷温停止または燃料交換については，690m^{3}以上となるように補給するまたは690m^{3}以上であることを確認する。

資料１．（６）重大事故等対処設備のＬＣＯを適用する原子炉の状態について

重大事故等対処設備のＬＣＯを適用する原子炉の状態について

技術的能力審査基準 1.0～1.19（設置許可基準規則第 43 条～第 62 条）において，当該機能を有する重大事故等対処設備のＬＣＯを適用する原子炉の状態については，以下の基本的な考え方に基づき，下表を参考に設定する。（詳細は次頁に示す。）

【適用する原子炉の状態の基本的な考え方】

ａ．重大事故等対処設備に対するＬＣＯを適用する原子炉の状態については，その機能を代替する設計基準事故対処設備（例：格納容器代替スプレイ系）が適用される原子炉の状態を基本として設定する。

ただし，重大事故等対処設備の機能として，上記における設計基準事故対処設備の原子炉の状態の適用範囲外においても要求される場合があることから，当該の重大事故等対処設備の機能を勘案した原子炉の状態の設定が必要となる。

ｂ．機能を代替する対象の設計基準事故対処設備が明確ではない重大事故等対処設備（例：放水砲）については，当該設備の機能が要求される重大事故等から判断して，個別に適用する原子炉の状態を設定する。

技術的能力審査基準（設置許可基準規則）		適用される原子炉の状態（例）	重大事故等対処設備（代表例）
1.1（第 44 条）	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	運転および起動	・ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能） ・ほう酸水注入ポンプ
1.2（第 45 条）	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が 0.74MPa[gage]以上）	・高圧原子炉代替注水ポンプ ・原子炉隔離時冷却ポンプ
1.3（第 46 条）	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が 0.78MPa[gage]以上）	・逃がし安全弁 ・代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）
1.4（第 47 条）	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※1	・低圧原子炉代替注水ポンプ ・大量送水車
1.5（第 48 条）	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	・原子炉補機代替冷却系
1.6（第 49 条）	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	運転，起動および高温停止	・低圧原子炉代替注水ポンプ ・大量送水車
1.7（第 50 条）	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	運転，起動および高温停止	・格納容器フィルタベント系 ・残留熱代替除去系
1.8（第 51 条）	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	運転，起動および高温停止	・低圧原子炉代替注水ポンプ ・大量送水車
1.9（第 52 条）	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	運転，起動および高温停止	・格納容器フィルタベント系 ・格納容器水素濃度（ＳＡ）
1.10（第 53 条）	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※1	・静的触媒式水素処理装置 ・原子炉建物水素濃度
		運転，起動および高温停止	・格納容器フィルタベント系
1.11（第 54 条）	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	・大量送水車 ・燃料プールの監視設備
1.12（第 55 条）	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	・シルトフェンス ・放水砲
1.13（第 56 条）	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※1	・大量送水車
		運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※1	・低圧原子炉代替注水槽
1.14（第 57 条）	電源設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	・常設代替交流電源設備 ・常設代替直流電源設備

技術的能力審査基準 （設置許可基準規則）		適用される原子炉の状態（例）	重大事故等対処設備（代表例）
1.15 （第 58 条）	計装設備	各計器ごとに要求される原子炉の状態に従う。	・原子炉圧力容器温度（ＳＡ） ・格納容器代替スプレイ流量
1.16 （第 59 条）	原子炉制御室	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	・ＬＥＤライト（三脚タイプ）
		運転，起動，高温停止および炉心変更時※２または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	・非常用ガス処理系
1.17 （第 60 条）	監視測定設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	・可搬式モニタリングポスト ・可搬式気象観測装置
1.18 （第 61 条）	緊急時対策所	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	・緊急時対策所用発電機
		運転，起動，高温停止および炉心変更時※２または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時	・空気ボンベ加圧設備
1.19 （第 62 条）	通信連絡を行うために必要な設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	衛星電話設備（携帯型） 無線通信設備（携帯型）
1.0 （第 43 条）	共通事項 （重大事故等対処設備）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	・ホイールローダ

※１：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合

（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

※２：停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

■重大事故等対処設備のLCOが適用される原子炉の状態について(例)

分 類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備（または機能）	左記設備（機能）が 要求される 原子炉の状態
(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設備 (1.1/第44条)	運転および起動	ＡＴＷＳ緩和設備は，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することができない事象が発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉出力を抑制するために必要な設備であることから，運転および起動の原子炉の状態を適用する。	・原子炉保護系 ・制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット ・制御棒	運転および起動
(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (1.2/第45条)	運転,起動および高温停止(原子炉圧力が　0.74MPa[gage]以上)	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，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，原子炉を冷却するために必要な設備であることから（例：高圧原子炉代替注水系），高圧時に当該の設計基準事故対処設備による冷却機能が必要な原子炉の状態を適用する。	・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系 ・(全交流動力電源) ・(常設直流電源)	運転，起動および高温停止（原子炉隔離時冷却系は原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）
(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (1.3/第46条)	運転,起動および高温停止(原子炉圧力が　0.78MPa[gage]以上)	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，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ために必要な設備であることから（例：逃がし安全弁），(2)と同様の原子炉の状態となる。	・自動減圧系 ・(全交流動力電源) ・(常設直流電源)	運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.78MPa[gage]以上）
(4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 (1.4/第47条)	運転，起動，高温停止,冷温停止および燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で,かつプールゲートが開の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され,かつプールゲートが閉の場合)	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，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および原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉を冷却するために必要な設備であることから（例：可搬型代替注水ポンプ），当該の設計基準事故対処設備と同様の原子炉の状態となる。 ただし，原子炉水位オーバーフロー水位付近でかつプールゲート開の場合は，原子炉ウェルとＳＦＰがつながり保有水量が多くなり時間的余裕が大きくなること，また常時待機要求がある燃料プールスプレイ系にて原子炉およびＳＦＰでの崩壊熱による冷却材の蒸発分以上の注水が可能であるため，ＬＣＯ適用期間とする必要性は低いことから，適用される原子炉の状態から除外する。 また，原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合は，全燃料が取出されプールゲートにより隔離されていることから，原子炉への注水は不要となる。	・低圧注水系 ・(全交流動力電源)	運転，起動，高温停止
			・残留熱除去系原子炉停止時冷却モード ・(全交流動力電源)	冷温停止および燃料交換（原子炉内から全燃料が取出された場合を除く）

分 類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備（または機能）	左記設備（機能）が 要求される 原子炉の状態
(5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (1.5/第 48 条)	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換(原子炉内から全燃料が取出された場合を除く)	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および原子炉格納容器の破損（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，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備であることから（例：原子炉補機代替冷却系移動式代替熱交換設備），原子炉内に燃料が存在する原子炉の状態を適用する。ただし，格納容器ベントに係る設備については（例：格納容器フィルタベント系），原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある原子炉の状態に適用する。	・原子炉補機冷却系 ・(全交流動力電源)	運転，起動および高温停止 （冷温停止および燃料交換については片系列要求）
(6) 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 (1.6/第 49 条)	運転，起動および高温停止	設計基準事故対処設備が有する原子炉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，原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させるために必要な設備であり（例：低圧原子炉代替注水ポンプ），原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間の原子炉の状態を適用する必要がある。 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力および温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備であり（例：低圧原子炉代替注水ポンプ），原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある原子炉の状態となる。	・格納容器冷却系 ・(全交流動力電源)	運転，起動および高温停止
(7) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備 (1.7/第 50 条)	運転，起動および高温停止	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器の圧力および温度を低下させるために必要な設備であり(例：格納容器フィルタベント系)，原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間の原子炉の状態を適用する必要がある。	・格納容器冷却系 ・(全交流動力電源)	運転，起動および高温停止
(8) 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備 (1.8/第 51 条)	運転，起動および高温停止	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な原子炉格納容器下部注水設備であり（例：低圧原子炉代替注水ポンプ），(6)同様，原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間の原子炉の状態を適用する必要がある。	－	－

分 類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備（または機能）	左記設備（機能）が 要求される 原子炉の状態
(9) 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 (1.9/第 52 条)	運転,起動および高温停止	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合に，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備であり（例：格納容器フィルタベント系），原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間の原子炉の状態を適用する必要がある。	－	－
(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設備 (1.10/第 53 条)	運転，起動，高温停止,冷温停止および燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で,かつプールゲートが開の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され,かつプールゲートが閉の場合)	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建物等の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合に，原子炉建物内の水素濃度の上昇抑制および原子炉建物内の水素ガス濃度を測定するために必要な設備（例：静的触媒式水素処理装置）であることから，原子炉内に燃料が存在する期間を基本として原子炉水位がオーバーフロー水位付近でプールゲート開となった場合は，原子炉ウェルとＳＦＰが繋がり，保有水量が多くなることから,（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近でかつプールゲート開または（2）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉までの期間において待機が必要な設備である。	－	－
	運転,起動および高温停止	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器から原子炉建物等への水素ガスの漏えいを抑制し，原子炉建物等内の水素濃度の上昇を緩和するために必要な設備であり（例：格納容器フィルタベント系），原子炉建物等の損傷が発生する可能性のある期間の原子炉の状態を適用する必要がある。	－	－

分 類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備（または機能）	左記設備（機能）が 要求される 原子炉の状態
(11)使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 (1.11/第 54 条)	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間	燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失し，または燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において当該プール内の燃料等を冷却し，放射線を遮断し，および臨界を防止するために，燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において待機が必要な設備である(例：大量送水車)。	・燃料プール冷却系 ・残留熱除去系（燃料プール冷却機能）	燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間
		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燃料プールの水位が異常に低下した場合においても，プール内の燃料等の著しい損傷の進行を緩和し，および臨界を防止するために必要な設備でもあることから，燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間は待機が要求される設備である（例：常設スプレイヘッダ)。	－	－
(12)工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 (1.12/第 55 条)	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損または燃料プール内の燃料等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備であり（例：放水砲)，原子炉格納容器破損に至る可能性のある原子炉の状態において，および燃料プールに照射された燃料を貯蔵している期間において待機が必要な設備である。	－	－

分 類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備（または機能）	左記設備（機能）が 要求される 原子炉の状態
(13)重大事故等の収束に必要となる水の供給設備 (1.13/第56条)	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合)	重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備であり（例：大量送水車），重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において，待機が必要な設備である。	－	－
	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換(原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。 （1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合)	重大事故等発生時の低圧原子炉代替注水系（常設），格納容器代替スプレイ系（常設）およびペデスタル代替注水系（常設）の水源として使用する設備であり（例：低圧原子炉代替注水槽），（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉までの期間を適用する。	・サプレッションチェンバ ・復水貯蔵タンク	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換 （原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（1）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（2）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合)

分 類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備（または機能）	左記設備（機能）が 要求される 原子炉の状態
(14)電源設備 (1.14/第57条)	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	設計基準事故対処設備の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，原子炉格納容器の破損，燃料プール内の燃料等の著しい損傷および運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷を防止するための設備であり(例:常設代替交流電源設備)，設計基準事故または重大事故等発生時において電源供給が必要な設備に適用される原子炉の状態となる。 非常用電源設備および上記電源設備のほか，設計基準事故対処設備の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，原子炉格納容器の破損，燃料プール内燃料等の著しい損傷および運転停止中原子炉内燃料の著しい損傷を防止するために必要な常設直流電源設備（例：常設代替直流電源設備）であり，上記と同様の原子炉の状態での待機が必要となる。	・非常用ディーゼル発電機 ・蓄電池 ・非常用所内電気設備 ・(燃料貯蔵タンク，燃料移送ポンプ)	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換
(15)計装設備 (1.15/第58条)	各計器ごとの要求される原子炉の状態に従う	重大事故等発生時に，計測機器（非常用のものを含む）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において，当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できることが必要な設備（例：格納容器代替スプレイ流量）である。	・各計器	・各計器の要求される原子炉の状態
(16)原子炉制御室 (1.16/第59条)	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるのに必要な設備（被ばく評価において期待している設備以外）であり，当該の設計基準事故対処設備と同様の原子炉の状態となる（例：ＬＥＤライト（三脚タイプ））。	－	－
	運転，起動，高温停止および炉心変更時※または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 ※停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。	重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるのに必要な設備（被ばく評価において期待している設備）および，運転員の被ばくを低減させるための設備（例：非常用ガス処理系1系列）であり，当該の設計基準事故対処設備（例：中央制御室非常用循環系2系列）と同様の原子炉の状態となる。	－	運転，起動，高温停止および炉心変更時※または原子炉建物原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 ※停止余裕確認後の制御棒１本の挿入・引抜を除く。

分 類 (技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則)	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備（または機能）	左記設備（機能）が 要求される 原子炉の状態
(17)監視測定設備 (1.17/第 60 条)	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	重大事故等が発生した場合に発電所およびその周辺（周辺海域を含む）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度および放射線量を監視し，および測定し，並びにその結果を記録できる設備であることから，重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において，待機が必要な設備である。また，常設モニタリング設備が機能喪失した場合に必要な監視測定設備（例：可搬式モニタリングポスト）の原子炉の状態については，当該の常設設備の原子炉の状態と同様となる。	・モニタリングポスト ・放射能観測車 ・気象観測設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換
		重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，およびその結果を記録することができる設備であり，上記と同様の原子炉の状態で適用される（例：可搬式気象観測装置）。		
(18)緊急時対策所 (1.18/第 61 条)	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	重大事故等が発生した場合において，必要な要員がとどまることができるよう適切な措置を講じたもの（長時間の放射性物質放出に対応する設備），必要な情報を把握できる設備および発電所内外との連絡を行うために必要な設備を設けたものである（例：緊急時対策所空気浄化送風機，緊急時対策所用発電機）。(16)原子炉制御室と同様，重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において，待機が必要な設備である。	－	－
	運転，起動，高温停止および炉心変更時※または原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時 ※停止余裕確認後の同一水圧制御ユニットに属する 1 組または 1 本の制御棒の挿入・引抜を除く。	重大事故等が発生した場合において，必要な要員がとどまることができるよう適切な措置を講じたもの（短期間の放射性物質放出に対応する設備）である（例：空気ボンベ加圧設備（空気ボンベ）。	－	－
(19)通信連絡を行うために必要な設備 (1.19/第 62 条)	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	重大事故等が発生した場合において原子炉施設内外の連絡を行うために必要な設備であり，上記同様，重大事故等が発生する可能性のある原子炉の状態において，待機が必要な設備である（例：衛星電話設備（携帯型））。	・所内通信連絡設備（警報装置を含む。） ・電力保安通信用電話設備 ・テレビ会議システム（社内向） ・専用電話設備	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換

分 類 （技術的能力審査基準/ 設置許可基準規則）	適用する 原子炉の状態	適用根拠	喪失を想定する設計基準事故 対処設備（または機能）	左記設備（機能）が 要求される 原子炉の状態
（20）共通事項（重大事故等対処設備） （1.0/第 43 条）	運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換	重大事故等が発生し，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水，燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへのスプレイならびに原子炉建物への放水等、発電所に配備している可搬型重大事故等対処設備の用途は多岐に渡る。屋外のアクセスルートを確保するためのホイールローダについては、これらの可搬型重大事故等対処設備にそれぞれ要求される原子炉の状態において，待機が必要な設備である。	－	－

資料２．（１）　保安規定第６５条　記載方法の類型化，記載例および記載の考え方

第65条 記載の分類	「保安規定変更に係る基本方針」にて示す分類（［ ］内は，基本方針記載箇所を示す。）	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備［4.3(1)a.(b), 4.3(2)c.(c)①］	重大事故等対処設備として利用する設計基準事故対処設備［4.3(4)］	常設重大事故等対処設備［4.3(1)a.］	２Ｎ要求の可搬型重大事故等対処設備［4.3(1)b., 4.3(2)c.(b)］	２Ｎ要求以外の可搬型重大事故等対処設備［4.3(1)c., 4.3(2)c.(a)］	SFP 冷却等のための設備［4.3(3)c.(b)①］	計装設備［4.3(1)a.(c), 4.3 添付-4］	監視測定設備［4.3c.(c)③, 4.3(3)c.(b)②］	緊急時対策所［4.3a.(d) 4.3c.(c)②］	通信連絡設備［4.3a.(d), 4.3c.(c)④］	その他の設備（ホイールローダ）［4.3c.(c)⑤］
65-1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）	●									
		2 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	●									
65-2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧の設備	1 高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）			●							
		2 高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）										
		3 ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）		●								
65-3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	1 代替自動減圧機能	●※1									
		2 主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）		●								
		3 主蒸気逃がし安全弁の機能回復			●		●					
65-4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧の設備	1 低圧原子炉代替注水系（常設）			●							
		2 低圧原子炉代替注水系（可搬型）				●						
65-5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	1 格納容器フィルタベント系			●							
		2 可搬式窒素供給装置					●					
		3 原子炉補機代替冷却系				●						
		4 残留熱代替除去系			●							
		5 格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視		●	●				●			
65-6	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	1 格納容器代替スプレイ系（常設）			●							
		2 格納容器代替スプレイ系（可搬型）				●						
65-7	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	1 格納容器下部注水系（常設）			●							
		2 格納容器下部注水系（可搬型）				●						
		3 格納容器代替スプレイ系（可搬型）				●						
65-8	水素爆発による原子炉建物等の破損を防止するための設備	1 静的触媒式水素処理装置			●							
		2 原子炉建物内の水素濃度監視			●				●			
65-9	燃料プールの冷却等のための設備	1 燃料プールスプレイ系				●	●	●				
		2 燃料プールの除熱			●			●				
		3 燃料プール監視設備						●	●			
65-10	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	1 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					●					
		2 海洋への放射性物質の拡散抑制					●					
65-11	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備	1 重大事故等収束のための水源			●							
		2 低圧原子炉代替注水槽への移送設備				●						
		3 海水移送設備				●						
		4 構内監視設備			●							
65-12	電源設備	1 常設代替交流電源設備			●							
		2 可搬型代替交流電源設備				●						
		3 所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備		●	●							
		4 可搬型直流電源設備		●		●						
		5 代替所内電気設備			●							
		6 燃料補給設備		●	●		●					
65-13	計装設備	1 主要パラメータおよび代替パラメータ		●	●				●			
		2 補助パラメータ			●				●			
		3 可搬型計測器					●		●			
		4 パラメータ記録			●				●			
65-14	運転員が中央制御室にとどまるための設備	1 中央制御室の居住性確保		●	●		●				●※2	
		2 原子炉建物プローアウトパネル			●							
65-15	監視測定設備	1 監視測定設備					●			●		
65-16	緊急時対策所	1 緊急時対策所の居住性確保			●		●				●	
		2 緊急時対策所の代替電源設備					●				●	
65-17	通信連絡を行うために必要な設備	1 通信連絡設備			●		●					●
65-18	アクセスルートの確保	1 ホイールローダ										●
65-19	大量送水車	1 大量送水車				●						

（注）　：分類が重複している設備（各表において常設・可搬設備が混在しているもの等）がある。

※１　：代替自動減圧機能は緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備に準じて設定

※２　：ＬＥＤライト（三脚タイプ），酸素濃度計および酸化炭素濃度計は緊急時対策所に準じて設定

<table>
<tr><th>保安規定　第６５条　条文</th><th>記載の説明</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
表６５－２　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

６５－２－１　高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）　①

（１）運転上の制限
<table>
<tr><th>項　目 ②</th><th>運転上の制限 ③</th></tr>
<tr><td>高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）</td><td>高圧原子炉代替注水系が動作可能であること※1※2※3</td></tr>
</table>
<table>
<tr><th>適用される
原子炉の状態 ④</th><th>設　備 ⑤</th><th>所要数 ⑥</th></tr>
<tr><td rowspan="6">運　転
起　動
高温停止
（原子炉圧力が
0.74MPa[gage]
以上の場合）</td><td>高圧原子炉代替注水ポンプ</td><td>１台</td></tr>
<tr><td>サプレッションチェンバ</td><td>※４</td></tr>
<tr><td>可搬型代替交流電源設備</td><td>※５</td></tr>
<tr><td>可搬型直流電源設備</td><td>※６</td></tr>
<tr><td>常設代替交流電源設備</td><td>※７</td></tr>
<tr><td>常設代替直流電源設備</td><td>※８</td></tr>
</table>
※１：必要な弁および配管を含む。
※２：原子炉隔離時冷却系の起動準備中および原子炉隔離時冷却系の運転中は，高圧原子炉代替注水系の動作不能とはみなさない。
※３：当該系統が動作不能時は，第４１条（原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕）の運転上の制限も確認する。
※４：第４６条（サプレッションチェンバの水位）において運転上の制限等を定める。
※５：第６５条（６５－１２－２　可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。
※６：第６５条（６５－１２－４　可搬型直流電源設備）において運転上の制限等を定める。
※７：第６５条（６５－１２－１　常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。
※８：第６５条（６５－１２－３　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備）において運転上の制限等を定める。
</td>
<td>
① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（１．２）
設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）が該当する。
また，技術的能力審査基準１．１３の手順で使用する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１）

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，高圧原子炉代替注水系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（１．２）
「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（手順等）」として，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用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，原子炉を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）
「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（手順等）」として，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備）
・技術的能力審査基準１．１３
「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から，想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること，及び海その他の水源（前項の水源を除く）から，想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し，当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，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，原子炉を冷却するために必要な設備であることから，適用される原子炉の状態は，高圧時に当該の設計基準事故対処設備による冷却機能が必要となる「運転，起動および高温停止（原子炉圧力が 0.74MPa[gage]以上）」とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 高圧原子炉代替注水ポンプは，想定される重大事故等時において，十分な期間にわたって原子炉水位を維持し，炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計としていることから，運転上の制限の所要数を１台とする。
なお，上記の設備は常設重大事故等対処設備であるため１Ｎ要求設備である。
（保安規定変更に係る基本方針４．３（１），添付－２）
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

<table>
<tr><th>保安規定　第６５条　条文</th><th>記載の説明</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>（２）確認事項
<table>
<tr><th>項　　目⑦</th><th>頻　　度</th><th>担　　当</th></tr>
<tr><td>1. 原子炉圧力が 0.74MPa[gage]相当※9において，高圧原子炉代替注水ポンプの流量が図６５－２－１に定める領域内にあることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td><td>定事検停止時</td><td>課長
（原子炉）</td></tr>
<tr><td>2. 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁が閉することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td><td>定事検停止時</td><td>当直長</td></tr>
<tr><td>3. 原子炉圧力が 0.98MPa[gage]以上において，高圧原子炉代替注水ポンプの流量が図６５－２－１に定める領域内にあることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td><td>定事検停止後の原子炉起動中に１回</td><td>当直長</td></tr>
<tr><td>4. 高圧原子炉代替注水系における注入弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td><td>定事検停止後の原子炉起動中に１回</td><td>当直長</td></tr>
<tr><td>5. 原子炉圧力が 0.98MPa[gage]以上において，高圧原子炉代替注水ポンプの流量が図６５－２－１に定める領域内にあることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td><td>１箇月に１回</td><td>当直長</td></tr>
<tr><td>6. 原子炉圧力が 0.98MPa[gage]以上において，高圧原子炉代替注水系における注入弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td><td>１箇月に１回</td><td>当直長</td></tr>
</table>
※９：高圧原子炉代替注水系のタービン入口における圧力が原子炉圧力 0.74MPa[gage]にて運転した圧力と同等となるよう所内蒸気圧力を調整して確認する。</td>
<td>⑦　適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）

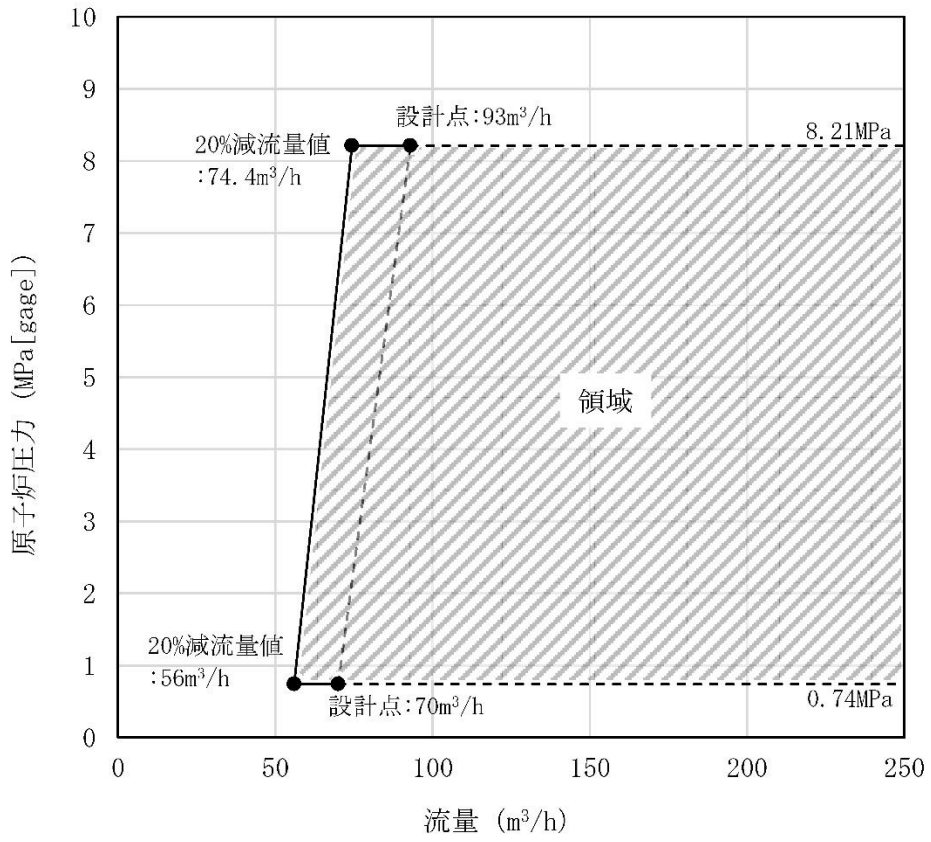
a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
項目 1，3 が該当。
項目 1 の確認で使用する駆動蒸気については，0.74MPa[gage]相当での性能確認として所内蒸気系を用いる。
項目 1 の頻度については，定事検停止時に性能確認を実施する。
項目 3 の確認で使用する駆動蒸気については，主蒸気系を用いる。
項目 3 の頻度については，保安規定第４１条（原子炉隔離時冷却系）にて整理されている原子炉隔離時冷却系ポンプの確認頻度を準用し，定事検停止後の原子炉起動中に１回とする。

b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）
項目 2，4，5，6 が該当。
項目 2 については，項目 1 と同様，待機状態となる前に動作確認および当該弁の開閉状態の確認を実施する。
項目 2 の頻度については，定事検停止時に性能確認を実施する。
項目 4，5，6 の頻度については，項目 3 と同様，保安規定第４１条（原子炉隔離時冷却系）にて整理されている原子炉隔離時冷却系ポンプの確認頻度を準用し，定事検停止後の原子炉起動中に１回または１箇月に１回とする。

高圧原子炉代替注水ポンプの流量については，設置許可添付十の主要解析条件において，設計値である 93m³/h（8.21MPa[gage]において）～70m³/h（0.74MPa[gage]において）に対し，保守的に 20%減の流量で注水するものとしていることから，流量が当該解析条件以上であることを確認する。（添付－２）</td>
<td>所内蒸気系を用いた 0.74MPa[gage]相当での性能確認については，TS-92「原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の低圧運転点における確認運転について」参照</td>
</tr>
</table>

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

図６５－２－１



保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（３）要求される措置

条　　件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
A. 高圧原子炉代替注水系が動作不能の場合	A1. 当直長は，高圧炉心スプレイ系を起動し，動作可能であることを確認するとともに，その他設備※10が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は，当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３日間 ３０日間
B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管または弁が動作不能の場合	B1. 当直長は，高圧炉心スプレイ系を起動し，動作可能であることを確認するとともに，その他設備※10が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３日間
C. 条件Ａまたは Ｂで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は，高温停止にする。 および C2. 当直長は，原子炉圧力を 0.74MPa[gage]未満にする。	２４時間 ３６時間

※10：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※11：原子炉隔離時冷却系をいう。

⑧　運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。
高圧原子炉代替注水系は，１Ｎ要求設備であるため，動作可能な系統数が１Ｎ未満となった場合を条件として設定する。

⑨　要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

A1. 対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”起動し確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である高圧炉心スプレイ系が該当する。

高圧原子炉代替注水系は原子炉隔離時冷却系と共通要因で故障する可能性があり得る（蒸気ラインが一部共通のため）ことから，駆動源の異なる高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む）を設定する。

A2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した原子炉隔離時冷却系が該当し，完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限（１Ｎ未満）である「３日間」とする。

原子炉隔離時冷却系は，中央制御室から速やかに起動することが可能であり，流量等も高圧原子炉代替注水系と同等な性能を有する。

A3. 当該系統を復旧する。完了時間は，同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のＡＯＴ上限である「３０日間」とする。

B1. A1 と同様

B2. 当該系統を復旧する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限（１Ｎ未満）である「３日間」とする。

C1.，C2. 既保安規定と同様の設定とする。

資料２．（２）　保安規定第 65 条　運転上の制限等について

６５－１－１　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）
６５－１－２　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）
６５－２－１　高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）
６５－２－２　高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）
６５－２－３　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）
６５－３－１　代替自動減圧機能
６５－３－２　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）
６５－３－３　主蒸気逃がし安全弁の機能回復
６５－４－１　低圧原子炉代替注水系（常設）
６５－４－２　低圧原子炉代替注水系（可搬型）
６５－５－１　格納容器フィルタベント系
６５－５－２　可搬式窒素供給装置
６５－５－３　原子炉補機代替冷却系
６５－５－４　残留熱代替除去系
６５－５－５　格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視
６５－６－１　格納容器代替スプレイ系（常設）
６５－６－２　格納容器代替スプレイ系（可搬型）
６５－７－１　ペデスタル代替注水系（常設）
６５－７－２　ペデスタル代替注水系（可搬型）
６５－７－３　格納容器代替スプレイ系（可搬型）
６５－８－１　静的触媒式水素処理装置
６５－８－２　原子炉建物水素濃度
６５－９－１　燃料プールスプレイ系
６５－９－２　燃料プールの除熱
６５－９－３　燃料プール監視設備
６５－１０－１　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
６５－１０－２　海洋への放射性物質の拡散抑制
６５－１１－１　重大事故等収束のための水源
６５－１１－２　低圧原子炉代替注水槽への移送設備
６５－１１－３　海水移送設備
６５－１２－１　常設代替交流電源設備
６５－１２－２　可搬型代替交流電源設備
６５－１２－３　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備
６５－１２－４　可搬型直流電源設備
６５－１２－５　代替所内電気設備
６５－１２－６　燃料補給設備
６５－１３－１　主要パラメータおよび代替パラメータ

６５－１３－２ 補助パラメータ
６５－１３－３ 可搬型計測器
６５－１３－４ パラメータ記録
６５－１４－１ 中央制御室の居住性確保
６５－１４－２ 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル
６５－１５－１ 監視測定設備
６５－１６－１ 緊急時対策所の居住性確保
６５－１６－２ 緊急時対策所の代替電源設備
６５－１７－１ 通信連絡設備
６５－１８－１ ホイールローダ
６５－１９－１ 大量送水車

保安規定第６５条

表６５－１「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」

６５－１－１「ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能)」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付八（系統図）

添付－２　運転上の制限に関する所要数，必要容量

（１）設置変更許可申請書　添付八（所要数・必要容量）

（２）設置変更許可申請書　添付八（設備仕様）

（３）設計及び工事計画認可申請書　説明書（設定根拠）

添付－３　同等な機能を有することの説明

（１）設置変更許可申請書　添付十（同等な機能を有することの説明）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

表６５－１　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

６５－１－１　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）　①

（１）運転上の制限

項　目 ②	運転上の制限 ③
ＡＴＷＳ緩和設備 （代替制御棒挿入機能）	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作可能であること※１※２

適用される 原子炉の状態 ④	要　素 ⑤	動作可能であるべき チャンネル数 （論理※３毎） ⑥
運転 起動	原子炉圧力高	２※４
	原子炉水位低（Ｌ２）	２※４

適用される 原子炉の状態 ④	要　素 ⑤	所要数 ⑥
運転 起動	手動ＡＲＩ	２※５

※１：Ａ系およびＢ系のＡＲＩ用電磁弁が動作可能であることを含む。

※２：本表における動作可能とは，当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また，動作不能とは，点検・修理のために動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合および誤不動作が発見された場合で，当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は，誤動作であっても動作不能とは見なさない。

※３：論理とは，当該系統・設備を作動させるためのセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。

※４：チャンネルＡまたはチャンネルＢのうち１チャンネル，チャンネルＣまたはチャンネルＤのうち１チャンネルの計２チャンネルをいう。

※５：Ａ系およびＢ系それぞれ１個の計２個をいう。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十四条（１．１）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１）
なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒駆動機構等については，既存の保安規定２２条（制御棒のスクラム機能）において，動作可能であることを確認しており，ＳＡ要求を満たすことから，既存条文にて管理する。

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十四条（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設備」として，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

④ ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合，または，当該事象が発生した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉出力を抑制するために必要な設備であることから，適用される原子炉の状態は「運転および起動」とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 各要素について，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）が要求される機能を発揮するために必要な信号数を動作可能であるべきチャンネル数として，論理毎に記載する。なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の論理回路の出力段の信号は，Ａ系およびＢ系の全てのＡＲＩ用電磁弁に同時出力されるため，当該論理回路全体が最小単位を構成している。また，原子炉圧力高および原子炉水位低（Ｌ２）の各１チャンネルの組み合わせによってもＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は動作するが，この組み合わせによる動作は当該設備が要求される機能を満たしていないため記載しない。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１），添付－１，２）

１．原子炉圧力高：チャンネルＡまたはチャンネルＢのうち１チャンネル以上，チャンネルＣまたはチャンネルＤのうち１チャンネル以上の計２チャンネル以上が動作可能であれば要求される機能を発揮できることから，２チャンネルを動作可能である

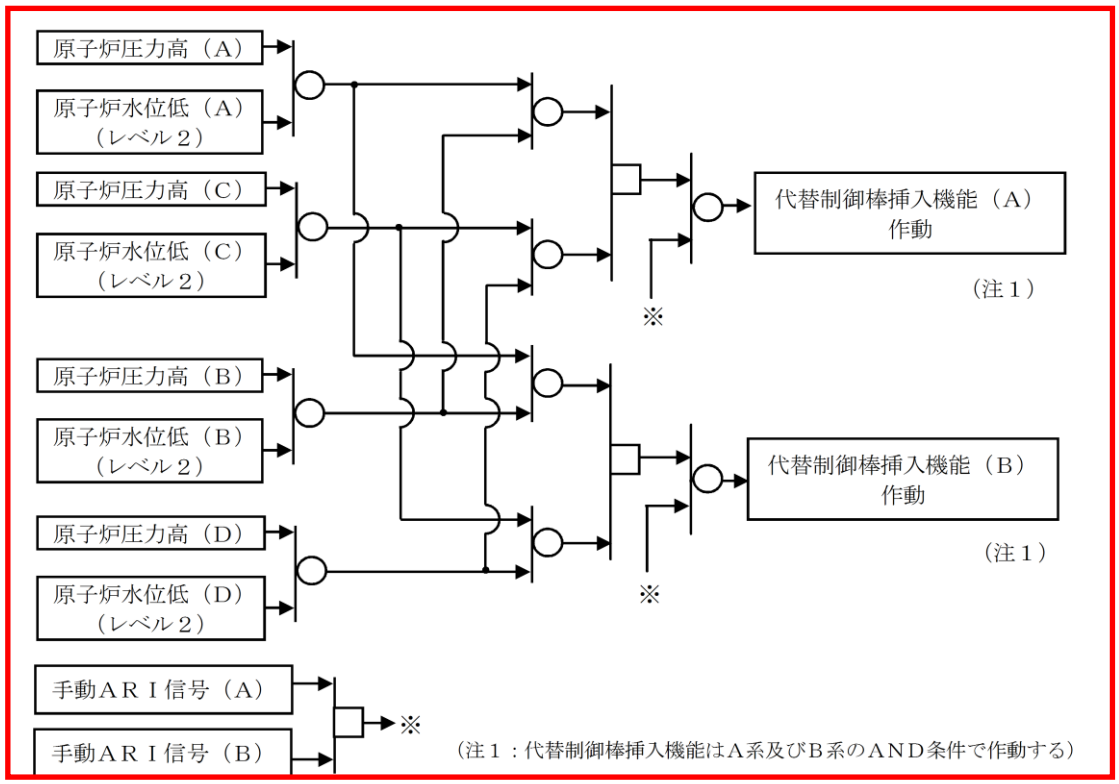
<table>
<tr>
<th>保安規定　第６５条　条文</th>
<th>記載の説明</th>
<th>備考</th>
</tr>
<tr>
<td>
（２）確認事項
<table>
<tr><th>要　素</th><th>設定値</th><th>項　目 ⑦</th><th>頻　度</th><th>担　当</th></tr>
<tr><td>1. 代替制御棒挿入機能</td><td>―</td><td>機能を確認する※6。</td><td>定事検停止時</td><td>課長
（計装）</td></tr>
<tr><td rowspan="3">2. 原子炉圧力高</td><td rowspan="3">7.41MPa[gage]以下</td><td>原子炉の状態が運転および起動において，動作不能でないことを指示により確認する※7。</td><td>１箇月に１回</td><td>当直長</td></tr>
<tr><td>チャンネル校正を実施する※8。</td><td>定事検停止時</td><td>課長
（計装）</td></tr>
<tr><td>論理回路機能を確認する※9。</td><td>定事検停止時</td><td>課長
（計装）</td></tr>
<tr><td rowspan="3">3. 原子炉水位低
（Ｌ２）</td><td rowspan="3">112cm 下方以上（気水分離器下端より）</td><td>原子炉の状態が運転および起動において，動作不能でないことを指示により確認する※7。</td><td>１箇月に１回</td><td>当直長</td></tr>
<tr><td>チャンネル校正を実施する※8。</td><td>定事検停止時</td><td>課長
（計装）</td></tr>
<tr><td>論理回路機能を確認する※9。</td><td>定事検停止時</td><td>課長
（計装）</td></tr>
<tr><td>4. 手動ＡＲＩ</td><td>－</td><td>論理回路機能を確認する※9。</td><td>定事検停止時</td><td>課長
（計装）</td></tr>
</table>
※６：機能の確認は，論理回路の出力段の信号により，電磁弁が動作することを確認することをいう。
※７：「動作不能でないことを指示により確認する」とは，当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること，また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお，トリップ状態にあるチャンネルについては，該当しない。
※８：チャンネル校正とは，センサにあらかじめ定めた信号を与えた時，許容範囲内で出力信号を発生または指示値を示すよう調整することをいう。
※９：論理回路機能の確認は，センサからの出力信号にて，論理回路の出力段に信号が発生することにより，その機能の健全性を確認することをいう。なお，確認は部分的な確認を積み重ねることにより，適用範囲を確認したとみなすことができる。
</td>
<td>
べきチャンネル数とする。
２．原子炉水位低（Ｌ２）：チャンネルＡまたはチャンネルＢのうち１チャンネル以上，チャンネルＣまたはチャンネルＤのうち１チャンネル以上の計２チャンネル以上が動作可能であれば要求される機能を発揮できることから，２チャンネルを動作可能であるべきチャンネル数とする。
３．手動ＡＲＩ：ＡＲＩ用電磁弁（Ａ系およびＢ系）を動作させるために２個を所要数とする。

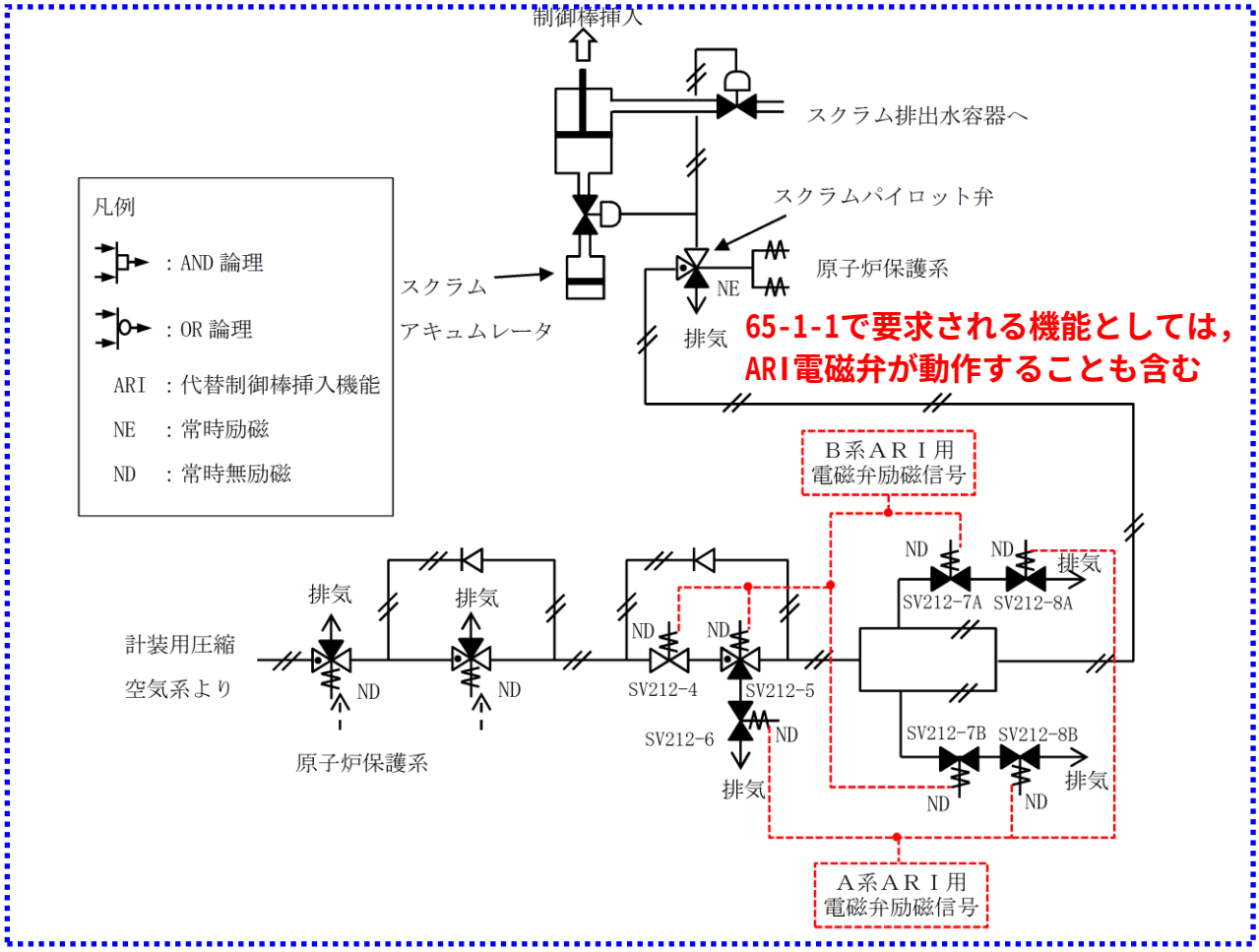
⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）
ａ．性能確認（論理回路が正常に動作することを確認する。）
項目 1，2（チャンネル校正の実施，論理回路機能の確認），3（チャンネル校正の実施，論理回路機能の確認），4 が該当。
定事検停止時の確認事項は，保安規定２７条（計測および制御設備）の論理回路およびチャンネルに設定されている設定値確認および機能確認と同様の確認を行う。
設定値については，設計及び工事計画認可申請書に基づく設定値を記載する。（添付－２）

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の論理回路は１系統構成であり，また，手動ＡＲＩについても運転中に機能確認をすると，誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため，プラント停止中に機能確認を行うこととする。

ｂ．動作確認（定期的に指示値により動作可能であることを確認する。）
項目２（動作不能でないことを指示により確認），3（動作不能でないことを指示により確認）が該当。
通常運転中の確認項目は，保安規定２７条（計測および制御設備）のチャンネルに設定されている確認項目と同様の確認を行う。
頻度は，設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし，１箇月に１回とする。
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考
（３）要求される措置 条　件 ⑧ / 要求される措置 ⑨ / 完了時間 A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合 または 手動ＡＲＩが動作不能の場合 要求される措置 ⑨：A1. 当直長は，当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10 が動作可能であることを確認する※11。 および A2. 当直長は，当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。 完了時間：６時間 / ３０日間 B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合 要求される措置 ⑨：B1. 当直長は，高温停止にする。 完了時間：２４時間 ※10：ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能），自動減圧起動阻止スイッチ，代替自動減圧起動阻止スイッチおよびほう酸水注入系をいう。 ※11：ほう酸水注入系については１系列を起動し動作可能であることを確認するとともに，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能），自動減圧起動阻止スイッチ，代替自動減圧起動阻止スイッチについては至近の記録等により動作可能であることを確認する。	⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。 各要素について，動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合を条件として設定する。 ⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３）） A1. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」において，ＡＴＷＳ発生時の対応設備として整理したＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能），自動減圧起動阻止スイッチ，代替自動減圧起動阻止スイッチおよびほう酸水注入系が該当する。（添付－３） 完了時間については，保安規定２７条（計測および制御設備）の原子炉保護系論理回路の完了時間が６時間で定められているため，同様に「６時間」とする。 A2. 当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。完了時間は，同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のＡＯＴ上限である「３０日間」とする。 B1. 既保安規定と同様の設定とする。	





第22条「制御棒のスクラム機能」で整理

第6.7－1図　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備概要図
（ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入）

る区画に設置することで，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

6.7.2.2　悪影響防止

基本方針については，「1.1.7.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで，原子炉保護系に対して独立した構成とすることで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉保護系の電源と電気的に分離することで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，検出器から原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，原子炉保護系の電源と電気的に分離することで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で，重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.7.2.3　容量等

基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用するＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，想定される重大事故等時

において，原子炉圧力高の信号又は原子炉水位低（レベル２）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用するＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，想定される重大事故等時において，原子炉水位低（レベル２）及び原子炉圧力高の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，設計基準対象施設としての仕様が，想定される重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.7.2.4　環境条件等

基本方針については，「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，中央制御室及び原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び原子炉建物原子炉棟内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，中央制御室及び原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

第6.7－1表　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様

(1)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

個　　数　　1

(2)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

個　　数　　1

(3)　制御棒

第6.1.2－1表　制御棒の主要仕様に記載する。

(4)　制御棒駆動機構

第6.1.2－2表　制御棒駆動水圧系主要仕様に記載する。

(5)　水圧制御ユニット

第6.1.2－2表　制御棒駆動水圧系主要仕様に記載する。

(6)　ほう酸水注入系

第6.1.2－3表　ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

1.　概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条，第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる，工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

なお，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

重大事故等対処設備に関しては，工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として，緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから，本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

2.　基本方針

2.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

技術基準規則第 59 条及びその解釈に基づき，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行させるため，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により，全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる。

また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により，原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する。

(1)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化のうち，「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてＡＴＷＳが発生した場合，原子炉圧力の上昇に伴い，ボイドの減少による正の反応度が印加され，中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し，燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため，原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また，原子炉水位が低下する過渡変化時においてＡＴＷＳが発生する事象に対応するため，原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉水位低（レベル２）信号を新たに追加する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル２）のいずれかの信号により作動する。

なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉保護系とは別の電磁弁からス

クラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。原子炉保護系が動作後にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作した場合において，スクラム弁の空気は既に原子炉停止（スクラム）系のスクラムパイロット弁より排出されていることから，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の動作による悪影響はない。

(2)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化のうち,「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてＡＴＷＳが発生した場合，原子炉圧力の上昇に伴い，ボイドの減少による正の反応度が印加され，中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し，燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため，原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にＡＴＷＳ緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また,原子炉水位が低下する過渡変化時においてＡＴＷＳが発生する事象に対応するため,原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）用として原子炉水位低（レベル２）信号を新たに追加する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル２）のいずれかの信号により作動する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能とは別にトリップ信号を出力することにより原子炉再循環ポンプの遮断器を動作させ，原子炉再循環ポンプをトリップさせる。タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能が動作後にＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作した場合において，原子炉再循環ポンプは既にトリップしていることから，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の動作による悪影響はない。

2.2　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

技術基準規則第 61 条及びその解釈に基づき，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用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原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備として代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設ける。

(1)　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして，高圧注水機能が喪失し，原子炉水位のみ低下し，ドライウェル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため，残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル１）信号を新たに追加する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル１）の信号により作動する。

3.　施設の詳細設計方針

以下の設定方法により，計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお，設定値，セット値等の用語の説明は表３－１「設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

3.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

(1)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

以下のいずれかの信号によりＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動する。

a.　原子炉圧力高

原子炉非常停止信号である原子炉圧力高（7.23MPa 以下）以上及び逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下を考慮し，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

b.　原子炉水位低（レベル２）

原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生時の制御棒挿入に失敗した場合において事象を緩和するため，原子炉水位低（レベル２）を設定値とし，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

(2)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

以下のいずれかの信号によりＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は作動する。

a.　原子炉圧力高

3.1(1)a.と同様。

b.　原子炉水位低（レベル２）

3.1(1)b.と同様。

3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

(1)　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中に，以下の信号により代替自動減圧機能は作動する。

a.　原子炉水位低（レベル１）

自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため，残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件として，自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル１）を設定値とし，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設

4.　工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠

4.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

(1)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

名　　称	原　子　炉　圧　力　高
目　的　／　機　能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒挿入を行う。
設　定　値	7.41MPa 以下
設　定　範　囲	7.29MPa 以上かつ，7.41MPa 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し 7.41MPa 以下に設定する。

1.　原子炉非常停止信号である原子炉圧力高設定値より高い圧力であること。
2.　逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し，逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.41MPa に計装誤差 0.06MPa を考慮した 7.35MPa とする。

設定範囲はセット値 7.35MPa に対して計装誤差 0.06MPa を差し引いた 7.29MPa から，計装誤差 0.06MPa を加算した 7.41MPa までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉非常停止信号である原子炉圧力高の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉非常停止信号である原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される 7.23MPa 以上，かつ，逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し，可能な限り低い値とするため 7.41MPa 以下に設定する。

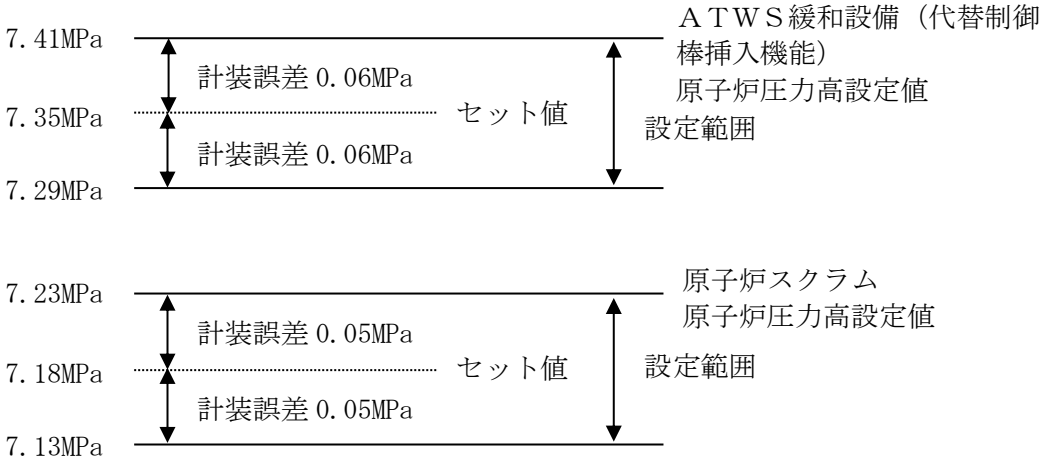


図 4－1　原子炉圧力高設定値の概要図

名　　称	原　子　炉　水　位　低　（レベル２）
目　的　／　機　能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒挿入を行う。
設　定　値	気水分離器下端*より 112 cm下以上
設　定　範　囲	気水分離器下端*より 112cm 下以上かつ，104cm 下以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し気水分離器下端*より 112cm 下以上に設定する。

原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生前に本インターロックが動作することなく，事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル２）を設定値とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 112cm 下に計装誤差 4cm を考慮した 108cm 下とする。

設定範囲はセット値 108cm 下に対して計装誤差 4cm を差し引いた 112cm 下から，計装誤差 4cm を加算した 104cm 下までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉非常停止信号である原子炉水位低の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉非常停止信号である原子炉水位低の信号が最も遅れて発信される 16cm 上より低く設定する。

注記＊：気水分離器下端は，原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

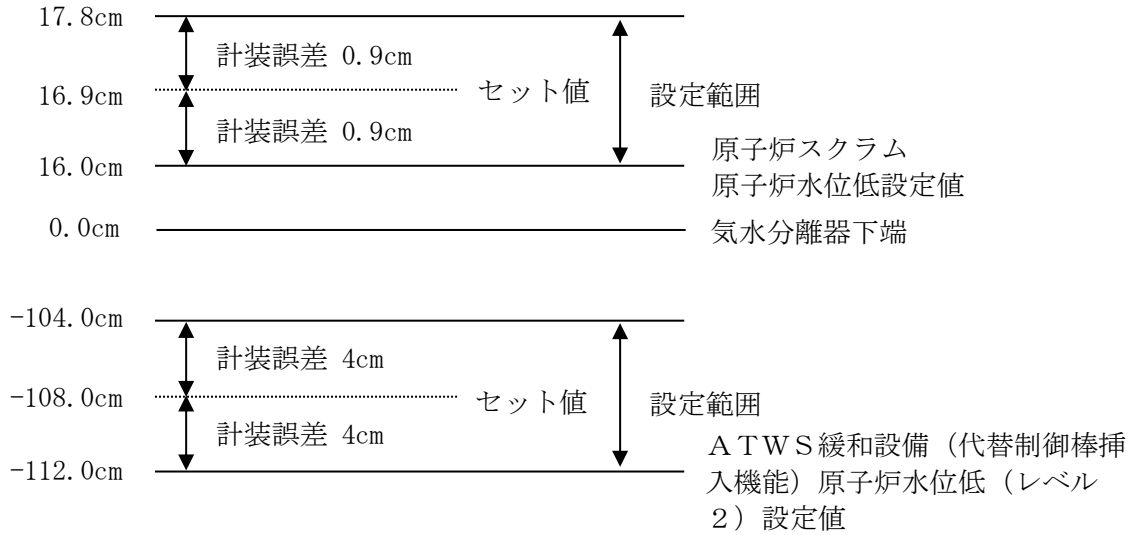


図 4－2　原子炉水位低（レベル２）設定値の概要図

表 3－3　工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（4/6）

2.　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動信号

工学的安全施設等の起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
		検出器の種類	個数	工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	
ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）	原子炉圧力高	原子炉圧力検出器	4	2*1	7.41MPa 以下	―
	原子炉水位低（レベル２）	原子炉水位検出器	4		気水分離器下端*2 より 112cm 下以上	―
	手動	―	―	―	―	―

注記＊1：ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）作動回路は，検出器各 2 個からなる論理和 2 個の直列回路からなるチャンネル 2 系統で構成され，同じチャンネルに属する検出器最低 2 個の動作でチャンネルが動作，両チャンネル同時動作でＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）が作動する。

＊2：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

第 1.1－1 表　重大事故等対策における手順書の概要（１／19）

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			
方針目的	運転時の異常な過渡変化時において発電用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，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入，原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。 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手順等を整備する。		
対応手段等	フロントライン系故障時	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入	運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合又はＡＴＷＳが発生した場合は，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により，制御棒が自動で緊急挿入するため，発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。 また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は，中央制御室からの手動操作によりＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し，発電用原子炉を緊急停止する。
		原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳが発生した場合は，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止するため，炉心流量が低下し，原子炉出力が抑制されたことを確認する。 また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は，中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し，原子炉出力を抑制する。
		自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	ＡＴＷＳが発生した場合は，自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し，原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。
		ほう酸水注入	ＡＴＷＳが発生した場合は，原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後，中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し，原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	運転時の異常な過渡変化の発生時において，発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため，発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は，中央制御室からの手動操作によりＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し，発電用原子炉を緊急停止する。 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入しなかった場合は，原子炉停止機能喪失と判断し，中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し，自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動起動阻止を行うとともに，ほう酸水注入系を速やかに起動し，発電用原子炉を未臨界とする。

保安規定第６５条

表６５－１「緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」

６５－１－２「ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付八（系統図）

添付－２　運転上の制限に関する所要数，必要容量

（１）設置変更許可申請書　添付八（所要数・必要容量）

（２）設置変更許可申請書　添付八（設備仕様）

（３）設計及び工事計画認可申請書　説明書（設定根拠）

添付－３　同等な機能を有することの説明

（１）設置変更許可申請書　添付十（同等な機能を有することの説明）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考
６５－１－２　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）　①	① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十四条（１．１）が該当する。	
（１）運転上の制限	② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１）	
項　目 ②：ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能） 運転上の制限 ③：ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作可能であること※1※2	③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１）） ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十四条（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設備」として，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。	
適用される原子炉の状態 ④ ／ 要　素 ⑤ ／ 動作可能であるべきチャンネル数（論理※3毎） ⑥ 運転起動：原子炉圧力高：２※4 運転起動：原子炉水位低（Ｌ２）：２※4	④ ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合，または，当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉出力を抑制するために必要な設備であることから，適用される原子炉の状態は「運転および起動」とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））	
適用される原子炉の状態 ④ ／ 要　素 ⑤ ／ 所要数⑥ 運転起動：原子炉再循環ポンプトリップ遮断器手動動作：２※5	⑤ ②に含まれる設備	
※１：原子炉再循環ポンプトリップ遮断器が動作可能であることを含む。 ※２：本表における動作可能とは，当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また，動作不能とは，点検・修理のために動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合および誤不動作が発見された場合で，当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は，誤動作であっても動作不能とは見なさない。 ※３：論理とは，当該系統・設備を作動させるためのセンサから論理回路の出力段までの最小単位の構成をいう。 ※４：チャンネルＡまたはチャンネルＢのうち１チャンネル，チャンネルＣまたはチャンネルＤのうち１チャンネルの計２チャンネルをいう。 ※５：Ａ系２個のうち１個，Ｂ系２個のうち１個の計２個をいう。	⑥ 各要素について，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が要求される機能を発揮するために必要な信号数を動作可能であるべきチャンネル数として，論理回路毎に記載する。なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の論理回路の出力段の信号は，Ａ系およびＢ系の全て遮断器に同時出力されるため，当該論理回路全体が最小単位を構成している。また，原子炉圧力高および原子炉水位低（Ｌ２）の各１チャンネルの組み合わせによってもＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は動作するが，この組み合わせによる動作は当該設備が要求される機能を発揮していないことから記載しない。（保安規定に係る基本方針４．３（１），添付－１，２） １．原子炉圧力高：チャンネルＡまたはチャンネルＢのうち１チャンネル以上，チャンネルＣまたはチャンネルＤのうち１チャンネル以上の計２チャンネル以上が動作可能であれば要求される機能を発揮できることから，２チャンネルを動作可能であるべきチャンネル数とする。 ２．原子炉水位低（Ｌ２）：チャンネルＡまたはチャンネルＢのうち１チャンネル以上，チャンネルＣまたはチャンネルＤのうち１チャンネル以上の計２チャンネル以上が動作可能であれば要求される機能を発揮できることから，２チャンネルを動作可能	

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（２）確認事項

要　素	設定値	項　目⑦	頻　度	担　当
1.代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	－	機能を確認する※6。	定事検停止時	課長（計装）
2.原子炉圧力高	7.41MPa[gage]以下	原子炉の状態が運転および起動において，動作不能でないことを指示により確認する※7。	１箇月に１回	当直長
		チャンネル校正を実施する※8。	定事検停止時	課長（計装）
		論理回路機能を確認する※9。	定事検停止時	課長（計装）
3.原子炉水位低（Ｌ２）	112cm 下方以上（気水分離器下端より）	原子炉の状態が運転および起動において，動作不能でないことを指示により確認する※7。	１箇月に１回	当直長
		チャンネル校正を実施する※8。	定事検停止時	課長（計装）
		論理回路機能を確認する※9。	定事検停止時	課長（計装）
4.原子炉再循環ポンプトリップ遮断器手動スイッチ	－	論理回路機能を確認する※9。	定事検停止時	課長（計装）

※６：機能の確認は，論理回路の出力段の信号により，原子炉再循環ポンプトリップ遮断器が動作することを確認することをいう。

※７：「動作不能でないことを指示により確認する」とは，当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること，また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお，トリップ状態にあるチャンネルについては，該当しない。

※８：チャンネル校正とは，センサにあらかじめ定めた信号を与えた時，許容範囲内で出力信号を発生または指示値を示すよう調整することをいう。

※９：論理回路機能の確認は，センサからの出力信号にて，論理回路の出力段に信号が発生することにより，その機能の健全性を確認することをいう。なお，確認は部分的な確認を積み重ねることにより，適用範囲を確認したとみなすことができる。

であるべきチャンネル数とする。

３．原子炉再循環ポンプトリップ遮断器手動動作：原子炉再循環ポンプ２台を停止させるため，それぞれに対応する遮断器１個の計２個を所要数とする。

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）

ａ．性能確認（論理回路が正常に動作することを確認する。）

項目 1，2（チャンネル校正の実施，論理回路機能の確認），3（チャンネル校正の実施，論理回路機能の確認），4 が該当。

定事検停止時の確認事項は，保安規定２７条（計測および制御設備）の論理回路およびチャンネルに設定されている設定値確認および機能確認と同様の確認を行う。

設定値については，設計及び工事計画認可申請書に基づく設定値を記載する。（添付－２）

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため，プラント停止中に機能確認を行うこととする。

ｂ．動作確認（定期的に指示値により動作可能であることを確認する。）

項目２（動作不能でないことを指示により確認），3（動作不能でないことを指示により確認）が該当。

通常運転中の確認項目は，保安規定２７条（計測および制御設備）のチャンネルに設定されている確認項目と同様の確認を行う。

頻度は，設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし，１箇月に１回とする。

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（３）要求される措置

条　件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
A. 動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合 または 原子炉再循環ポンプトリップ遮断器手動スイッチによる停止ができない場合	A1. 当直長は，当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※10 が動作可能であることを確認する※11。 および A2. 当直長は，当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。	６時間 ３０日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は，高温停止にする。	２４時間

※10：ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。

※11：「動作可能であること」の確認は，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
各要素について，動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合を条件として設定する。

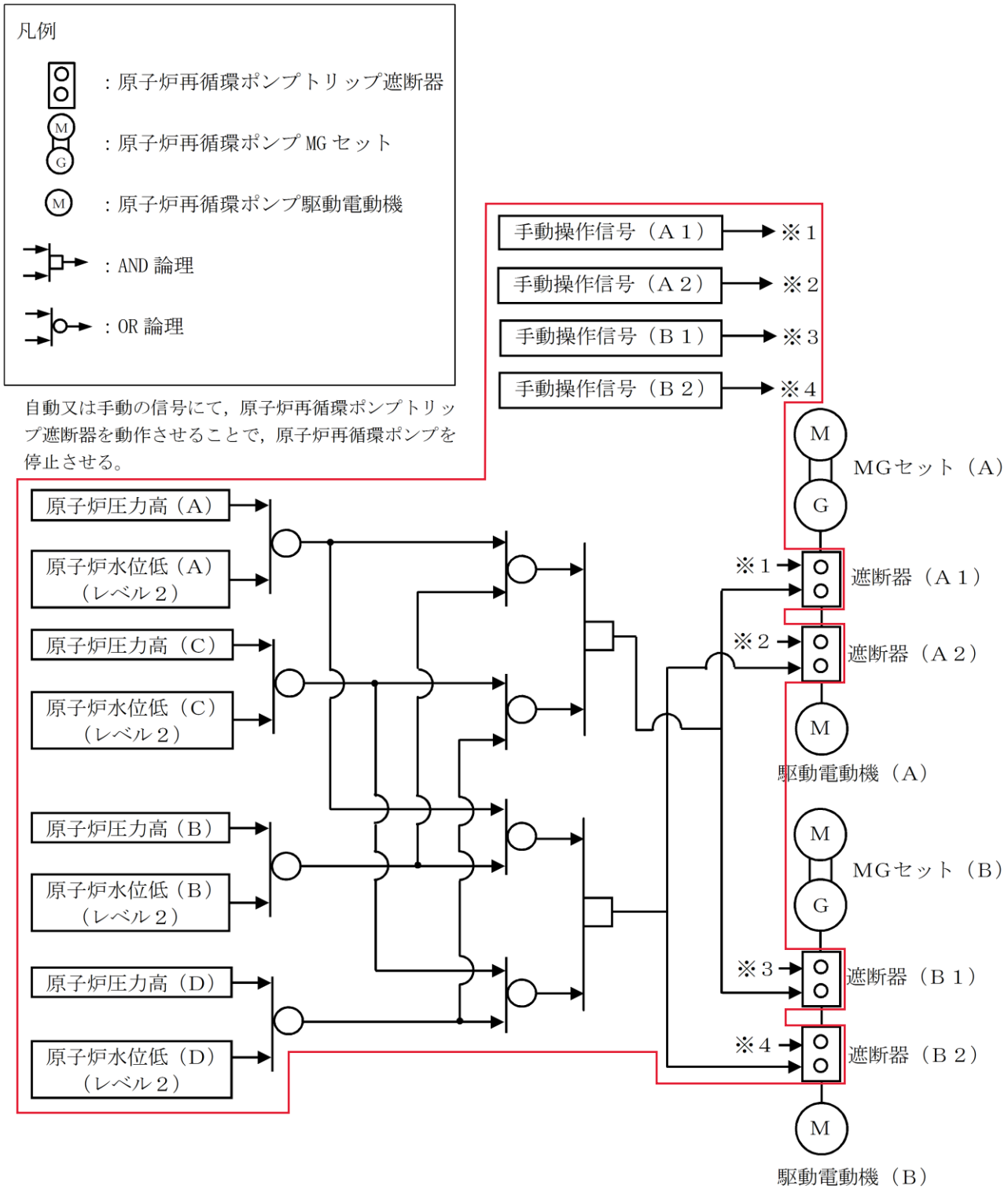
⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

A1. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理したＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）が該当する。（添付－３）

完了時間については，保安規定２７条（計測および制御設備）の表２７にて定められている原子炉保護系論理回路の完了時間が６時間で定められているため，同様に「６時間」とする。

A2. 当該チャンネルを動作可能な状態に復旧する。完了時間は，同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のＡＯＴ上限である「３０日間」とする。

B1. 既保安規定と同様の設定とする。



第6.7－2図　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備概要図
（原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制）

る区画に設置することで，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

6.7.2.2　悪影響防止

基本方針については，「1.1.7.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで，原子炉保護系に対して独立した構成とすることで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉保護系の電源と電気的に分離することで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，検出器から原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，原子炉保護系の電源と電気的に分離することで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入系は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で，重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.7.2.3　容量等

基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用するＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，想定される重大事故等時

において，原子炉圧力高の信号又は原子炉水位低（レベル２）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用するＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，想定される重大事故等時において，原子炉水位低（レベル２）及び原子炉圧力高の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，設計基準対象施設としての仕様が，想定される重大事故等時において，発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.7.2.4　環境条件等

基本方針については，「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，中央制御室及び原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，原子炉格納容器内及び原子炉建物原子炉棟内に設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，中央制御室及び原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

第6.7－1表　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様

(1)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

個　　数　　1

(2)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

個　　数　　1

(3)　制御棒

第6.1.2－1表　制御棒の主要仕様に記載する。

(4)　制御棒駆動機構

第6.1.2－2表　制御棒駆動水圧系主要仕様に記載する。

(5)　水圧制御ユニット

第6.1.2－2表　制御棒駆動水圧系主要仕様に記載する。

(6)　ほう酸水注入系

第6.1.2－3表　ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

1.　概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条，第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる，工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

なお，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

重大事故等対処設備に関しては，工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として，緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから，本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

2.　基本方針

2.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

技術基準規則第 59 条及びその解釈に基づき，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行させるため，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により，全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる。

また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により，原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する。

(1)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化のうち，「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてＡＴＷＳが発生した場合，原子炉圧力の上昇に伴い，ボイドの減少による正の反応度が印加され，中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し，燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため，原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また，原子炉水位が低下する過渡変化時においてＡＴＷＳが発生する事象に対応するため，原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉水位低（レベル２）信号を新たに追加する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル２）のいずれかの信号により作動する。

なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉保護系とは別の電磁弁からス

クラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。原子炉保護系が動作後にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作した場合において，スクラム弁の空気は既に原子炉停止（スクラム）系のスクラムパイロット弁より排出されていることから，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の動作による悪影響はない。

(2)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化のうち,「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてＡＴＷＳが発生した場合，原子炉圧力の上昇に伴い，ボイドの減少による正の反応度が印加され，中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し，燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため，原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にＡＴＷＳ緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また,原子炉水位が低下する過渡変化時においてＡＴＷＳが発生する事象に対応するため,原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）用として原子炉水位低（レベル２）信号を新たに追加する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル２）のいずれかの信号により作動する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能とは別にトリップ信号を出力することにより原子炉再循環ポンプの遮断器を動作させ，原子炉再循環ポンプをトリップさせる。タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能が動作後にＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作した場合において，原子炉再循環ポンプは既にトリップしていることから，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の動作による悪影響はない。

2.2　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

技術基準規則第 61 条及びその解釈に基づき，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用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原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備として代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設ける。

(1)　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして，高圧注水機能が喪失し，原子炉水位のみ低下し，ドライウェル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため，残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル１）信号を新たに追加する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル１）の信号により作動する。

3.　施設の詳細設計方針

以下の設定方法により，計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお，設定値，セット値等の用語の説明は表３－１「設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

3.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

(1)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

以下のいずれかの信号によりＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動する。

a.　原子炉圧力高

原子炉非常停止信号である原子炉圧力高（7.23MPa 以下）以上及び逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下を考慮し，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

b.　原子炉水位低（レベル２）

原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生時の制御棒挿入に失敗した場合において事象を緩和するため，原子炉水位低（レベル２）を設定値とし，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

(2)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

以下のいずれかの信号によりＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は作動する。

a.　原子炉圧力高

3.1(1)a.と同様。

b.　原子炉水位低（レベル２）

3.1(1)b.と同様。

3.2　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

(1)　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中に，以下の信号により代替自動減圧機能は作動する。

a.　原子炉水位低（レベル１）

自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため，残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件として，自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル１）を設定値とし，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設

(2)　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

名　　称	原　子　炉　圧　力　高
目　的　／　機　能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプをトリップさせる。
設　定　値	7.41MPa 以下
設　定　範　囲	7.29MPa 以上かつ，7.41MPa 以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し 7.41MPa 以下に設定する。

1. 原子炉非常停止信号である原子炉圧力高設定値より高い圧力であること。
2. 逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し，逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 7.41MPa に計装誤差 0.06MPa を考慮した 7.35MPa とする。

設定範囲はセット値 7.35MPa に対して計装誤差 0.06MPa を差し引いた 7.29MPa から，計装誤差 0.06MPa を加算した 7.41MPa までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉非常停止信号である原子炉圧力高の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉非常停止信号である原子炉圧力高の信号が最も遅れて発信される 7.23MPa 以上，かつ，逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し，可能な限り低い値とするため 7.41MPa 以下に設定する。

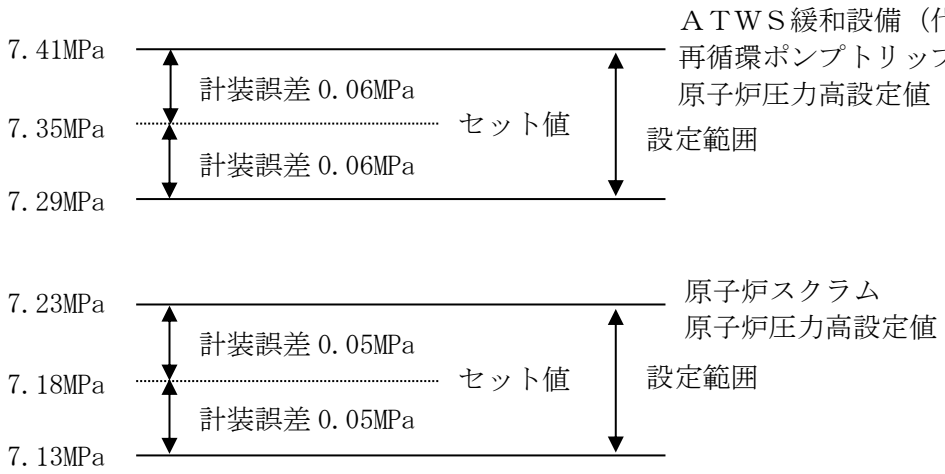


図 4－3　原子炉圧力高設定値の概要図

名　　称	原　子　炉　水　位　低　（レベル２）
目　的　／　機　能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプをトリップさせる。
設　定　値	気水分離器下端*より 112 cm下以上
設　定　範　囲	気水分離器下端*より 112cm 下以上かつ，104cm 下以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し気水分離器下端*より 112cm 下以上に設定する。

原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生前に本インターロックが動作することなく，事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル２）を設定値とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 112cm 下に計装誤差 4cm を考慮した 108cm 下とする。

設定範囲はセット値 108cm 下に対して計装誤差 4cm を差し引いた 112cm 下から，計装誤差 4cm を加算した 104cm 下までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉非常停止信号である原子炉水位低の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉非常停止信号である原子炉水位低の信号が最も遅れて発信される 16cm 上より低く設定する。

注記＊：気水分離器下端は，原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

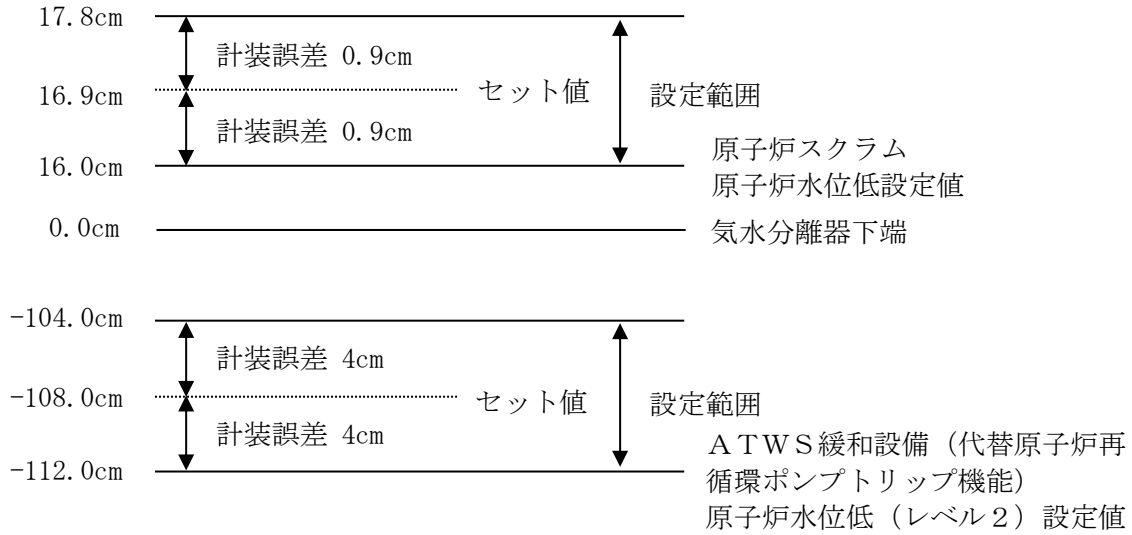


図 4－4　原子炉水位低（レベル２）設定値の概要図

表 3－3　工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（5/6）

3.　ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の作動信号

工学的安全施設等の起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
		検出器の種類	個数	工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	
ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	原子炉圧力高	原子炉圧力検出器	4	2*1	7.41MPa 以下	―
	原子炉水位低（レベル２）	原子炉水位検出器	4		気水分離器下端*2 より 112cm 下以上	―
	手動	―	―	―	―	―

注記＊1：ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）作動回路は，検出器各 2 個からなる論理和 2 個の直列回路からなるチャンネル 2 系統で構成され，同じチャンネルに属する検出器最低 2 個の動作でチャンネルが動作，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が作動する。

＊2：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

第 1.1－1 表　重大事故等対策における手順書の概要（１／19）

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			
方針目的	運転時の異常な過渡変化時において発電用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，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入，原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。 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手順等を整備する。		
対応手段等	フロントライン系故障時	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入	運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合又はＡＴＷＳが発生した場合は，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により，制御棒が自動で緊急挿入するため，発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。 また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は，中央制御室からの手動操作によりＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し，発電用原子炉を緊急停止する。
		原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳが発生した場合は，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止するため，炉心流量が低下し，原子炉出力が抑制されたことを確認する。 また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は，中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し，原子炉出力を抑制する。
		自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	ＡＴＷＳが発生した場合は，自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し，原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。
		ほう酸水注入	ＡＴＷＳが発生した場合は，原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後，中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し，原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	運転時の異常な過渡変化の発生時において，発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため，発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は，中央制御室からの手動操作によりＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し，発電用原子炉を緊急停止する。 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入しなかった場合は，原子炉停止機能喪失と判断し，中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し，自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動起動阻止を行うとともに，ほう酸水注入系を速やかに起動し，発電用原子炉を未臨界とする。

保安規定第６５条「重大事故等対処設備」

表６５－２「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」

６５－２－１「高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動)」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付十追補１（系統図）

添付－２　運転上の制限に関する所要数，必要容量

（１）設置変更許可申請書　添付八（所要数，必要容量）

（２）設置変更許可申請書　添付八（設備仕様）

（３）設置変更許可申請書　添付十（有効性評価）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

表６５－２　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

６５－２－１　高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）　①

（１）運転上の制限

項　目 ②	運転上の制限 ③
高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動）	高圧原子炉代替注水系が動作可能であること※1※2※3

適用される原子炉の状態 ④	設　備 ⑤	所要数 ⑥
運　転 起　動 高温停止 （原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上の場合）	高圧原子炉代替注水ポンプ	１台
	サプレッションチェンバ	※４
	可搬型代替交流電源設備	※５
	可搬型直流電源設備	※６
	常設代替交流電源設備	※７
	常設代替直流電源設備	※８

※１：必要な弁および配管を含む。

※２：原子炉隔離時冷却系の起動準備中および原子炉隔離時冷却系の運転中は，高圧原子炉代替注水系の動作不能とはみなさない。

※３：当該系統が動作不能時は，第４１条（原子炉隔離時冷却系〔２号炉〕）の運転上の制限も確認する。

※４：第４６条（サプレッションチェンバの水位）において運転上の制限等を定める。

※５：第６５条（６５－１２－２　可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※６：第６５条（６５－１２－４　可搬型直流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※７：第６５条（６５－１２－１　常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※８：第６５条（６５－１２－３　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（１．２）
設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）が該当する。
また，技術的能力審査基準１．１３の手順で使用する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１）

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，高圧原子炉代替注水系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（１．２）
「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（手順等）」として，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用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，原子炉を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）
「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（手順等）」として，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備）
・技術的能力審査基準１．１３
「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から，想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること，及び海その他の水源（前項の水源を除く）から，想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し，当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，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，原子炉を冷却するために必要な設備であることから，適用される原子炉の状態は，高圧時に当該の設計基準事故対処設備による冷却機能が必要となる「運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）」とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 高圧原子炉代替注水ポンプは，想定される重大事故等時において，十分な期間にわたって原子炉水位を維持し，炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計としていることから，運転上の制限の所要数を１台とする。
なお，上記の設備は常設重大事故等対処設備であるため１Ｎ要求設備である。
（保安規定変更に係る基本方針４．３（１），添付－２）

<table>
<tr><th>保安規定　第６５条　条文</th><th>記載の説明</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>（２）確認事項
<table>
<tr><th>項　　目⑦</th><th>頻　　度</th><th>担　　当</th></tr>
<tr><td>1. 原子炉圧力が 0.74MPa[gage]相当※9において，高圧原子炉代替注水ポンプの流量が図６５－２－１に定める領域内にあることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td><td>定事検停止時</td><td>課長
(原子炉)</td></tr>
<tr><td>2. 原子炉隔離時冷却系タービン蒸気入口弁が閉することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td><td>定事検停止時</td><td>当直長</td></tr>
<tr><td>3. 原子炉圧力が 0.98MPa[gage]以上において，高圧原子炉代替注水ポンプの流量が図６５－２－１に定める領域内にあることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td><td>定事検停止後の原子炉起動中に１回</td><td>当直長</td></tr>
<tr><td>4. 高圧原子炉代替注水系における注入弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td><td>定事検停止後の原子炉起動中に１回</td><td>当直長</td></tr>
<tr><td>5. 原子炉圧力が 0.98MPa[gage]以上において，高圧原子炉代替注水ポンプの流量が図６５－２－１に定める領域内にあることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態にあることを確認する。</td><td>１箇月に１回</td><td>当直長</td></tr>
<tr><td>6. 原子炉圧力が 0.98MPa[gage]以上において，高圧原子炉代替注水系における注入弁が開することを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td><td>１箇月に１回</td><td>当直長</td></tr>
</table>
※９：高圧原子炉代替注水系のタービン入口における圧力が原子炉圧力 0.74MPa[gage]にて運転した圧力と同等となるよう所内蒸気圧力を調整して確認する。</td>
<td>⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）

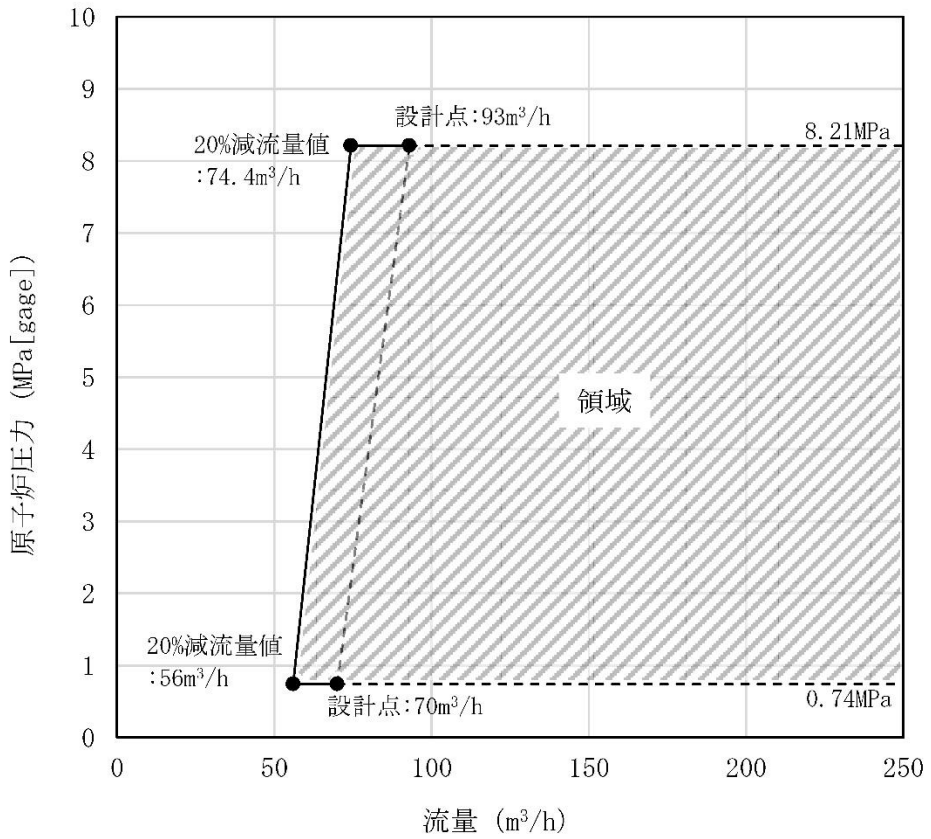
a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
項目１，３が該当。
項目 1 の確認で使用する駆動蒸気については，0.74MPa[gage]相当での性能確認として所内蒸気系を用いる。
項目１の頻度については，定事検停止時に性能確認を実施する。
項目３の確認で使用する駆動蒸気については，主蒸気系を用いる。
項目３の頻度については，保安規定第４１条（原子炉隔離時冷却系）にて整理されている原子炉隔離時冷却系ポンプの確認頻度を準用し，定事検停止後の原子炉起動中に１回とする。

b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）
項目２，４，５，６が該当。
項目２については，項目１と同様，待機状態となる前に動作確認および当該弁の開閉状態の確認を実施する。
項目２の頻度については，定事検停止時に性能確認を実施する。
項目４，５，６の頻度については，項目３と同様，保安規定第４１条（原子炉隔離時冷却系）にて整理されている原子炉隔離時冷却系ポンプの確認頻度を準用し，定事検停止後の原子炉起動中に１回または１箇月に１回とする。

高圧原子炉代替注水ポンプの流量については，設置許可添付十の主要解析条件において，設計値である 93m³/h (8.21MPa[gage]において）～70m³/h (0.74MPa[gage]において）に対し，保守的に 20％減の流量で注水するものとしていることから，流量が当該解析条件以上であることを確認する。（添付－２）</td>
<td>所内蒸気系を用いた 0.74MPa[gage] 相当での性能確認については，TS-92「原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の低圧運転点における確認運転について」参照</td>
</tr>
</table>

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

図６５－２－１



保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（３）要求される措置

条　　件　⑧	要求される措置　⑨	完了時間
A. 高圧原子炉代替注水系が動作不能の場合	A1. 当直長は，高圧炉心スプレイ系を起動し，動作可能であることを確認するとともに，その他設備※10が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は，当該系統と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11 が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３日間 ３０日間
B. 原子炉隔離時冷却系と共用する配管または弁が動作不能の場合	B1. 当直長は，高圧炉心スプレイ系を起動し，動作可能であることを確認するとともに，その他設備※10が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３日間
C. 条件Ａまたは B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は，高温停止にする。 および C2. 当直長は，原子炉圧力を 0.74MPa[gage]未満にする。	２４時間 ３６時間

※10：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※11：原子炉隔離時冷却系をいう。

⑧　運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。
高圧原子炉代替注水系は，１Ｎ要求設備であるため，動作可能な系統数が１Ｎ未満となった場合を条件として設定する。

⑨　要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

A1.　対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”起動し確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である高圧炉心スプレイ系が該当する。

高圧原子炉代替注水系は原子炉隔離時冷却系と共通要因で故障する可能性があり得る（蒸気ラインが一部共通のため）ことから，駆動源の異なる高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む）を設定する。

A2.　動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した原子炉隔離時冷却系が該当し，完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限（１Ｎ未満）である「３日間」とする。

原子炉隔離時冷却系は，中央制御室から速やかに起動することが可能であり，流量等も高圧原子炉代替注水系と同等な性能を有する。

A3.　当該系統を復旧する。完了時間は，同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のＡＯＴ上限である「３０日間」とする。

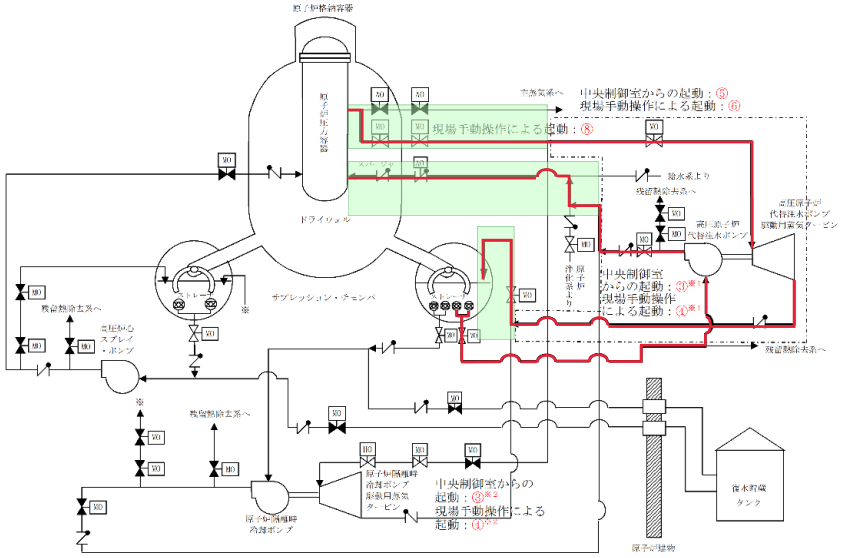
B1.　A1 と同様

B2.　当該系統を復旧する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限（１Ｎ未満）である「３日間」とする。

C1.，C2.　既保安規定と同様の設定とする。

65-2-1の範囲
赤線にて示す

第41条　原子炉隔離時冷却系との共用ライン



凡例

	ポンプ
MO	電動作動
HO	油圧作動
AO	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
中央制御室からの起動：③※1	ＨＰＡＣ注水弁
現場手動操作による起動：④※1	
中央制御室からの起動：③※2	タービン蒸気入口弁
現場手動操作による起動：④※2	
中央制御室からの起動：⑤	ＲＣＩＣ　ＨＰＡＣタービン蒸気入口弁
現場手動操作による起動：⑥	
現場手動操作による起動：⑧	蒸気外側隔離弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，
その実施順を示す。

第1.2－4図　中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動，現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動　概要図

5.4.2.3　容量等

基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。

高圧原子炉代替注水ポンプは，想定される重大事故等時において，十分な期間にわたって原子炉水位を維持し，炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計とする。

原子炉隔離時冷却ポンプは，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，重大事故等の収束に必要な注水流量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.4.2.4　環境条件等

基本方針については，「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

高圧原子炉代替注水ポンプは，原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧原子炉代替注水系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。また，中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合において，高圧原子炉代替注水系の起動に必要となる弁の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で人力により可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却ポンプは，原子炉建物原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系を起動できない場合において，原子炉隔離時冷却系の起動に必要となる弁の操作は，想定される重大事故等時において，防護具を装着することで設置場所で人力により可能な設計とする。

5.4.2.5　操作性の確保

基本方針については，「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

高圧原子炉代替注水系は，想定される重大事故等時において，通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。高圧原子炉代替注水ポンプは，中央制御室の操作スイッチにより弁を

注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については，「5.6　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

c．高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として，高圧原子炉代替注水系を使用する。なお，この場合は，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と並行して行う。

本系統の詳細については，「5.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

d．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

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として，ほう酸水注入系を使用する。なお，この場合は，低圧原子炉代替注水系（常設），低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び高圧原子炉代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。

本系統の詳細については，「6.7　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

大量送水車，低圧原子炉代替注水槽については，「5.7　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については，「9.1　原子炉格納施設」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備及び燃料補給設備については，「10.2　代替電源設備」に記載する。

9.4.2.1　多重性又は多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については，「1.1.7.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

ペデスタル代替注水系（常設），ペデスタル代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）は，共通要因によって同時に機能を損な

第5.4－1表　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様

(1)　高圧原子炉代替注水系

a．高圧原子炉代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

台　数　　1

容　量　　75m^3/h以上

全揚程　　913m以上

(2)　原子炉隔離時冷却系

a．原子炉隔離時冷却ポンプ

第5.8-1表　原子炉隔離時冷却系主要機器仕様に記載する。

(3)　ほう酸水注入系

a．ほう酸水注入ポンプ

第6.1.2-3表　ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

b．ほう酸水貯蔵タンク

第6.1.2-3表　ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

第9.4－1表 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様

(1) ペデスタル代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

第 5.6－1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) ペデスタル代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第 4.3－1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）

a. 大量送水車

第 4.3－1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(4) コリウムシールド

材	料	ジルコニア
厚	さ	約 0.13m 以上

(5) 低圧原子炉代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

第 5.6－1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(6) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第 4.3－1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(7) 高圧原子炉代替注水系

a. 高圧原子炉代替注水ポンプ

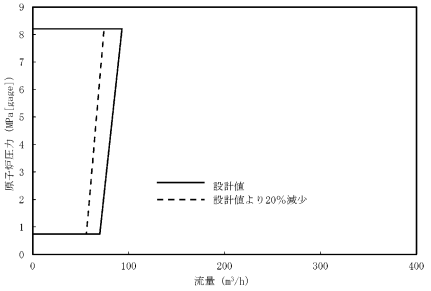
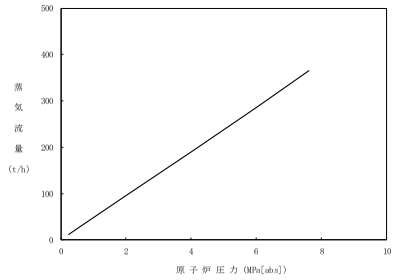
第 5.4－1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(8) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入ポンプ

第 6.1.2－3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

第3.1.3.2－2表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（ＴＢＵ））（３／５）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	原子炉水位低（レベル３） （遅れ時間：1.05 秒）	保有水量の低下を保守的に評価するスクラム条件を設定
	高圧原子炉代替注水系	原子炉水位低（レベル３）にて手動起動，原子炉水位高（レベル８）にて手動停止設計値である 93m^3/h（8.21MPa[gage]において）～70m^3/h（0.74MPa[gage]において）に対し，保守的に 20％減の流量にて注水	高圧原子炉代替注水系の設計値に対し，保守的に 20％減の流量を設定 
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58MPa[gage]×２個，367t/h/個 7.65MPa[gage]×３個，370t/h/個 7.72MPa[gage]×３個，373t/h/個 7.79MPa[gage]×４個，377t/h/個	逃がし安全弁（逃がし弁機能）の設計値として設定
		逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の６個を開することによる原子炉急速減圧 〈原子炉圧力と逃がし安全弁蒸気流量の関係〉 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定

保安規定第６５条「重大事故等対処設備」

表６５－２「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」

６５－２－２「高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付十追補１（系統図）

添付－２　同等な機能を有することの説明

（１）技術的能力まとめ資料（基準要求に関する説明）

添付－３　参考資料

（１）高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）の運転上の制限について

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考
６５－２－２　高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）　① （１）運転上の制限 項　　目 ②／運転上の制限 ③ 高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）／原子炉の状態が運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）において，高圧原子炉代替注水系または原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できること※１ ※１：必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルの操作により現場起動できることをいう。	①　設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（１．２）が該当する。 ②　運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１） ③　以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，高圧原子炉代替注水系または原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルが取り付けられていることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１）） ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（１．２） 「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（手順等）」として，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用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，原子炉を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（１．２）の現場での手動起動の要求については，高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系のどちらかが現場手動起動可能であれば満足できることから，いずれかが現場手動起動できれば良い。（添付－２）また，ポンプ等の系統設備が動作不能となった場合には，中央制御室からの遠隔起動も不可となるため，６５－２－１（高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動））または保安規定第４１条（原子炉隔離時冷却系）の運転上の制限の逸脱として対応することから，本表では現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルが取り付けられていることを運転上の制限とする。 現場操作により起動するために必要な電動弁： 高圧原子炉代替注水系 ・ＨＰＡＣ注水弁［MV2B1-4］ ・ＲＣＩＣ　ＨＰＡＣタービン蒸気入口弁［MV221-34］ ・蒸気外側隔離弁[MV221-21] 原子炉隔離時冷却系 ・復水器冷却水入口弁［MV221-7］ ・ＲＣＩＣ注水弁［MV221-2］ ・ミニマムフロー弁[MV221-6] ・タービン蒸気入口弁［MV221-22］ ・蒸気外側隔離弁[MV221-21] なお，適用される原子炉の状態については，６５－２－１（高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動））または保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）と同様に，原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上を対象とする。	

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（２）確認事項

項　　目　④	頻　　度	担　　当
1. 原子炉の状態が運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）において，高圧原子炉代替注水系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。	１箇月に１回	当直長
2. 原子炉の状態が運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）において，原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動するために必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルが取り付けられていることを確認する。	１箇月に１回	当直長

（３）要求される措置

条　　件　⑤	要求される措置　⑥	完了時間
A. 高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系が現場操作により起動できない場合	A1. 当直長は，高圧炉心スプレイ系が動作可能であることを確認する※2。 および A2. 当直長は，高圧原子炉代替注水系または原子炉隔離時冷却系が中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する※2。 および A3. 当直長は，高圧原子炉代替注水系または原子炉隔離時冷却系が現場起動できる状態に復旧する。	速やかに ３日間 ３０日間
B. 条件Aで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は，高温停止にする。 および B2. 当直長は，原子炉圧力を0.74MPa[gage]未満にする。	２４時間 ３６時間

※２：至近の記録等により確認することをいう。

④　適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）

a. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）
ポンプ等の系統設備については６５－２－１（高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動））および保安規定第４１条（原子炉隔離時冷却系）で管理されているため，ここでは，現場起動に必要な電動弁手動操作用レバーおよびハンドルの取付状態に異常がないことを確認する。
頻度についても，６５－２－１（高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動））および保安規定第４１条（原子炉隔離時冷却系）で整理されている頻度に合わせ，１箇月に１回とする。

⑤　運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。

⑥　要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

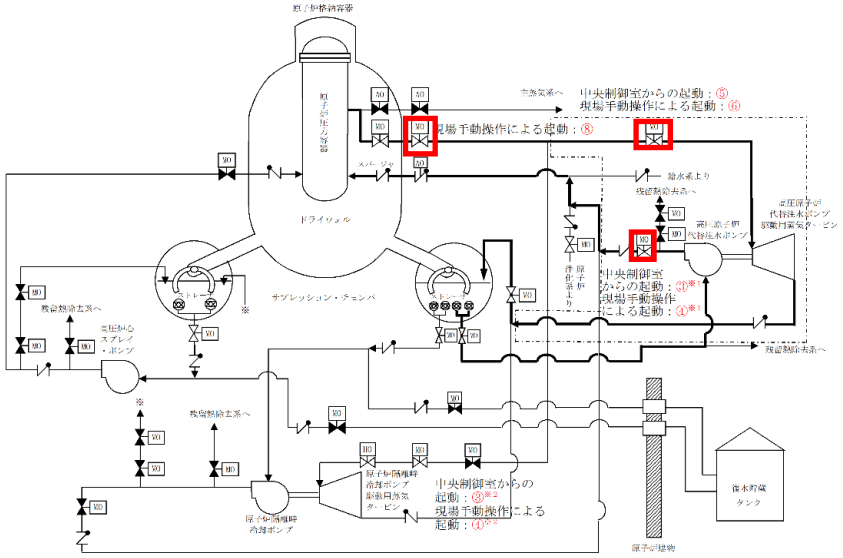
A1. 現場起動ができない場合には，６５－２－１（高圧原子炉代替注水系（中央制御室からの遠隔起動））および保安規定第４１条（原子炉隔離時冷却系）において速やかに確認することとなっている高圧炉心スプレイ系が動作可能であることを確認することで，高圧注水機能が維持されていることを確認する。完了時間は“速やかに”とする。

A2. 現場起動ができない場合には，中央制御室からの遠隔操作により起動できることを確認する。完了時間は，設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認した場合のＡＯＴ上限である「３日間」とする。

A3. 現場起動できる状態に復旧する。完了時間は，同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限に準じて「３０日間」とする。

B1.，B2. 既保安規定と同様の設定とする。

65-2-2の範囲
赤枠にて示す（手動操作用レバーおよびハンドル）



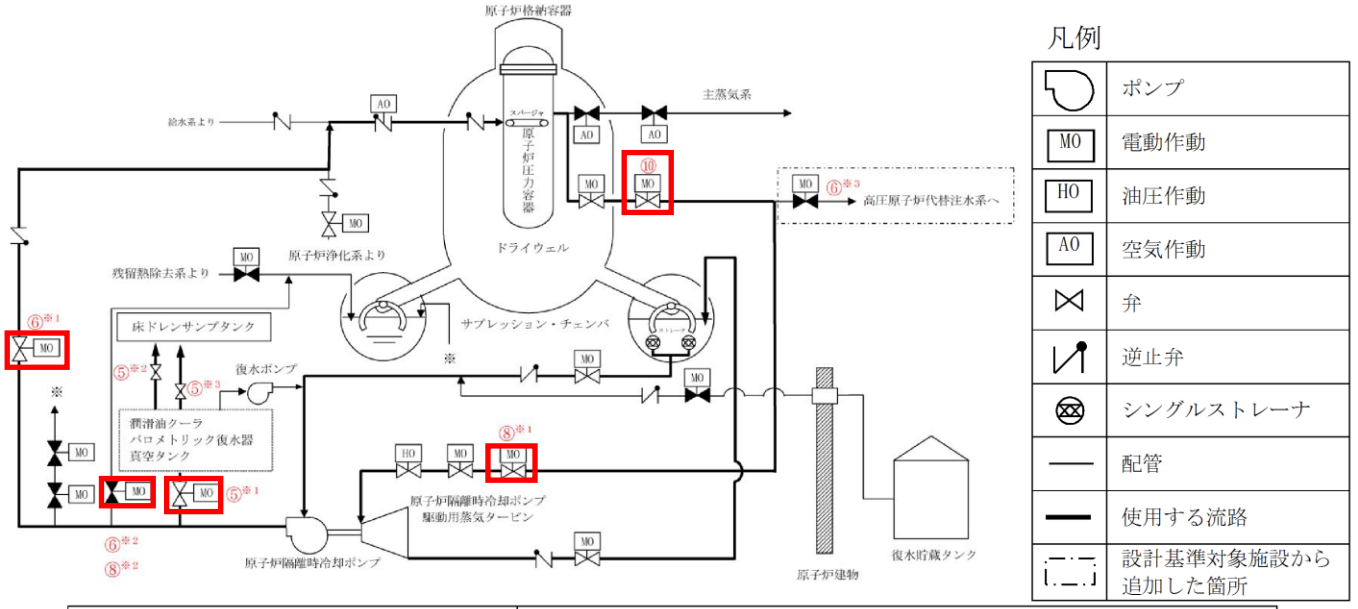
凡例

	ポンプ
MO	電動作動
HO	油圧作動
AO	空気作動
	弁
	逆止弁
	シングルストレーナ
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称
中央制御室からの起動：③※1	ＨＰＡＣ注水弁
現場手動操作による起動：④※1	
中央制御室からの起動：③※2	タービン蒸気入口弁
現場手動操作による起動：④※2	
中央制御室からの起動：⑤	ＲＣＩＣ　ＨＰＡＣタービン蒸気入口弁
現場手動操作による起動：⑥	
現場手動操作による起動：⑧	蒸気外側隔離弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，
その実施順を示す。

第1.2－4図　中央制御室からの高圧原子炉代替注水系起動，現場手動操作による高圧原子炉代替注水系起動　概要図



操作手順	弁名称
⑤※1	復水器冷却水入口弁
⑤※2	ＲＣＩＣ真空タンクドレン弁
⑤※3	ＲＣＩＣ真空タンク水位検出配管ドレン弁
⑥※1	ＲＣＩＣ注水弁
⑥※2⑧※2	ミニマムフロー弁
⑥※3	ＲＣＩＣ　ＨＰＡＣタービン蒸気入口弁
⑧※1	タービン蒸気入口弁
⑩	蒸気外側隔離弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.2－7図　現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動　概要図

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（１／９）

技術的能力審査基準（1.2）	番号	設置許可基準規則（四十五条）	技術基準規則（六十条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用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、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用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、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない	【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用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、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない	⑨
【解釈】 １　「発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	－	【解釈】 １　第４５条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 １　第６０条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
（１）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等を整備すること。	②	（１）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。	（１）全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器（BWRの場合）又はタービン動補助給水ポンプ（PWRの場合）（以下「RCIC等」という。）により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。	⑩
ａ）可搬型重大事故防止設備 ｉ）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。ただし、下記（１）ｂ）ｉ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。	－	ａ）可搬型重大事故防止設備 ｉ）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（１）ｂ）ｉ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。	ａ）可搬型重大事故防止設備 ｉ）現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記（１）ｂ）ｉ）の人力による措置が容易に行える場合を除く。	－
ｂ）現場操作 ｉ）現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う手順等（手順及び装備等）を整備すること。 ※:原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	③	ｂ）現場操作 ｉ）現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※:原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	ｂ）現場操作 ｉ）現場での人力による弁の操作により、RCIC 等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。 ※:原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。	⑪
ｃ）監視及び制御 ｉ）原子炉水位（BWR及びPWR）及び蒸気発生器水位（PWRの場合）を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。	④			
ⅱ）RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備すること。	⑤			
ⅲ）原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手順等（手順及び装備等）を整備すること。	⑥			
（２）復旧 ａ）原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、注水（循環を含む。）すること及び原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWRの場合）	⑦			
ｂ）電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより、起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWRの場合）	－			
（３）重大事故等の進展抑制 ａ）重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系（SLCS）又は制御棒駆動機構（CRD）等から注水する手順等を整備すること。（BWRの場合）	⑧			

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（３／９）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設／新設	基準解釈対応	機能	機器名称	常設／可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ② ⑨ ⑩	－	－	－	－	－	－
	サプレッション・チェンバ	既設							
	高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設							
	主蒸気系　配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設							
	高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁	新設							
	残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設							
	原子炉浄化系　配管	既設							
	給水系　配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	常設代替直流電源設備 ※１	新設							
	可搬型直流電源設備 ※１	新設							
	常設代替交流電源設備 ※１	新設							
	可搬型代替交流電源設備※１	新設							
高圧原子炉代替注水系の現場操作による原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ	新設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	－	－	－	－	－	－
	サプレッション・チェンバ	既設							
	高圧原子炉代替注水系（蒸気系）配管・弁	新設							
	主蒸気系　配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設							
	高圧原子炉代替注水系（注水系）配管・弁	新設							
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁	既設							
	残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉浄化系　配管	既設							
	給水系　配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（４／９）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策設備					
機能	機器名称	既設／新設	基準解釈対応	機能	機器名称	常設／可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却	原子炉隔離時冷却ポンプ	既設	① ② ③ ⑨ ⑩ ⑪	原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉の冷却（排水処理）	水中ポンプ	可搬	１時間45分	４人	自主対策とする理由は本文参照
	サプレッション・チェンバ	既設			ホース	可搬			
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設			仮設発電機	可搬			
	主蒸気系　配管	既設			燃料補給設備※１	可搬			
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設							
	給水系　配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉浄化系　配管	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	－	－	－	－	－	－
	サプレッション・チェンバ	既設							
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設							
	主蒸気系　配管	既設							
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設							
	原子炉浄化系　配管	既設							
	給水系　配管・弁・スパージャ	既設							
	原子炉圧力容器	既設							
	所内常設蓄電式直流電源設備※１	新設							
	常設代替交流電源設備※１	新設							
	可搬型代替交流電源設備※１	新設							
	代替所内電気設備※１	既設 新設							
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	原子炉隔離時冷却ポンプ	既設	① ⑦ ⑨	直流給電車による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ	常設	４時間15分 ※１	５人 ※１	自主対策とする理由は本文参照
	サプレッション・チェンバ	既設			サプレッション・チェンバ	常設			
	原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	既設			原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁	常設			
	主蒸気系　配管	既設			主蒸気系　配管	常設			
	原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	既設			原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ	常設			
	原子炉浄化系　配管	既設			原子炉浄化系　配管	常設			
	給水系　配管・弁・スパージャ	既設			給水系　配管・弁・スパージャ	常設			
	原子炉圧力容器	既設			原子炉圧力容器	常設			
	可搬型直流電源設備※１	新設			直流給電車及び可搬型代替交流電源設備※１	常設 可搬			
	所内常設蓄電式直流電源設備※１	新設			所内常設蓄電式直流電源設備※１	常設			

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

高圧原子炉代替注水系及び原子炉隔離時冷却系（現場起動）の運転上の制限について

運転上の制限

(1) 運転上の制限

項目	運転上の制限
高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）	原子炉の状態が運転，起動および高温停止（原子炉圧力が 0.74MPa[gage]以上）において，高圧原子炉代替注水系または原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動できること※1

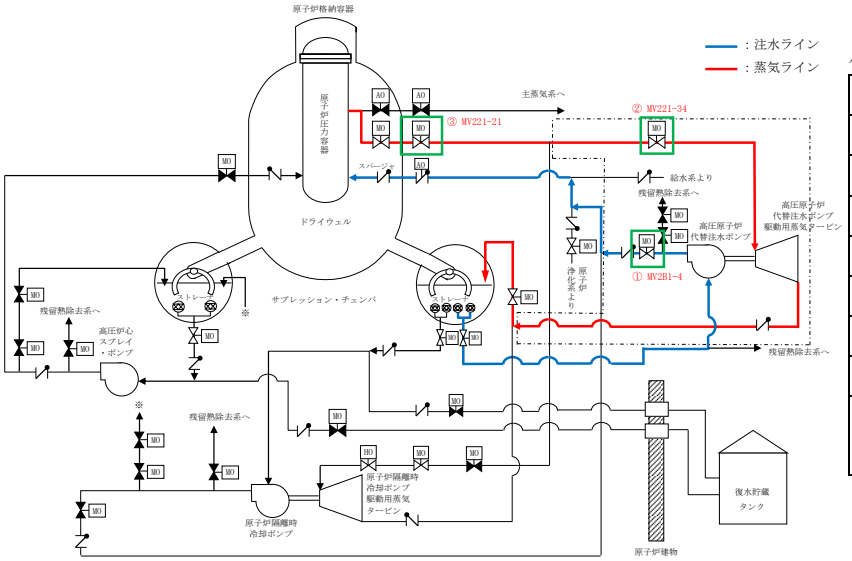
※1：必要な電動弁の手動操作用レバーおよびハンドルの操作により現場起動できることをいう。

65-2-2 高圧原子炉代替注水系（現場起動）に係る必要なレバー及びハンドルを下記表に整理

設備	確認項目
電動弁手動操作用レバー及びハンドル	① ＨＰＡＣ注水弁（MV2B1-4）の手動操作用レバー及びハンドル取付け状態確認
	② ＲＣＩＣ ＨＰＡＣタービン蒸気入口弁（MV221-34）の手動操作用レバー及びハンドル取付け状態確認
	③ 蒸気外側隔離弁（MV221-21）の手動操作用レバー及びハンドル取付け状態確認

添付-3-(1)

高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）の運転上の制限について



ＲＣＩＣ　ＨＰＡＣタービン蒸気入口弁

判定基準：電動弁手動操作用レバーおよびハンドル取付状態確認

添付-3-(1)

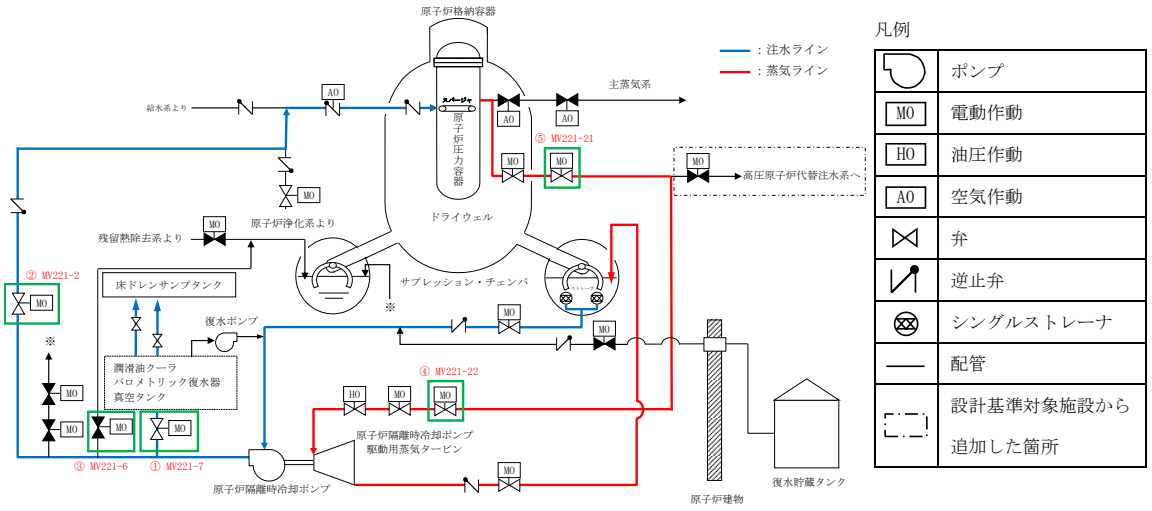
高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）の運転上の制限について

65-2-2 原子炉隔離時冷却系（現場起動）に係る必要なレバーおよびハンドルを下記表に整理

設備	確認項目
電動弁手動操作用 レバー及びハンドル	① 復水器冷却水入口弁（MV221-7）の手動操作用レバー及びハンドル取付け状態確認
	② ＲＣＩＣ注水弁（MV221-2）の手動操作用レバー及びハンドル取付け状態確認
	③ ミニマムフロー弁（MV221-6）の手動操作用レバー及びハンドル取付け状態確認
	④ タービン蒸気入口弁（MV221-22）の手動操作用レバー及びハンドル取付け状態確認
	⑤ 蒸気外側隔離弁（MV221-21）の手動操作用レバー及びハンドル取付け状態確認

添付-3-(1)

高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）の運転上の制限について



タービン蒸気入口弁

判定基準：電動弁手動操作用レバーおよびハンドル取付状態確認

添付-3-(1)

高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）の運転上の制限について

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等から抜粋

各対応手段に必要な自主対策設備（資機材含む。）及び手順書は社内手順書にて管理する。

対応手段，対処設備，手順書一覧（２／６）

（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
フロントライン系故障時	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	高圧原子炉代替注水系の中央制御室からの操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器 常設代替直流電源設備※1 可搬型直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
		高圧原子炉代替注水系の現場操作による発電用原子炉の冷却	高圧原子炉代替注水ポンプ サプレッション・チェンバ 高圧原子炉代替注水系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 高圧原子炉代替注水系（注水系）　配管・弁 残留熱除去系　配管・弁・ストレーナ 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作要領書 「ＨＰＡＣによる原子炉注水」

※１：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

添付-3-(1)

高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）の運転上の制限について

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等から抜粋

対応手段，対処設備，手順書一覧（３／６）

（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
サポート系故障時	全交流動力電源 常設直流電源系統	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	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等 ＡＭ設備別操作要領書 「ＲＣＩＣによる原子炉注水」 原子力災害対策手順書 「原子炉隔離時冷却系排水 処理」
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器	重大事故等対処設備	
			水中ポンプ ホース 仮設発電機 燃料補給設備※1	自主対策設備	
	全交流動力電源	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	事故時操作要領書 （徴候ベース） 「水位確保」等
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1 常設代替交流電源設備※1 可搬型代替交流電源設備※1 代替所内電気設備※1	重大事故等対処設備	
		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	原子炉隔離時冷却ポンプ 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）　配管・弁 主蒸気系　配管 原子炉隔離時冷却系（注水系）　配管・弁 ・ストレーナ 原子炉浄化系　配管 給水系　配管・弁・スパージャ	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	
			サプレッション・チェンバ 原子炉圧力容器 所内常設蓄電式直流電源設備※1 可搬型直流電源設備※1	重大事故等対処設備	

※１：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系（現場起動）の運転上の制限について

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等から抜粋

対応手段，対処設備，手順書一覧（５／６）

（監視及び制御）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対処設備		手順書
監視及び制御	－	高圧原子炉代替注水系（中央制御室起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 高圧原子炉代替注水流量 サプレッション・プール水位（ＳＡ）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作要領書「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
			原子炉水位（狭帯域）	自主対策設備	
		高圧原子炉代替注水系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉水位（可搬型計測器） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉圧力（可搬型計測器）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作要領書「ＨＰＡＣによる原子炉注水」
			原子炉水位（狭帯域） 高圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン入口圧力 高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力 高圧原子炉代替注水ポンプ入口圧力	自主対策設備	
		原子炉隔離時冷却系（現場起動時）の監視計器	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） 原子炉水位（ＳＡ） 原子炉水位（可搬型計測器） 原子炉圧力 原子炉圧力（ＳＡ） 原子炉圧力（可搬型計測器）	重大事故等対処設備	事故時操作要領書（徴候ベース）「水位確保」等 ＡＭ設備別操作要領書「ＲＣＩＣによる原子炉注水」
			原子炉水位（狭帯域） 原子炉隔離時冷却ポンプ入口圧力 可搬型回転計	自主対策設備	

※１：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

参考「ＴＳ－３７　新規制基準適用後の保守管理について」

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）抜粋

条文	対処設備	設備・資機材名称	数量	設置場所	所管箇所	保全対象範囲	点検及び試験の項目	頻度	技術的能力
１７条の７	重大事故等対処設備	可搬型計測器	２９	廃棄物処理建物	保修部（計装）	○	特性試験	１３Ｍ	1.2 1.15
１７条の７	資機材	水中ポンプ，ホース，カップリング，吐出弁，発電機，電源盤，電源ケーブル	一式	原子炉建物	保修部（原子炉）	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2
１７条の７	資機材	可搬式回転計	1	中央制御室	発電部（第一発電）	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2
１７条の７	資機材	耐熱服	2	第２チェックポイント	発電部（第一発電）	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.3
１７条の７	資機材	酸素呼吸器	3	１、２号炉中央制御室	廃止措置・環境管理部（放射線管理）	—	資機材管理による	資機材管理による	1.2 1.3 1.7 1.13 1.16

保安規定第６５条「重大事故等対処設備」

表６５－２「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」

６５－２－３「ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付十追補１（系統図）

添付－２　運転上の制限に関する所要数，必要容量

（１）設置変更許可申請書　添付八（設備仕様）

添付－３　同等な機能を有することの説明

（１）設置変更許可申請書　添付十（対応する設計基準事故対処設備に関する説明）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

６５－２－３　ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）　①

（１）運転上の制限

項　　目 ②	運転上の制限 ③
ほう酸水注入系 （重大事故等対処設備）	ほう酸水注入系が動作可能であること※１※２

適用される 原子炉の状態　④	設　　備　⑤	所要数　⑥
運転 起動 高温停止	ほう酸水注入系注入ポンプ	１台
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	１基
	代替所内電気設備	※３
	常設代替交流電源設備	※４

※１：必要な弁および配管を含む。
※２：当該系統が動作不能時は，第２４条（ほう酸水注入系）の運転上の制限も確認する。
※３：第６５条（６５－１２－５　代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。
※４：第６５条（６５－１２－１　常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（１．２）
設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）が該当する。
また，技術的能力審査基準１．１３の手順で使用する。
ほう酸水注入系貯蔵タンクは，設置許可基準規則第五十六条にも該当する。

ほう酸水注入系は設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十四条（１．１）にも該当する設備であるが，当該要求については機能および運転上の制限の要求が保安規定第２４条（ほう酸水注入系）と同等であることから保安規定第２４条（ほう酸水注入系）で整理する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１）

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，常設重大事故等対処設備であるほう酸水注入系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（１．２）
「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（手順等）」として，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用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，原子炉を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）
「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（手順等）」として，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
・技術的能力審査基準１．１３
「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から，想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること，及び海その他の水源（前項の水源を除く）から，想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し，当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ 高圧炉心スプレイ系の機能喪失時または全交流動力電源喪失時において，高圧原子炉代替注水系および原子炉隔離時冷却系を用いた高圧注水により原子炉水位を維持できない場合に，重大事故等の進展を抑制するために使用する設備であること，また，炉心の著しい損傷が発生した場合において溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための設備であることから，適用される原子炉の状態は，「運転，起動および高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ ほう酸水注入系注入ポンプおよびほう酸水注入系貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備と兼ねており，設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等対処設備としての仕様

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（２）確認事項

項　　目　⑦	頻　　度	担　　当
1. 定事検停止時に，ほう酸水注入系注入ポンプの吐出圧力が 11.04MPa[gage]以上であることを確認する。	定事検停止時	課長 （第一発電）
2. 原子炉の状態が運転，起動および高温停止において，ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度が図２４－１，２の範囲内にあることを確認する。	毎日１回	当直長
3. 原子炉の状態が運転，起動および高温停止において，ほう酸水注入系注入ポンプの吐出圧力が 11.04MPa[gage]以上であることを確認する。また，ポンプの運転確認後，ポンプの運転確認に際して使用した弁が待機状態であることを確認する。	１箇月に１回	当直長

と同等であるため，それぞれ１台および１基を所要数とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１），添付－２）
ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度については，有効性評価の解析条件としては明示されていないものの，運用を明確化する観点から，保安規定第２４条（ほう酸水注入系）に規定されている溶液量および温度の範囲内にあることを運転上の制限とする。

なお，上記の設備は常設重大事故等対処設備であるため１Ｎ要求設備である。

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）

a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
項目１が該当。
定事検停止時に性能確認を実施する。

b. 動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）
項目 2，3 が該当。
確認項目および頻度は，保安規定第２４条（ほう酸水注入系）に準用した対応とする。

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（３）要求される措置

条　　件　⑧	要求される措置　⑨	完了時間
A. ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度が図２４－１，２の範囲内にない場合	A1. 当直長は，ほう酸水注入系貯蔵タンクの溶液量および温度を図２４－１，２の範囲内に復旧する。	３日間
B. ほう酸水注入系が動作不能の場合	B1. 1. 当直長は，原子炉隔離時冷却系を起動し，動作可能であることを確認する※5。 または B1. 2. 当直長は，高圧炉心スプレイ系を起動し，動作可能であることを確認するとともに，その他設備※6が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに ８時間
C. 条件 A または B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は，高温停止にする。 および C2. 当直長は，冷温停止にする。	２４時間 ３６時間

※５：原子炉圧力が 0.74MPa[gage]以上の場合。

※６：高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

⑧　運転上の制限を満足しない場合の条件を記載する。
ほう酸水注入系（重大事故等対処設備）は１Ｎ要求設備であるため，動作可能な系統数が１Ｎ未満となった場合を条件として設定する。

⑨　要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

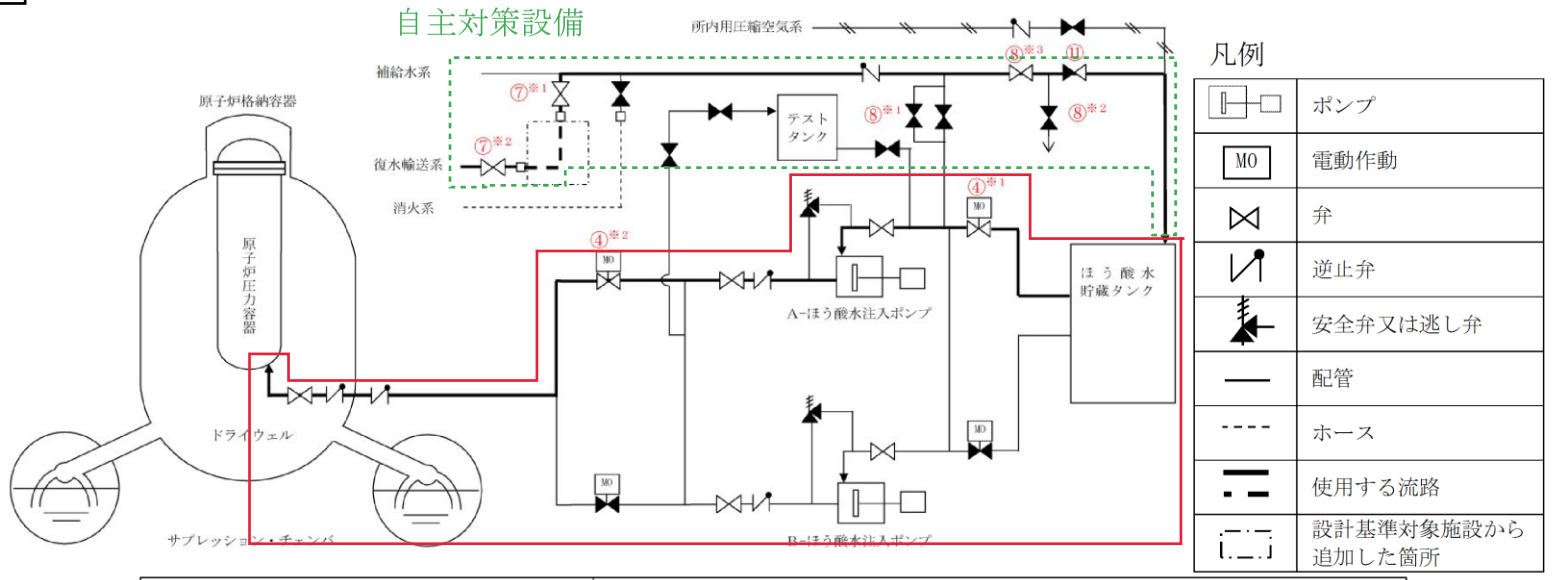
A1.　ほう酸水貯蔵タンクの溶液量および温度を図２４－１，２の範囲内に回復させる。
完了時間は保安規定第２４条（ほう酸水注入系）に図２４－１，２の範囲内に回復させる措置の完了時間が３日間で定められているため，同様に「３日間」とする。

B1. 1.，B1. 2.
原子炉隔離時冷却系または高圧炉心スプレイ系１系列を起動し，動作可能であることを“速やかに”確認する。設置許可においてほう酸注入系に対応する機能喪失を想定する設計基準事故対処設備は設定されていないが，設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十五条（１．２）では高圧炉心スプレイ系または原子炉隔離時冷却系喪失時に使用することを考慮し，高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む）または原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 0.74MPa[gage]以上の場合）を対応する設計基準事故対処設備に設定する。
なお，設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）の要求の観点からも，炉心損傷を防止し，溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下することの防止を目的に，上記と同様に，高圧炉心スプレイ系（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む）または原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 0.74MPa[gage]以上の場合）を設定することが妥当である。（添付－３）

B2.　当該系統を復旧する。完了時間は保安規定第２４条（ほう酸水注入系）にほう酸水注入系を復旧させる措置の完了時間が８時間で定められているため，同様に「８時間」とする。

C1.，C2.　既保安規定と同様の設定とする。

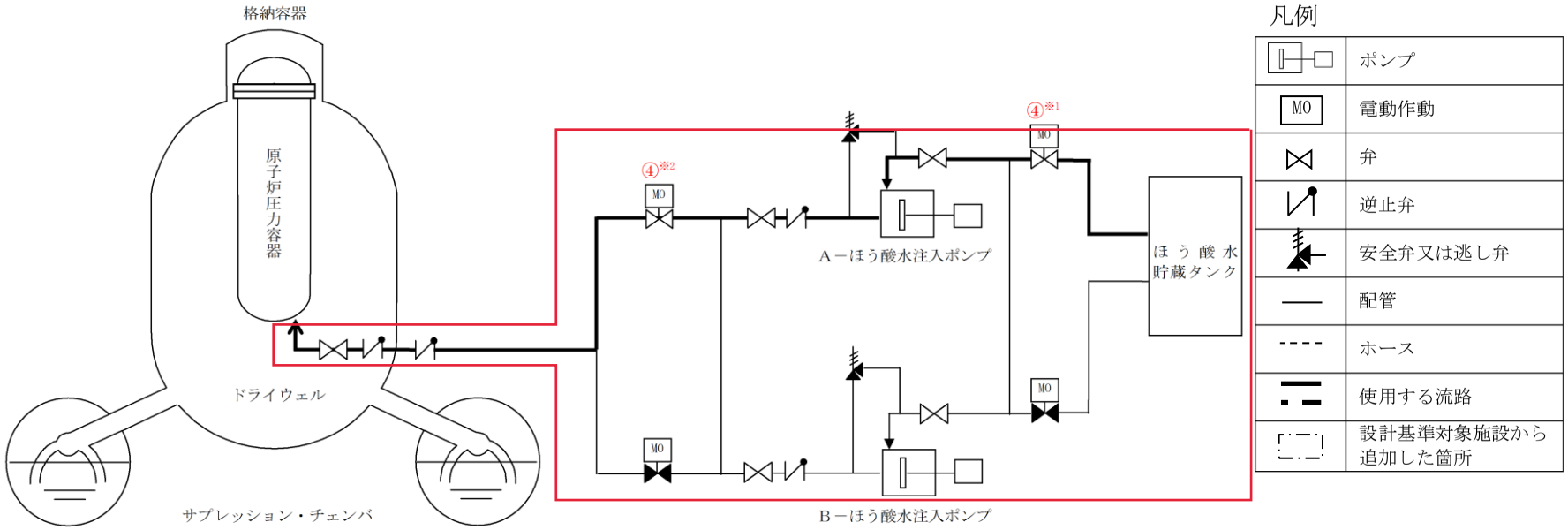
65-2-3の範囲
赤枠にて示す



操作手順	弁名称
④※1	Ａ－ＳＬＣタンク出口弁
④※2	Ａ－ＳＬＣ注入弁
⑦※1	ＭＵＷ工具類除染シンク供給弁（除染用）
⑦※2	ＣＷＴ工具類除染シンク除染弁
⑧※1	ＳＬＣ封水止め弁
⑧※2	ＳＬＣドレン弁
⑧※3	ＳＬＣタンク補給水入口元弁
⑪	ＳＬＣタンク補給水入口弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
　　○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.2－12図　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及び注水（ほう酸水貯蔵タンク使用）概要図（１／２）



操作手順	弁名称
④※1	Ａ（Ｂ）－ＳＬＣタンク出口弁
④※2	Ａ（Ｂ）－ＳＬＣ注入弁

記載例　　○　　：操作手順番号を示す。

○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－15図　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　概要図

第5.4－1表　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様

(1)　高圧原子炉代替注水系

a．高圧原子炉代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

台　数　　1

容　量　　75m^3/h以上

全揚程　　913m以上

(2)　原子炉隔離時冷却系

a．原子炉隔離時冷却ポンプ

第5.8-1表　原子炉隔離時冷却系主要機器仕様に記載する。

(3)　ほう酸水注入系

a．ほう酸水注入ポンプ

第6.1.2-3表　ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

b．ほう酸水貯蔵タンク

第6.1.2-3表　ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

第6.1.2－3表　ほう酸水注入系主要仕様

系統数	1
中性子吸収材	ほう素（五ほう酸ナトリウム溶液）
停止時実効増倍率	keff≦0.985
反応度添加速度	最低0.001△k/min
ほう酸水貯蔵タンク	
材料	ステンレス鋼
基数	1
容量	約20m^3
ポンプ	
台数	2（うち1台は予備）
容量	約10m^3/h/台
全揚程	約870m

第1.1－1表　重大事故等対策における手順書の概要（２／19）

1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等			
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発電用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，高圧原子炉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発電用原子炉の注水により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。 また，発電用原子炉を冷却するため，原子炉水位を監視及び制御する手順等を整備する。 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手順等を整備する。
対応手段等	重大事故等対処設備（設計基準拡張）		設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系が健全であれば，これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け重大事故等の対処に用いる。
	フロントライン系故障時	高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却	設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の故障により発電用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，発電用原子炉を冷却する。 ・中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。 ・中央制御室からの手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は，現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，原子炉圧力容器へ注水する。
	サポート系故障時	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	全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失により設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却ができない場合は，高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却のほか，現場での弁の手動操作により原子炉隔離時冷却系を起動することで原子炉圧力容器へ注水し，発電用原子炉を冷却する。
		代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧	全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設蓄電式直流電源設備により給電している場合は，所内常設蓄電式直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に以下の手段等により直流電源を確保し，原子炉隔離時冷却系の運転を継続する。 ・代替交流電源設備により充電器を受電し，直流電源を供給する。 ・可搬型直流電源設備により直流電源を供給する。

対応手段等	監視及び制御		「高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉の冷却」及び「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」により発電用原子炉へ注水する際には，発電用原子炉を冷却するために原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ）等により監視する。 また，これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合は，当該パラメータの値を推定する。 中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動する場合は，高圧原子炉代替注水系の作動状況を原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ），原子炉圧力，原子炉圧力（ＳＡ），高圧原子炉代替注水流量，サプレッション・プール水位（ＳＡ）等により監視する。 現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系を起動する場合は，高圧原子炉代替注水系又は原子炉隔離時冷却系の作動状況を原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（ＳＡ）等により監視する。 原子炉圧力容器内の水位の調整が必要な場合は，中央制御室からの操作，又は現場での弁の操作により原子炉圧力容器内の水位を制御する。
	重大事故等の進展抑制	ほう酸水注入系による進展抑制	原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系による発電用原子炉への高圧注水により原子炉圧力容器内の水位が維持できない場合は，重大事故等の進展を抑制するため，ほう酸水貯蔵タンク等を水源として，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へ注水する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は，中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，発電用原子炉を冷却する。中央制御室からの操作により高圧原子炉代替注水系を起動できない場合は，現場での弁の手動操作により高圧原子炉代替注水系を起動し，発電用原子炉を冷却する。 これらの対応手段により，原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間，高圧原子炉代替注水系の運転を継続する。

第1.1－1表　重大事故等対策における手順書の概要（８／19）

1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等			
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，ペデスタル代替注水系により原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することにより，溶融炉心・コンクリート相互作用（ＭＣＣＩ）を抑制し，溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する手順等を整備する。 また，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，原子炉圧力容器へ注水する手順等を整備する。		
対応手段等	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	ペデスタル代替注水系又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水	炉心の著しい損傷が発生した場合は，原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため，以下の手段により原子炉格納容器下部へ注水する。 ・低圧原子炉代替注水槽を水源として，ペデスタル代替注水系（常設）により注水する。 ・ペデスタル代替注水系（常設）により注水できない場合は，代替淡水源を水源として，格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペデスタル代替注水系（可搬型）等により注水する。 なお，格納容器代替スプレイ系（可搬型）又はペデスタル代替注水系（可搬型）による注水は，海を水源として利用できる。
	溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止	原子炉圧力容器への注水	炉心の著しい損傷が発生した場合は，溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため，以下の手段により原子炉圧力容器へ注水する。原子炉圧力容器へ注水する場合は，ほう酸水注入系により原子炉圧力容器へほう酸水の注入を並行して実施する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合は，サプレッション・チェンバを水源として，高圧原子炉代替注水系により注水する。 ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の場合は，低圧原子炉代替注水槽を水源として，低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。 ・低圧原子炉代替注水系（常設）により注水できない場合は，代替淡水源を水源として，低圧原子炉代替注水系（可搬型）により注水する。 なお，低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は，海を水源として利用できる。

保安規定第６５条

表６５－３「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」

６５－３－１「代替自動減圧機能」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付八（系統図）

添付－２　運転上の制限に関する所要数，必要容量

（１）設置変更許可申請書　添付八（所要数・必要容量）

（２）設置変更許可申請書　添付八（設備仕様）

（３）設計及び工事計画認可申請書　説明書（設定根拠）

（４）設定値根拠一覧表（設定値根拠）

添付－３　同等な機能を有することの説明

（１）設置変更許可申請書　添付十（同等な機能を有することの説明）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考
表６５－３　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 ６５－３－１　代替自動減圧機能 ① （１）運転上の制限 項　目 ②：代替自動減圧機能 運転上の制限 ③：（１）代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が動作可能であること※1 （２）自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチが動作可能であること	① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十六条（１．３）が該当する 自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチについては，設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十四条（１．１）も該当する。 ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１） なお，代替自動減圧機能により動作する主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）については，既存の保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）において動作可能であることを確認しており，ＳＡ要求を満たすことから，既存条文にて管理する。 ③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能），自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチが動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１）） ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十六条（１．３） 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（手順等）」として，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にあって，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あっても，炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十四条（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設備」として，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。	

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

適用される 原子炉の状態 ④	要　素 ⑤	動作可能であるべき チャンネル数 （論理毎） ⑥
運転 起動※２ 高温停止※２	原子炉水位低（Ｌ１）※３	２※４
	残留熱除去系ポンプまたは低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中※３	１※５

適用される 原子炉の状態 ④	要　素 ⑤	動作可能であるべき 所要数 ⑥
運転 起動※２ 高温停止※２	代替自動減圧機能論理回路	１※６
	自動減圧起動阻止スイッチ	２※７
	代替自動減圧起動阻止スイッチ	１

※１：本表における動作可能とは，当該計測および制御設備に期待されている機能が達成されている状態をいう。また，動作不能とは，点検・修理のために動作可能であるべきチャンネル数を満足していない場合および誤不動作が発見された場合で，当該計測および制御設備に期待されている機能を達成できない状態をいう。トリップ信号を出力している状態は，誤動作であっても動作不能とは見なさない。

※２：原子炉圧力が 0.78MPa[gage]以上の場合。

※３：当該設備が動作不能時は，「第２７条　計測および制御設備」の運転上の制限も確認する。

※４：代替自動減圧系Ａ系においては，チャンネルＡおよびチャンネルＣの２チャンネルをいい，代替自動減圧系Ｂ系においては，チャンネルＢおよびチャンネルＤの２チャンネルをいう。

※５：代替自動減圧系Ａ系においては，残留熱除去系Ａ系および低圧炉心スプレイ系のうち１チャンネルをいい，代替自動減圧系Ｂ系においては，残留熱除去系Ｂ系および残留熱除去系Ｃ系のうち１チャンネルをいう。

※６：Ａ系またはＢ系の代替自動減圧機能論理回路をいう。

※７：Ａ系およびＢ系の自動減圧起動阻止スイッチをいう。

④ 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，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，炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備であることから，適用される原子炉の状態は，基本方針に従うと原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の原子炉の状態として，「運転，起動および高温停止（原子炉圧力が 0.78MPa[gage]以上）」となるが，保安規定第２７条（自動減圧系計装）に合わせ「運転，起動※２および高温停止※２（※２：原子炉圧力が 0.78MPa[gage]以上）」とする。

自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチは６５－１－１（ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能））に合わせると「運転および起動」となるが，ＡＴＷＳ発生時に必要な設備であることから代替自動減圧機能論理回路と合わせることとする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 各要素について，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が要求される機能を発揮するために必要な信号数を動作可能であるべきチャンネル数として，論理毎に記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１），添付－１，２）

１．原子炉水位低（Ｌ１）：代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路は，検出器２個の直列回路からなる２系統の論理回路であることから，同じ論理回路に属する２チャンネルを動作可能であるべきチャンネル数とする。

２．残留熱除去系ポンプまたは低圧炉心スプレイ系ポンプ：残留熱除去系ポンプ３台および低圧炉心スプレイ系ポンプ１台に対して，それぞれ１チャンネルの計４チャンネルあるが，炉心の著しい損傷を防止するために必要な残留熱除去系ポンプおよび低圧炉心スプレイ系ポンプはいずれか１台であるので１チャンネルを動作可能であるべきチャンネル数とする。

３．代替自動減圧機能論理回路：Ａ系またはＢ系のいずれかが動作可能であれば機能を達成できるため１チャンネルを動作可能であるべきチャンネル数とする。

４．自動減圧起動阻止スイッチ：Ａ系およびＢ系の両方が動作可能でなければ起動阻止機能を達成できないため，Ａ系およびＢ系の１個を所要数とする。

５．代替自動減圧起動阻止スイッチ：代替自動減圧起動阻止スイッチは，代替自動減圧系のＡ系およびＢ系の両方の起動阻止機能を達成できるため，１個を所要数とする。

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（２）確認事項

要　素	設定値	項　目 ⑦	頻　度	担　当
1. 代替自動減圧機能	－	機能を確認する※8。	定事検 停止時	課長 （計装）
2. 原子炉水位低（Ｌ１）	381cm 下方以上※9 （気水分離器下端より）	原子炉の状態が運転，起動※10および高温停止※10において動作不能でないことを指示により確認する※11。	１箇月に１回	当直長
		チャンネル校正を実施する※12。	定事検 停止時	課長 （計装）
		論理回路機能を確認する※13。	定事検 停止時	課長 （計装）
3. 残留熱除去系ポンプ運転中	－	論理回路機能を確認する※13。	定事検 停止時	課長 （計装）
4. 低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中	－			
5. 始動タイマ	１０分以下	論理回路機能を確認する※13。	定事検 停止時	課長 （計装）
6. 自動減圧起動阻止スイッチ	－	論理回路機能を確認する※13。	定事検 停止時	課長 （計装）
7. 代替自動減圧起動阻止スイッチ	－	論理回路機能を確認する※13。	定事検 停止時	課長 （計装）

※８：機能の確認は，センサからの出力信号にて，論理回路の出力段に信号が発生することにより，その機能の健全性を確認することをいう。

※９：代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）に使用する設定値に適用する。

※10：原子炉圧力が 0.78MPa[gage]以上の場合。

※11：「動作不能でないことを指示により確認する」とは，当該チャンネルの指示値に異常な変動がないことを確認すること，また可能であれば他のチャンネルの指示値と有意な差異がないことを確認することをいう。なお，トリップ状態にあるチャンネルについては，該当しない。

※12：チャンネル校正とは，センサにあらかじめ定めた信号を与えた時，許容範囲内で出力信号を発生または指示値を示すよう調整することをいう。

※13：論理回路機能の確認は，センサからの出力信号にて，論理回路の出力段に信号が発生（自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチについては，信号の阻止）することにより，その機能の健全性を確認することをいう。なお，確認は部分的な確認を積み重ねることにより，適用範囲を確認したとみなすことができる。

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）

ａ．性能確認（論理回路が正常に動作することを確認する。）
項目１，２（チャンネル校正の実施，論理回路機能の確認），３，４，５，６，７が該当。
定事検停止時の確認事項は，保安規定第２７条（計測および制御設備）の論理回路およびチャンネルに設定されている設定値確認および機能確認と同様の確認を行う。
原子炉水位低（Ｌ１）は，設計及び工事計画認可申請書に基づく設定値を記載する。（添付－２）
始動タイマは，設備作動までに１０分の時間遅れを設けていることから，設定値は「１０分以下」とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため，プラント停止中に機能確認を行うこととする。

ｂ．動作確認（定期的に指示値により動作可能であることを確認する。）
項目２（動作不能でないことを指示により確認）が該当。
通常運転中の確認項目は，保安規定第２７条（計測および制御設備）のチャンネルに設定されている確認項目と同様の確認を行う。
頻度は，設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし，１箇月に１回とする。

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（３）要求される措置

要　素 ⑤	条　件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
1. 代替自動減圧機能論理回路 2. 原子炉水位低（Ｌ１） 3. 残留熱除去系ポンプまたは低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中 4. 始動タイマ	A. 動作可能であるべき所要数またはチャンネル数を満足できない場合	A1. 当直長は，当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※14 が動作可能であることを確認する※15。 および A2. 当直長は，当該所要数またはチャンネルを動作可能な状態に復旧する。	６時間 ３０日間
	B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は，高温停止にする。 および B2. 当直長は，原子炉圧力を 0.78MPa [gage]未満にする。	２４時間 ３６時間
5. 自動減圧起動阻止スイッチ 6. 代替自動減圧起動阻止スイッチ	A. 動作可能であるべき所要数を満足できない場合	A1. 当直長は，当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※16 が動作可能であることを確認する※15。 および A2. 当直長は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	６時間 ３０日間
	B. 条件Ａで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は，高温停止にする。 および B2. 当直長は，原子炉圧力を 0.78MPa [gage]未満にする。	２４時間 ３６時間

※14：主蒸気逃がし安全弁による手動減圧が可能であることをいう。
※15：「動作可能であること」の確認は，対象設備の至近の記録等により行う。
※16：ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）をいう。

⑧ 運転上の制限を満足しない条件を記載する。
各要素について，動作可能であるべきチャンネル数を満足できない場合を条件として設定する。なお，自動減圧起動阻止スイッチおよび代替自動減圧起動阻止スイッチはＡＴＷＳ発生時に使用する設備であることを考慮し，要求される措置を個別に設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

【論理回路，原子炉水位低（Ｌ１），残留熱除去系ポンプまたは低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中，始動タイマ】

A1. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した主蒸気逃がし安全弁による手動減圧が該当する。（添付－３）

完了時間については，保安規定第２７条（計測および制御設備）の原子炉保護系論理回路の完了時間が６時間で定められているため，同様に「６時間」とする。

A2. 当該系統を復旧する。完了時間は，同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のＡＯＴ上限である「３０日間」とする。

B1.，B2. 既保安規定と同様の設定とする。

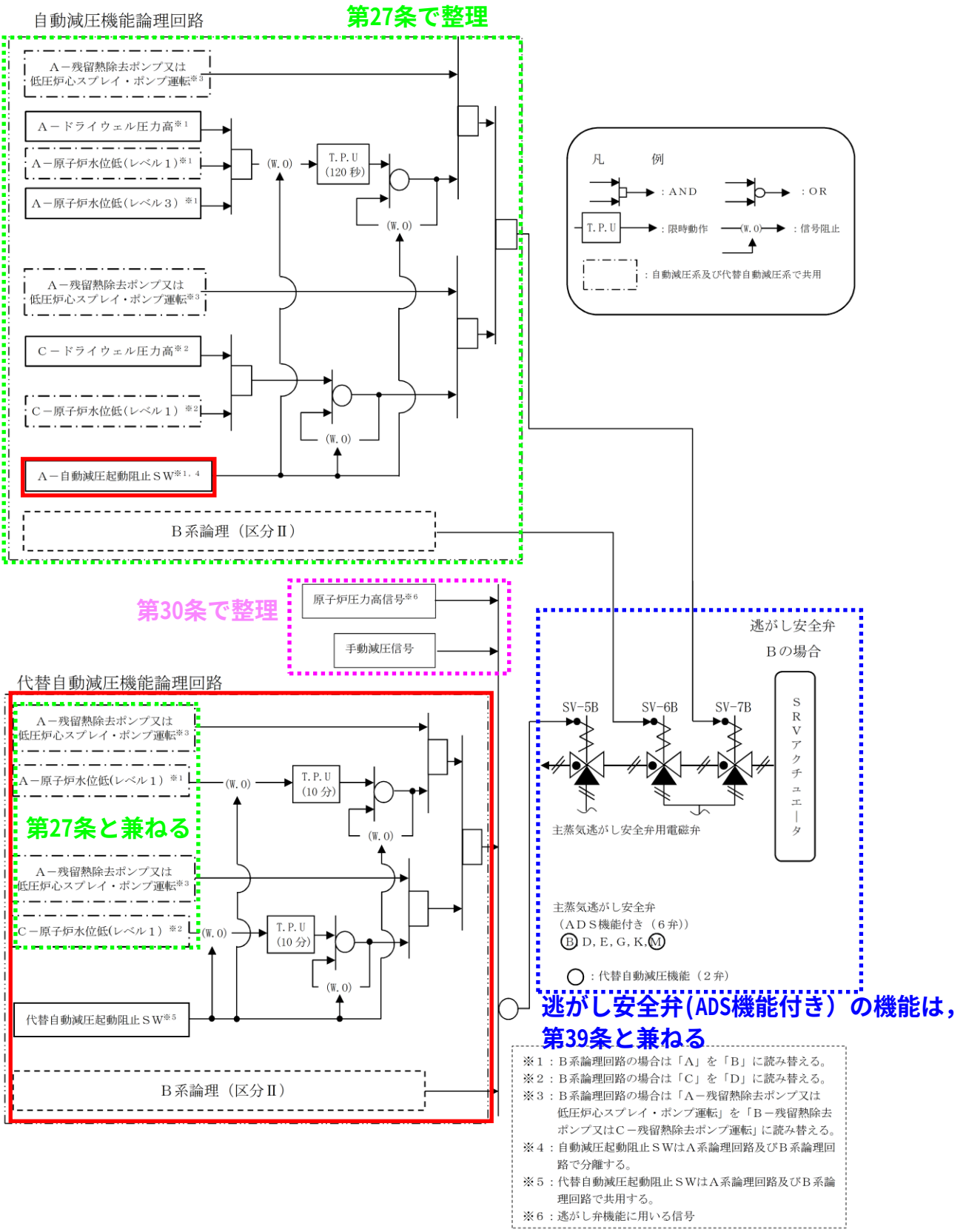
【自動減圧起動阻止スイッチ，代替自動減圧起動阻止スイッチ】

A1. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理したＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）が該当する。（添付－３）

完了時間については，保安規定第２７条（計測および制御設備）の原子炉保護系論理回路の完了時間が６時間で定められているため，同様に「６時間」とする。

A2. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は，同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のＡＯＴ上限である「３０日間」とする。

B1.，B2. 既保安規定と同様の設定とする。



第6.8－1図　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備説明図（原子炉減圧の自動化）

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル１）の検出器及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプの遮断器からの入力信号を自動減圧系と共用するが，自動減圧系と電気的な隔離装置を用いて信号を分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，他の設備と電気的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧起動阻止スイッチは，自動減圧起動阻止スイッチと分離することで自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，弁操作等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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3　容量等

基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから，炉心が露出しないように燃料棒有効長頂部より高い設定として，原子炉水位低（レベル１）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また，逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され，その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから，原子炉水位低（レベル１）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に作動する設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスボンベは想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，逃がし安全弁を作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを１セット 15 個使用する。保有数は，１セット 15 個に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 15 個の合計 30 個を保管する。

第6.8－1表　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

(1)　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

個　数　　1

(2)　自動減圧起動阻止スイッチ

個　数　　2

(3)　代替自動減圧起動阻止スイッチ

個　数　　1

(4)　逃がし安全弁用窒素ガスボンベ

個　数　　15（予備 15）

容　量　　約 47L/個

充填圧力　約 15MPa[gage]

使用箇所　原子炉建物付属棟２階

保管場所　原子炉建物付属棟２階

設定根拠
関連箇所を赤枠・下線にて示す

1. 概要

本資料は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）第 35 条，第 59 条及び第 61 条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）に関わる，工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠について説明する。

なお，設計基準対象施設に関しては，技術基準規則の要求事項に変更がないため，今回の申請において変更は行わない。

重大事故等対処設備に関しては，工学的安全施設等の自動作動信号を発信する設備として，緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備及び原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置したことから，本設備から発信される作動信号の設定値根拠について説明する。

2. 基本方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

技術基準規則第 59 条及びその解釈に基づき，運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに，発電用原子炉を未臨界に移行させるため，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により，全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界に移行させる。

また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により，原子炉再循環ポンプを自動停止させ原子炉再循環流量の低下により原子炉出力を抑制する。

(1) ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

運転時の異常な過渡変化のうち，「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてＡＴＷＳが発生した場合，原子炉圧力の上昇に伴い，ボイドの減少による正の反応度が印加され，中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し，燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため，原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また，原子炉水位が低下する過渡変化時においてＡＴＷＳが発生する事象に対応するため，原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）用として原子炉水位低（レベル２）信号を新たに追加する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル２）のいずれかの信号により作動する。

なお，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，原子炉保護系とは別の電磁弁からス

クラム弁の空気を排出することでスクラム弁を開操作させる。原子炉保護系が動作後にＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）が動作した場合において，スクラム弁の空気は既に原子炉停止（スクラム）系のスクラムパイロット弁より排出されていることから，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）の動作による悪影響はない。

(2) ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

運転時の異常な過渡変化のうち,「主蒸気隔離弁の誤閉止」のような原子炉が隔離される事象においてＡＴＷＳが発生した場合，原子炉圧力の上昇に伴い，ボイドの減少による正の反応度が印加され，中性子束の上昇により平均表面熱流束が上昇し，燃料棒表面で沸騰遷移が生じることで燃料被覆管温度が上昇する。このような事象に対処するため，原子炉がスクラムする原子炉圧力高信号とは別にＡＴＷＳ緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)用として原子炉圧力高信号を新たに追加する。

また,原子炉水位が低下する過渡変化時においてＡＴＷＳが発生する事象に対応するため,原子炉がスクラムする原子炉水位低以下にＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）用として原子炉水位低（レベル２）信号を新たに追加する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル２）のいずれかの信号により作動する。

ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能とは別にトリップ信号を出力することにより原子炉再循環ポンプの遮断器を動作させ，原子炉再循環ポンプをトリップさせる。タービントリップ又は負荷遮断時の原子炉再循環ポンプトリップ機能が動作後にＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）が動作した場合において，原子炉再循環ポンプは既にトリップしていることから，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の動作による悪影響はない。

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

技術基準規則第 61 条及びその解釈に基づき，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用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原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備として代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を設ける。

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして，高圧注水機能が喪失し，原子炉水位のみ低下し，ドライウェル圧力高が発生しない場合がある。このような事象に対処するため，残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル１）信号を新たに追加する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件に原子炉水位低（レベル１）の信号により作動する。

3. 施設の詳細設計方針

以下の設定方法により，計装誤差を考慮して規定した設定範囲における各施設の作動が保証される。なお，設定値，セット値等の用語の説明は表３－１「設定値根拠の用語の説明」のとおりである。

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

(1) ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

以下のいずれかの信号によりＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）は作動する。

a. 原子炉圧力高

原子炉非常停止信号である原子炉圧力高（7.23MPa 以下）以上及び逃がし安全弁の逃がし弁機能最低吹出し圧力（7.58MPa）以下を考慮し，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

b. 原子炉水位低（レベル２）

原子炉水位低による原子炉非常停止信号発生時の制御棒挿入に失敗した場合において事象を緩和するため，原子炉水位低（レベル２）を設定値とし，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設定する。

(2) ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

以下のいずれかの信号によりＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は作動する。

a. 原子炉圧力高

3.1(1)a.と同様。

b. 原子炉水位低（レベル２）

3.1(1)b.と同様。

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中に，以下の信号により代替自動減圧機能は作動する。

a. 原子炉水位低（レベル１）

自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため，残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件として，自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル１）を設定値とし，本設備の計装誤差を考慮して不要な作動を阻止し，かつ，確実に作動するように設

定する。

表 3－1　設定値根拠の用語の説明

用　語	説　明
設定値	工学的安全施設等の起動（作動）信号の上限値又は下限値。
設定範囲	工学的安全施設等の起動（作動）信号の許容範囲。 セット値に対して計装誤差を差し引いた値から，セット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲。
セット値	計装誤差を含めても設定値内で作動する値。 実機の計装設備にセットする値であり，設定値に計装誤差を加算あるいは差し引いたもの。
計装誤差	検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。

4.2　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

(1)　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

名　　称	原　子　炉　水　位　低　（レベル１）
目　的　／　機　能	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備が有する発電用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破損を防止するため，原子炉水位低（レベル１）及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプが運転している状態で逃がし安全弁を作動させる。
設　定　値	気水分離器下端*より 381cm 下以上
設　定　範　囲	気水分離器下端*より 381cm 下以上かつ，373cm 下以下

【設定根拠】

作動信号の設定値

設定値は，次の事項を考慮し気水分離器下端*より 381cm 下以上に設定する。

1. 過渡事象時に高圧注水機能が喪失し，原子炉水位のみ低下していく事象では，ドライウェル圧力高が発生せず，自動減圧系が自動起動しない。そのため，自動減圧系の代替として原子炉を減圧させるため，残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中を条件として，自動減圧系と同様の原子炉水位低（レベル１）を設定値とする。
2. 炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し，炉心が露出しないように燃料棒有効長頂部より高い水位とする。

設定値に対するセット値及び設定範囲については以下のように設定する。

セット値は本設備の設定値 381cm 下に計装誤差 4cm を考慮した 377cm 下とする。

設定範囲はセット値 377cm 下に対して計装誤差 4cm を差し引いた 381cm 下から，計装誤差 4cm を加算した 373cm 下までの範囲とする。また，設定範囲は原子炉水位低（レベル２）の信号に対して不要な作動を防止するため，原子炉水位低（レベル２）の信号が最も遅れて発信される 112cm 下より低く設定する。

注記＊：気水分離器下端は，原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

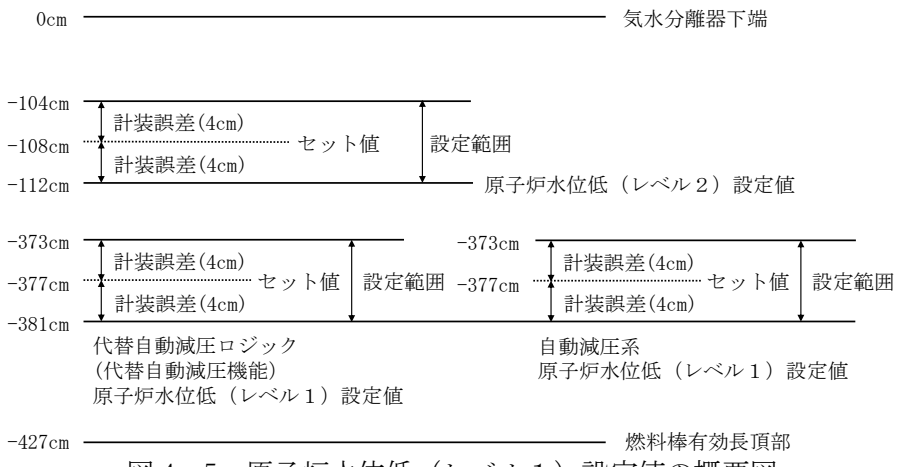


図 4－5　原子炉水位低（レベル１）設定値の概要図

表 3－3　工学的安全施設等の起動（作動）信号一覧表（6/6）

4.　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の作動信号

工学的安全施設等の起動信号の種類		検出器及び作動条件				工学的安全施設等の起動信号を発信させない条件
		検出器の種類	個数	工学的安全施設等の起動に要する信号の個数	設定値	
代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	原子炉水位低（レベル１）*1	原子炉水位検出器	4	2*2	気水分離器下端*3より381cm下以上	—

注記＊1：残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイポンプ運転中のみ

＊2：代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路は，検出器 2 個の直列回路からなる 2 系統のチャンネルで構成され，同じチャンネルに属する 2 個の検出器の同時動作でチャンネルが動作，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が作動する。

＊3：気水分離器下端は原子炉圧力容器零レベルより 1328cm 上

第1.1－1表　重大事故等対策における手順書の概要（１／19）

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			
方針目的	運転時の異常な過渡変化時において発電用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，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入，原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止により，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するための手順等を整備する。 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手順等を整備する。		
対応手段等	フロントライン系故障時	ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入	運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合又はＡＴＷＳが発生した場合は，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により，制御棒が自動で緊急挿入するため，発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。 また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は，中央制御室からの手動操作によりＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し，発電用原子炉を緊急停止する。
		原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	ＡＴＷＳが発生した場合は，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止するため，炉心流量が低下し，原子炉出力が抑制されたことを確認する。 また，ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）により原子炉再循環ポンプが自動で停止しなかった場合は，中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し，原子炉出力を抑制する。
		自動減圧系等の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	ＡＴＷＳが発生した場合は，自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止し，原子炉圧力容器への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。
		ほう酸水注入	ＡＴＷＳが発生した場合は，原子炉再循環ポンプ停止により原子炉出力を抑制した後，中央制御室からの手動操作によりほう酸水注入系を起動し，原子炉圧力容器へほう酸水を注入することにより発電用原子炉を未臨界とする。

配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	運転時の異常な過渡変化の発生時において，発電用原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず全制御棒が全挿入されない場合は，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入するため，発電用原子炉が緊急停止したことを確認する。 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が自動で緊急挿入しなかった場合は，中央制御室からの手動操作によりＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）等を作動させて制御棒を緊急挿入し，発電用原子炉を緊急停止する。 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）により制御棒が緊急挿入しなかった場合は，原子炉停止機能喪失と判断し，中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し，自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動起動阻止を行うとともに，ほう酸水注入系を速やかに起動し，発電用原子炉を未臨界とする。

第1.1－1表　重大事故等対策における手順書の概要（３／19）

<table>
<tr><td colspan="4">1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">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発電用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原子炉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手順等を整備する。
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手順等を整備する。
さらに，インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時において，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="4">対応手段等</td><td rowspan="2">フロントライン系故障時</td><td>減圧の自動化</td><td>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し，発電用原子炉を減圧する。</td></tr>
<tr><td>手動操作による減圧</td><td>設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用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逃がし安全弁を開操作し，発電用原子炉を減圧する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">サポート系故障時</td><td>常設直流電源系統喪失時の減圧</td><td>常設直流電源系統喪失により逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し，発電用原子炉の減圧ができない場合は，以下の手段により直流電源を確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。
・常設代替直流電源設備により直流電源を確保する。その後，常設代替直流電源設備の蓄電池の枯渇を防止するため，可搬型直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。
・逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）を接続して直流電源を確保する。</td></tr>
<tr><td>逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保</td><td>逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスの供給源が逃がし安全弁窒素ガス供給系に切り替わることで逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。
逃がし安全弁窒素ガス供給系からの供給期間中において，逃がし安全弁の作動に伴い窒素ガスの圧力が低下した場合は，予備の逃がし安全弁用窒素ガスボンベに切り替える。</td></tr>
</table>

対応手段等	サポート系故障時	代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧	全交流動力電源又は常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は，以下の手段により直流電源を確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 ・可搬型直流電源設備により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備により充電器を受電することで直流電源を確保する。
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止		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，原子炉格納容器内の雰囲気が直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため，逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時		インターフェイスシステムＬＯＣＡが発生した場合は，発電用原子炉を手動停止するとともに，原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため，漏えい箇所を隔離する。 漏えい箇所を隔離できない場合は，原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを抑制するため，逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し，漏えい箇所を隔離する。 原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建物原子炉棟内の圧力が上昇した場合は，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが開放することで，原子炉建物原子炉棟内の圧力及び温度の上昇を抑制し，環境を改善する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	フロントライン系故障時	設計基準事故対処設備である逃がし安全弁の自動減圧系機能喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は，低圧で原子炉注水が可能な系統又は代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し，逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。 なお，原子炉水位低（レベル１）設定点到達 10 分後及び残留熱除去ポンプ（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプが運転している場合は，代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）が自動作動することを確認し，これにより発電用原子炉を減圧する。
		サポート系故障時	常設直流電源系統の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は，可搬型直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。 常設直流電源の喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は，可搬型直流電源設備により逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。 常設直流電源喪失の原因が全交流動力電源喪失の場合は，代替交流電源設備により充電器を受電することで直流電源を確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。 逃がし安全弁作動窒素ガスの喪失により逃がし安全弁が作動しない場合は，逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスボンベにより逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスを確保し，逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。

配慮すべき事項	代替自動減圧機能による発電用原子炉の自動減圧時の留意事項	「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」における対応操作中は，発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため，自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより自動減圧系及び代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。
	逃がし安全弁の背圧対策	逃がし安全弁は，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう，逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス圧力に調整する。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の溢水の影響	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは，インターフェイスシステムＬＯＣＡにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し，溢水の影響がないようにする。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡの検知	インターフェイスシステムＬＯＣＡの発生は，原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ設置室は，原子炉建物原子炉棟内において各部屋がエリアごとに分離されているため，漏えい箇所の特定は，温度検知器，漏えい警報，監視カメラ及び火災感知器により行う。
	作業性	インターフェイスシステムＬＯＣＡ発生時において，現場で漏えい箇所を隔離する場合は，隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートの環境を考慮して，現場環境（温度・湿度・圧力）が改善された状態で行い，事故環境下においても作業できるよう保護具を確実に装着する。
	燃料補給	配慮すべき事項は，「1.14　電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

保安規定第６５条「重大事故等対処設備」

表６５－３「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」

６５－３－２「主蒸気逃がし安全弁（手動減圧)」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付十追補１（所要数）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

６５－３－２　主蒸気逃がし安全弁（手動減圧）①

（１）運転上の制限

項　　目 ②	運転上の制限 ③
主蒸気逃がし安全弁 （手動減圧）	主蒸気逃がし安全弁による手動減圧系が動作可能であること ※１※２

適用される 原子炉の状態 ④	設　　備 ⑤	所要数 ⑥
運転 起動 高温停止	主蒸気逃がし安全弁	６個
	可搬型代替交流電源設備	※３
	可搬型直流電源設備	※４
	所内常設蓄電式直流電源設備	※５
	常設代替交流電源設備	※６
	常設代替直流電源設備	※５

※１：必要な配管およびアキュムレータを含む。

※２：当該系統が動作不能時は，第３０条（主蒸気逃がし安全弁）および第３９条（非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕）の運転上の制限も確認する。

※３：第６５条（６５－１２－２　可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※４：第６５条（６５－１２－４　可搬型直流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※５：第６５条（６５－１２－３　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※６：第６５条（６５－１２－１　常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

（２）確認事項

項　　目 ⑦	頻　　度	担　　当
1. 主蒸気逃がし安全弁の性能を確認する。	定事検停止時	課長（原子炉）

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十六条（１．３）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器
主蒸気逃がし安全弁は，既存の保安規定第３０条（主蒸気逃がし安全弁）および第３９条（非常用炉心冷却系その１）においてＬＣＯ要求があるが，逃がし弁機能，安全弁機能および自動減圧機能を規定するものであり，手動減圧機能の要求はない。従って，ＳＡ要求として手動減圧機能を本表にて規定する。

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，主蒸気逃がし安全弁による手動減圧系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十六条（１．３）
「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（手順等）」として，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にあって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合にあっても，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

④ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，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，炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備であることから，適用される原子炉の状態は，基本方針に従うと原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の原子炉の状態として，「運転，起動および高温停止（原子炉圧力が0.74MPa[gage]以上）」となるが，保安規定第３０条（主蒸気逃がし安全弁）に合わせ「運転，起動および高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 主蒸気逃がし安全弁の手動減圧を行う場合，急速減圧時に最大６個を開操作することから，主蒸気逃がし安全弁 12 個のうち，６個を所要数とする。（添付－１）

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）
a. 性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
定事検停止時に主蒸気逃がし安全弁の本格点検に合わせて機能を確認する。

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（３）要求される措置

条　　件　⑧	要求される措置　⑨	完了時間
A. 動作可能な主蒸気逃がし安全弁が所要数を満足していない場合	A1. 当直長は，高圧炉心スプレイ系について動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は，原子炉隔離時冷却系（原子炉圧力が 0.98MPa[gage]以上の場合）について動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は，当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに １０日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合 または 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）２個以上が動作不能の場合	B1. 当直長は，高温停止にする。 および B2. 当直長は，冷温停止にする。	２４時間 ３６時間

⑧　運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。

動作可能な主蒸気逃がし安全弁が６個未満となった場合，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が少なくとも１個以上，動作不能となっていることから，条件 A. は保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）に準じて設定する。（保安規定第３０条（主蒸気逃がし安全弁）では１０日間以内に復旧することのみを要求しており，要求される措置の内容は保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）に包絡される。）

なお，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が２個以上動作不能の場合には，保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）に準じて，条件 B. に原子炉を停止する措置を規定する。

⑨　要求される措置について記載する。

上記⑧で整理したとおり，保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）に準じた設定とする。

A1.，A2. 動作可能な主蒸気逃がし安全弁が所要数を満足していない場合，高圧炉心スプレイ系および原子炉隔離時冷却系について動作可能であることを“速やかに”確認する。

A3. A1. および A2. で要求される措置を完了時間内に達成できない場合，当該設備を動作可能な状態に復旧する。完了時間は「１０日間」とする。

B1.，B2. 条件 A. で要求される措置を完了時間内に達成できない場合または主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付き）が２個以上動作不能の場合には，原子炉を停止する措置を実施する。

所要数
関連箇所を下線にて示す

1.3.2　重大事故等時の手順

1.3.2.1　フロントライン系故障時の対応手順

(1)　代替減圧

a．手動操作による減圧

発電用原子炉の冷温停止への移行又は低圧で原子炉注水が可能な系統を使用した注水への移行を目的として，逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。

また，高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損防止を目的として，逃がし安全弁を使用した中央制御室からの手動操作による発電用原子炉の減圧を行う。

(a)　手順着手の判断基準

i　発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合

・復水器が使用可能であり，タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合

・復水器が使用不可能であるが，逃がし安全弁の開操作が可能な場合

ii　急速減圧の場合

［低圧注水手段がある場合］

・低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち1系統以上の起動※1により原子炉圧力容器への注水手段が確保され，逃がし安全弁の開操作が可能な場合

・逃がし安全弁が使用できない場合は，復水器が使用可能で，タービン・バイパス弁の開操作が可能な場合

［注水手段がない場合］

・原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20%上の位置）に到達した場合

ⅲ　炉心損傷後の減圧の場合

［低圧注水手段がある場合］

・高圧注水系は使用できないが，低圧注水系統１系統※２以上が使用可能である場合で，逃がし安全弁の開操作が可能な場合

［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（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合で，逃がし安全弁の開操作が可能な場合

※１：「低圧で原子炉注水が可能な系統又は低圧代替注水系のうち１系統以上の起動」とは，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時での注水が可能な系統である高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）及び復水・給水系のうち１系統以上起動すること，また，それができない場合は低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）のうち１系統以上起動することをいう。

※２：「低圧注水系統１系統」とは，低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード），低圧原子炉代替注水系（常設），復水輸送系，消火系又は低圧原子炉代替注水系（可搬型）のいずれか１系統をいう。

(b)　操作手順

逃がし安全弁又はタービン・バイパス弁を使用した手動操作による減圧手順の概要は以下のとおり。手順の対応フローを第 1.3－2 図，第 1.3－3 図，第 1.3－4 図及び第 1.3－5 図に示す。

［タービン・バイパス弁による減圧］

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員にタービン・バイパス弁を手動で開操作し，発電用原子炉を減

圧するよう指示する。

②[a]判断基準ⅰ：発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合

中央制御室運転員Ａは，原子炉冷却材温度変化率が55℃/hを超えないようにタービン・バイパス弁を手動で開閉操作し，発電用原子炉を減圧する。

②[b]判断基準ⅱ：急速減圧の場合

中央制御室運転員Ａは，タービン・バイパス弁を手動で開操作し，発電用原子炉の急速減圧を行う。

［逃がし安全弁による減圧］

①当直副長は，手順着手の判断基準に基づき，中央制御室運転員に逃がし安全弁を手動で開操作し，発電用原子炉を減圧するよう指示する。

②[a]判断基準ⅰ：発電用原子炉を冷温停止に移行するために減圧する場合

中央制御室運転員Ａは，原子炉冷却材温度変化率が55℃/hを超えないように逃がし安全弁を手動で開閉操作し，発電用原子炉を減圧する。

②[b]判断基準ⅱ：急速減圧の場合

中央制御室運転員Ａは，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）６個を手動で開操作し，発電用原子炉の急速減圧を行う。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を６個開放できない場合は，自動減圧機能を有する逃がし安全弁とそれ以外の逃がし安全弁を合わせて６個開放する。

②[c]判断基準ⅲ：炉心損傷後の減圧の場合

中央制御室運転員Ａは，逃がし安全弁（自動減圧機能付き）２個を手動で開操作し，発電用原子炉を減圧する。

逃がし安全弁（自動減圧機能付き）２個を手動で開放できない

保安規定第６５条「重大事故等対処設備」

表６５－３「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」

６５－３－３「主蒸気逃がし安全弁の機能回復」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付十追補１（系統図）

添付－２　同等な機能を有することの説明

（１）　技術的能力まとめ資料（基準要求に関する説明）

添付－３　運転上の制限に関する所要数，必要容量

（１）設置変更許可申請書　添付八（所要数，必要容量）

（２）設置変更許可申請書　添付八（設備仕様）

（３）ＳＡ４６条補足説明資料（設定根拠）

（４）設備仕様書（主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）　蓄電池電圧）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

６５－３－３　主蒸気逃がし安全弁の機能回復 ①

（１）運転上の制限

項　　目 ②	運転上の制限 ③
主蒸気逃がし安全弁 の機能回復	（１）可搬型直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧系が動作可能であること （２）逃がし安全弁窒素ガス供給系が動作可能であること※１

適用される 原子炉の状態　④	設　　備　⑤		所要数⑥
運転 起動 高温停止	可搬型直流電源設備による減圧系	ＳＲＶ用電源切替盤	１個
		可搬型直流電源設備	※２
		常設代替直流電源設備	※３
	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧系	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	２個
	逃がし安全弁窒素ガス供給系	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	15 本
		可搬型直流電源設備	※２
		常設代替直流電源設備	※３
		可搬型代替交流電源設備	※４
		所内常設蓄電式直流電源設備	※３
		常設代替交流電源設備	※５

※１：必要な弁および配管を含む。

※２：第６５条（６５－１２－４　可搬型直流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※３：第６５条（６５－１２－３　所内常設蓄電式直流電源設備および常設代替直流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※４：第６５条（６５－１２－２　可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※５：第６５条（６５－１２－１　常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十六条（１．３）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１）

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，可搬型直流電源設備または主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧系，および逃がし安全弁窒素ガス供給系が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十六条（１．３）
「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（手順等）」として，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態にあって，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あっても，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

可搬型直流電源設備による減圧系と，主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧系は，常設直流電源系統喪失の対応手段として，性能，準備時間が問題ないことを技術的能力審査基準への適合性において確認されており，かつ片方の系統だけで基準要求も維持可能であることから，どちらかが動作可能であることを運転上の制限とする。（添付－２）

④ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するために必要な設備であることから，適用される原子炉の状態は，基本方針に従うと原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の原子炉の状態として，「運転，起動および高温停止（原子炉圧力が 0.74MPa[gage]以上）」となるが，保安規定第３０条（主蒸気逃がし安全弁）に合わせ「運転，起動および高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ ＳＲＶ用電源切替盤は主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な電源を供給するため１個を所要数とする。
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は逃がし安全弁２個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するもの１セット２個を所要数とする。
逃がし安全弁用窒素ガスボンベは逃がし安全弁を作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するもの１セット 15 本を所要数とする。（添付－３）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（２）確認事項

ａ．可搬型直流電源設備による減圧系

項　目　⑦	頻　度	担　当
1.原子炉の状態が運転，起動および高温停止において，ＳＲＶ用電源切替盤が使用可能であることを外観点検により確認する。	１箇月に１回	当直長

ｂ．主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧系

項　目　⑦	頻　度	担　当
1.主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の蓄電池電圧が108Ｖ以上であることを確認する。	定事検停止時	課長（計装）
2.原子炉の状態が運転，起動および高温停止において，主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）が使用可能であることを確認する。	３箇月に１回	課長（計装）

ｃ．逃がし安全弁窒素ガス供給系

項　目　⑦	頻　度	担　当
1.逃がし安全弁窒素ガス供給系Ａ系およびＢ系の供給圧力の設定値が［　］MPa[gage]以上に設定できることを確認するとともに，N_2ガスボンベ出口弁，逃がし弁N_2入口弁および逃がし弁N_2供給弁が動作可能であることを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	課長（原子炉）
2.原子炉の状態が運転，起動および高温停止において，逃がし安全弁用窒素ガスボンベの外観点検および規定圧力の確認により，使用可能であることを確認する。	１箇月に１回	当直長

⑦　適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）

1．可搬型直流電源設備による減圧系

a．動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）

確認頻度については，適用される原子炉の状態において「１箇月に１回」とする。

2．主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧系

a．性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）

項目１が該当。

蓄電池電圧の判定値については，メーカ仕様書に基づき設定する。（添付－３）

メーカ仕様：端子電圧：12.0V以上

制限値：12.0V/個×9個＝108V

また，定事検停止時の点検に合わせ，性能確認を実施する。

b．動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）

項目２が該当。

「保安規定変更に係る基本方針」の重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき可搬型設備は３箇月に１回，使用可能であることを確認する。

3．逃がし安全弁窒素ガス供給系

a．性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）

項目１が該当。

原子炉格納容器内の圧力が設計圧力の２倍の状態(853kPa[gage])となった場合においても確実に主蒸気逃がし安全弁を作動させることが要求されるため，供給圧力の設定値を［　］MPa[gage]以上に設定できることを確認する。（添付－３）

また，定事検停止時の機能確認にてN_2ガスボンベ出口弁，逃がし弁N_2入口弁および逃がし弁N_2供給弁を開閉させ，動作可能であることを確認する。

b．動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）

項目２が該当。

確認頻度については，設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし，「１箇月に１回」とする。

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（３）要求される措置

条　　件　⑧	要求される措置　⑨	完了時間
A. 可搬型直流電源設備による減圧系が動作不能の場合 および 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧系が動作不能の場合	A1. 当直長は，直流電源Ａ系およびＢ系が動作可能であることを確認する。 および A2. 1. 課長（計装）は，代替措置※６を検討し，原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 または A2. 2 課長（計装）および課長（原子炉）は，当該機能を補完する自主対策設備※７※８が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（計装）は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３日間 ３日間 １０日間
B. 逃がし安全弁窒素ガス供給系が動作不能の場合	B1. 当直長は，アキュムレータの圧力が健全であることを確認する※９。 および B2. 1. 課長（原子炉）は，代替措置※６を検討し，原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 または B2. 2. 課長（原子炉）は，当該機能を補完する自主対策設備※８が動作可能であることを確認する。 および B3. 課長（原子炉）は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３日間 ３日間 １０日間
C. 条件Ａまたは B で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は，高温停止にする。 および C2. 当直長は，冷温停止にする。	２４時間 ３６時間

※６：代替品の補充等をいう。

※７：主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による減圧をいう。

※８：逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧をいう。

※９：窒素ガス供給圧力が（第３９条　非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕）に定める値であることを確認する。

⑧　運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
可搬型直流電源設備による減圧系および主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による減圧系は，両方が動作不能の場合を条件として設定する。
逃がし安全弁窒素ガス供給系は，１Ｎ要求設備であるため，動作可能な系統数が１Ｎ未満となった場合を条件として設定する。

⑨　要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

A1.　対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」の技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である常設直流電源系統（Ａ系およびＢ系）が該当し，完了時間は“速やかに”とする。

A2. 1.　動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置（可搬型直流電源設備または可搬型蓄電池の補充等）を検討し，原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限（１Ｎ未満）の「３日間」とする。

A2. 2.　動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する自主対策設備が動作可能であることを確認する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限（１Ｎ未満）である「３日間」とする。
自主対策設備は，主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）または逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備が該当する。

A3.　当該系統を復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合または自主対策設備が動作可能である場合のＡＯＴである「１０日間」とする。

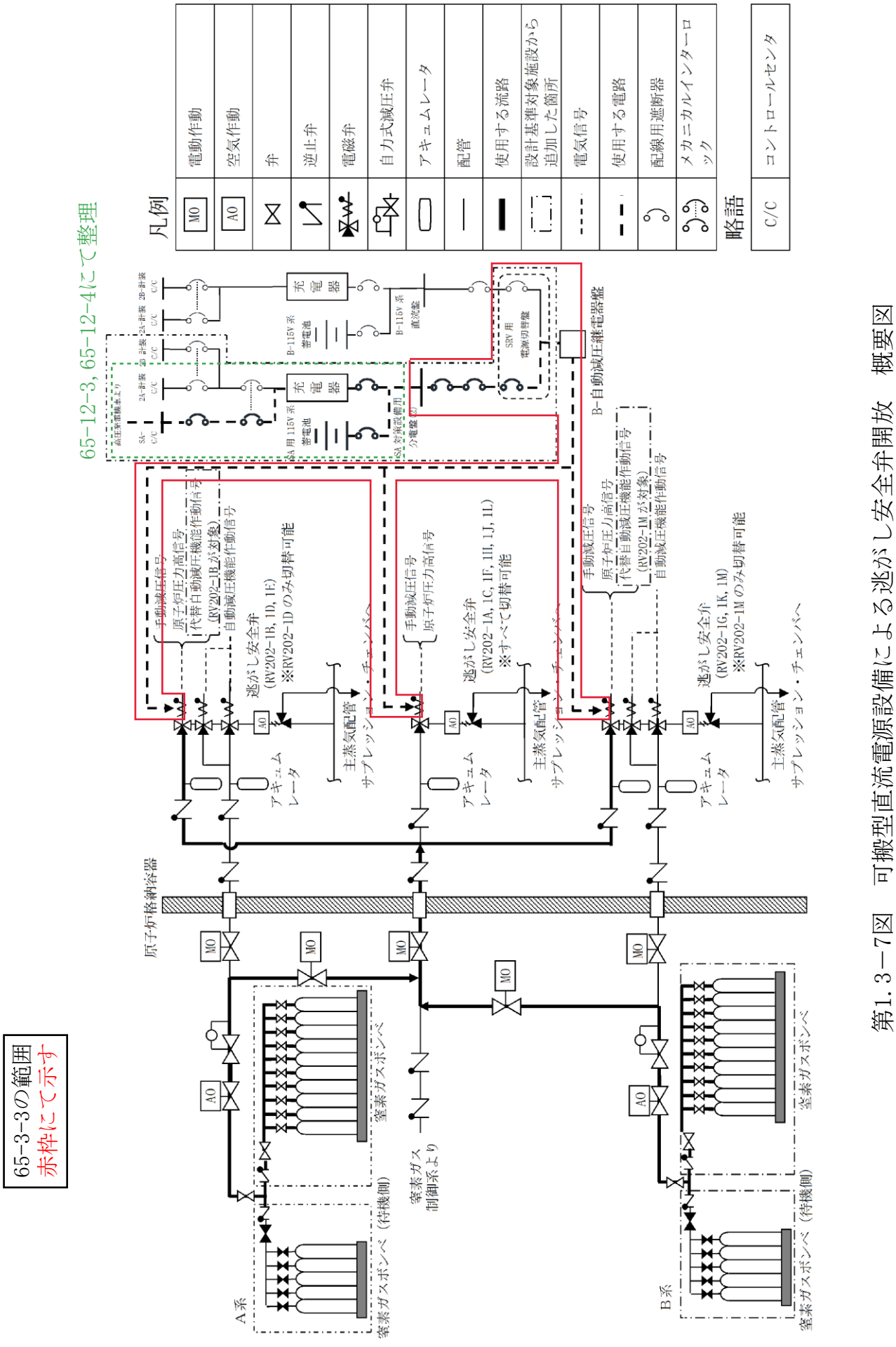
B1.　対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを確認する。設置変更許可申請書（添付書類十）」の技術的能力では，対応する設計基準事故対処設備は設定されていない。そのため，ここでは自動減圧系の動作に必要な系統圧力が確保されていることを担保するため，自動減圧系の逃がし安全弁窒素ガス供給圧力が保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）に定める値であることを確認することとし，完了時間は“速やかに”とする。

B2. 1.　A2. 1.　と同様。ただし，代替措置とはボンベの補充等をいう。

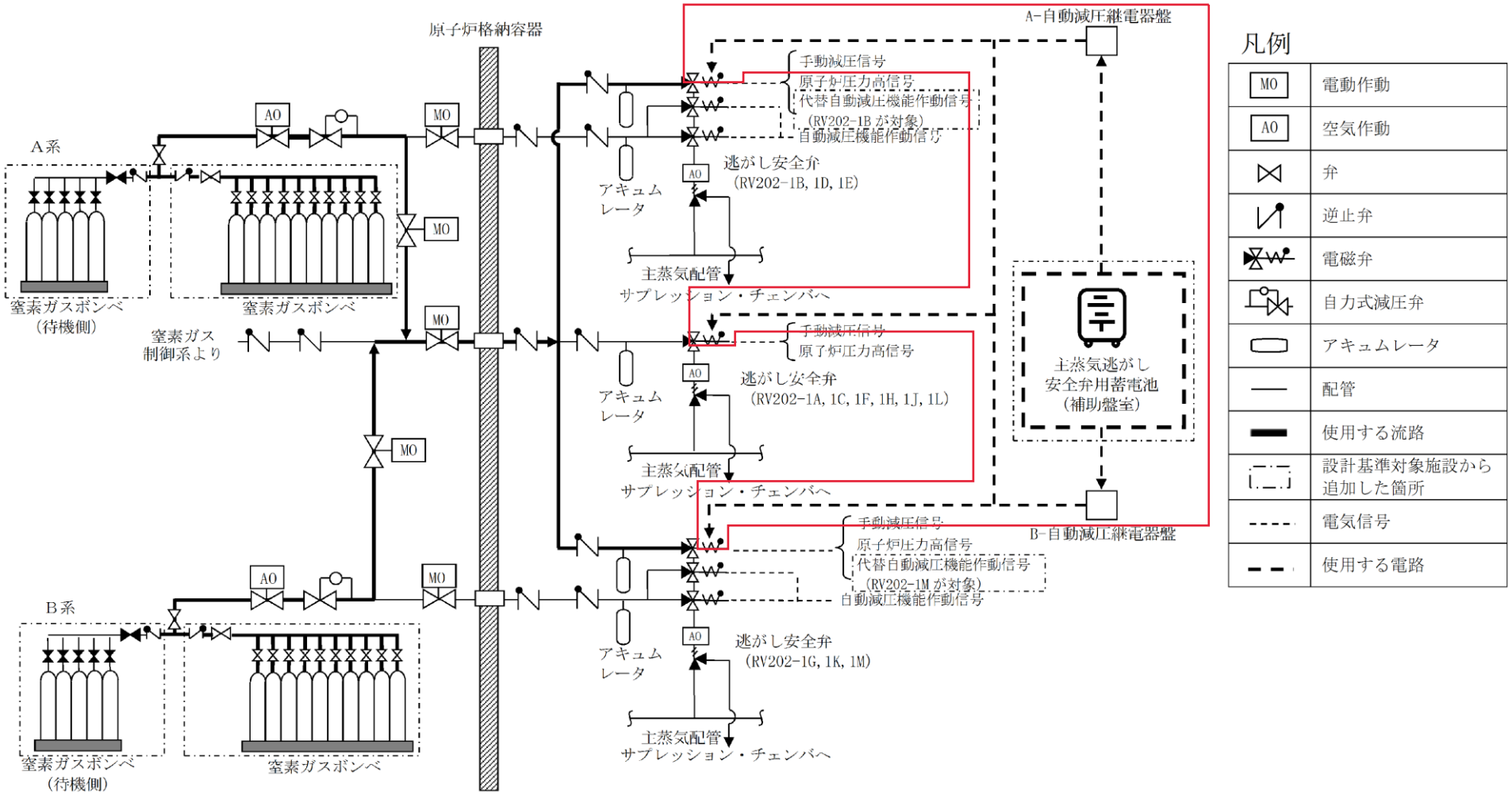
B2. 2.　A2. 2.　と同様。ただし，自主対策設備とは逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備をいう。

B3.　A3.　と同様。

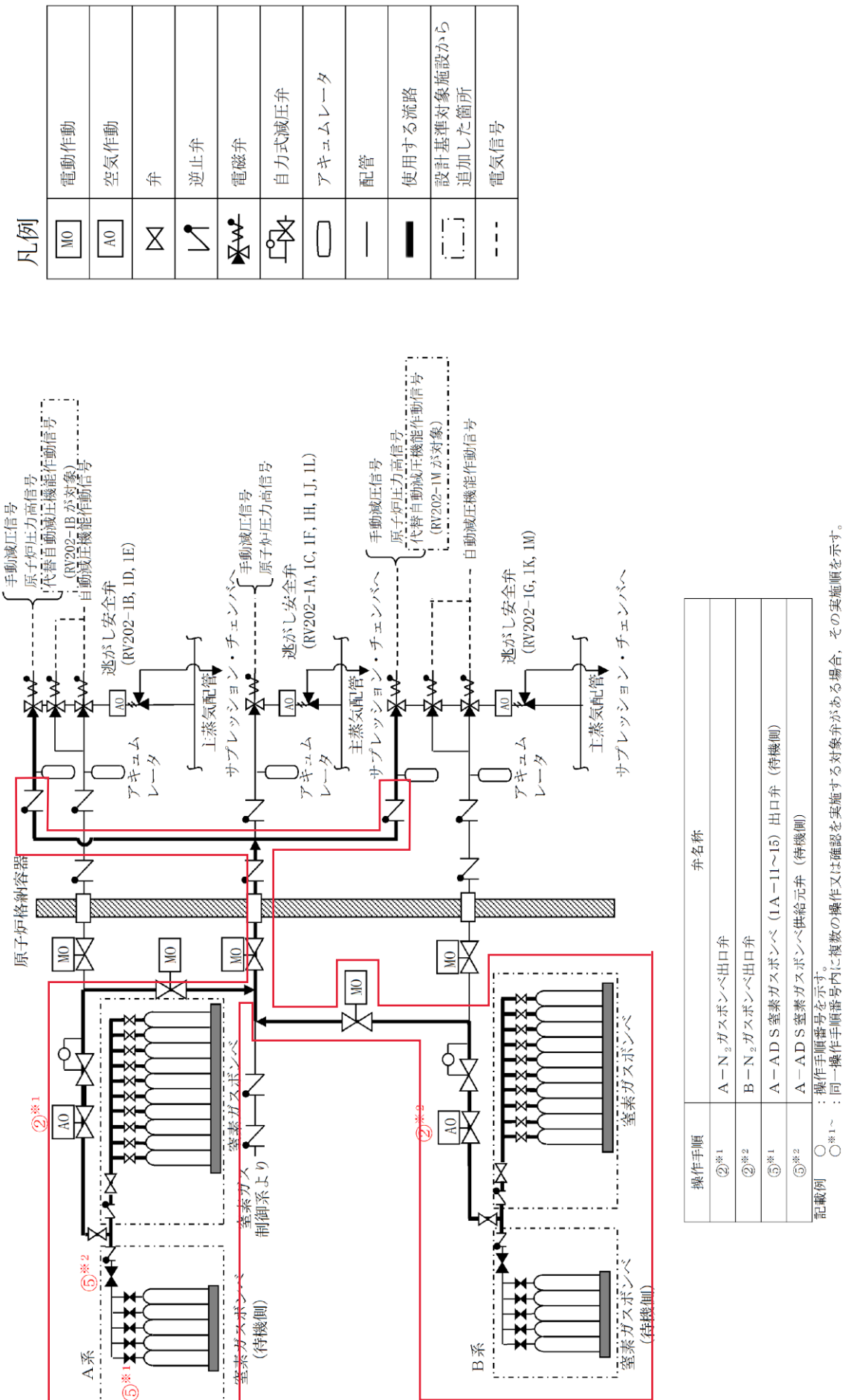
C1.，C2.　既保安規定と同様の設定とする。



第1.3－7図　可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放　概要図



第1.3－9図　主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁開放　概要図



第1.3－15図　逃がし安全弁窒素ガス供給系による逃がし安全弁駆動源確保　概要図

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（１／６）

技術的能力審査基準（1.3）	番号	設置許可基準規則（四十六条）	技術基準規則（六十一条）	番号
【本文】 発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用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原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。	①	【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用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原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。	【本文】 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用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原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を施設しなければならない。	⑦
【解釈】 １ 「炉心の著しい損傷」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ために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。	—	【解釈】 １ 第４６条に規定する「炉心の著しい損傷」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ために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	【解釈】 １ 第６１条に規定する「炉心の著しい損傷」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ために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	－
（１）可搬型重大事故防止設備 ａ）常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。	②	（１）ロジックの追加 ａ）原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWR の場合）。	（１）ロジックの追加 ａ）原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWR の場合）。	⑧
ｂ）減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを整備すること。	③	（２）可搬型重大事故防止設備 ａ）常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。	（２）可搬型重大事故防止設備 ａ）常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。	⑨
ｃ）減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。	④	ｂ）減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを配備すること。	ｂ）減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベを配備すること。	⑩
（２）復旧 ａ）常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。	⑤	ｃ）減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。	ｃ）減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。	⑪
（３）蒸気発生器伝熱管破損（SGTR） ａ）SGTR 発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWRの場合）	—			
（４）インターフェイスシステムLOCA（ISLOCA） ａ）ISLOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWR の場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。	⑥			

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（２／６）

：重大事故等対処設備　：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
機能	機器名称	既設新設	解釈対応番号	機能	機器名称	常設可搬	必要時間内に使用可能か	対応可能な人数で使用可能か	備考
減圧の自動化	代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）	既設	①⑦⑧	－	－	－	－	－	－
	自動減圧起動阻止スイッチ	新設							
	代替自動減圧起動阻止スイッチ	新設							
	逃がし安全弁（自動減圧機能付きB，Mの２個）	既設							
	主蒸気系　配管・クエンチャ	既設							
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設							
	非常用交流電源設備	既設							
手動操作による減圧（逃がし安全弁）	逃がし安全弁	既設	①⑦	手動操作による減圧（タービン・バイパス弁）	タービン・バイパス弁	常設	10 分	1 人	自主対策とする理由は本文参照
	主蒸気系　配管・クエンチャ	既設			タービン制御系	常設			
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設			－	－			
	所内常設蓄電式直流電源設備	新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	可搬型直流電源設備	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
可搬型直流電源設備による逃がし安全弁機能回復	可搬型直流電源設備	新設	①②⑦⑨	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）	可搬	1 時間 30 分	6 人	自主対策とする理由は本文参照
	ＳＲＶ用電源切替盤	新設			逃がし安全弁（自動減圧機能付きB，Mの２個）	常設			
	常設代替直流電源設備	新設			主蒸気系　配管・クエンチャ	常設			
	逃がし安全弁	既設			逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	常設			
	主蒸気系　配管・クエンチャ	既設			－	－			
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設							
主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）による逃がし安全弁機能回復	主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）	新設	①②⑦⑨	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧	逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備	常設	1 時間 10 分	6 人	自主対策とする理由は本文参照
	逃がし安全弁	既設			逃がし安全弁（自動減圧機能なしA，Ｊの２個）	常設			
	主蒸気系　配管・クエンチャ	既設			主蒸気系　配管・クエンチャ	常設			
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設			－	－			
逃がし安全弁窒素ガス供給系による窒素ガス確保	逃がし安全弁用窒素ガスボンベ	新設	①③⑦⑩	－	－	－	－	－	－
	逃がし安全弁窒素ガス供給系配管・弁	既設							
	逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ	既設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	所内常設蓄電式直流電源設備	新設							
	可搬型代替交流電源設備	新設							
	常設代替直流電源設備	新設							
	可搬型直流電源設備	新設							

※１：手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

どちらかが使用可能であれば
審査基準の要求への適合の維持が可能

所要数・必要容量
関連箇所を下線にて示す

他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は，治具による固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ＳＲＶ用電源切替盤は，通常時は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成とし，重大事故等時に遮断器操作等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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，他の設備と独立して作動することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルは，開放動作により，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.5.2.3　容量等

基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。

逃がし安全弁は，設計基準事故対処設備の逃がし安全弁と兼用しており，設計基準事故対処設備としての弁吹出量が，想定される重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは，設計基準対象施設の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレータと兼用しており，設計基準対象施設としての逃がし弁機能用アキュムレータの容量が，想定される重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため，設計基準対象施設と同仕様で設計する。

主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）は，想定される重大事故等時において，逃がし安全弁２個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを１セット２個使用する。

保有数は，１セット２個に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１セット２個の合計４個を保管する。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル１）の検出器及び残留熱除去ポンプ又は低圧炉心スプレイ・ポンプの遮断器からの入力信号を自動減圧系と共用するが，自動減圧系と電気的な隔離装置を用いて信号を分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，他の設備と電気的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧起動阻止スイッチは，自動減圧起動阻止スイッチと分離することで自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，弁操作等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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3　容量等

基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから，炉心が露出しないように燃料棒有効長頂部より高い設定として，原子炉水位低（レベル１）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また，逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され，その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから，原子炉水位低（レベル１）及び残留熱除去ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ・ポンプ運転の場合に作動する設計とする。

逃がし安全弁窒素ガス供給系の逃がし安全弁用窒素ガスボンベは想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，逃がし安全弁を作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを１セット 15 個使用する。保有数は，１セット 15 個に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 15 個の合計 30 個を保管する。

第 5.5－1 表　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

(1)　逃がし安全弁

第 5.1－3 表 主蒸気系主要機器仕様に記載する。

(2)　逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

個　数　　12

容　量　　約 15L/個

(3)　主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）

型　式　　制御弁式据置鉛蓄電池

個　数　　２（予備２）

容　量　　約 24Ah/個

電　圧　　115V

使用箇所　廃棄物処理建物１階（補助盤室）

保管場所　廃棄物処理建物１階（補助盤室）

(4)　ＳＲＶ用電源切替盤

個　数　　１

(5)　原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

個　数　　１式

取付箇所　原子炉建物原子炉棟４階

第6.8－1表　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

(1)　代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）

個　数　　1

(2)　自動減圧起動阻止スイッチ

個　数　　2

(3)　代替自動減圧起動阻止スイッチ

個　数　　1

(4)　逃がし安全弁用窒素ガスボンベ

個　数　　15（予備 15）

容　量　　約 47L/個

充填圧力　約 15MPa[gage]

使用箇所　原子炉建物付属棟２階

保管場所　原子炉建物付属棟２階

名　　称		窒素ガス供給設備
供給圧力	MPa	□ 以上

【設　定　根　拠】

窒素ガス供給設備は，常用重大事故対処設備として設置する。

窒素ガス供給系は，格納容器圧力が上昇した場合，これによる背圧の影響をうけ，逃がし安全弁エアシリンダで発生する作動力が減少するため，背圧対策として，格納容器圧力が２倍（２Pd）となった場合においても逃がし安全弁を問題無く作動させることを考慮し，供給圧力を□MPa 以上とする。

１．　逃がし安全弁の開動作条件

逃がし安全弁の開条件は次式で表される。

$$F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \quad \cdots ①$$

ここに，

F_N：逃がし安全弁窒素ガス供給設備によるピストン押上げ力

$F_N = P_N \times S_2$

P_N：逃がし安全弁窒素ガス供給設備圧力

S_2：ピストン受圧面積 □ [mm^2]

F_R：原子炉圧力による弁体の揚力

F_R＝□[N]

※安全側の過程として原子炉圧力として大気圧を用いている

ｎ：レバー比

ｎ＝□

F_{S2}：シリンダスプリング荷重

F_{S2}＝□[N]

F_V：可動部重量

F_V＝□[N]

F_P：格納容器圧力によるピストン押下げ力

$F_P = P_P \times S_2$

P_P：格納容器圧力(0.853[MPa]を想定する)

F_{S1}:弁本体のスプリング荷重

F_{S1}＝□[N]

F_F：ピストン０リング摩擦力

F_F＝□[N]

上記に基づき評価を行った結果，P_N≧[　　][MPa]のとき，①式の逃がし安全弁の開条件が成立する。

したがって，逃がし安全弁窒素ガス供給設備が[　　][MPa]以上のとき，格納容器圧力が最高使用圧力の２倍の圧力であっても，逃がし安全弁は開可能である。

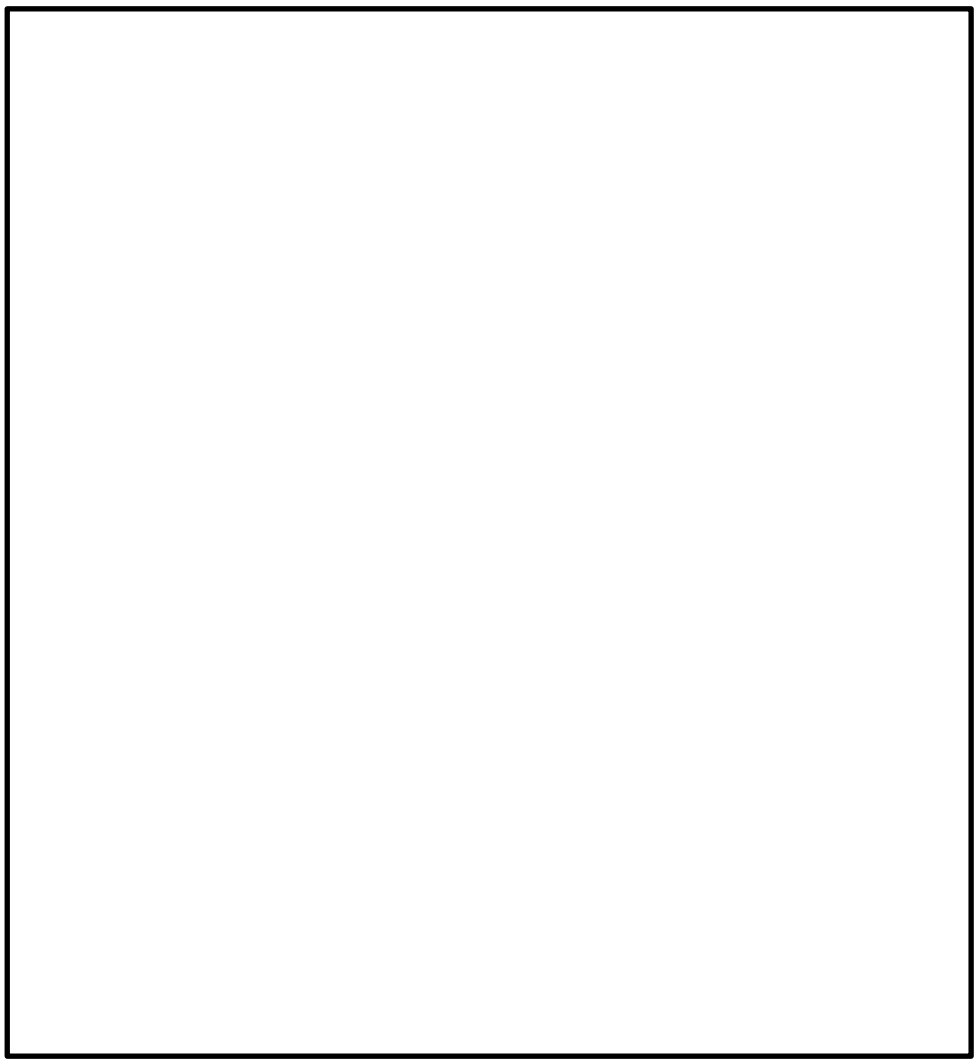


図１　逃がし安全弁　機構概要図

保安規定第６５条

表６５－４「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」

６５－４－１「低圧原子炉代替注水系（常設）」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付十追補１（系統図）

添付－２　運転上の制限に関する所要数，必要容量

（１）設置変更許可申請書　添付八（所要数，必要容量）

（２）設置変更許可申請書　添付八（設備仕様）

（３）設計及び工事計画認可申請書　説明書（設定根拠）

（４）設計及び工事計画認可申請書（系統図）

添付－３　同等な機能を有することの説明

（１）設置変更許可申請書　添付十（有効性評価）

（２）設置変更許可申請書　添付十（有効性評価）

（３）設置変更許可申請書　添付十追補１（準備時間）

（４）設置変更許可申請書　添付十（有効性評価）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

表６５－４　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

６５－４－１　低圧原子炉代替注水系（常設）①

（１）運転上の制限

項　　目 ②	運転上の制限 ③
低圧原子炉代替注水系 （常設）	低圧原子炉代替注水系（常設）が動作可能であること※１※２

適用される 原子炉の状態 ④	設　　備 ⑤	所要数 ⑥
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※３	低圧原子炉代替注水ポンプ※４	１台
	低圧原子炉代替注水槽	※５
	常設代替交流電源設備	※６
	代替所内電気設備	※７

※１：必要な弁および配管を含む。

※２：低圧原子炉代替注水系（常設）の注水ラインは，第６５条（６５－４－１　低圧原子炉代替注水系（常設），６５－４－２　低圧原子炉代替注水系（可搬型），６５－５－４　残留熱代替除去系，６５－６－１　格納容器代替スプレイ系（常設），６５－７－１　ペデスタル代替注水系（常設）），第３９条（非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕）および第４０条（非常用炉心冷却系その２）の設備を兼ねる。動作不能時は，各条文の運転上の制限も確認する。

※３：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。

（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合

（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

※４：低圧原子炉代替注水ポンプは，第６５条（６５－４－１　低圧原子炉代替注水系（常設），６５－６－１　格納容器代替スプレイ系（常設）および６５－７－１　ペデスタル代替注水系（常設）の設備を兼ねる。動作不能時は，各条文の運転上の制限も確認する。

※５：第６５条（６５－１１－１　重大事故等収束のための水源）において運転上の制限等を定める。

※６：第６５条（６５－１２－１　常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※７：第６５条（６５－１２－５　代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十七条（１．４）
設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）
また，技術的能力審査基準１．１３の手順で使用する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１）

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，低圧原子炉代替注水系（常設）が動作可能であることを運転上の制限とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十七条（１．４）
「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（手順等）」として，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用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原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）
「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（手順等）」として，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
・技術的能力審査基準１．１３
「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から，想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること，及び海その他の水源（前項の水源を除く）から，想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し，当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ 低圧原子炉代替注水系（常設）は，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する発電用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に必要な設備であり，原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが，原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合は，保有水量が多く燃料プール代替注水系にて注水可能であること，また原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合は，原子炉への注水が不要となるため除くこととし，適用される原子炉の状態は「運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合又は（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合）」とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１））

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 低圧原子炉代替注水系（常設）について，原子炉運転中の有効性評価（高圧・低圧注水機能喪失等）では，解析条件として低圧原子炉代替注水ポンプ１台（最大 250m^3/h）で注水する。また，原子炉停止中の有効性評価（全交流動力電源喪失）では，解析条件として低圧原子炉代替注水ポンプ１台（200m^3/h）で注水することとしているため，原子炉

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（２）確認事項

項　　目 ⑦	頻　　度	担　　当
1. 低圧原子炉代替注水ポンプの揚程が［　　］m以上および流量が［　　］m^3/h以上であることを確認する。	定事検停止時	課長 （原子炉）
2. 原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※8において，低圧原子炉代替注水ポンプが動作可能であることを確認する。	１箇月に１回	当直長
3. 原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※8において，ＦＬＳＲ注水隔離弁および低圧注水系Ａ系におけるＡ－ＲＨＲ注水弁が動作可能であることを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	１箇月に１回	当直長

※８：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合
（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止，燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合又は（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合）では低圧原子炉代替注水ポンプの所要数を１台とする。（添付－２）

⑦　適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）

a．性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
項目１が該当。
確認する流量および揚程は，設計及び工事計画認可申請書の記載に基づき，設定する。なお，流量についてはミニマムフローライン分岐後に流量計が設置されていることから，ミニマムフローライン流量分を設計及び工事計画認可申請書の設計確認値から差引いた流量とする。（添付－２）
定事検停止時の点検に合わせ，性能確認を実施する。

b．動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）
項目２，３が該当。
弁動作確認は，当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として，低圧原子炉代替注水系におけるＦＬＳＲ注水隔離弁および低圧注水系Ａ系におけるＡ－ＲＨＲ注水弁を対象とする。
設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし，１箇月に１回，動作確認を実施する。

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（３）要求される措置

適用される原子炉の状態	条　　件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 低圧原子炉代替注水系（常設）が動作不能の場合	A1. 当直長は，低圧注水系１系列を起動し，動作可能であることを確認する※9とともに，その他設備※10が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は，当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３日間 ３０日間
	B. 低圧注水系と共用する配管または弁が動作不能の場合	B1. 当直長は，低圧注水系２系列および低圧炉心スプレイ系を起動し，動作可能であることを確認する※9とともに，その他設備※12が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は，当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※11が動作可能であることを確認する。 および B3. 当直長は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３日間 １０日間
	C. 条件ＡまたはＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は，高温停止にする。 および C2. 当直長は，冷温停止にする。	２４時間 ３６時間

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
低圧原子炉代替注水系（常設）は，１Ｎ要求設備であるため，動作可能な系列数が１Ｎ未満になった場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

【運転，起動および高温停止】

A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は，対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である低圧注水系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）含む）および低圧炉心スプレイ系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）含む）が該当する。

A2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限（１Ｎ未満）である「３日間」とする。
高圧炉心スプレイ系は重大事故等対処設備（設計基準拡張）であり，重大事故等対処設備の一種として位置づけられていること，また原子炉低圧時に十分な注水量を確保でき，かつ低圧注水系および低圧原子炉代替注水系（常設）に対して独立性を確保できることから採用した。

【必要容量】
高圧炉心スプレイ系は，原子炉低圧時，「1,074m³/h」以上の注水流量を有するため，低圧原子炉代替注水系（常設）よりも大容量である。

【準備時間】
高圧炉心スプレイ系は，中央制御室からの遠隔起動により，速やかに準備可能であることから時間短縮の補完措置は不要である。

A3. 当該系統を復旧する。完了時間は，同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のＡＯＴ上限である「３０日間」とする。

【要求される措置Ｂの考え方】
低圧注水系と共用する配管または弁が故障した場合は，低圧原子炉代替注水系（常設）および低圧注水系がともに動作不能となるため，要求される措置 A1. が実施不可となる。そのため，保安規定変更に係る基本方針には記載していないが，安全上有効と考えられる措置を設定し，保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）で低圧注水系１系列が動作不能となった場合と同様に「１０日間」の完了時間を設定する。

B1. A1. と同様。ただし，低圧注水系１系列が動作不能の状態であることから，残りの低圧注水系２系列（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く）含む）が動作可能であることを確認する。

B2. A2. と同様。

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

適用される原子炉の状態	条　　件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
冷温停止 燃料交換※13	A. 低圧原子炉代替注水系（常設）が動作不能の場合 または 低圧注水系と共用する配管または弁が動作不能の場合	A1. 当直長は，当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は，第４０条で要求される非常用炉心冷却系１系列を起動し，動作可能であることを確認する※9とともに，その他の設備※14が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに

※９：運転中のポンプについては，運転状態により確認する。

※10：残りの低圧注水系２系列および低圧炉心スプレイ系ならびに非常用ディーゼル発電機２台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※11：高圧炉心スプレイ系をいう。

※12：低圧注水系および低圧炉心スプレイ系に接続する非常用ディーゼル発電機２台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※13：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合
（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

※14：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機および低圧原子炉代替注水系（可搬型）をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

B3. 当該系統を復旧する。完了時間は保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）で定める低圧注水系１系列が動作不能の場合の完了時間「１０日間」を準用する。

C1.，C2. 既保安規定と同様の設定とする。

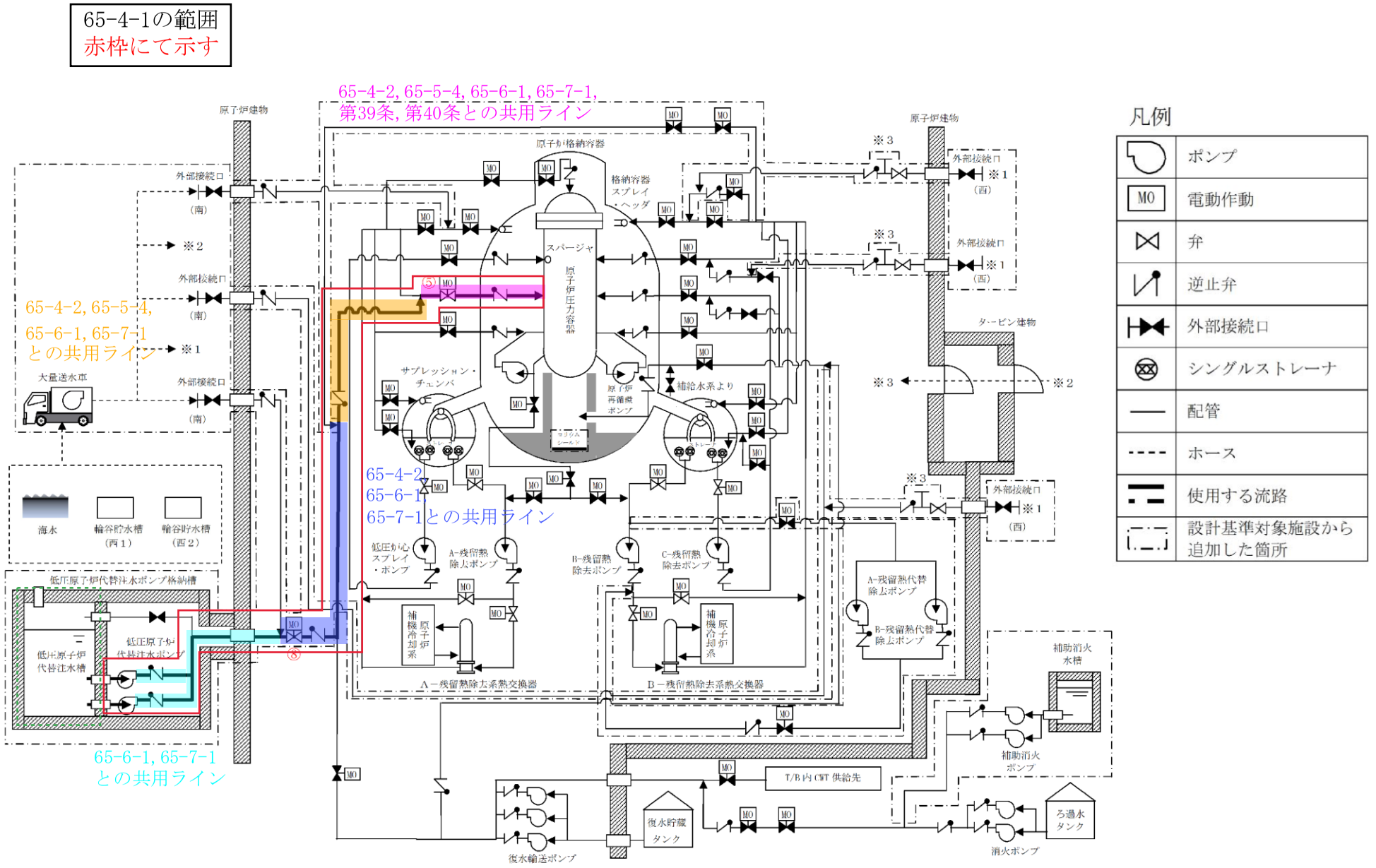
【冷温停止，燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合又は（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合）】

A1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。

A2. 原子炉が停止している状態であり，保安規定第４０条（非常用炉心冷却系その２）で要求される非常用炉心冷却系のうちいずれか１系列が動作可能であることを“速やかに”起動し確認する。
高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系および低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む。）は，原子炉低圧時に十分な注水量を確保でき，かつ低圧原子炉代替注水系（常設）に対して独立性を確保できることから採用した。
また，原子炉停止中における崩壊熱相当の注水量が確保できる重大事故等対処設備の可搬型注水設備である低圧原子炉代替注水系（可搬型）により注水ができることを“速やかに”至近の記録により確認する。

【必要容量】
・高圧炉心スプレイ系　原子炉低圧時，1,074m^3/h 以上の注水流量を有する。
・低圧注水系　1,160m^3/h 以上の注水流量を有する。
・低圧原子炉代替注水系（可搬型）168m^3/h 以上の注水流量を有する。
崩壊熱によって喪失する原子炉冷却材を補うために必要な注水量は約 21m^3/h（原子炉停止１日後の燃料の崩壊熱である約 14.0MW に相当する注水量）であるため，上記の注水手段は必要容量を満足している。

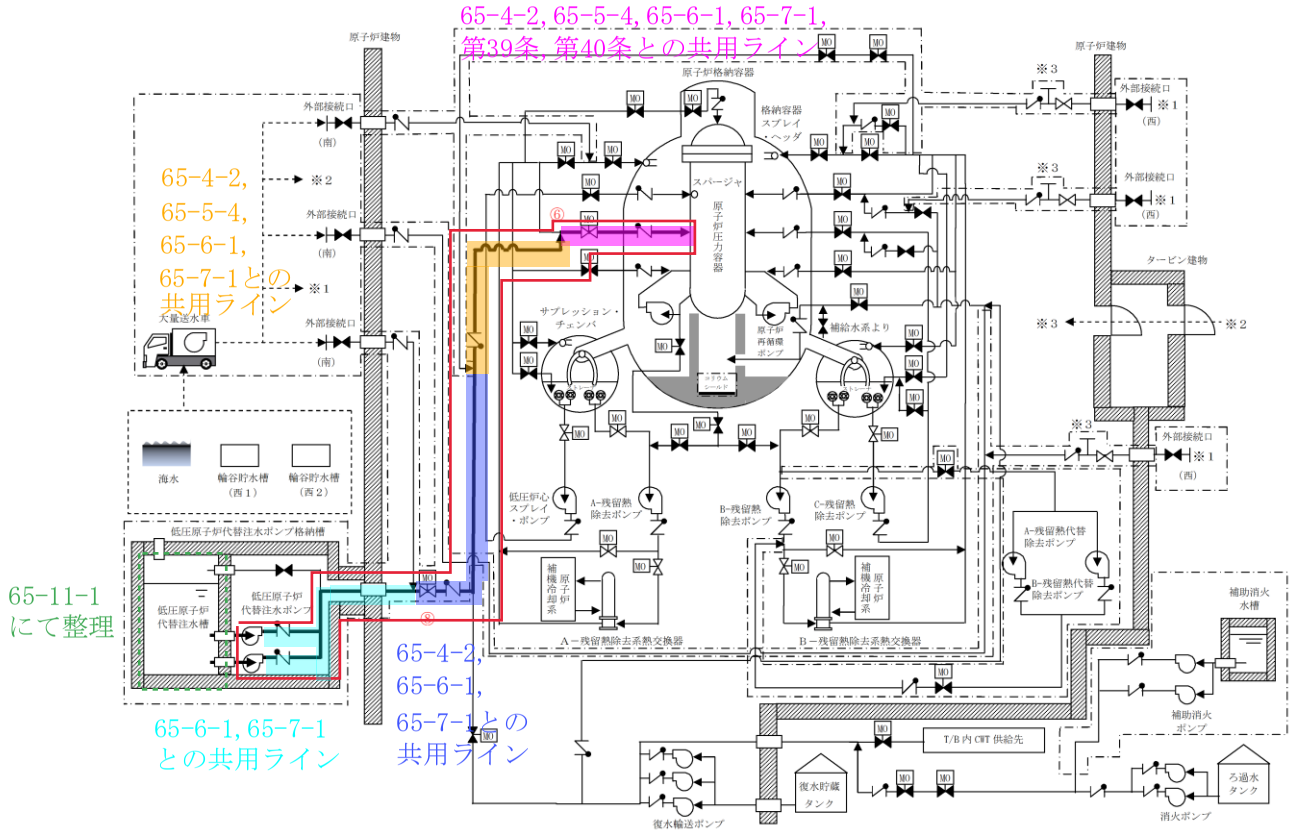
【準備時間】
・低圧原子炉代替注水系（可搬型）送水開始まで約 2 時間 10 分以内（輪谷貯水槽（西１）および輪谷貯水槽（西２）を水源とした場合）
・高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系および低圧注水系は，中央制御室からの遠隔起動により，速やかに準備可能。
原子炉水位が有効燃料棒頂部までの低下時間は約 6.1 時間であるが，可搬型設備の準備時間は約 2 時間 10 分であるため時間短縮の補完措置は不要である。
（添付－３）



記載例　○：操作手順番号を示す。

第1.4－7図　低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水　概要図（１／２）

65-4-1の範囲
赤枠にて示す



凡例

	ポンプ
MO	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

記載例　○：操作手順番号を示す。

第1.8－17図　低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水　概要図（１／２）

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有する設計とする。

低圧原子力代替注水系（可搬型）の大量送水車は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有するものを１セット１台使用する。保有数は，２セット２台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計３台を保管する。また，大量送水車は，想定される重大事故等時において，低圧原子炉代替注水系（可搬型）及び格納容器代替スプレイ系（可搬型）との同時使用を考慮して，各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

5.6.2.4　環境条件等

基本方針については，「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

低圧原子炉代替注水系（常設）の低圧原子炉代替注水ポンプは，低圧原子炉代替注水ポンプ格納槽内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

低圧原子炉代替注水ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。また，低圧原子炉代替注水系（常設）は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の大量送水車は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大量送水車の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

低圧原子炉代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は，想定

第5.6－1表　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様

(1)　低圧原子炉代替注水系（常設）

a．低圧原子炉代替注水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

台　数　　１（予備１）

容　量　　約230m^3/h/台

全揚程　　約190m

(2)　低圧原子炉代替注水系（可搬型）

a．大量送水車

第4.3－1表　燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

第9.4－1表 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様

(1) ペデスタル代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

第 5.6－1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) ペデスタル代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第 4.3－1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(3) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）

a. 大量送水車

第 4.3－1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(4) コリウムシールド

材	料	ジルコニア
厚	さ	約 0.13m 以上

(5) 低圧原子炉代替注水系（常設）

a. 低圧原子炉代替注水ポンプ

第 5.6－1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(6) 低圧原子炉代替注水系（可搬型）

a. 大量送水車

第 4.3－1 表 燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(7) 高圧原子炉代替注水系

a. 高圧原子炉代替注水ポンプ

第 5.4－1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(8) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入ポンプ

第 6.1.2－3 表 ほう酸水注入系主要仕様に記載する。

5.5　低圧原子炉代替注水系

名　　称		低圧原子炉代替注水ポンプ
容　　量	m^3/h/個	[redacted]以上，[redacted]以上，[redacted]以上(230)
揚　　程	m	[redacted]以上，[redacted]以上，[redacted]以上(190)
最高使用圧力	MPa	3.92
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	210
個　　数	—	2

【設　定　根　拠】

(概　要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプは，以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が損失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉を冷却するために設置する。

系統構成は，運転中の重大事故等時において，残留熱除去ポンプ及び低圧炉心スプレイポンプの故障等により原子炉を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより，残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(格納容器代替スプレイ系)として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは，以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは，設計基準対象施設が有する原子炉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に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため，また，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉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ため設置する。

系統構成は，運転中の重大事故等時において，残留熱除去ポンプの故障等により原子炉格納容器を冷却する機能が喪失した場合に低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより，低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を経由してドライウェルスプレイ管より原子炉格納容器内にスプレイすることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ

【設　定　根　拠】（続き）

ることができる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（ペデスタル代替注水系）として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは，以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために設置する。

系統構成は，低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプにより，低圧原子炉代替注水系及び残留熱除去系を経由してドライウェルスプレイ管から原子炉格納容器内にスプレイすることで，原子炉格納容器下部へ流入し，溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部に十分な水位を確保するとともに，落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(低圧原子炉代替注水系)として使用する低圧原子炉代替注水ポンプは，以下の機能を有する。

低圧原子炉代替注水ポンプは，炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するために設置する。

系統構成は，低圧原子炉代替注水槽を水源とした低圧原子炉代替注水ポンプより，残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

【設　定　根　拠】（続き）

1.　容量の設定根拠

低圧原子炉代替注水ポンプの容量は，以下を考慮して決定する。

(1)　原子炉注水必要容量：□m³/h/個以上，□m³/h/個以上

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備(低圧原子炉代替注水系)として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準対象施設が有する原子炉の冷却機能が損失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために，原子炉に冷却材を供給することで炉心崩壊熱を除去する場合に，有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十「3.炉心損傷防止対策の有効性評価」）において有効性が確認されている原子炉への注水流量は,原子炉圧力□MPa 時において□m³/h,原子炉圧力□MPa 時において□m³/h のため□m³/h/個以上，□m³/h/個以上とする。

(2)　格納容器スプレイ及びペデスタル注水必要容量：□m³/h/個以上

原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備（格納容器代替スプレイ系，ペデスタル代替注水系）として原子炉格納容器にスプレイ及びペデスタルに注水する場合に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの容量は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために，原子炉格納容器内にスプレイし原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ，また，ペデスタルに蓄水することで溶融炉心の崩壊熱を除去する場合に，重大事故等時の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，各事故シーケンスで有効性が確認されている原子炉格納容器へのスプレイ及びペデスタルへの注水流量が□m³/h のため□m³/h/個以上とする。

(3)　低圧原子炉代替注水ポンプの最小流量（ミニマムフロー流量）：□m³/h/個

上記から，低圧原子炉代替注水ポンプの容量は，(1)及び(2)の必要容量に(3)を加えた容量とし，□m³/h/個以上，□m³/h/個以上，□m³/h/個以上とする。

公称値については，230m³/h/個とする。

【設　定　根　拠】（続き）

2.　揚程の設定根拠

・原子炉注水必要揚程

原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）又は原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備のうち原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）として炉心注水時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は，淡水を原子炉に □ m^3/h 及び □ m^3/h で注水する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭及び配管・機器圧力損失を基に設定する。なお，原子炉圧力 □ MPa 及び □ MPa については，有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている圧力である。

(1) 原子炉圧力 □ MPa 時

① 原子炉と水源の圧力差　：□ m

□ $\times 10^6 / (992 \times 9.80665) =$ □ ≒ □ m

□ MPa：原子炉設置変更許可申請書　添付書類十「3.　炉心損傷防止対策の有効性評価」に示す評価条件

密度　　：992kg/m^3（40℃，飽和圧力）

② 静水頭　：□ m

低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL □ ～低圧注水ノズル EL □

③ 配管・機器圧力損失　：□ m

機器圧力損失	：	□ m
配管・弁圧力損失	：	□ m
合計		□ m

④ ①～③の合計(m)　：□ m

上記から，原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備として原子炉圧力 □ MPa 時に使用する低圧原子炉代替注水ポンプの揚程は，□ m を上回る □ m 以上とする。

(2) 原子炉圧力 □ MPa 時

① 原子炉と水源の圧力差　：□ m

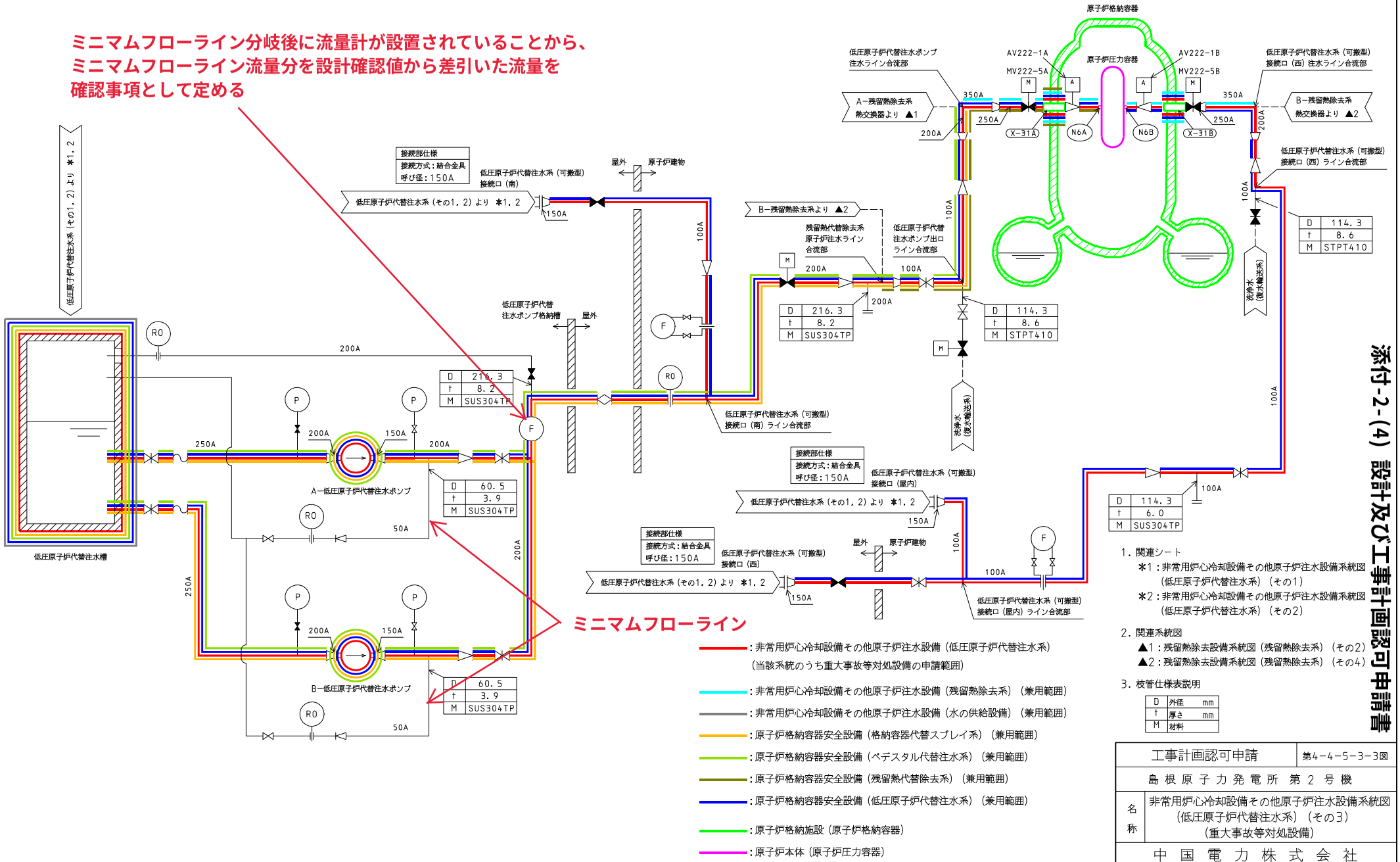
□ MPa：原子炉設置変更許可申請書　添付書類十「3.　炉心損傷防止対策の有効性評価」に示す評価条件

② 静水頭　：□ m

低圧原子炉代替注水ポンプ軸中心 EL □ ～低圧注水ノズル EL □

65-4-1に関連する内容を赤字、赤矢印で示す

ミニマムフローライン分岐後に流量計が設置されていることから、
ミニマムフローライン流量分を設計確認値から差引いた流量を
確認事項として定める



：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧原子炉代替注水系）
（当該系統のうち重大事故等対処設備の申請範囲）

：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（残留熱除去系）（兼用範囲）

：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（水の供給設備）（兼用範囲）

：原子炉格納容器安全設備（格納容器代替スプレイ系）（兼用範囲）

：原子炉格納容器安全設備（ペデスタル代替注水系）（兼用範囲）

：原子炉格納容器安全設備（残留熱代替除去系）（兼用範囲）

：原子炉格納容器安全設備（低圧原子炉代替注水系）（兼用範囲）

：原子炉格納施設（原子炉格納容器）

：原子炉本体（原子炉圧力容器）

1．関連シート
＊1：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図
（低圧原子炉代替注水系）（その1）
＊2：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図
（低圧原子炉代替注水系）（その2）

2．関連系統図
▲1：残留熱除去設備系統図（残留熱除去系）（その2）
▲2：残留熱除去設備系統図（残留熱除去系）（その4）

3．枝管仕様表説明

D	外径	mm
t	厚さ	mm
M	材料	

添付-2-(4) 設計及び工事計画認可申請書

工事計画認可申請	第4－4－5－3－3図
島根原子力発電所 第2号機	
名称	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備系統図（低圧原子炉代替注水系）（その3）（重大事故等対処設備）
中国電力株式会社	

添付資料 5.1.1

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失により，燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量について，以下の式を用いて計算を行った。なお，事象を厳しく評価するため，発生する崩壊熱はすべて原子炉水温の上昇及び蒸発に寄与するものとし，原子炉圧力容器や水面からの放熱は考慮しない。

なお，5.1.2及び5.2.2の「燃料損傷防止対策の有効性評価」において，「１.原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮しない計算」を用いて評価を行っており，添付資料5.1.7及び添付資料5.2.2の「評価条件の不確かさの影響評価について」の一部においては，未開放状態の被ばく影響をより現実に近い想定として評価するため，「２．原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算」を用いた。

１．原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮しない計算

原子炉未開放状態において，原子炉圧力上昇に伴う原子炉冷却材の比エンタルピの上昇により，大気圧下と比べて原子炉冷却材の蒸発量は抑制されるが，ここでは原子炉圧力容器の状態によらず，保守的かつ簡易的な評価として大気圧下の原子炉冷却材の蒸発量を求めた。

(1) 100℃に至るまでの時間

100℃に至るまでの時間は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，全交流動力電源喪失時ともに約 0.95 時間である。計算は次の式で行った。

$$t_1 = (h_{100} - h_{52}) \times V_c \times \rho_{52} / (Q \times 3600)$$

t_1 ：100℃に至るまでの時間[h]
h_{100} ：100℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]＝419.10
h_{52} ：52℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]＝217.70
V_c ：保有水の体積[m^3] ＝ □
ρ_{52} ：52℃の水密度[kg/m^3] ＝ 987
Q ：崩壊熱[kW] ＝ 1.40×10^4

(2) 燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間

燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，全交流動力電源喪失時で，それぞれ約 6.1 時間と約 4.3 時間である。計算は次の式で行った。

$$t = t_1 + t_2$$
$$t_2 = (h_s - h_{100}) \times V_u \times \rho_{52} / (Q \times 3600)$$

t　：燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間[h]
t_2　：100℃到達から燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間[h]
h_{100}　：100℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]＝419.10
h_s　：飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 2675.57
V_u　：保有水の体積[m^3]
（燃料棒有効長頂部までの保有水の体積）＝ □
（放射線の遮蔽が維持される水位までの保有水の体積）＝ □
ρ_{52}　：52℃の水密度[kg/m^3] ＝ 987
Q　：崩壊熱[kW] ＝ 1.40×10^4

また，注水前の蒸発量は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，全交流動力電源喪失時ともに約 23[m^3/h]である。計算は次の式で行った。

（注水前の蒸発量） ＝ (Q × 3600) ／ ((h_s − h_{100}) × ρ_{100})
ρ_{100}　：100℃の水密度[kg/m^3] ＝ 958

(3) 必要な注水量
崩壊熱によって喪失する原子炉冷却材を補うために必要な注水量は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，全交流動力電源喪失時ともに約 21[m^3/h]である。計算は次の式で行った。

$$f = (Q \times 3600) / ((h_s - h_f) \times \rho_f)$$

f　：必要な注水量[m^3/h]
ρ_f　：注水（飽和水，水温 35℃）の密度[kg/m^3] ＝ 994
h_s　：飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 2675.57
h_f　：注水（飽和水，水温 35℃）の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 146.64
Q　：崩壊熱[kW] ＝ 1.40×10^4

(4) 注水中の蒸発量
注水中の蒸発量は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，運転停止中の全交流動力電源喪失時ともに 0[m^3/h]である。注入された水を 100℃に上昇させる熱を崩壊熱から差し引いた熱が蒸発に使われることから，計算は次の式で行った。

$$Q \times 3600 = F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f) + S \times \rho_f \times (h_s - h_{100})$$
$$S = (Q \times 3600 - F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f)) / (\rho_f \times (h_s - h_{100}))$$

F　：注水量[m^3/h]
（崩壊熱除去機能喪失時） ＝ 1,136（残留熱除去系定格流量）
（全交流動力電源喪失時） ＝ 200（低圧原子炉代替注水系（常設）の設計値として設定）
S　：注水中の蒸発量[m^3/h]（ただし，$S \geqq 0$）

ρ_f ：注水（飽和水，水温 35℃）の密度[kg/m^3] ＝ 994
h_s ：飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 2675.57
h_{100} ：100℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 419.10
h_f ：注水（飽和水，水温 35℃）の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 146.64
Q ：崩壊熱[kW] ＝ 1.40×10^4

２．原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算
（原子炉圧力容器が閉鎖状態での評価）

(1) 逃がし安全弁（ＳＲＶ）の逃がし弁機能が作動する最低圧力に到達する時間等

5.1.2 及び 5.2.2 の「燃料損傷防止対策の有効性評価」においては原子炉圧力容器未開放状態であるが，原子炉の大気圧状態が維持される想定にて計算を実施している。ただし，実操作において崩壊熱除去機能が喪失した際の逃がし安全弁（ＳＲＶ）による減圧操作は原子炉の注水機能が確保された後となるため，原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果に期待でき，原子炉冷却材の蒸発量は小さくなる。

閉鎖状態における原子炉の圧力上昇と水位の関係は下の式で計算できる。ここで逃がし安全弁（ＳＲＶ）の逃がし弁機能が作動する最低圧力（7.58MPa[gage]）に到達する時間等を求めた。

$$M_s \,/\, \rho_s + M_l \,/\, \rho_l = V_{all}$$
$$M_s + M_l = M_{all}$$
$$\Delta\,(h_s \times V_s \times \rho_s + h_l \times V_l \times \rho_l) = Q\Delta t$$

※初期状態の各変数は[0]，ＳＲＶ作動圧力到達時の各変数は[1]で表す

M_s ，M_l ：気相部の蒸発量，液相部の水量[kg]
初期（大気圧，原子炉水温 52℃）：
M_{s0} ＝ 約 □ kg（飽和蒸気圧），M_{l0} ＝ 約 □ kg
M_{all} :原子炉圧力容器内の蒸気及び原子炉冷却材の総量[kg] ＝約 □ kg
ρ_s ，ρ_l ：飽和蒸気の密度，水の密度[kg/m^3]
初期（大気圧，原子炉水温 52℃）：
ρ_{s0} ＝ 0.0912 kg/m^3，ρ_{l0} ＝ 987 kg/m^3
ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]，原子炉水温 292℃）：
ρ_{s1} ＝ 40.4 kg/m^3，ρ_{l1} ＝ 728 kg/m^3
V_s ，V_l ：気相部の体積，液相部の体積[m^3]
初期（大気圧，原子炉水温 52℃）：
V_{s0} ＝ 約 □ m^3，V_{l0} ＝ 約 □ m^3
V_{all} ：原子炉圧力容器内の体積[m^3] ＝ 約 □ m^3
h_s ，h_l ：飽和蒸気，水のエンタルピ[kJ/kg]
初期（大気圧，原子炉水温 52℃）：
h_{s0} ＝ 2594.84 kJ/kg，h_{l0} ＝ 217.70 kJ/kg
ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]，原子炉水温 292℃）：
h_{s1} ＝ 2763.55 kJ/kg，h_{l1} ＝ 1300.63 kJ/kg

Q　　：崩壊熱量[kJ/s] ＝ 1.40×10^{4} kJ/s（原子炉停止１日後）
Δt　　：事象発生後の時間[s]

上記式より
ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]，原子炉水温 292℃）の液相部の水量[kg]
M_{11} ＝ 約 2.364×10^{5} kg
ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]，原子炉水温 292℃）の液相部の体積[m^3]
V_{11} ＝ 約 [　　] m^3
事象発生後の時間[s]
Δt ＝ 約 1.9×10^{4}[s] → ５時間以上

となり，事象発生約５時間後までに約 2.5t の原子炉冷却材が蒸発する。ただし，熱膨張により原子炉冷却材の体積は約 82.8m^3 増加し，原子炉水位は燃料棒有効長頂部より約 8.69m 上（通常運転水位より約 3.59m 高い位置）となる。ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]）においては遮蔽評価に用いている 100℃の時の水の密度と比べて水の密度が約 0.76 倍と減少しているため，同等の遮蔽厚さに換算した場合，燃料棒有効長頂部より約 6.61m 上（通常運転水位より約 1.51m 高い位置）となり，事象発生前と同様原子炉冷却材による放射線の遮蔽は維持される。

以上より，原子炉圧力容器が閉鎖状態において崩壊熱除去機能が喪失した場合も，逃がし安全弁の作動等により原子炉内の保有水量が減少するまでの間（５時間以上），原子炉冷却材による放射線の遮蔽は維持される。

なお，原子炉停止 12 時間後を想定した際，上記の原子炉停止１日後と同様の評価式を用いて算出すると，ＳＲＶ作動圧力到達時(7.58MPa[gage])までの時間は４時間以上となる。

同等な機能を有することの確認
関連箇所を下線にて示す

第3.4.2－2表　主要評価条件（全交流動力電源喪失）（１／２）

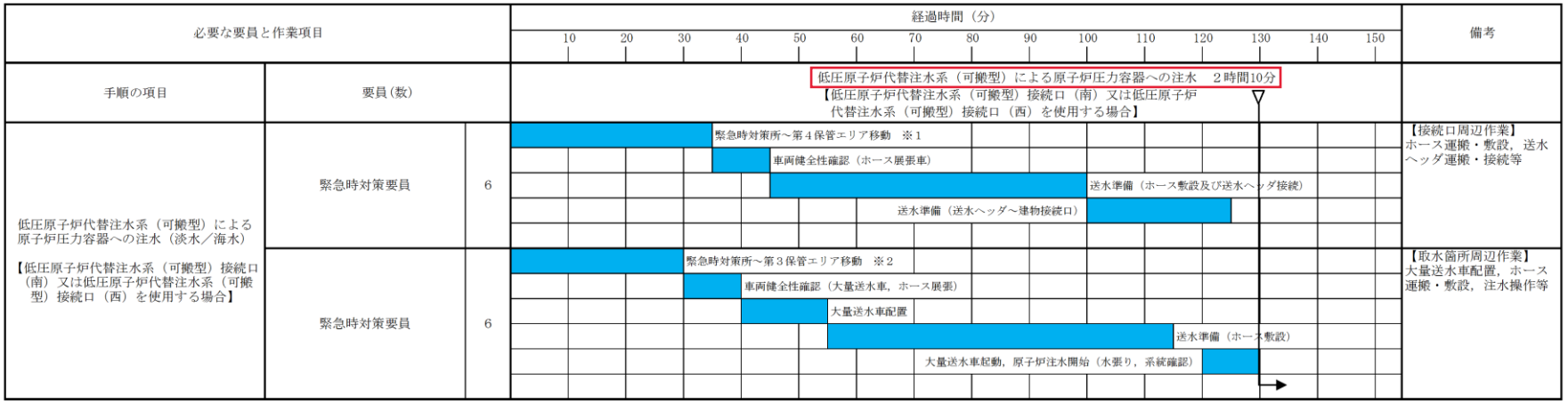
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
	燃料の崩壊熱	約14.0MW （９×９燃料（Ａ型），原子炉停止１日後※1）	平衡炉心燃料の平均燃焼度33GWd/t※2を基に，ＡＮＳＩ／ＡＮＳ－5.1－1979にて算出した原子炉停止１日後の崩壊熱として設定 また，原子炉停止１日後においては，９×９燃料の方がＭＯＸ燃料よりも崩壊熱が大きく，原子炉水位低下の観点で厳しいため，ＭＯＸ燃料の評価は９×９燃料（Ａ型）の評価に包絡されることを考慮し，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定
	原子炉水位	通常水位 （気水分離器下端から+83cm）	原子炉停止１日後の水位
	原子炉水温	52℃	原子炉停止１日後の実績を踏まえ，原子炉は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて冷却されているため，その設計温度である52℃を設定
	原子炉圧力	大気圧	原子炉停止１日後の実績を考慮して設定
事故条件	起因事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって，外部電源が喪失するものとして設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定
		原子炉補機冷却系機能喪失	原子炉補機冷却系の機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合を包含する条件として設定
	外部電源	外部電源なし	起因事象として，外部電源が喪失するものとして設定

※１　原子炉停止１日後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが，崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。
※２　サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し，10％の保守性を考慮

第3.4.2－2表　主要評価条件（全交流動力電源喪失）（２／２）

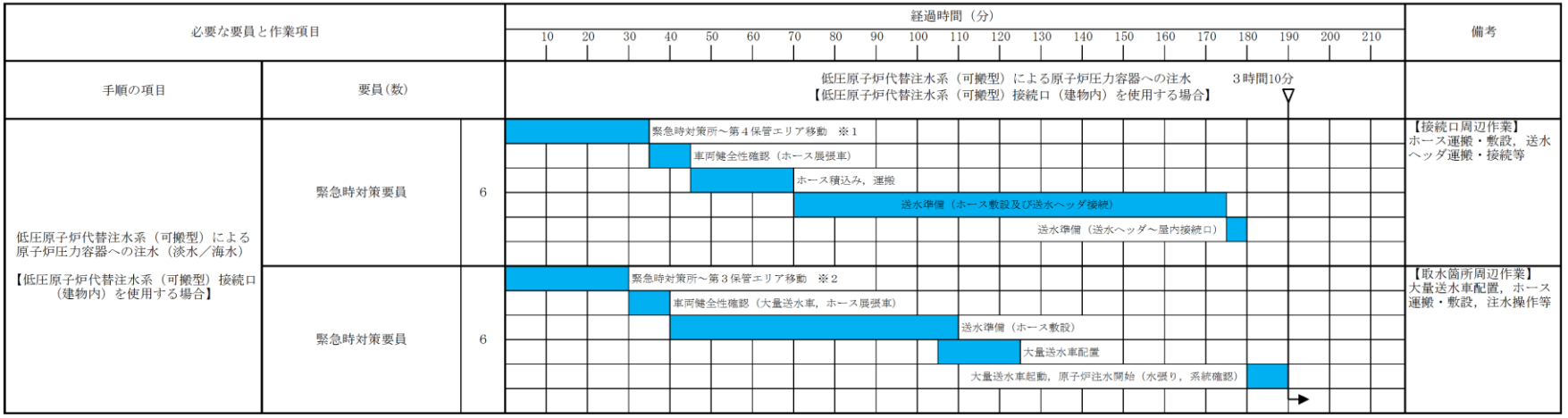
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	低圧原子炉代替注水系（常設）	200m^3/hで原子炉注水	低圧原子炉代替注水系（常設）の設計値として設定
	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	熱交換器１基あたり約15.7MW（原子炉冷却材温度100℃，海水温度30℃において）	原子炉補機代替冷却系の設計値を考慮して設定
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から２時間後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の時間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系運転操作	事象発生10時間後	原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作	事象発生10時間後	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定

同等な機能を有することの説明（準備時間）
関連箇所を赤枠にて示す



※１：第１保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，速やかに対応できる。

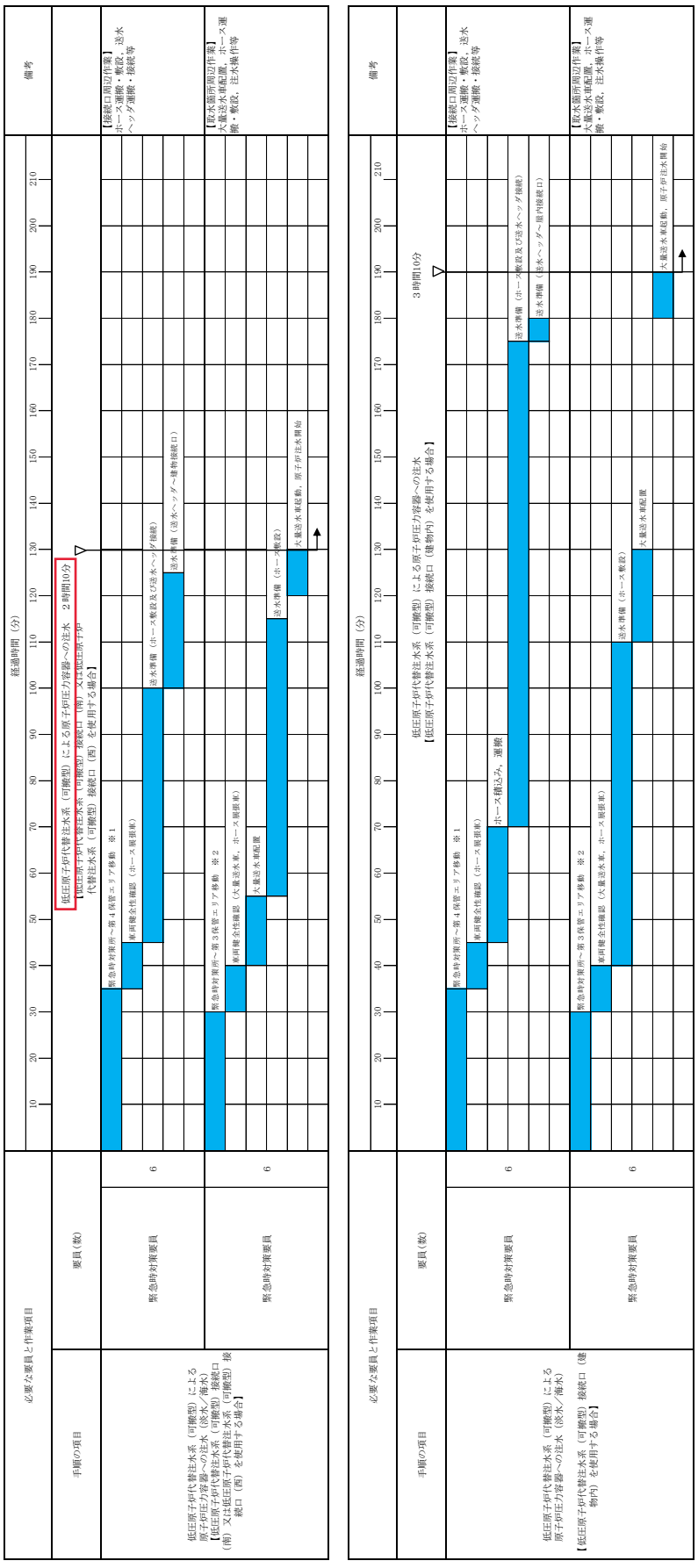
※２：第２保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，25分以内で可能である。



※１：第１保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，速やかに対応できる。

※２：第２保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，25分以内で可能である。

第1.4－17図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　タイムチャート



※1：第１保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，速やかに対応できる。
※2：第２保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，25分以内で可能である。

第1.8－24図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
タイムチャート（２／２）（大量送水車による送水）

(2)　操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し，その結果を以下に示す。

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は，通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 4.3 時間，原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約 6.1 時間であり，事故を認知して注水を開始するまでの時間が事象発生から２時間後であるため，準備時間が確保できることから，時間余裕がある。

操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作は，事象発生から 10 時間後の操作であるため，準備時間が確保できることから，時間余裕がある。仮に，操作が遅れる場合は，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への注水を継続する。

(3)　まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果，評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間には時間余裕がある。

3.4.2.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において，重大事故等対策時に必要な要員は，「3.4.2.1(3)　燃料損傷防止対策」に示すとお

保安規定第６５条

表６５－４「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」

６５－４－２「低圧原子炉代替注水系（可搬型）」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付十追補１（系統図）

添付－２　同等な機能を有することの説明

（１）設置変更許可申請書　添付十追補１（準備時間）

添付－３　同等な機能を有することの説明

（１）設置変更許可申請書　添付十（有効性評価）

（２）設置変更許可申請書　添付十（有効性評価）

（３）設置変更許可申請書　添付十追補１（準備時間）

（４）設置変更許可申請書　添付十（有効性評価）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

６５－４－２　低圧原子炉代替注水系（可搬型）　①

（１）運転上の制限

項　　目 ②	運転上の制限 ③
低圧原子炉代替注水系 （可搬型）	低圧原子炉代替注水系（可搬型）が動作可能であること※１※２

適用される 原子炉の状態 ④	設　　備 ⑤	所要数 ⑥
運転 起動 高温停止 冷温停止 燃料交換※３	大量送水車	※４
	燃料補給設備	※５
	可搬型代替交流電源設備	※６
	常設代替交流電源設備	※７
	代替所内電気設備	※８

※１：動作可能とは，当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む。）ができることをいう。

※２：低圧原子炉代替注水系（可搬型）の注水ラインは，第６５条（６５－４－１　低圧原子炉代替注水系（常設)），第６５条（６５－４－２　低圧原子炉代替注水系（可搬型)），第６５条（６５－５－４　残留熱代替除去系)，第６５条（６５－６－１　格納容器代替スプレイ系（常設)），第６５条（６５－７－１　ペデスタル代替注水系（常設)），第３９条（非常用炉心冷却系その１〔２号炉〕）および第４０条（非常用炉心冷却系その２）の設備を兼ねる。動作不能時は，各条文の運転上の制限も確認する。

※３：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合
（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合

※４：第６５条（６５－１９－１　大量送水車）において運転上の制限等を定める。

※５：第６５条（６５－１２－６　燃料補給設備）において運転上の制限等を定める。

※６：第６５条（６５－１２－２　可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※７：第６５条（６５－１２－１　常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※８：第６５条（６５－１２－５　代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十七条（１．４）
設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）が該当する。
また，技術的能力審査基準１．１３の手順で使用する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１）

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，可搬型重大事故等対処設備である低圧原子炉代替注水系（可搬型）が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針４．３（１))

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十七条（１．４）
「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（手順等)」として，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，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原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十一条（１．８）
「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備（手順等)」として，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。
・技術的能力審査基準１．１３
「重大事故等時に必要となる水源及び水の供給手順等」として想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための設備から，想定される重大事故等に対処するために必要な設備に必要な量の水を供給するために必要な手順等を定めること，及び海その他の水源（前項の水源を除く）から，想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し，当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための手順等を定めること。

④ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）は，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，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に必要な設備であり，原子炉内に燃料が装荷されている期間を機能維持期間とするが，原子炉の状態が燃料交換において原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合は，保有水量が多く燃料プールスプレイ系にて注水可能であること，また原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合は，原子炉への注水が不要となるため除くこととし，適用される原子炉の状態は「運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合)」とする。(保安規定変更に係る基本方針４．３（１))

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 本表について，すべての設備の運転上の制限を他表にて定めているが，運転上の制限である当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成ができない場合の措置として，要求される措置を記載する。

<table>
<tr><th>保安規定　第６５条　条文</th><th>記載の説明</th><th>備考</th></tr>
<tr>
<td>
（２）確認事項
<table>
<tr><th>項　　目⑦</th><th>頻　　度</th><th>担　　当</th></tr>
<tr><td>1.原子炉の状態が運転，起動，高温停止，冷温停止および燃料交換※9において，低圧注水系Ｂ系におけるＢ－ＲＨＲ注水弁が動作可能であることを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。</td><td>１箇月に１回</td><td>当直長</td></tr>
</table>
※９：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合
（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合
</td>
<td>
＜参考＞大量送水車
大量送水車が下記の性能を満足していることの確認行為は，「６５－１９－１　大量送水車」に記載する。

大量送水車を重大事故等時において，原子炉圧力容器への注水時に使用する場合の容量および吐出圧力を以下に示す。
【必要容量】
炉心損傷防止対策の有効性評価解析（設置変更許可申請書添付十）のうち，「全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）」，「全交流動力電源喪失（ＴＢＵ）」，「全交流動力電源喪失（ＴＢＤ）」または「全交流動力電源喪失（ＴＢＰ）」において有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が 70m³/h であることから，70m³/h 以上とする。
また，上記同様の有効性評価解析において原子炉圧力容器への注水および原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合，有効性が確認されている原子炉圧力容器への注水流量が 30m³/h，原子炉格納容器へのスプレイ流量が 120m³/h であることから 150m³/h 以上とする。

【吐出圧力】
必要吐出圧力が最大となる低圧原子炉代替注水系（可搬型）接続口（屋内）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース直接敷設の圧損等を基に吐出圧力は，1.21MPa[gage]以上とする。
また，原子炉圧力容器への注水および原子炉格納容器スプレイを同時に実施する場合の吐出圧力は，必要吐出圧力が最大となる低圧原子炉代替注水系および格納容器代替スプレイ系（可搬型）接続口（南）を使用する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，ホース直接敷設の圧損等を基に 1.44MPa[gage]以上とする。

⑦　適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）
a．動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）
弁動作確認は，当該系統に要求される準備時間を満足するために中央制御室からの遠隔操作が必要な弁として，低圧原子炉代替注水系における低圧注水系Ｂ系におけるＢ－ＲＨＲ注水弁を対象とする。
頻度は，設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし，１箇月に１回，動作確認を実施する。
</td>
<td></td>
</tr>
</table>

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（３）要求される措置

適用される原子炉の状態	条　　件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
運転 起動 高温停止	A. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）が動作不能の場合	A1. 当直長は，低圧注水系１系列を起動し，動作可能であることを確認する※10 とともに，その他設備※11 が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は，当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※12 が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに ３日間 ３０日間

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
原子炉の状態が運転，起動および高温停止においては，２Ｎ要求設備である大量送水車が１Ｎ未満となった場合または当該系統に期待されている機能を達成するための系統構成（接続口を含む。）ができない場合（条件Ａ）は，当該系統の機能を満足できないことから条件として記載する。なお，低圧原子炉代替注水系（可搬型）の原子炉圧力容器までの低圧注水系と共用する配管または弁（条件Ｂ）を条件として記載する。
また，原子炉の状態が冷温停止および燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合）においては，１Ｎ未満と低圧注水系と共用する配管または弁とで要求される措置が同じになるため一つにまとめて記載する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

【運転，起動および高温停止】
A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は，対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”である低圧注水系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）含む。）が該当する。

A2. 動作不能となった重大事故等対処設備と同等の機能を有する重大事故等対処設備が動作可能であることを確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した低圧原子炉代替注水系（常設）が該当し，完了時間は対応する設計基準事故対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限（１Ｎ未満）である「３日間」とする。

【必要容量】
低圧原子炉代替注水系（常設）は「120m³/h」以上の注水流量を有する。

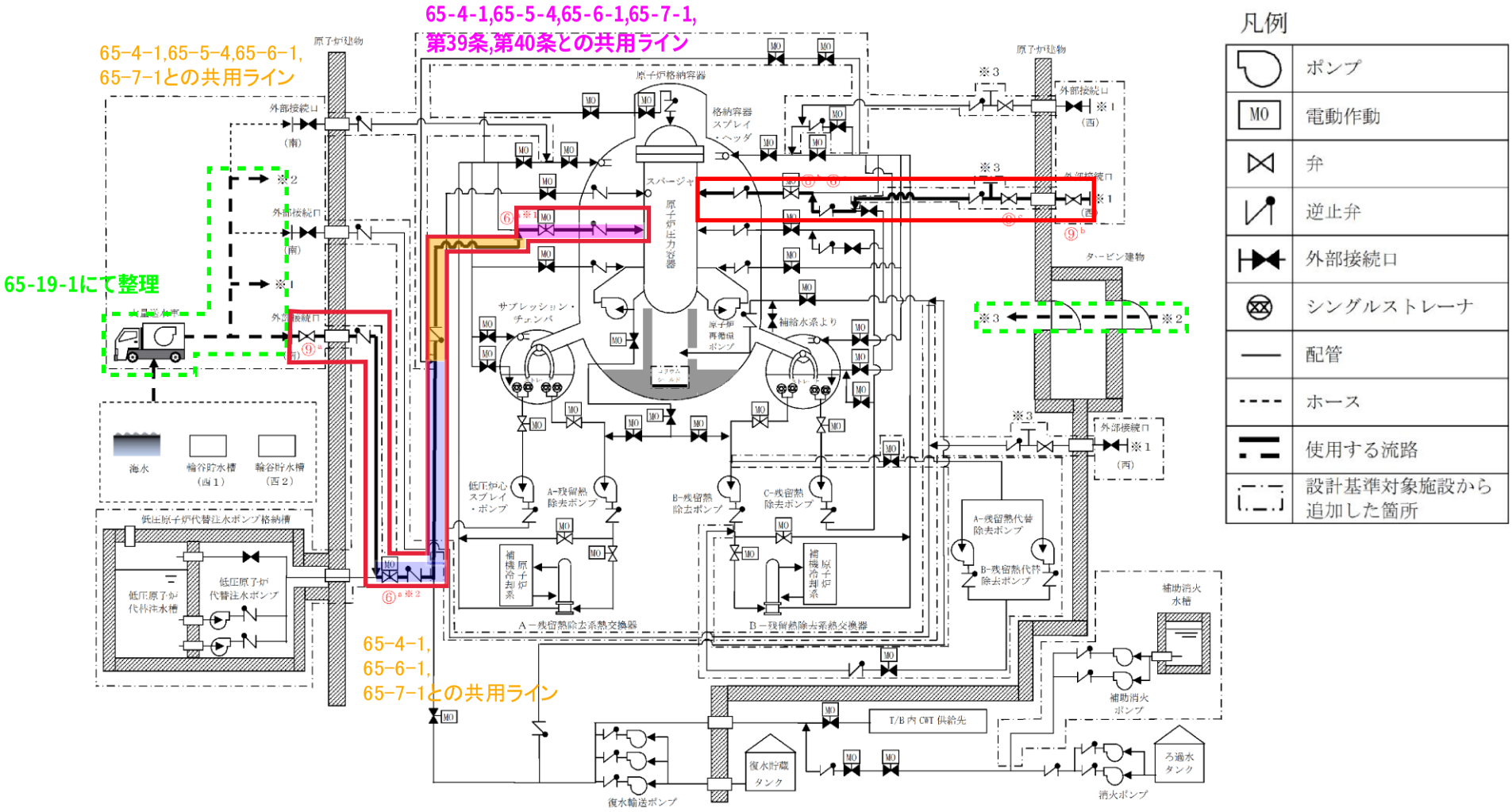
【準備時間】
低圧原子炉代替注水系（常設）による注水は，低圧原子炉代替注水系（可搬型）よりも短時間で準備できることから，時間短縮の補完措置は不要。（添付－２）

A3. 当該系統を復旧する。完了時間は同等な機能を有する重大事故等対処設備が動作可能な場合のＡＯＴ上限である「３０日間」とする。

保安規定　第６５条　条文				記載の説明	備考
適用される原子炉の状態	条　件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間		
運転 起動 高温停止	B. 低圧注水系と共用する配管または弁が動作不能の場合	B1. 当直長は，低圧注水系２系列および低圧炉心スプレイ系を起動し，動作可能であることを確認する※10とともに，その他設備※13が動作可能であることを確認する。 および B2. 当直長は，当該機能と同等な機能を持つ重大事故等対処設備※12が動作可能であることを確認する。 および B3. 当直長は，当該系統を動作可能な状態にする。	速やかに ３日間 １０日間	【要求される措置Ｂの考え方】 低圧注水系と共用する配管または弁が故障した場合は，低圧原子炉代替注水系（可搬型）および低圧注水系がともに動作不能となるため，要求される措置 A1 が実施不可となる。そのため，保安規定変更に係る基本方針には記載していないが，安全上有効と考えられる措置を設定し，保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）で低圧注水系１系列が動作不能となった場合と同様に「１０日間」の完了時間を設定する。 B1. A1. と同様。ただし，低圧注水系１系列が動作不能の状態であることから，残りの低圧注水系２系列および低圧炉心スプレイ系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）含む。）が動作可能であることを確認する。 B2. A2. と同様。 B3. 当該系統を復旧する。完了時間は保安規定第３９条（非常用炉心冷却系その１）で定める低圧注水系１系列が動作不能の場合の完了時間「１０日間」を準用する。	
	C. 条件ＡまたはＢで要求される措置を完了時間内に達成できない場合	C1. 当直長は，高温停止にする。 および C2. 当直長は，冷温停止にする。	２４時間 ３６時間	C1.，C2. 既保安規定と同様の設定とする。	
冷温停止 燃料交換※14	A. 低圧原子炉代替注水系（可搬型）が動作不能の場合 または 低圧注水系と共用する配管または弁が動作不能の場合	A1. 当直長または課長（原子炉）は，当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を開始する。 および A2. 当直長は，第４０条で要求される非常用炉心冷却系１系列を起動し，動作可能であることを確認する※10とともに，その他の設備※15が動作可能であることを確認する。	速やかに 速やかに	【冷温停止，燃料交換（原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合または（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合）】 A1. 当該系統を動作可能な状態に復旧する措置を“速やかに”開始する。 A2. 原子炉が停止している状態であり，保安規定第４０条（非常用炉心冷却系その２）で要求される非常用炉心冷却系のうちいずれか１系列が動作可能であることを“速やかに”起動し確認する。高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系および低圧注水系（非常用ディーゼル発電機含む。）は，原子炉低圧時に十分な注水量を確保でき，かつ低圧原子炉代替注水系（可搬型）に対して独立性を確保できることから採用した。 また，原子炉停止中における崩壊熱相当の注水量が確保できる重大事故等対処設備の常設注水設備である低圧原子炉代替注水系（常設）により注水ができることを“速やかに”至近の記録により確認する。	

※10：運転中のポンプについては，運転状態により確認する。
※11：残りの低圧注水系２系列および低圧炉心スプレイ系ならびに非常用ディーゼル発電機２台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。
※12：高圧炉心スプレイ系をいう。
※13：低圧注水系および低圧炉心スプレイ系に接続する非常用ディーゼル発電機２台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。
※14：原子炉が次に示す状態となった場合は適用しない。
（１）原子炉水位がオーバーフロー水位付近で，かつプールゲートが開の場合
（２）原子炉内から全燃料が取出され，かつプールゲートが閉の場合
※15：動作可能であることを確認する機器に接続する非常用ディーゼル発電機および低圧原子炉代替注水系（常設）をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

65-4-2の範囲
赤枠にて示す



凡例

	ポンプ
MO	電動作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	シングルストレーナ
	配管
	ホース
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所

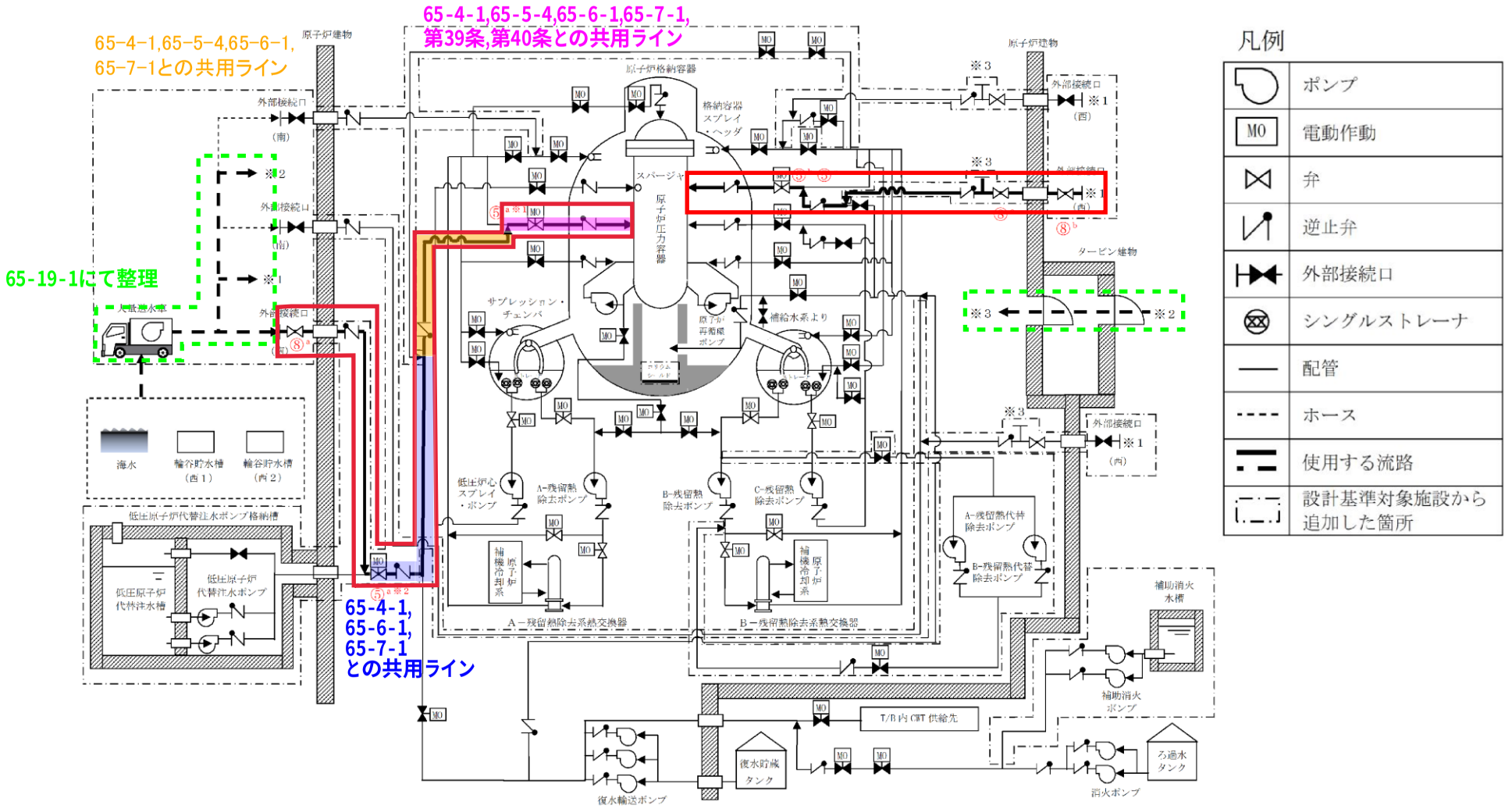
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○^{a}～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○$^{※1}$～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.4－15図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　概要図（１／２）
（交流電源が確保されている場合）

操作手順	弁名称
⑥[a]※1	Ａ－ＲＨＲ注水弁
⑥[a]※2	ＦＬＳＲ注水隔離弁
⑥[b] ⑥[c]	Ｂ－ＲＨＲ注水弁
⑨[a]	ＦＬＳＲ可搬式設備　Ａ－注水ライン流量調整弁
⑨[b]	ＦＬＳＲ可搬式設備　Ｂ－注水ライン流量調整弁
⑨[c]	ＦＬＳＲ可搬式設備　Ｂ－注水ライン止め弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○[a]～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.4－15図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　概要図（２／２）
（交流電源が確保されている場合）



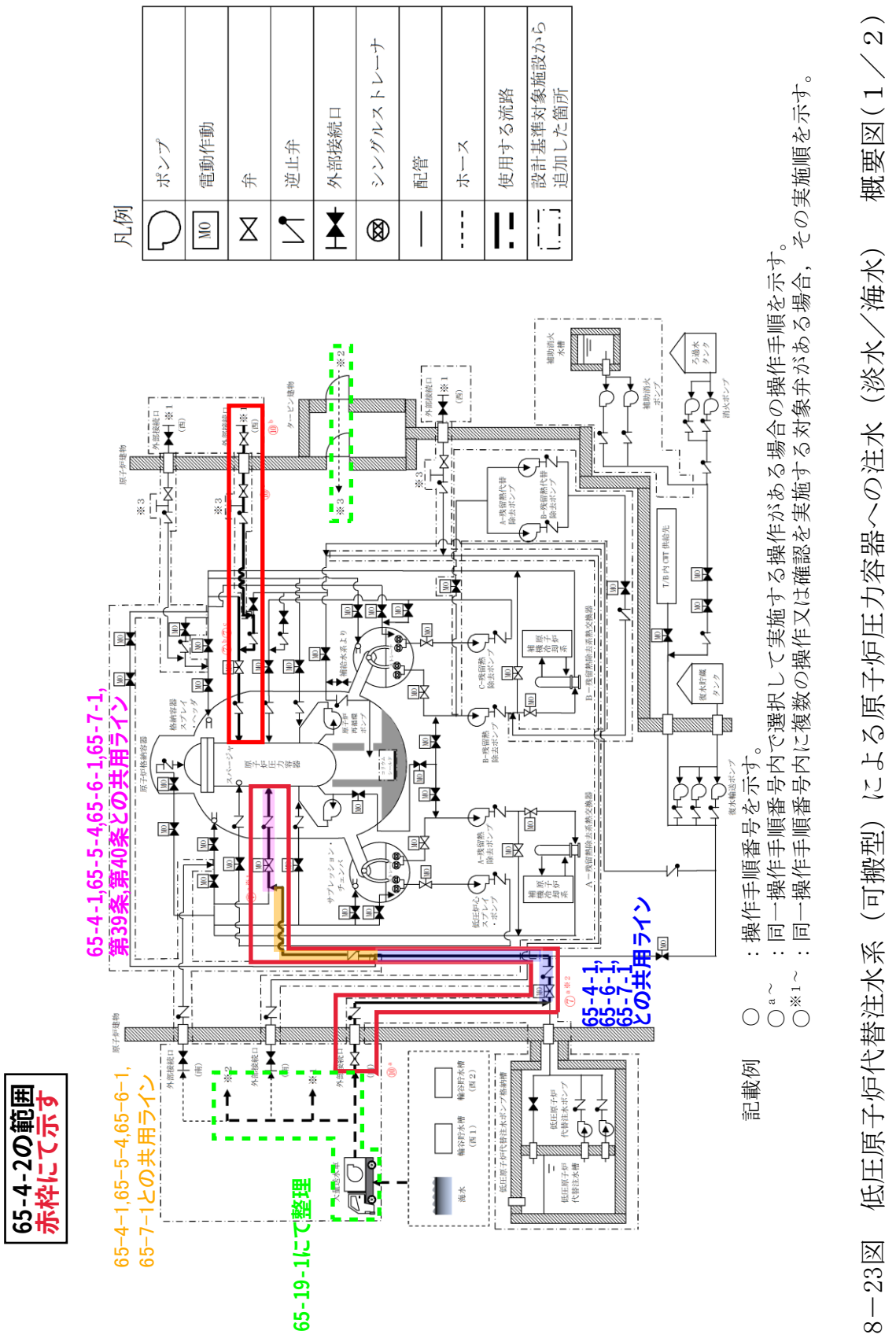
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○[a]～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○[※1]～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.4－18図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　概要図（１／２）
（全交流動力電源が喪失している場合）

操作手順	弁名称
⑤[a]※1	Ａ－ＲＨＲ注水弁
⑤[a]※2	ＦＬＳＲ注水隔離弁
⑤[b] ⑤[c]	Ｂ－ＲＨＲ注水弁
⑧[a]	ＦＬＳＲ可搬式設備　Ａ－注水ライン流量調整弁
⑧[b]	ＦＬＳＲ可搬式設備　Ｂ－注水ライン流量調整弁
⑧[c]	ＦＬＳＲ可搬式設備　Ｂ－注水ライン止め弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○[a]～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○※1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.4－18図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　概要図（２／２）
（全交流動力電源が喪失している場合）



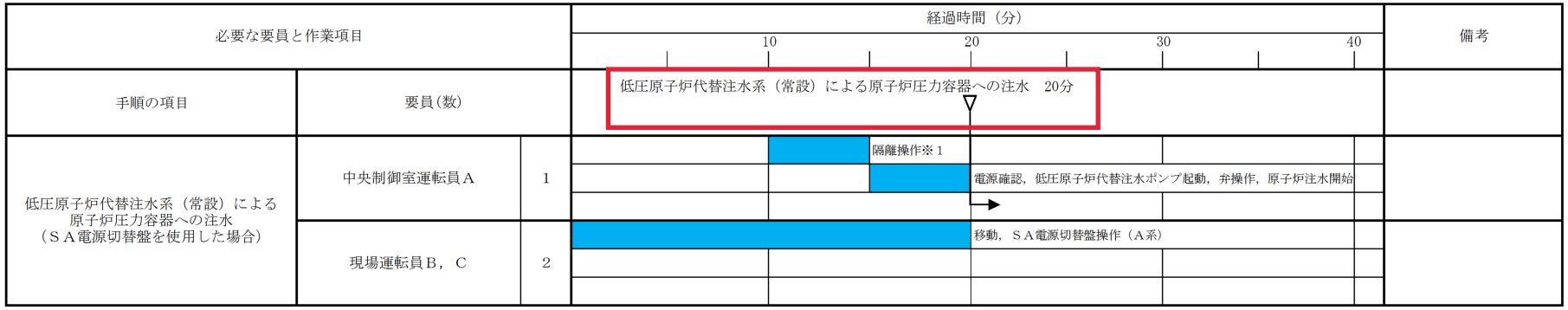
第1.8－23図 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水） 概要図（1／2）

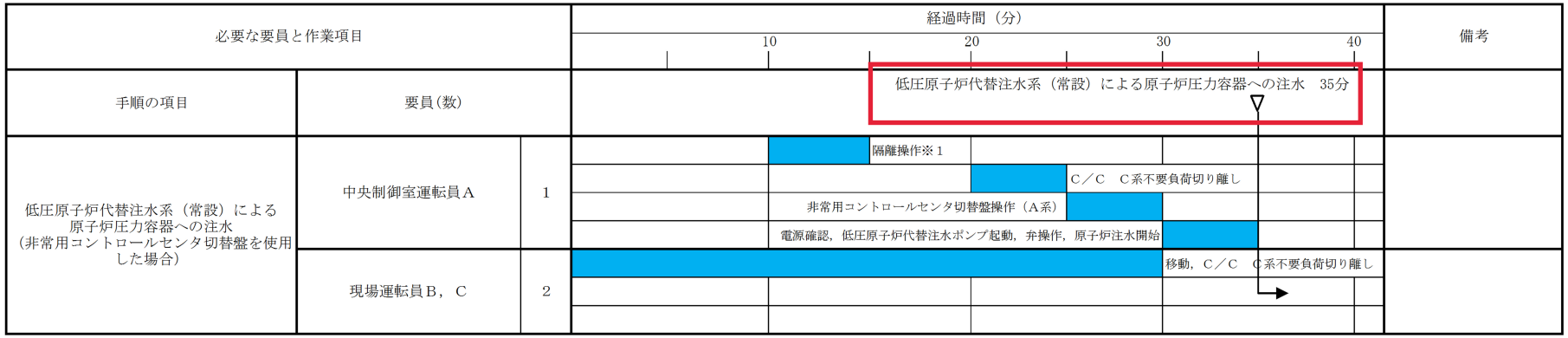
操作手順	弁名称
⑦[a]※1	Ａ－ＲＨＲ注水弁
⑦[b]⑦[c]	Ｂ－ＲＨＲ注水弁
⑦[a]※2	ＦＬＳＲ注水隔離弁
⑩[a]	ＦＬＳＲ可搬式設備　Ａ－注水ライン流量調整弁
⑩[b]	ＦＬＳＲ可搬式設備　Ｂ－注水ライン流量調整弁
⑩[c]	ＦＬＳＲ可搬式設備　Ｂ－注水ライン止め弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○[a～]　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○[※1～]　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.8－23図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　概要図（２／２）

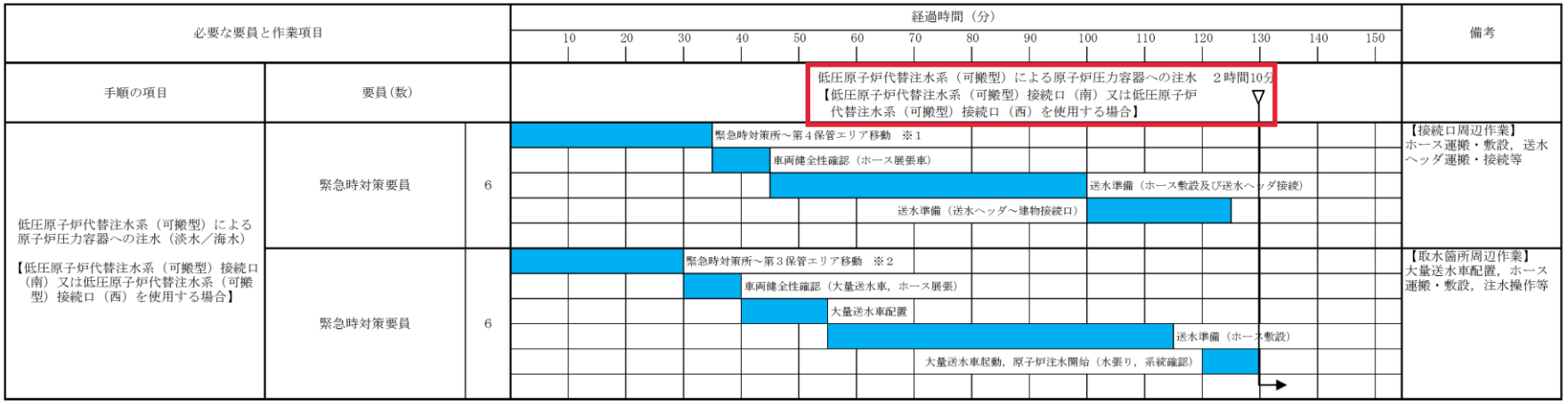
同等な機能を有することの説明（準備時間）
関連箇所を赤枠にて示す





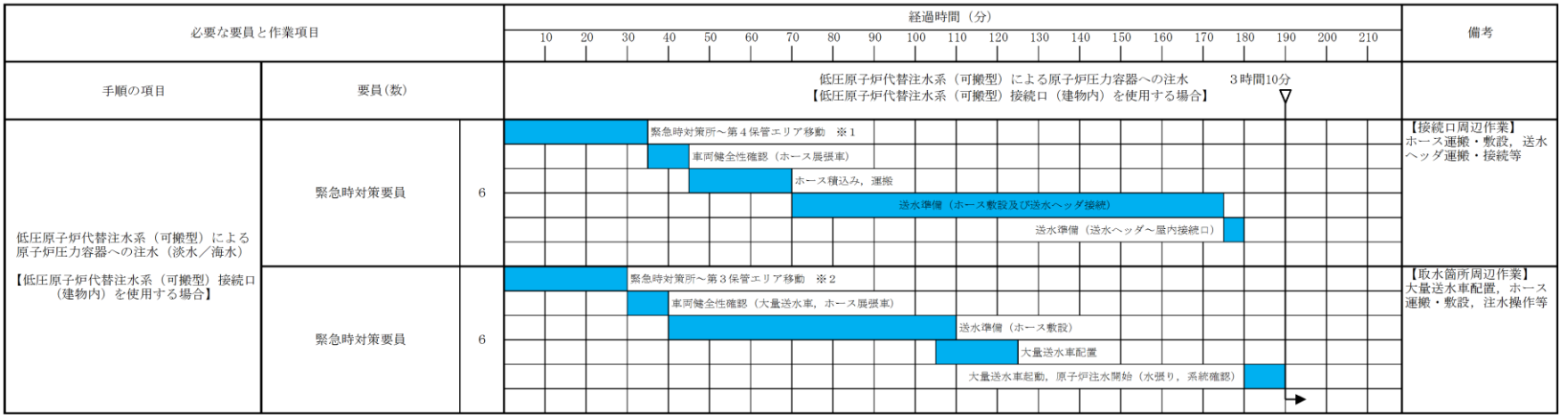
※１：原子炉冷却材喪失事象が確認された場合のみ隔離操作を実施。

第1.4－8図　低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水　タイムチャート



※１：第１保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，速やかに対応できる。

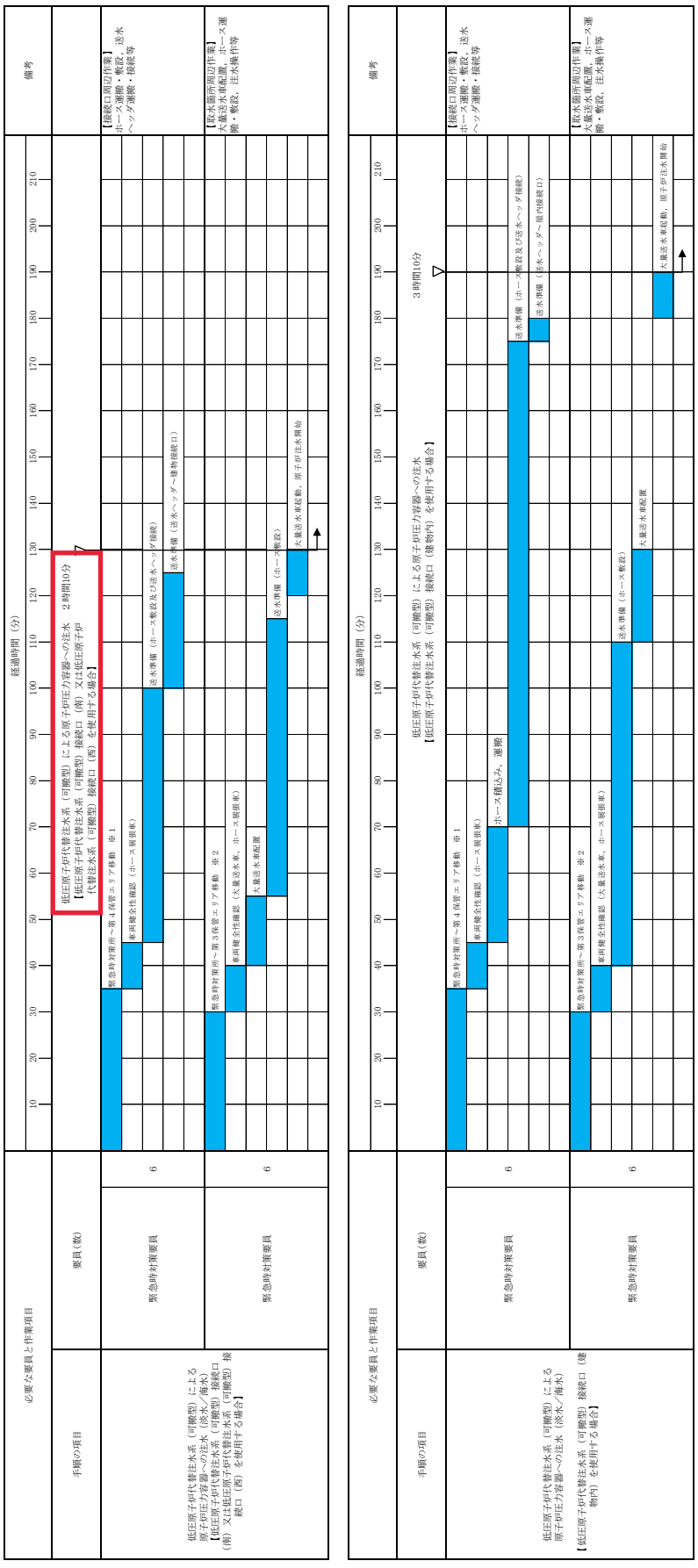
※２：第２保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，25分以内で可能である。



※１：第１保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，速やかに対応できる。

※２：第２保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，25分以内で可能である。

第1.4－17図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　タイムチャート



※1：第1保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，速やかに対応できる。
※2：第2保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，25分以内で可能である。

第1.8－24図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
タイムチャート（2／2）（大量送水車による送水）

添付資料 5.1.1

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について

運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失により，燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される目安の水位到達までの時間余裕と必要な注水量について，以下の式を用いて計算を行った。なお，事象を厳しく評価するため，発生する崩壊熱はすべて原子炉水温の上昇及び蒸発に寄与するものとし，原子炉圧力容器や水面からの放熱は考慮しない。

なお，5.1.2及び5.2.2の「燃料損傷防止対策の有効性評価」において，「１.原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮しない計算」を用いて評価を行っており，添付資料5.1.7及び添付資料5.2.2の「評価条件の不確かさの影響評価について」の一部においては，未開放状態の被ばく影響をより現実に近い想定として評価するため，「２．原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算」を用いた。

１．原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮しない計算

原子炉未開放状態において，原子炉圧力上昇に伴う原子炉冷却材の比エンタルピの上昇により，大気圧下と比べて原子炉冷却材の蒸発量は抑制されるが，ここでは原子炉圧力容器の状態によらず，保守的かつ簡易的な評価として大気圧下の原子炉冷却材の蒸発量を求めた。

(1) 100℃に至るまでの時間

100℃に至るまでの時間は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，全交流動力電源喪失時ともに約 0.95 時間である。計算は次の式で行った。

$$t_1 = (h_{100} - h_{52}) \times V_c \times \rho_{52} / (Q \times 3600)$$

t_1 ：100℃に至るまでの時間[h]
h_{100} ：100℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]＝419.10
h_{52} ：52℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]＝217.70
V_c ：保有水の体積[m^3] ＝ □
ρ_{52} ：52℃の水密度[kg/m^3] ＝ 987
Q ：崩壊熱[kW] ＝ 1.40×10^4

(2) 燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間

燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，全交流動力電源喪失時で，それぞれ約 6.1 時間と約 4.3 時間である。計算は次の式で行った。

$$t = t_1 + t_2$$
$$t_2 = (h_s - h_{100}) \times V_u \times \rho_{52} / (Q \times 3600)$$

t　：燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間[h]
t_2　：100℃到達から燃料棒有効長頂部又は放射線の遮蔽が維持される水位に至るまでの時間[h]
h_{100}　：100℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg]＝419.10
h_s　：飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 2675.57
V_u　：保有水の体積[m^3]
（燃料棒有効長頂部までの保有水の体積）＝ □
（放射線の遮蔽が維持される水位までの保有水の体積）＝ □
ρ_{52}　：52℃の水密度[kg/m^3] ＝ 987
Q　：崩壊熱[kW] ＝ 1.40×10^4

また，注水前の蒸発量は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，全交流動力電源喪失時ともに約 23[m^3/h]である。計算は次の式で行った。

（注水前の蒸発量） ＝ (Q × 3600) ／ ((h_s − h_{100}) × ρ_{100})
ρ_{100}　：100℃の水密度[kg/m^3] ＝ 958

(3) 必要な注水量
崩壊熱によって喪失する原子炉冷却材を補うために必要な注水量は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，全交流動力電源喪失時ともに約 21[m^3/h]である。計算は次の式で行った。

$$f = (Q \times 3600) / ((h_s - h_f) \times \rho_f)$$

f　：必要な注水量[m^3/h]
ρ_f　：注水（飽和水，水温 35℃）の密度[kg/m^3] ＝ 994
h_s　：飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 2675.57
h_f　：注水（飽和水，水温 35℃）の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 146.64
Q　：崩壊熱[kW] ＝ 1.40×10^4

(4) 注水中の蒸発量
注水中の蒸発量は，運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時，運転停止中の全交流動力電源喪失時ともに 0[m^3/h]である。注入された水を 100℃に上昇させる熱を崩壊熱から差し引いた熱が蒸発に使われることから，計算は次の式で行った。

$$Q \times 3600 = F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f) + S \times \rho_f \times (h_s - h_{100})$$
$$S = (Q \times 3600 - F \times \rho_f \times (h_{100} - h_f)) / (\rho_f \times (h_s - h_{100}))$$

F　：注水量[m^3/h]
（崩壊熱除去機能喪失時） ＝ 1,136（残留熱除去系定格流量）
（全交流動力電源喪失時） ＝ 200（低圧原子炉代替注水系（常設）の設計値として設定）
S　：注水中の蒸発量[m^3/h]（ただし，$S \geqq 0$）

ρ_f ：注水（飽和水，水温 35℃）の密度[kg/m^3] ＝ 994
h_s ：飽和蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 2675.57
h_{100} ：100℃の飽和水の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 419.10
h_f ：注水（飽和水，水温 35℃）の比エンタルピ[kJ/kg] ＝ 146.64
Q ：崩壊熱[kW] ＝ 1.40×10^4

２．原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果を考慮した計算
（原子炉圧力容器が閉鎖状態での評価）

(1) 逃がし安全弁（ＳＲＶ）の逃がし弁機能が作動する最低圧力に到達する時間等

5.1.2 及び 5.2.2 の「燃料損傷防止対策の有効性評価」においては原子炉圧力容器未開放状態であるが，原子炉の大気圧状態が維持される想定にて計算を実施している。ただし，実操作において崩壊熱除去機能が喪失した際の逃がし安全弁（ＳＲＶ）による減圧操作は原子炉の注水機能が確保された後となるため，原子炉圧力上昇による原子炉冷却材蒸発の抑制効果に期待でき，原子炉冷却材の蒸発量は小さくなる。

閉鎖状態における原子炉の圧力上昇と水位の関係は下の式で計算できる。ここで逃がし安全弁（ＳＲＶ）の逃がし弁機能が作動する最低圧力（7.58MPa[gage]）に到達する時間等を求めた。

$$M_s \,/\, \rho_s + M_l \,/\, \rho_l = V_{all}$$
$$M_s + M_l = M_{all}$$
$$\Delta\,(h_s \times V_s \times \rho_s + h_l \times V_l \times \rho_l) = Q\Delta t$$

※初期状態の各変数は[0]，ＳＲＶ作動圧力到達時の各変数は[1]で表す

M_s ，M_l ：気相部の蒸発量，液相部の水量[kg]
初期（大気圧，原子炉水温 52℃）：
M_{s0} ＝ 約 □ kg（飽和蒸気圧），M_{l0} ＝ 約 □ kg
M_{all} :原子炉圧力容器内の蒸気及び原子炉冷却材の総量[kg] ＝約 □ kg
ρ_s ，ρ_l ：飽和蒸気の密度，水の密度[kg/m^3]
初期（大気圧，原子炉水温 52℃）：
ρ_{s0} ＝ 0.0912 kg/m^3，ρ_{l0} ＝ 987 kg/m^3
ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]，原子炉水温 292℃）：
ρ_{s1} ＝ 40.4 kg/m^3，ρ_{l1} ＝ 728 kg/m^3
V_s ，V_l ：気相部の体積，液相部の体積[m^3]
初期（大気圧，原子炉水温 52℃）：
V_{s0} ＝ 約 □ m^3，V_{l0} ＝ 約 □ m^3
V_{all} ：原子炉圧力容器内の体積[m^3] ＝ 約 □ m^3
h_s ，h_l ：飽和蒸気，水のエンタルピ[kJ/kg]
初期（大気圧，原子炉水温 52℃）：
h_{s0} ＝ 2594.84 kJ/kg，h_{l0} ＝ 217.70 kJ/kg
ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]，原子炉水温 292℃）：
h_{s1} ＝ 2763.55 kJ/kg，h_{l1} ＝ 1300.63 kJ/kg

Q　　：崩壊熱量[kJ/s] ＝ 1.40×10^{4} kJ/s（原子炉停止１日後）
Δt　　：事象発生後の時間[s]

上記式より
ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]，原子炉水温 292℃）の液相部の水量[kg]
M_{11} ＝ 約 2.364×10^{5} kg
ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]，原子炉水温 292℃）の液相部の体積[m^3]
V_{11} ＝ 約 [　　] m^3
事象発生後の時間[s]
Δt ＝ 約 1.9×10^{4}[s] → ５時間以上

となり，事象発生約５時間後までに約 2.5t の原子炉冷却材が蒸発する。ただし，熱膨張により原子炉冷却材の体積は約 82.8m^3 増加し，原子炉水位は燃料棒有効長頂部より約 8.69m 上（通常運転水位より約 3.59m 高い位置）となる。ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]）においては遮蔽評価に用いている 100℃の時の水の密度と比べて水の密度が約 0.76 倍と減少しているため，同等の遮蔽厚さに換算した場合，燃料棒有効長頂部より約 6.61m 上（通常運転水位より約 1.51m 高い位置）となり，事象発生前と同様原子炉冷却材による放射線の遮蔽は維持される。

以上より，原子炉圧力容器が閉鎖状態において崩壊熱除去機能が喪失した場合も，逃がし安全弁の作動等により原子炉内の保有水量が減少するまでの間（５時間以上），原子炉冷却材による放射線の遮蔽は維持される。

なお，原子炉停止 12 時間後を想定した際，上記の原子炉停止１日後と同様の評価式を用いて算出すると，ＳＲＶ作動圧力到達時（7.58MPa[gage]）までの時間は４時間以上となる。

第3.4.2－2表　主要評価条件（全交流動力電源喪失）（１／２）

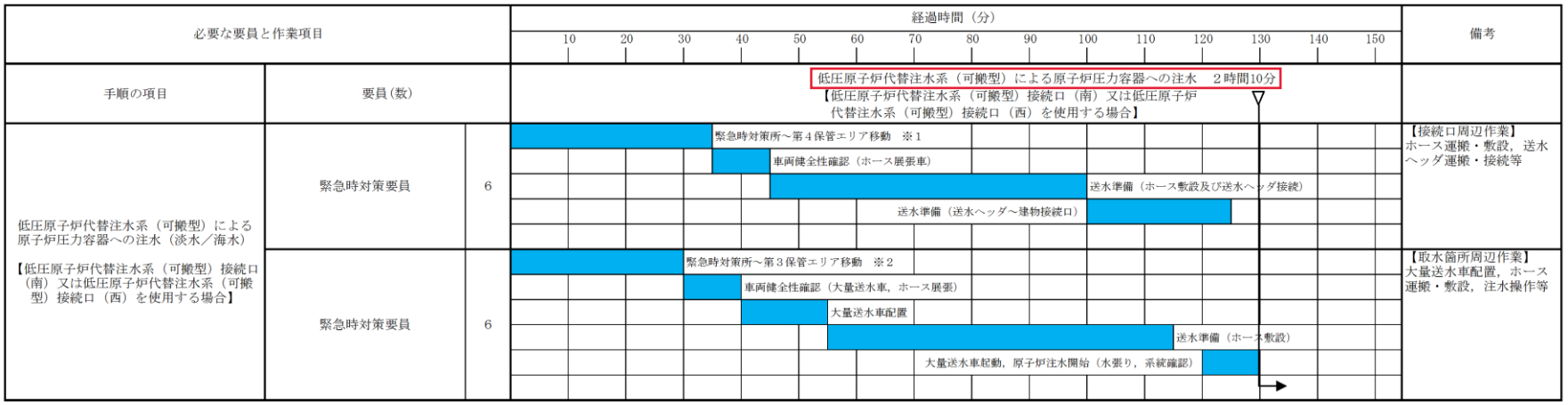
項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	原子炉圧力容器の状態	原子炉圧力容器の未開放	燃料の崩壊熱及び保有水量の観点から設定
	燃料の崩壊熱	約14.0MW （９×９燃料（Ａ型），原子炉停止１日後※1）	平衡炉心燃料の平均燃焼度33GWd/t※2を基に，ＡＮＳＩ／ＡＮＳ－5.1－1979にて算出した原子炉停止１日後の崩壊熱として設定 また，原子炉停止１日後においては，９×９燃料の方がＭＯＸ燃料よりも崩壊熱が大きく，原子炉水位低下の観点で厳しいため，ＭＯＸ燃料の評価は９×９燃料（Ａ型）の評価に包絡されることを考慮し，代表的に９×９燃料（Ａ型）を設定
	原子炉水位	通常水位 （気水分離器下端から+83cm）	原子炉停止１日後の水位
	原子炉水温	52℃	原子炉停止１日後の実績を踏まえ，原子炉は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）にて冷却されているため，その設計温度である52℃を設定
	原子炉圧力	大気圧	原子炉停止１日後の実績を考慮して設定
事故条件	起因事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって，外部電源が喪失するものとして設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定
		原子炉補機冷却系機能喪失	原子炉補機冷却系の機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合を包含する条件として設定
	外部電源	外部電源なし	起因事象として，外部電源が喪失するものとして設定

※１　原子炉停止１日後とは全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入完了及び発電機解列以前から徐々に低下させるが，崩壊熱評価はスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。
※２　サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し，10％の保守性を考慮

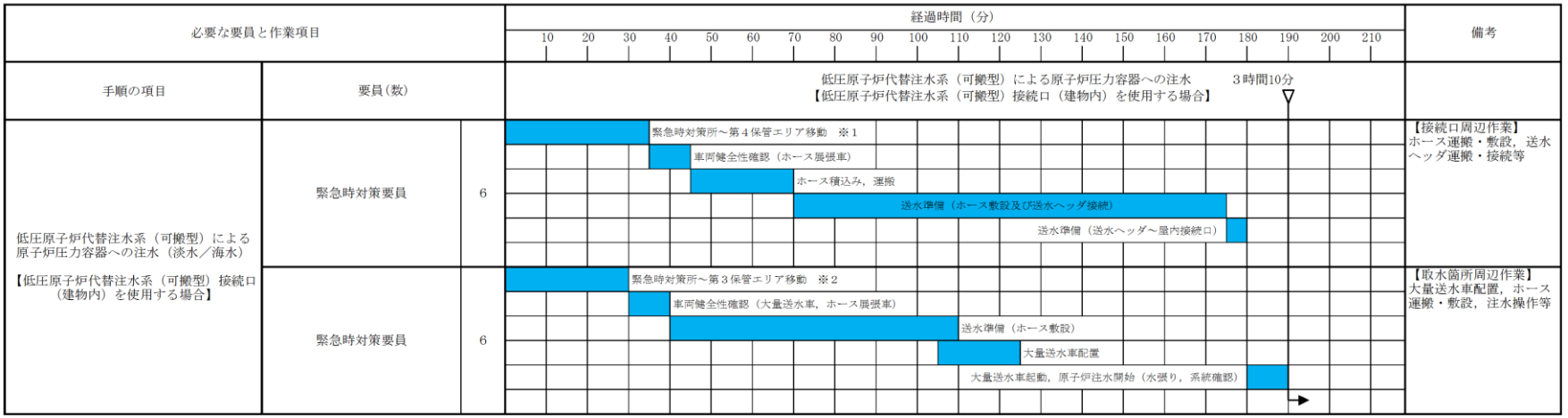
第3.4.2－2表　主要評価条件（全交流動力電源喪失）（２／２）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	低圧原子炉代替注水系（常設）	200m^3/hで原子炉注水	低圧原子炉代替注水系（常設）の設計値として設定
	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	熱交換器１基あたり約15.7MW（原子炉冷却材温度100℃，海水温度30℃において）	原子炉補機代替冷却系の設計値を考慮して設定
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から２時間後	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえた操作の時間及び系統構成の時間に余裕を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系運転操作	事象発生10時間後	原子炉補機代替冷却系の準備期間を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作	事象発生10時間後	原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱機能回復を踏まえて設定

同等な機能を有することの説明（準備時間）
関連箇所を赤枠にて示す

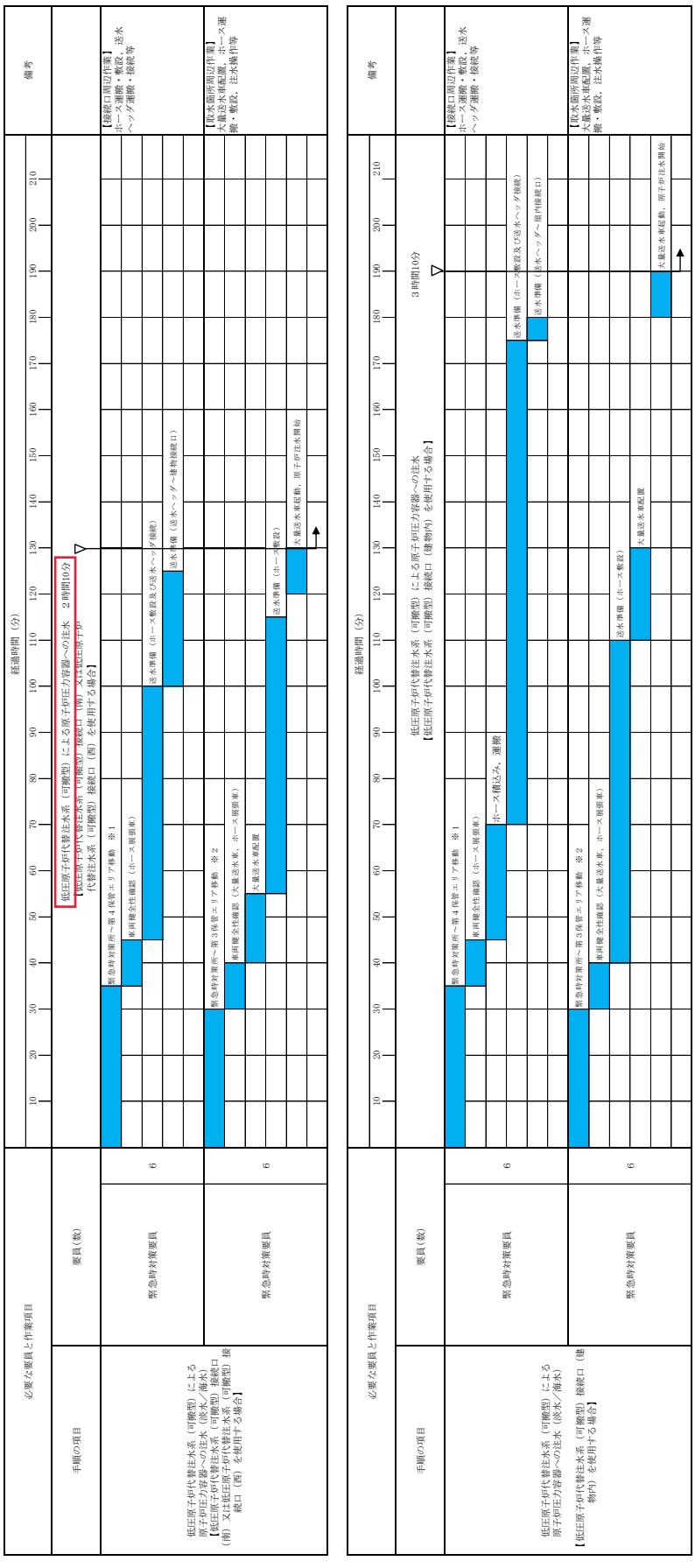


※１：第１保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，速やかに対応できる。
※２：第２保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，25分以内で可能である。



※１：第１保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，速やかに対応できる。
※２：第２保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，25分以内で可能である。

第1.4－17図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）　タイムチャート



※1：第１保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，速やかに対応できる。
※2：第２保管エリアの可搬型設備を使用した場合は，25分以内で可能である。

第1.8－24図　低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水（淡水／海水）
タイムチャート（２／２）（大量送水車による送水）

(2)　操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し，その結果を以下に示す。

操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作は，通常運転水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約 4.3 時間，原子炉水位が燃料棒有効長頂部まで低下する時間は事象発生から約 6.1 時間であり，事故を認知して注水を開始するまでの時間が事象発生から２時間後であるため，準備時間が確保できることから，時間余裕がある。

操作条件の原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作は，事象発生から 10 時間後の操作であるため，準備時間が確保できることから，時間余裕がある。仮に，操作が遅れる場合は，低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への注水を継続する。

(3)　まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果，評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

このほか，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間には時間余裕がある。

3.4.2.4　必要な要員及び資源の評価

(1)　必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において，重大事故等対策時に必要な要員は，「3.4.2.1(3)　燃料損傷防止対策」に示すとお

保安規定第６５条

表６５－５「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」

「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」

「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」

「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備」

６５－５－１「格納容器フィルタベント系」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付十追補１（系統図）

添付－２　運転上の制限に関する所要数，必要容量

（１）設置変更許可申請書　添付八（所要数，必要容量）

（２）設置変更許可申請書　添付八（設備仕様）

（３）設計及び工事計画認可申請書　説明書（設定根拠）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

表６５－５　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備

６５－５－１　格納容器フィルタベント系 ①

（１）運転上の制限

項　　目 ②	運転上の制限 ③
格納容器フィルタベント系	格納容器フィルタベント系が動作可能であること※1※2

適用される原子炉の状態 ④	設　　備 ⑤	所要数 ⑥
運転 起動 高温停止	第１ベントフィルタスクラバ容器	４個
	第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器	１個
	圧力開放板	１個
	第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	※３
	第１ベントフィルタ出口水素濃度	※３
	可搬式窒素供給装置	※４
	可搬型代替交流電源設備	※５
	常設代替交流電源設備	※６
	代替所内電気設備	※７

※１：必要な弁（遠隔手動弁操作機構含む。）および配管を含む。

※２：原子炉の起動時に格納容器内点検を実施する場合は，格納容器内点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期間は運転上の制限を適用しない。

※３：第６５条（６５－１３－１　主要パラメータおよび代替パラメータ）において運転上の制限等を定める。

※４：第６５条（６５－５－２　可搬式窒素供給装置）において運転上の制限等を定める。

※５：第６５条（６５－１２－２　可搬型代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※６：第６５条（６５－１２－１　常設代替交流電源設備）において運転上の制限等を定める。

※７：第６５条（６５－１２－５　代替所内電気設備）において運転上の制限等を定める。

① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（１．５）
設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十条（１．７）
設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十二条（１．９）
設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（１．１０）が該当する。

② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１）
なお，設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（１．１０）の要求に対して運転上の制限の対象とする系統・機器は，設置許可基準規則第五十条等の規定により設置する格納容器フィルタベント系を用いて，原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し，原子炉建物内の水素濃度の上昇を緩和することが可能であることから，設置許可基準規則第五十条と同一の系統・機器を対象とする。

③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，常設重大事故等対処設備である格納容器フィルタベント系が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針４．３（１）等)

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第四十八条（１．５）
「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（手順等）」として，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原子炉格納容器の破損を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十条（１．７）
「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（手順等）」として，原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十二条（１．９）
「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（手順等）」として，炉心の著しい損傷が発生した場合に，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。

・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（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設備（手順等）」として，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し，原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するため，原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設ける（手順を定める）こと。

格納容器フィルタベント系はエアロック等の機器搬出入口が閉鎖されている状態での使用となるため，格納容器内点検を考慮し，点検後の原子炉の状態が起動になるまでの期

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（２）確認事項

項　　目 ⑦	頻　　度	担　　当
1. 第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器の性能を確認する。	定事検停止時	課長 （原子炉）
2. 第１ベントフィルタスクラバ容器の性能を確認する。	定事検停止時	課長 （原子炉）
3. 第１ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水の水酸化ナトリウムの濃度が約 □ wt%以上であることおよびｐＨが 13 以上であることを確認する。	定事検停止後の原子炉起動前に１回	課長 （原子炉）
4. 必要な電動駆動弁が動作可能であることを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	当直長
5. 遠隔手動弁操作機構を用いた弁が動作可能であることを確認する。また，動作確認後，動作確認に際して作動した弁の開閉状態を確認する。	定事検停止時	課長 （第一発電）
6. 原子炉の状態が運転，起動および高温停止において，格納容器フィルタベント系が使用可能であることを確認する。また，系統が窒素置換されていることを系統圧力が保持されていることにより確認する。	１箇月に１回	当直長
7. 原子炉の状態が運転，起動および高温停止において，第１ベントフィルタスクラバ容器のスクラビング水位が 1700㎜ 以上および 1900㎜ 以下であることを確認する。	１箇月に１回	当直長

間は運転上の制限を適用しない。

④ 格納容器フィルタベント系は，原子炉格納容器の圧力および温度を低下させるため，原子炉格納容器内における水素爆発を防止するため，また原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し，原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するために必要な設備であり，原子炉格納容器の破損が発生する可能性のある期間を機能維持期間として適用する必要がある。原子炉格納容器については，冷温停止および燃料交換の期間において，点検等を実施するためにハッチ等が開放された状態となる。そのため，格納容器フィルタベント系に運転上の制限が適用される原子炉の状態は「運転，起動および高温停止」とする。（保安規定変更に係る基本方針４．３（１）等）

⑤ ②に含まれる設備

⑥ 第１ベントフィルタスクラバ容器は４個，第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器は１個，圧力開放板は１個設置されており，これらの数を所要数とする。（添付－２）

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２等）

ａ．性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）

項目 1，2，3 が該当。

項目 3 では，水酸化ナトリウムの濃度が約 □ wt%以上であること及びｐＨが 13 以上であることを確認する（添付－２）。なお，適用される原子炉の状態の期間中にスクラバ水の補給をした場合は，水酸化ナトリウムの濃度及びｐＨが規定値以上であることを確認する。

定検時停止時の点検に合わせ，性能確認を実施する。なお，項目 3 については，定検時停止後の原子炉起動前に実施することとする。

ｂ．動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）

項目 4，5，6，7 が該当。

項目 4，5 について，格納容器フィルタベント系の排出経路に設置された隔離弁は，原子炉運転中は格納容器バウンダリを維持することが要求されるため，定事検停止時に開閉試験を実施する。

中央制御室からの遠隔操作で必要な弁を開弁できることを確認する。

また，遠隔手動弁操作設備により開弁できることを確認する。

項目 6，7 については，設計基準事故対処設備のサーベイランス頻度と同等とし，１箇月に１回，動作確認を実施する。なお，項目７で確認するフィルタ装置スクラバ水位は，設計及び工事計画認可申請書に基づき，設定する。（添付－２）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（３）要求される措置

条　　件　⑧	要求される措置　⑨	完了時間
A. 格納容器フィルタベント系が動作不能の場合	A1. 当直長は，残留熱除去系３系列を起動し，動作可能であることを確認する※８とともに，その他の設備※９が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は，可燃性ガス濃度制御系１系列を起動し，動作可能であることを確認するとともに，その他の設備※10が動作可能であることを確認する。 および A3. 当直長は，当該系統を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに ３日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は，高温停止にする。 および B2. 当直長は，冷温停止にする。	２４時間 ３６時間

※８：運転中のポンプについては，運転状態により確認する。

※９：非常用ディーゼル発電機２台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。），原子炉補機冷却水系２系列および原子炉補機海水系２系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

※10：残りの可燃性ガス濃度制御系１系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
格納容器フィルタベント系は１Ｎ要求設備であるため，動作可能な系列数が１Ｎ未満となった場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は，対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。対象となる設備は「設置変更許可申請書（添付書類十）」技術的能力で整理した“機能喪失を想定する設計基準事故対処設備”であり，炉心損傷防止および格納容器破損防止の観点から最も有効と思われる低圧注水系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）含む。），格納容器冷却系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。），原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む。），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。），原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系含む。）が該当する。なお，原子炉水位の回復には低圧注水系が３系列以上必要となることから，起動する残留熱除去系については３系列とする。

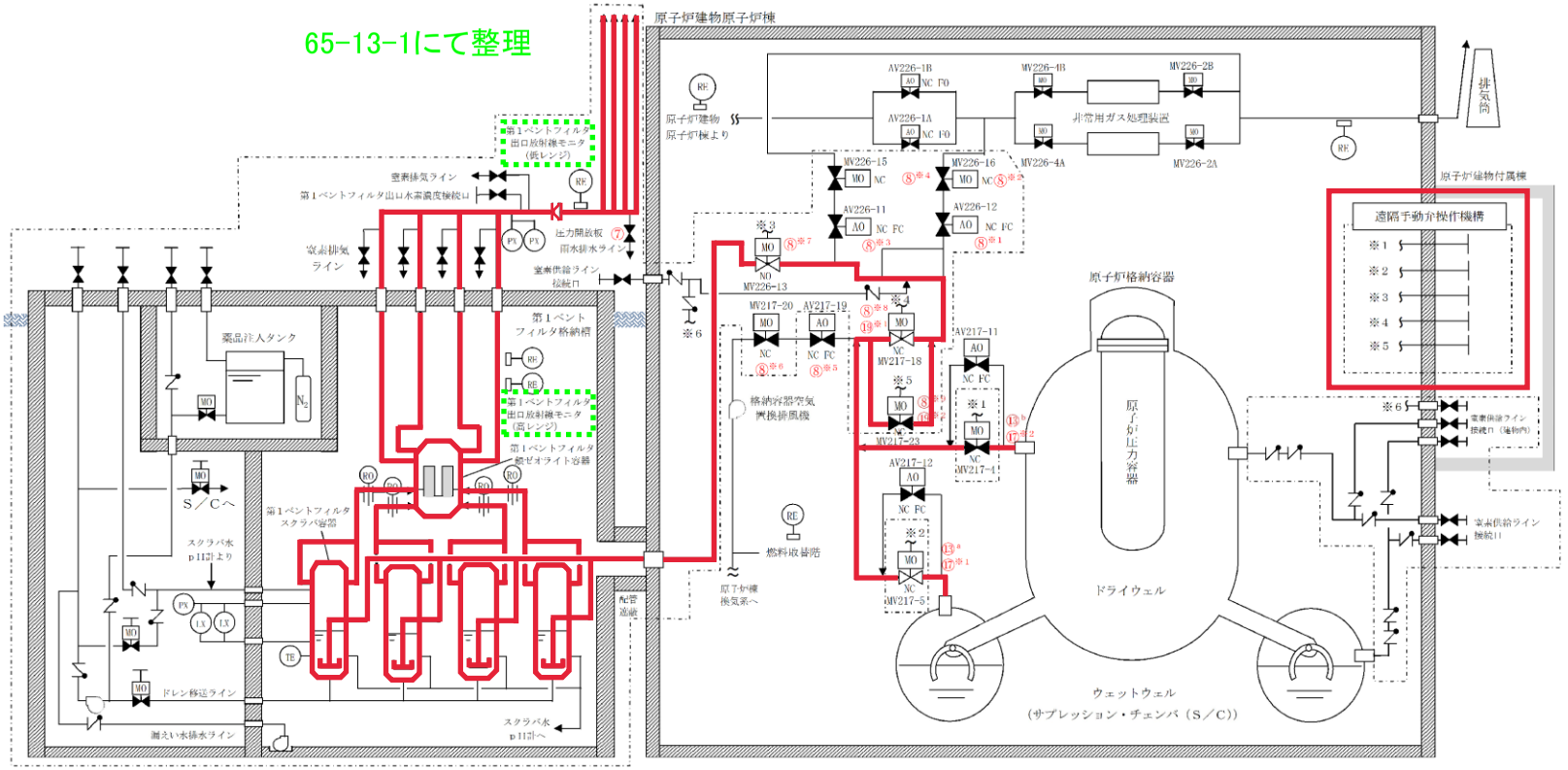
A2. 当該設備に期待する機能である「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する」の観点で最も実効的な設計基準事故対処設備を確認対象として選定することとし，具体的には可燃性ガス濃度制御系が動作可能であることを“速やかに”確認する。

A3. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は，設計基準事故対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限の「３日間」とする。

B1.，B2. 既保安規定と同様の設定とする。

65-5-1の範囲
赤線・赤枠にて示す

65-13-1にて整理



記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

凡例

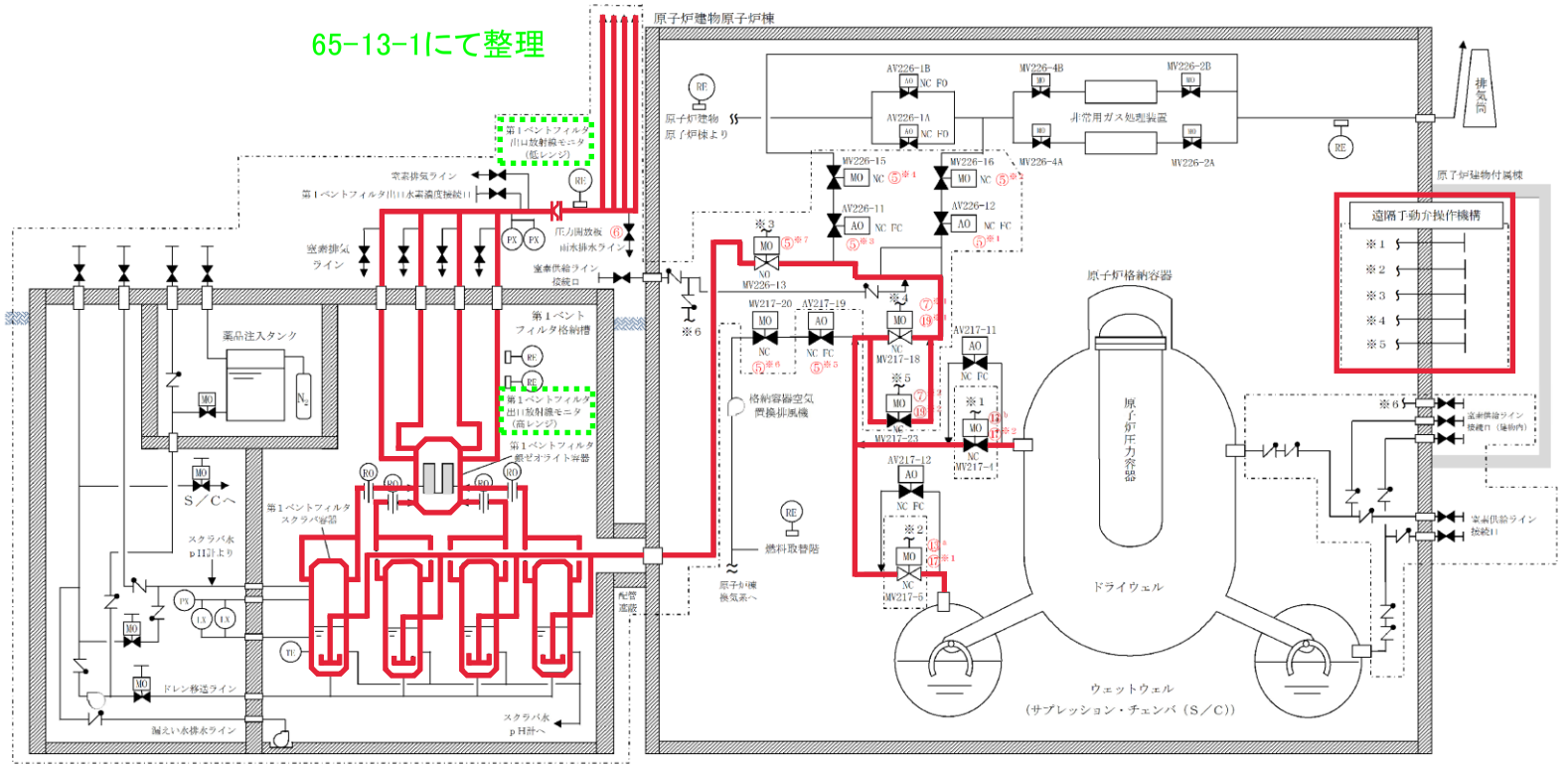
	ポンプ
MO	電動作動
AO	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
TE	温度検出要素
PX	圧力発信器
LX	液面発信器
RE	放射線検出要素
RO	流量制限オリフィス

第1.5－11図　格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱　概要図（１／２）

操作手順	弁名称
⑦	ＦＣＶＳ排気ラインドレン排出弁
⑧※1	ＳＧＴ　ＮＧＣ連絡ライン隔離弁
⑧※2	ＳＧＴ　ＮＧＣ連絡ライン隔離弁後弁
⑧※3	ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁
⑧※4	ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑧※5	ＮＧＣ常用空調換気入口隔離弁
⑧※6	ＮＧＣ常用空調換気入口隔離弁後弁
⑧※7	ＳＧＴ　ＦＣＶＳ第１ベントフィルタ入口弁（第３弁）
⑧※8⑲※1	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁（第２弁）
⑧※9⑲※2	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁（第２弁バイパス弁）
⑬a　⑰※1	ＮＧＣ　Ｎ２トーラス出口隔離弁（第１弁（Ｗ／Ｗ側））
⑬b　⑰※2	ＮＧＣ　Ｎ２ドライウェル出口隔離弁（第１弁（Ｄ／Ｗ側））

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.5－11図　格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱　概要図（２／２）



凡例

	ポンプ
MO	電動作動
AO	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
TE	温度検出要素
PX	圧力発信器
LX	液面発信器
RE	放射線検出要素
RO	流量制限オリフィス

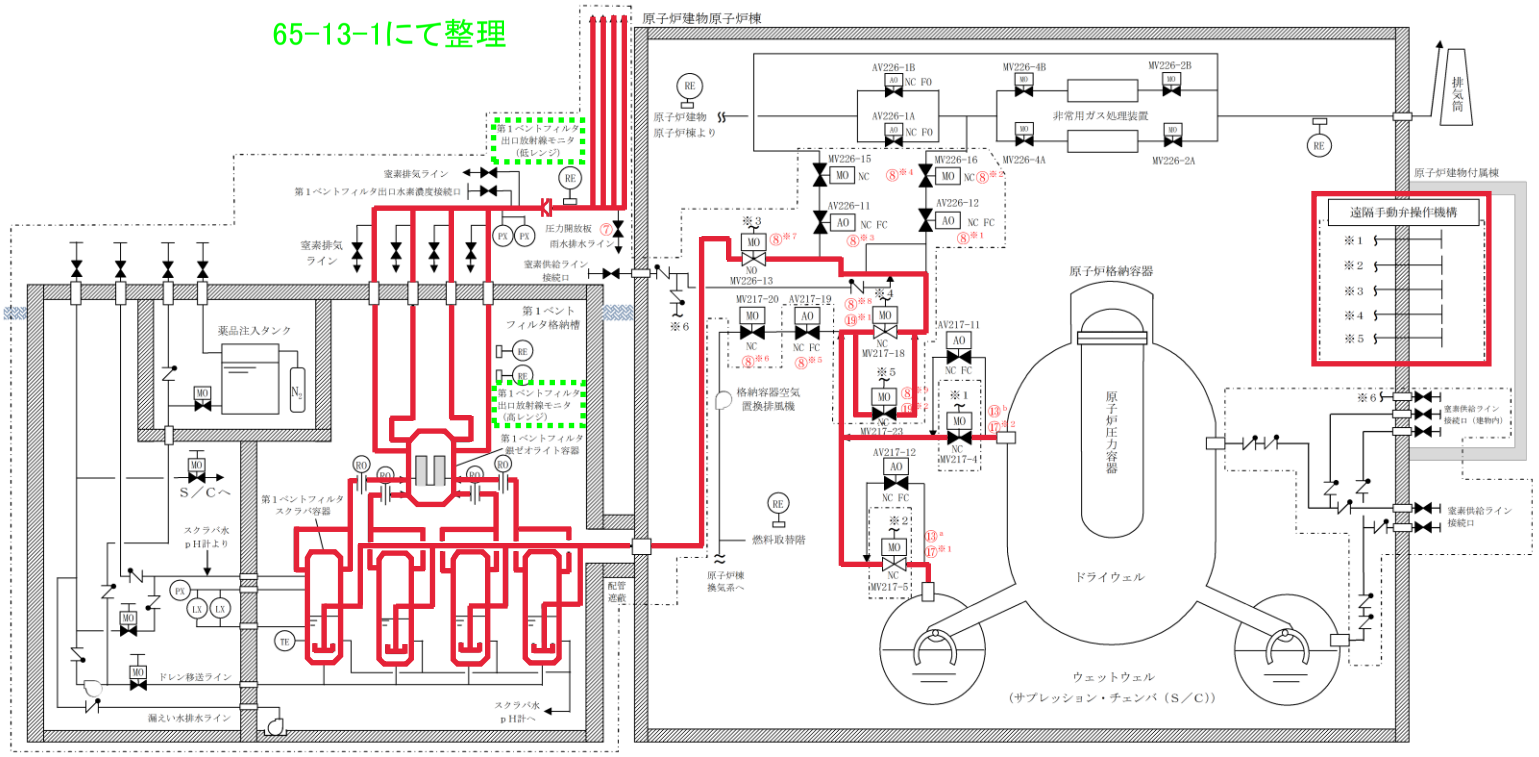
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○[a]～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○[※1]～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.5－29図　格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）　概要図（１／２）

操作手順	弁名称
⑤※1	ＳＧＴ　ＮＧＣ連絡ライン隔離弁
⑤※2	ＳＧＴ　ＮＧＣ連絡ライン隔離弁後弁
⑤※3	ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁
⑤※4	ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑤※5	ＮＧＣ常用空調換気入口隔離弁
⑤※6	ＮＧＣ常用空調換気入口隔離弁後弁
⑤※7	ＳＧＴ　ＦＣＶＳ第１ベントフィルタ入口弁（第３弁）
⑥	ＦＣＶＳ排気ラインドレン排出弁
⑦※1⑲※1	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁（第２弁）
⑦※2⑲※2	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁（第２弁バイパス弁）
⑬a⑰※1	ＮＧＣ　Ｎ２トーラス出口隔離弁（第１弁（Ｗ／Ｗ側））
⑬b⑰※2	ＮＧＣ　Ｎ２ドライウェル出口隔離弁（第１弁（Ｄ／Ｗ側））

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.5－29図　格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）　概要図（２／２）



凡例

	ポンプ
MO	電動作動
AO	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
TE	温度検出要素
PX	圧力発信器
LX	液面発信器
RE	放射線検出要素
RO	流量制限オリフィス

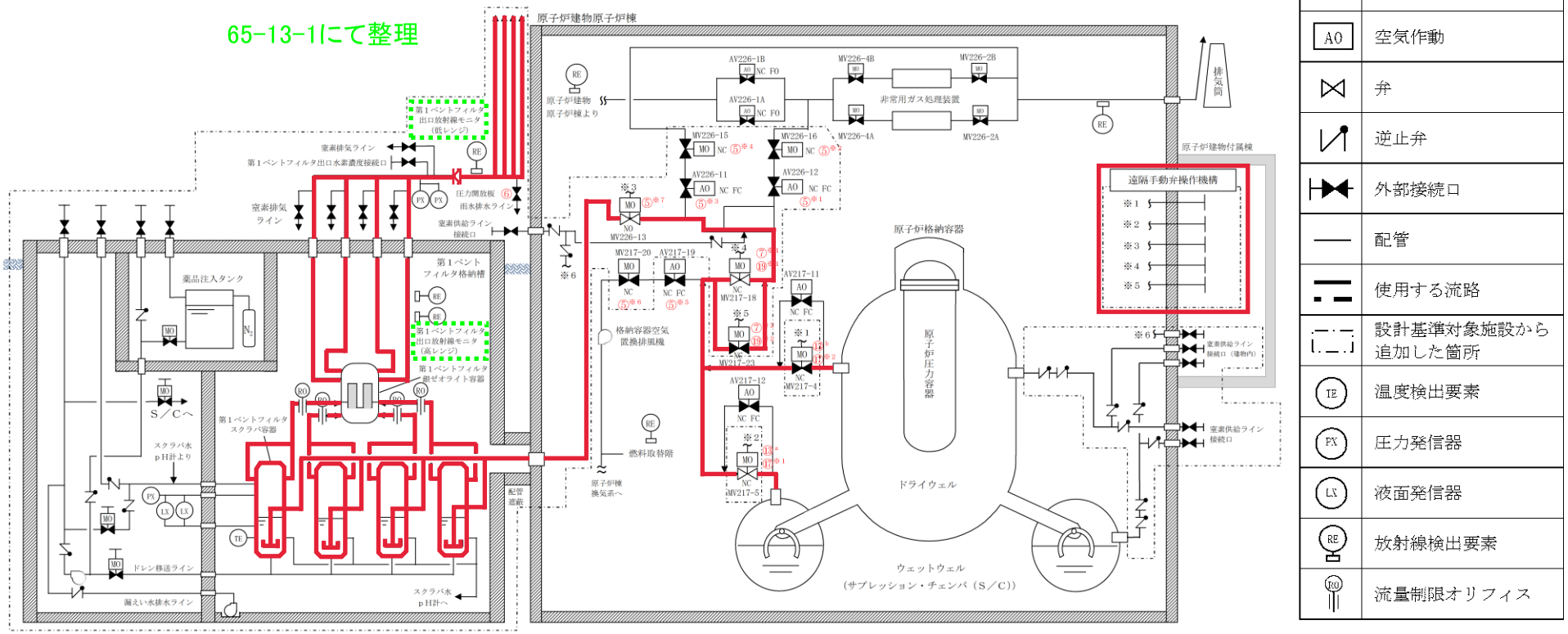
記載例 ○ ：操作手順番号を示す。
○[a]～ ：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○[※1～] ：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.7－10 図　格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱　概要図(1／2)

操作手順	弁名称
⑦	ＦＣＶＳ排気ラインドレン排出弁
⑧※1	ＳＧＴ　ＮＧＣ連絡ライン隔離弁
⑧※2	ＳＧＴ　ＮＧＣ連絡ライン隔離弁後弁
⑧※3	ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁
⑧※4	ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑧※5	ＮＧＣ常用空調換気入口隔離弁
⑧※6	ＮＧＣ常用空調換気入口隔離弁後弁
⑧※7	ＳＧＴ　ＦＣＶＳ第１ベントフィルタ入口弁 （第３弁）
⑧※8 ⑲※1	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁（第２弁）
⑧※9 ⑲※2	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 （第２弁バイパス弁）
⑬a　⑰※1	ＮＧＣ　Ｎ２トーラス出口隔離弁 （第１弁（Ｗ／Ｗ））
⑬b　⑰※2	ＮＧＣ　Ｎ２ドライウェル出口隔離弁 （第１弁（Ｄ／Ｗ））

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第 1.7－10 図　格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱　概要図（２／２）



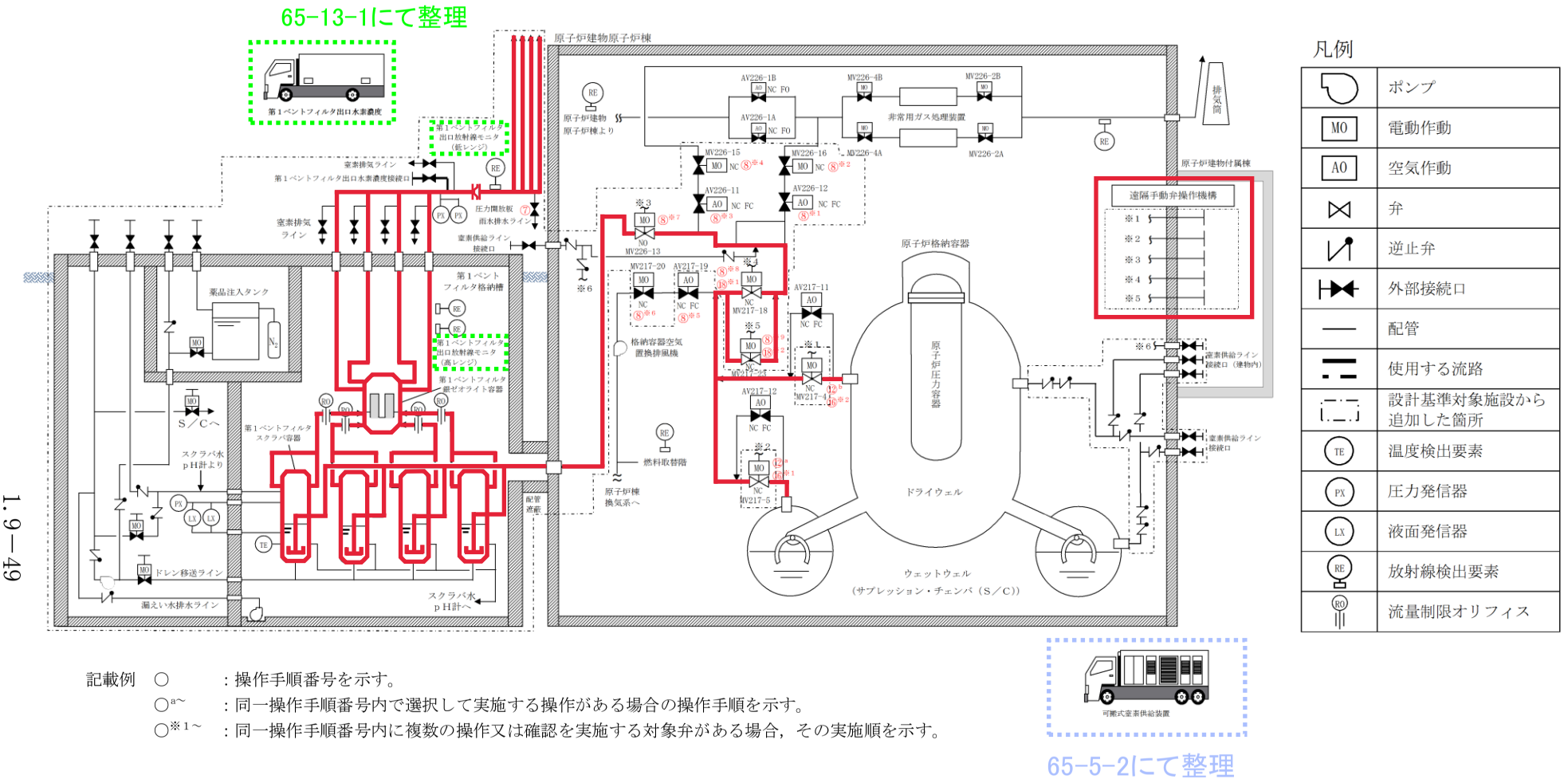
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○[a]～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○[※1]～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.7－27図　格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）　概要図（１／２）

操作手順	弁名称
⑤※1	ＳＧＴ　ＮＧＣ連絡ライン隔離弁
⑤※2	ＳＧＴ　ＮＧＣ連絡ライン隔離弁後弁
⑤※3	ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁
⑤※4	ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑤※5	ＮＧＣ常用空調換気入口隔離弁
⑤※6	ＮＧＣ常用空調換気入口隔離弁後弁
⑤※7	ＳＧＴ　ＦＣＶＳ第１ベントフィルタ入口弁 （第３弁）
⑥	ＦＣＶＳ排気ラインドレン排出弁
⑦※1 ⑲※1	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁（第２弁）
⑦※2 ⑲※2	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 （第２弁バイパス弁）
⑬a ⑰※1	ＮＧＣ　Ｎ２トーラス出口隔離弁 （第１弁（Ｗ／Ｗ））
⑬b ⑰※2	ＮＧＣ　Ｎ２ドライウェル出口隔離弁 （第１弁（Ｄ／Ｗ））

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.7－27図　格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作）　概要図（２／２）



凡例

	ポンプ
MO	電動作動
AO	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
TE	温度検出要素
PX	圧力発信器
LX	液面発信器
RE	放射線検出要素
RO	流量制限オリフィス

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○^{a}～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○$^{※1}$～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.9－7図　格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出　概要図（１／２）

操作手順	弁名称
⑦	ＦＣＶＳ排気ラインドレン排出弁
⑧※1	ＳＧＴ　ＮＧＣ連絡ライン隔離弁
⑧※2	ＳＧＴ　ＮＧＣ連絡ライン隔離弁後弁
⑧※3	ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁
⑧※4	ＳＧＴ耐圧強化ベントライン止め弁後弁
⑧※5	ＮＧＣ常用空調換気入口隔離弁
⑧※6	ＮＧＣ常用空調換気入口隔離弁後弁
⑧※7	ＳＧＴ　ＦＣＶＳ第１ベントフィルタ入口弁（第３弁）
⑧※8⑱※1	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁（第２弁）
⑧※9⑱※2	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁（第２弁バイパス弁）
⑫ａ⑯※1	ＮＧＣ　Ｎ２トーラス出口隔離弁（第１弁（Ｗ／Ｗ））
⑫ｂ⑯※2	ＮＧＣ　Ｎ２ドライウェル出口隔離弁（第１弁（Ｄ／Ｗ））

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○ａ～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.9－7図　格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出　概要図（２／２）

個設置し，格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.3.2.3　容量等

基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。

残留熱代替除去系の残留熱代替除去ポンプは，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な原子炉圧力容器への注水流量及び原子炉格納容器へのスプレイ流量を有する設計とする。

残留熱代替除去系の残留熱除去系熱交換器は，設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており，設計基準事故対処設備としての伝熱容量が，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱代替除去系で使用する原子炉補機代替冷却系は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉補機代替冷却系での圧力損失を考慮しても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポンプ車は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために屋外の接続口を使用する場合は，必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する移動式代替熱交換設備１セット１台と大型送水ポンプ車１セット１台を使用する。また，屋内の接続口を使用する場合は，大型送水ポンプ車１セット１台を使用する。移動式代替熱交換設備の保有数は，２セット２台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計３台を保管する。大型送水ポンプ車の保有数は，２セット２台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計３台を保管する。

また，原子炉補機代替冷却系の移動式代替熱交換設備及び大型送水ポン

プ車は，想定される重大事故等時において，残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却系による燃料プールの除熱に使用するため，各系統の必要な流量を確保できる容量を有する設計とする。

格納容器フィルタベント系の第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器内を減圧させるため，原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して，格納容器フィルタベント系での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。第１ベントフィルタスクラバ容器は４個を並列に設置し，第１ベントフィルタスクラバ容器１個当たりの排出流量を同等とする設計とする。

第１ベントフィルタスクラバ容器は，想定される重大事故等時において，粒子状放射性物質に対する除去効率が 99.9%以上確保できる設計とする。また，スクラビング水の待機時の薬物添加濃度は，想定される重大事故等時のスクラビング水のｐＨ値の低下を考慮しても，無機よう素に対する除去効率が 99%以上確保できるｐＨ値を維持できる設計とする。第１ベントフィルタスクラバ容器の金属フィルタは，想定される重大事故等時において，金属フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。

第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器の銀ゼオライト吸着層は，想定される排気ガスの流量に対して，有機よう素に対する除去効率が 98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さを有する設計とする。

圧力開放板は，格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

9.3.2.4　環境条件等

基本方針については，「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

第5.10－1表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器フィルタベント系

a．第１ベントフィルタスクラバ容器

第9.3－1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

b．第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第9.3－1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

c．圧力開放板

第9.3－1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

d．遠隔手動弁操作機構

第9.3－1表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 原子炉補機代替冷却系

a．移動式代替熱交換設備

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台　　数　　２（予備１）

熱交換器

組　　数　　1

伝熱容量　　約23MW

（海水温度30℃において）

移動式代替熱交換設備淡水ポンプ

台　　数　　2

容　　量	約300m^3/h/台
全 揚 程	約75m

b．大型送水ポンプ車

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台　　数	２（予備１）
容　　量	約1,800m^3/h/台
吐出圧力	1.2MPa[gage]

第9.3－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1)　残留熱代替除去系

a．残留熱代替除去ポンプ

台数　　：１（予備１）

容量　　：約150m^3/h/台

全揚程　　：約70m

b．残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

基数　　：１

伝熱容量　　：約9.1MW

c．移動式代替熱交換設備

第3.5－1表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様に記載する。

d．大型送水ポンプ車

第3.5－1表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様に記載する。

(2)　格納容器フィルタベント系

a．第１ベントフィルタスクラバ容器

兼用する設備は以下のとおり。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個　　数	４
系統設計流量	約9.8kg/s
放射性物質除去効率	99.9%以上（粒子状放射性物質に対して）
	99%以上（無機よう素に対して）

材　　料

スクラビング水　　水酸化ナトリウム水溶液（ｐH13以上）

金属フィルタ　　ステンレス鋼

ｂ．第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器

兼用する設備は以下のとおり。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個　　数　　１

系統設計流量　　約9.8kg/s

放射性物質除去効率　　98%以上（有機よう素に対して）

材　　料　　銀ゼオライト

ｃ．圧力開放板

兼用する設備は以下のとおり。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個　　数　　１

設定破裂圧力　　約80kPa[gage]

ｄ．遠隔手動弁操作機構

兼用する設備は以下のとおり。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

個　　数　　５

第9.5－1表　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1)　窒素ガス代替注入系

a．可搬式窒素供給装置

台　　数　　1（予備1）

容　　量　　約100m^3/h[normal] /台

(2)　格納容器フィルタベント系

a．第1ベントフィルタスクラバ容器

第9.3－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

b．第1ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第9.3－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

c．圧力開放板

第9.3－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

d．第1ベントフィルタ出口水素濃度

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

e．第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

(3)　水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

a．格納容器水素濃度（SA）

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

b．格納容器酸素濃度（SA）

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

c．格納容器水素濃度（B系）

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

d．格納容器酸素濃度（B系）

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

名称		第１ベントフィルタ	
		スクラバ容器	銀ゼオライト容器
容量	m^3/個	[redacted]以上（[redacted]）	—
効率	%	99.9 以上(粒子状放射性物質に対して) 99 以上(無機よう素に対して)	98 以上(有機よう素に対して)
最高使用圧力	MPa	0.853	0.427
最高使用温度	℃	200	200
個数	—	4	1

【設　定　根　拠】

(概　要)

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器フィルタベント系）として使用する第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器は，以下の機能を有する。

第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器は，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原子炉格納容器の破損（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，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために設置する。

系統構成は，原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して，第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器フィルタベント系）として使用する第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器は，以下の機能を有する。

【設　定　根　拠】（続き）

第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するため，原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ放出するために設置する。

系統構成は，原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して，第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ，ジルコニウム―水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に放出できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器フィルタベント系）として使用する第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器は，以下の機能を有する。

第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために設置する。

系統構成は，原子炉格納容器内雰囲気ガスを窒素ガス制御系等を経由して，第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建物屋上に設ける放出口から放出することで，排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

1.　容量の設定根拠

第１ベントフィルタスクラバ容器を重大事故等時において使用する場合の容量は，スクラビング水の保有水量を基に設定する。

スクラビング水の保有水量について，添付書類 VI-1-8-1「原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」において所定の放射性物質の除去性能が得られるスクラビング水の基準水位をベンチュリノズル上端から [redacted] m としているため，第１ベントフィルタスクラバ容器の容量は基準水位を保有水量へ換算した値を上回る容量として [redacted] m^3/個以上とする。

公称値については，[redacted] m^3/個とする。

第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器はフィルタであるため，容器としての記載項目である容量は設定しない。

S2 補 VI-1-1-5-7 R2

【設　定　根　拠】（続き）

2.　効率の設定根拠

第１ベントフィルタスクラバ容器の効率は，放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものとして定められている Cs-137 の放出量が 100TBq を下回ることができる性能を有するものとして，粒子状放射性物質に対して 99.9%以上，ガス状放射性無機よう素に対して 99%以上の除去効率が得られる設計とする。

第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器の効率は，環境への影響をできるだけ小さくとどめるよう，ガス状放射性有機よう素に対して 98%以上の除去効率が得られる設計とする。

3.　最高使用圧力の設定根拠

第１ベントフィルタスクラバ容器を重大事故等時に使用する場合の圧力は，重大事故等時における原子炉格納容器の使用圧力（内圧）に合わせ，0.853MPa とする。

また，第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器を重大事故等時に使用する場合の圧力は，格納容器フィルタベント系使用時の系統圧力損失を評価した結果（圧力勾配）から，第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器に発生しうる最大の圧力を上回る圧力とし，0.427MPa とする。

格納容器フィルタベント系の圧力勾配図を図 4.8.1－1 に示す。

図 4.8.1－1　格納容器フィルタベント系圧力勾配図

【設　定　根　拠】(続き)

4.　最高使用温度の設定根拠

第１ベントフィルタスクラバ容器及び第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器を重大事故等時に使用する場合の温度は，重大事故等時における原子炉格納容器の使用温度に合わせ，200℃とする。

5.　個数の設定根拠

第１ベントフィルタスクラバ容器は，重大事故等対処設備として原子炉格納容器内雰囲気ガスを放射性物質を低減させた後に，原子炉建物屋上に設ける放出口から放出するために必要な個数である25%容量のものを４個設置する。また，第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器は，重大事故等対処設備として原子炉格納容器内雰囲気ガスを放射性物質を低減させた後に，原子炉建物屋上に設ける放出口から放出するために必要な個数である１個設置する。

保安規定第６５条

表６５－５「最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」

「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」

「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」

「水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための設備」

６５－５－２「可搬式窒素供給装置」

運転上の制限等について

１．保安規定記載内容の説明

２．添付資料

添付－１　運転上の制限を設定するＳＡ設備の選定

（１）設置変更許可申請書　添付十追補１（系統図）

添付－２　運転上の制限に関する所要数，必要容量

（１）設置変更許可申請書　添付八（所要数，必要容量）

（２）設置変更許可申請書　添付八（設備仕様）

（３）設計及び工事計画認可申請書　説明書（設定根拠）

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考
６５－５－２　可搬式窒素供給装置 ① （１）運転上の制限 項　　目 ②：運転上の制限 ③ 可搬式窒素供給装置：可搬式窒素供給装置が動作可能であること※1 適用される原子炉の状態 ④：設　　備 ⑤：所要数 ⑥ 運転、起動、高温停止：可搬式窒素供給装置：１台 ※１：必要な弁および配管を含む。	① 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十条（１．７） 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十二条（１．９） 設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（１．１０）が該当する。 ② 運転上の制限の対象となる系統・機器（添付－１） なお，設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（１．１０）の要求に対して運転上の制限の対象とする系統・機器は，設置許可基準規則第五十条等の規定により設置する格納容器フィルタベント系を用いて，原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し，原子炉建物内の水素濃度の上昇を緩和することが可能であることから，設置許可基準規則第五十条と同一の系統・機器を対象とする。 ③ 以下の条文要求が運転段階でも維持できるよう，可搬型重大事故等対処設備である可搬式窒素供給装置が動作可能であることを運転上の制限とする。(保安規定変更に係る基本方針４．３（１)) ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十条（１．７） 「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（手順等)」として，原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十二条（１．９） 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（手順等)」として，炉心の著しい損傷が発生した場合に，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける（手順等を定める）こと。 ・設置許可基準規則（技術的能力審査基準）第五十三条（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設備（手順等)」として，炉心の著しい損傷が発生した場合において，原子炉格納容器から原子炉棟への水素ガスの漏えいを抑制し，原子炉棟内の水素濃度の上昇を緩和するため，原子炉格納容器から水素ガスを排出することができる設備を設ける（手順を定める）こと。 ④ 可搬式窒素供給装置は，格納容器フィルタベント系とともに使用する設備であることから，適用される原子炉の状態は格納容器フィルタベント系と同様に「運転，起動および高温停止」とする。(保安規定変更に係る基本方針４．３（１)) ⑤ ②に含まれる設備 ⑥ 可搬式窒素供給装置は，１セット１台で必要な窒素量を供給できる設計としていることから，１台を所要数とする。(保安規定変更に係る基本方針４．３（１)，添付－２)	

保安規定　第６５条　条文	記載の説明	備考

（２）確認事項

項　　目 ⑦	頻　　度	担　　当
1. 可搬式窒素供給装置の吐出圧力が 0.6MPa 以上で流量が 100Nm³/h 以上（窒素純度 99.9%以上※２にて）であることを確認する。	定事検停止時	課長 （原子炉）
2. 原子炉の状態が運転，起動および高温停止において，可搬式窒素供給装置が動作可能であることを確認する。	３箇月に１回	課長 （原子炉）

※２：酸素濃度 0.1%未満であることをもって確認する。

（３）要求される措置

条　　件 ⑧	要求される措置 ⑨	完了時間
A. 可搬式窒素供給装置が動作不能の場合	A1. 当直長は，残留熱除去系３系列を起動し，動作可能であることを確認する※３とともに，その他の設備※４が動作可能であることを確認する。 および A2. 当直長は，可燃性ガス濃度制御系１系列を起動し，動作可能であることを確認するとともに，その他の設備※５が動作可能であることを確認する。 および A3. 課長（原子炉）は，代替措置※６を検討し，原子炉主任技術者の確認を得て実施する。 および A4. 課長（原子炉）は，当該設備を動作可能な状態に復旧する。	速やかに 速やかに ３日間 １０日間
B. 条件 A で要求される措置を完了時間内に達成できない場合	B1. 当直長は，高温停止にする。 および B2. 当直長は，冷温停止にする。	２４時間 ３６時間

※３：運転中のポンプについては，運転状態により確認する。
※４：非常用ディーゼル発電機２台（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。），原子炉補機冷却水系２系列および原子炉補機海水系２系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。
※５：残りの可燃性ガス濃度制御系１系列をいい，至近の記録等により動作可能であることを確認する。
※６：代替品の補充等をいう。

⑦ 適用される原子炉の状態における確認事項を記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．２）

ａ．性能確認（機能・性能が満足していることを確認する。）
項目１が該当。
確認する吐出圧力及び流量は設計及び工事計画認可申請書に基づき設定する。（添付－２）
「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき定事検停止時に性能確認を実施する。

ｂ．動作確認（運転上の制限を満足していることを定期的に確認する。）
項目２が該当。
「保安規定変更に係る基本方針」の可搬型重大事故等対処設備のサーベイランス頻度の考え方に基づき３箇月に１回，動作可能であることを確認する。

⑧ 運転上の制限を満足していない場合の条件を記載する。
可搬式窒素供給装置は１Ｎ要求設備であるため，可搬式窒素供給装置が動作不能の場合を条件として設定する。

⑨ 要求される措置について記載する。（保安規定変更に係る基本方針４．３（２），（３））

A1. 重大事故等対処設備が動作不能となった場合は，対応する設計基準事故対処設備が動作可能であることを“速やかに”確認する。格納容器フィルタベント系とともに使用する設備であることから，それらと同様に，低圧注水系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。）含む。），格納容器冷却系（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。），原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系含む。），残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）（非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。），原子炉補機冷却水系及び原子炉補機海水系含む。）を設定する。

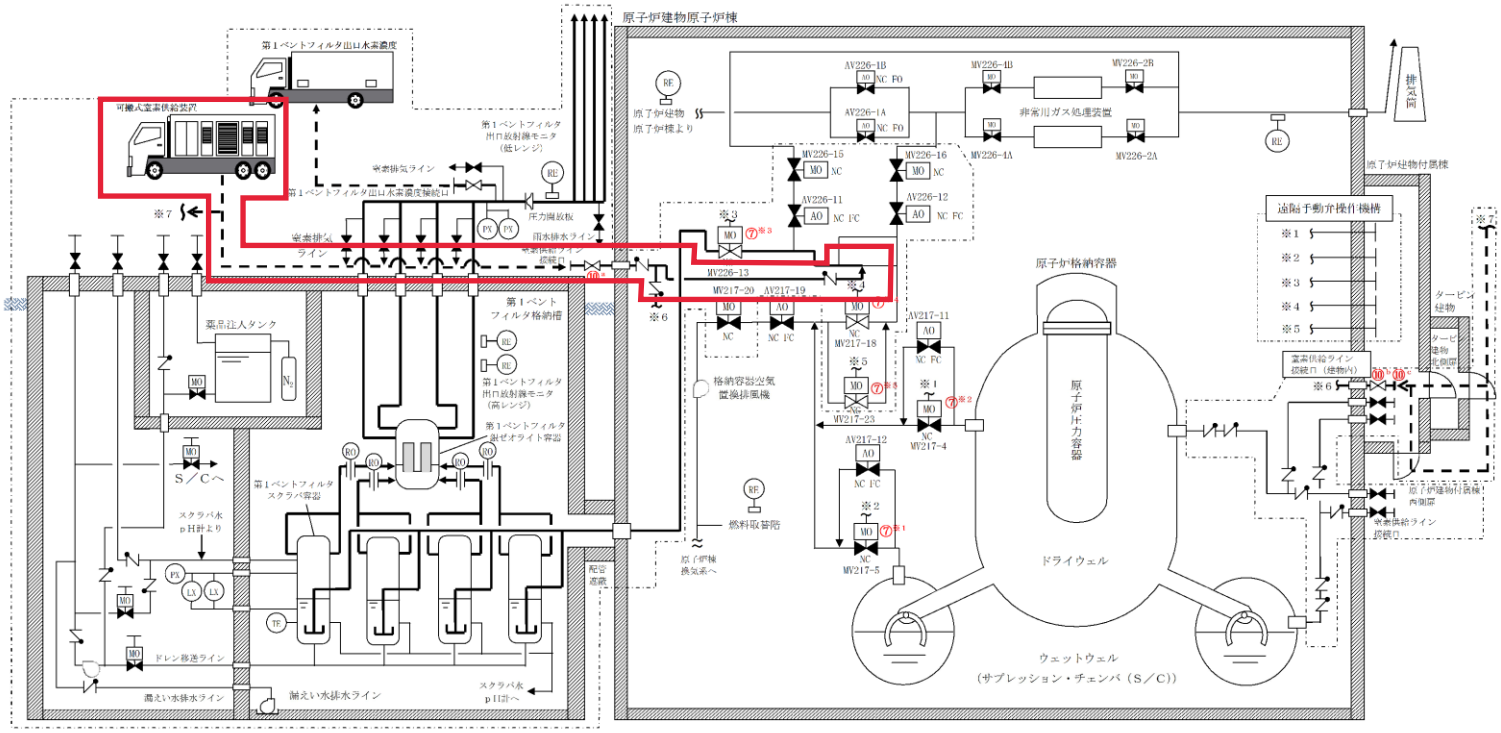
A2. 格納容器フィルタベント系と同様に，可燃性ガス濃度制御系を設定し，動作可能であることを“速やかに”確認する。

A3. 動作不能となった重大事故等対処設備の機能を補完する代替措置（可搬式窒素供給装置の補充等）を検討し，原子炉主任技術者の確認を得て実施する。完了時間は設計基準事故対処設備が動作可能である場合のＡＯＴ上限（１Ｎ未満）である「３日間」とする。

A4. 当該系統を動作可能な状態に復旧する。完了時間は代替措置を実施した場合のＡＯＴ上限の「１０日間」とする。

B1.，B2. 既保安規定と同様の設定とする。

65-5-2の範囲
赤枠にて示す



凡例

	ポンプ
MO	電動作動
AO	空気作動
	弁
	逆止弁
	外部接続口
	配管
	使用する流路
	設計基準対象施設から追加した箇所
TE	温度検出要素
PX	圧力発信器
LX	液面発信器
RE	放射線検出要素
RO	流量制限オリフィス

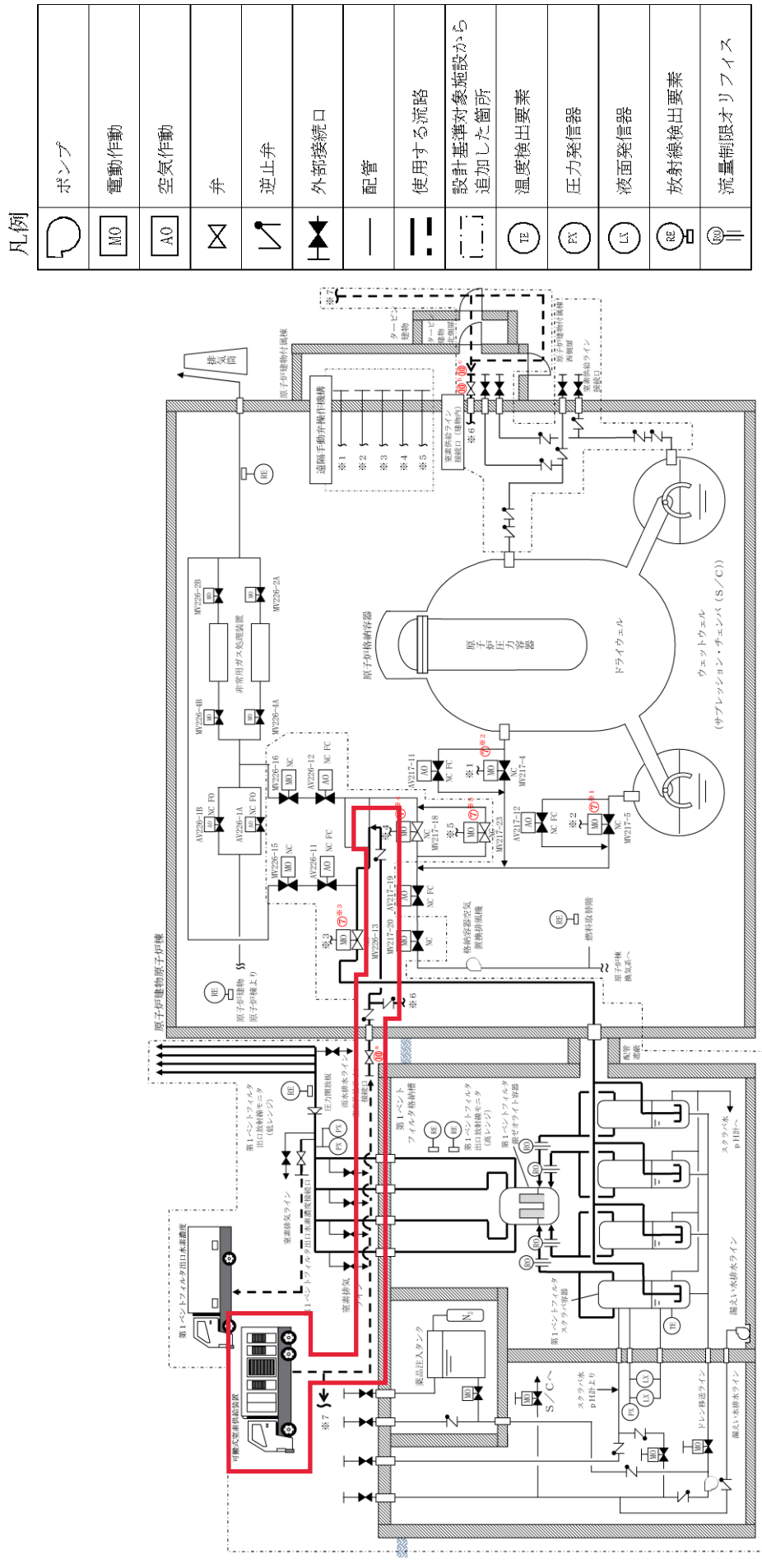
記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○[a]～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○[※1]～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.5－18図　格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ　概要図（１／２）

操作手順	弁名称
⑦※1	ＮＧＣ　Ｎ２トーラス出口隔離弁（第１弁（Ｗ／Ｗ側））
⑦※2	ＮＧＣ　Ｎ２ドライウェル出口隔離弁（第１弁（Ｄ／Ｗ側））
⑦※3	ＳＧＴ　ＦＣＶＳ第１ベントフィルタ入口弁（第３弁）
⑦※4	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁（第２弁）
⑦※5	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁（第２弁バイパス弁）
⑩a	ＦＣＶＳ窒素ガス補給元弁
⑩b⑩c	ＦＣＶＳ建物内窒素ガス補給元弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.5－18図　格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ　概要図（２／２）



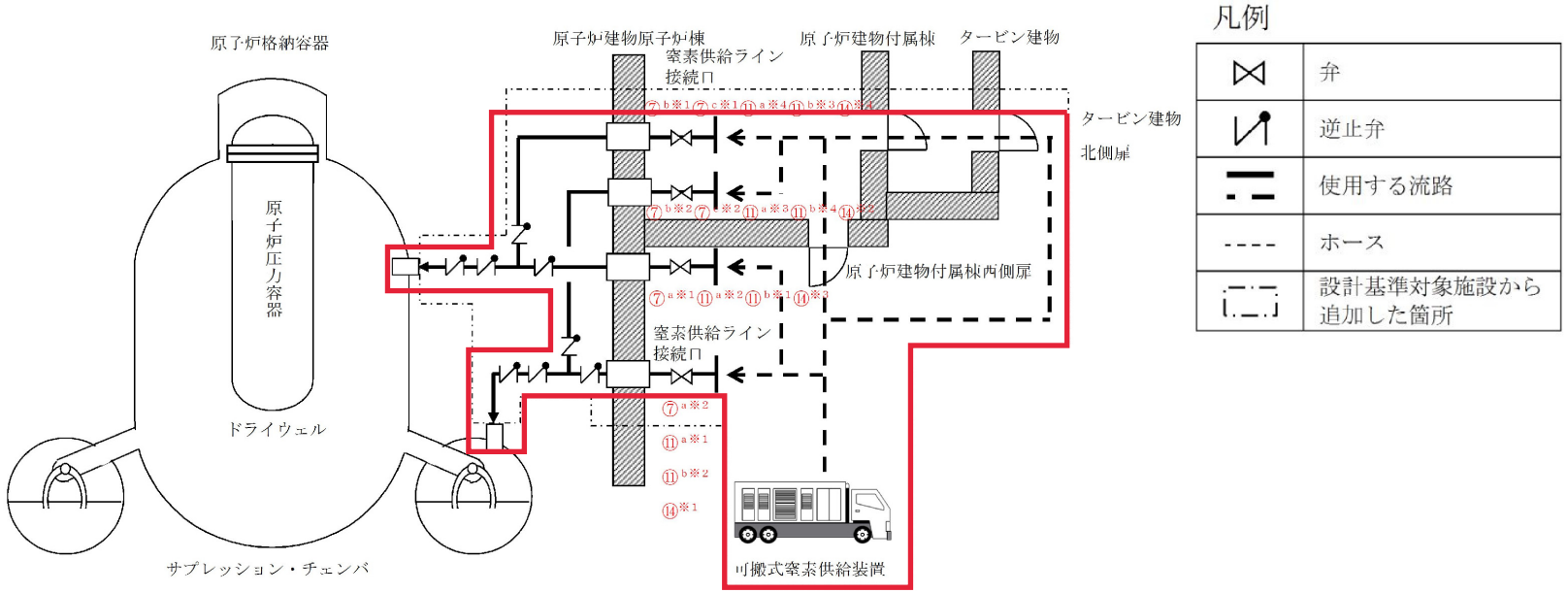
記載例 ○ ：操作手順番号を示す。
○a～ ：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～ ：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.7－17図 格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ 概要図(1／2)

操作手順	弁名称
⑦※1	ＮＧＣ　Ｎ２トーラス出口隔離弁 （第１弁（Ｗ／Ｗ））
⑦※2	ＮＧＣ　Ｎ２ドライウェル出口隔離弁 （第１弁（Ｄ／Ｗ））
⑦※3	ＳＧＴ　ＦＣＶＳ第１ベントフィルタ入口弁 （第３弁）
⑦※4	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁（第２弁）
⑦※5	ＮＧＣ非常用ガス処理入口隔離弁バイパス弁 （第２弁バイパス弁）
⑩a	ＦＣＶＳ窒素ガス補給元弁
⑩b ⑩c	ＦＣＶＳ建物内窒素ガス補給元弁

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○a～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○※1～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.7－17図　格納容器フィルタベント系停止後の窒素ガスパージ　概要図（２／２）



操作手順	弁名称
⑦$^{a※1}$ ⑪$^{a※2}$ ⑪$^{b※1}$ ⑭$^{※3}$	ＡＮＩ代替窒素供給ライン元弁（Ｄ／Ｗ側）
⑦$^{a※2}$ ⑪$^{a※1}$ ⑪$^{b※2}$ ⑭$^{※1}$	ＡＮＩ代替窒素供給ライン元弁（Ｓ／Ｃ側）
⑦$^{b※1}$ ⑦$^{c※1}$ ⑪$^{a※4}$ ⑪$^{b※3}$ ⑭$^{※4}$	ＡＮＩ建物内代替窒素供給ライン元弁（Ｄ／Ｗ側）
⑦$^{b※2}$ ⑦$^{c※2}$ ⑪$^{a※3}$ ⑪$^{b※4}$ ⑭$^{※2}$	ＡＮＩ建物内代替窒素供給ライン元弁（Ｓ／Ｃ側）

記載例　○　　：操作手順番号を示す。
○^{a}～　：同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。
○$^{※1}$～　：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合，その実施順を示す。

第1.9－5図　可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給 概要図

に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は，通常時は接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬式窒素供給装置は，輪留めによる固定等をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬式窒素供給装置は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ），格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）は，他の設備と電気的な分離をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.5.2.3　容量等

基本方針については，「1.1.7.2　容量等」に示す。

窒素ガス代替注入系の可搬式窒素供給装置は，想定される重大事故等時において，格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内における水素ガス及び酸素ガスを排出する前までに，原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にするために必要な窒素供給容量を確保するため１セット１台使用する。保有数は，１セット１台に加えて，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計２台を保管する。

格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ），格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）は，想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

格納容器水素濃度（ＳＡ），格納容器酸素濃度（ＳＡ），格納容器水素濃度（Ｂ系）及び格納容器酸素濃度（Ｂ系）は，想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため，その可燃限界濃度を測定で

第9.5－1表　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1)　窒素ガス代替注入系

ａ．可搬式窒素供給装置

台　　数	１（予備１）
容　　量	約100m^3/h[normal] /台

(2)　格納容器フィルタベント系

ａ．第１ベントフィルタスクラバ容器

第9.3－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

ｂ．第１ベントフィルタ銀ゼオライト容器

第9.3－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

ｃ．圧力開放板

第9.3－1表　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

ｄ．第１ベントフィルタ出口水素濃度

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

ｅ．第１ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

(3)　水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

ａ．格納容器水素濃度（ＳＡ）

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

ｂ．格納容器酸素濃度（ＳＡ）

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

ｃ．格納容器水素濃度（Ｂ系）

第6.4－1表　計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様に記載する。

ｄ．格納容器酸素濃度（Ｂ系）

4.6.3　窒素ガス代替注入系

名称		可搬式窒素供給装置	
		空気圧縮機	昇圧機
容量	m^3/h/個 [normal]	100 以上（100） [窒素純度 99.9%において]	
吐出圧力	MPa	0.6 以上（0.9）	
原動機出力	kW/個	55	7.5
個数	—	1（予備 1）	1（予備 1）

【設　定　根　拠】

（概　要）

重大事故等時に原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（格納容器フィルタベント系）として使用する可搬式窒素供給装置は，以下の機能を有する。

可搬式窒素供給装置は，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原子炉格納容器の破損（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，最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器フィルタベント系を不活性化するために設置する。

系統構成は，最終ヒートシンクへ熱を輸送する格納容器フィルタベント系のベント停止に向け，可搬式窒素供給装置と格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口　（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し，格納容器フィルタベント系の系統内に窒素ガスを注入することにより，格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（窒素ガス代替注入系）として使用する可搬式窒素供給装置は，以下の機能を有する。

可搬式窒素供給装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう，原子炉格納容器内を不活性化するために設置する。

系統構成は，可搬式窒素供給装置と窒素ガス代替注入系ドライウェル側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系ドライウェル側供給用接続口（屋内）及び窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（南）又は窒素ガス代替注入系サプレッションチェンバ側供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し，原子炉格納容器に窒素ガスを注入することにより，原子炉格納容器を不活性化できる設計とする。

【設　定　根　拠】（続き）

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備（格納容器フィルタベント系）として使用する可搬式窒素供給装置は，以下の機能を有する。

可搬式窒素供給装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する格納容器フィルタベント系を不活性化するために設置する。

系統構成は，原子炉格納容器内における水素爆発による破損及び水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止する格納容器フィルタベント系のベント停止後に，可搬式窒素供給装置と格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し，格納容器フィルタベント系の系統内に窒素ガスを注入することにより，格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化できる設計とする。

重大事故等時に原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の圧力逃がし装置（格納容器フィルタベント系）として使用する可搬式窒素供給装置は，以下の機能を有する。

可搬式窒素供給装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がす格納容器フィルタベント系を不活性化するために設置する。

系統構成は，原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がす格納容器フィルタベント系のベント停止後に，可搬式窒素供給装置と格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（南）又は格納容器フィルタベント系窒素ガス供給用接続口（屋内）を可搬式窒素供給装置用ホースで接続し，格納容器フィルタベント系の系統内に窒素ガスを注入することにより，格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化できる設計とする。

1.　容量

可搬式窒素供給装置を重大事故等時において使用する場合の容量は，重大事故等対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）のうち水素燃焼において，設計基準対象施設である可燃性ガス濃度制御系性能評価で使用しているG値を採用した場合に，有効性が確認されている窒素注入量が窒素純度99.9%において100m³/h[normal]であることから，100m³/h/個[normal]以上とする。

公称値については，要求される容量以上である100m³/h/個[normal]とする。

S2 補 VI-1-1-5-7 R2

【設　定　根　拠】（続き）

2.　吐出圧力

可搬式窒素供給装置の重大事故等時における吐出圧力は，原子炉格納容器に窒素を注入する流量 100m³/h[normal]を確保するときの，原子炉格納容器圧力，機器及び配管・弁類の圧損並びにホース圧損を基に設定する。

原子炉格納容器圧力	0.427 MPa
機器及び配管・弁類の圧損	[redacted] MPa
ホース圧損	[redacted] MPa
	[redacted] MPa

以上より，可搬式窒素供給装置の吐出圧力は，[redacted]MPa 以上である 0.6MPa とする。

公称値については，要求される吐出圧力以上である 0.9MPa とする。

3.　原動機出力

可搬式窒素供給装置を駆動する際の原動機出力は，メーカ設定値より空気圧縮機が 55kW，昇圧機が 7.5kW となる。

以上より，可搬式窒素供給装置原動機出力は，空気圧縮機が 55kW，昇圧機が 7.5kW とする。

4.　個数

可搬式窒素供給装置（原動機含む。）は，重大事故等対処設備として原子炉格納容器内及び格納容器フィルタベント系の系統内を不活性化するために必要な個数である 1 個に，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として予備 1 個を分散して保管する。